

女川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	2022年7月20日

女川原子力発電所2号炉

LCO, AOT及びサーベランスの設定

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2022年7月

東北電力株式会社

目 次

1. LCO等の設定について

2. 女川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66条各表)

資料1.(3) 表66-1～表66-19 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66-1～表66-19 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66条 記載方法の類型化, 記載例及び記載の考え方

資料2.(2) 保安規定第66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66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、機器及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、要求される措置及び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、要求される措置及び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」（BWR6社令和元年5月9日作成、令和元年8月1日最終改訂）へ示したことから、これに基づき、女川原子力発電所原子炉施設保安規定（以下、「女川原子力発電所保安規定」という。）へLCO等を規定する。

2. 女川原子力発電所保安規定へ規定するLCO等について

女川原子力発電所保安規定第66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）

① SA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。)及び「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，技術基準規則及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及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）「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」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，何れかの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) 最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送するための設備としての格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベント系は，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, 所要数及び適用モードが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設備のうち追補又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、又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、そもそも原子炉格納容器や使用済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、原子炉格納容器及び使用済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（格納容器スプレイ冷却モード）及び使用済燃料プール水位・温度確認を対応するDB設備として新たに設定する。

⑥ LCO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(1), 4.3 添付-2) により, あるSA設備の基準要求及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 添付十有効性評価及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 添付十有効性評価及び追補にて, 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 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}又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設備若しく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 添付十有効性評価及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 添付十有効性評価及び追補にて，SA設備の機能を満足するための準備時間を確認する。機能及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66条 各表）」とする。

⑧ LCO，サーベイランス，要求される措置及び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及び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66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，要求される措置及び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66条 各表）」，設置変更許可申請書 添付十有効性評価及び追補を確認し，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1-3（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，女川原子力発電所保安規定第73条第5項及び第8項に定めるとおり，サーベイランス又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。

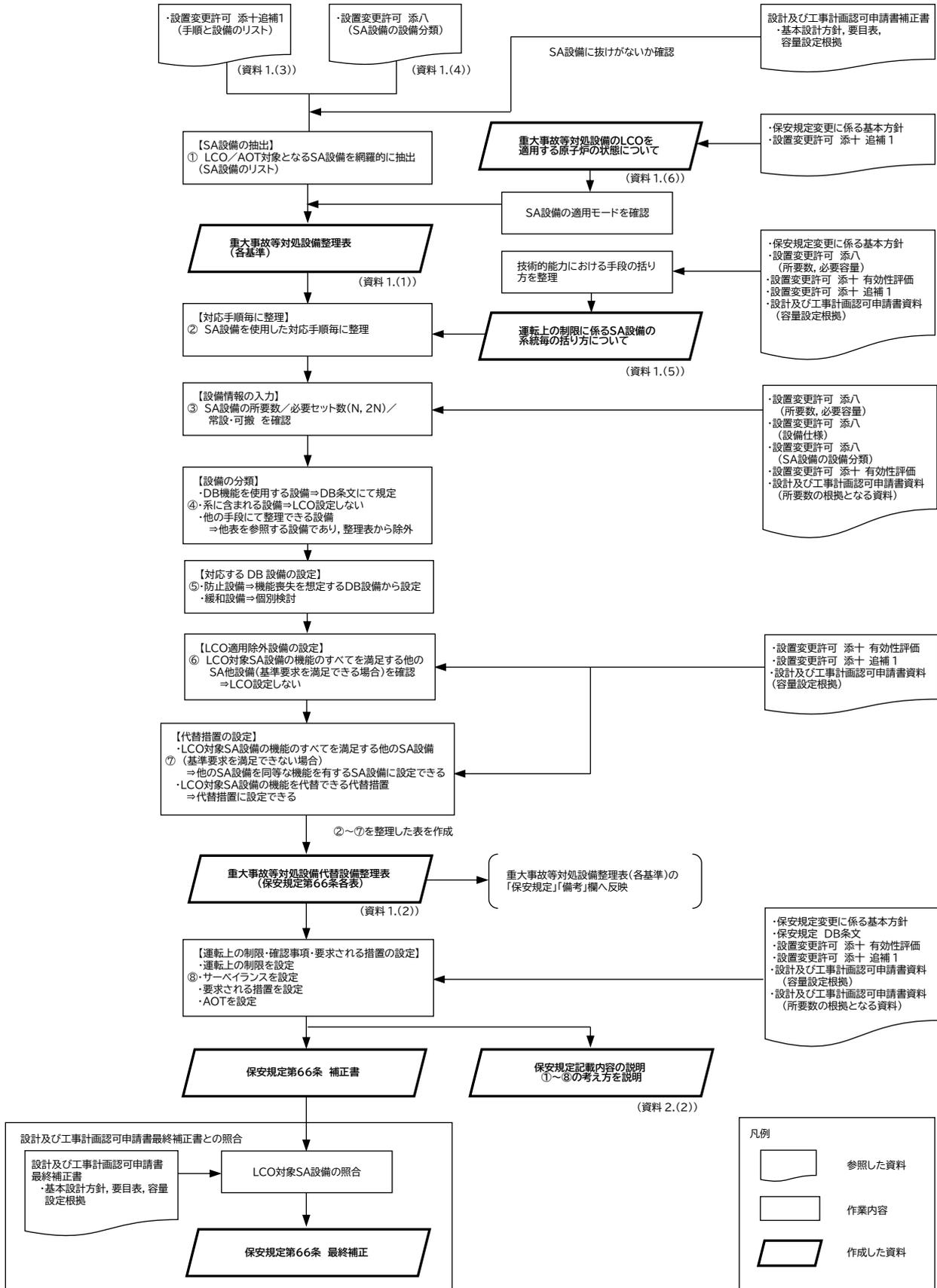
サーベイランス頻度は、「保安規定変更に係る基本方針」[記載箇所：4.2(3)]に基づき、可搬設備は3ヶ月を上限とした頻度とし、常設設備については施設管理計画に定める点検計画（案）の点検・補修実施頻度以内で設定する。

- ・要求される措置及び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、女川原子力発電所保安規定に要求される措置及びAOTについて規定する。

これらの検討により、女川原子力発電所保安規定第66条及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，女川原子力発電所保安規定第66条最終補正版を作成する。

図1 保安規定第66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)

女川原子力発電所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	ATWS緩和設備(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)	運転及び起動	66-1-1	「66-1-1 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		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59条	「第59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		66-1-2	「66-1-2 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59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
			ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)		66-1-3	「66-1-3 ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)」で整理
			自動減圧系作動阻止機能による原子炉出力急上昇防止		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
			ほう酸水注入		第24条	「第24条 ほう酸水注入系」で整理
			ほう酸水注入系ポンプ		第24条	「第24条 ほう酸水注入系」で整理
			ほう酸水注入系貯蔵タンク		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)
			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59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				
制御棒挿入(選択制御棒挿入機能)による原子炉出力抑制	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				
制御棒挿入(手動操作による制御棒挿入)	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				

女川原子力発電所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	原子炉隔離時冷却系ポンプ	原子炉隔離時冷却系	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理
			復水貯蔵タンク	復水貯蔵タンク	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	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」で整理(系に含まれる)
			主蒸気系配管・弁	主蒸気系配管・弁	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			補給水系配管	補給水系配管	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			高圧炉心スプレイ系 配管・弁	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉冷却材浄化系配管	原子炉冷却材浄化系配管	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			復水給水系配管・弁・スパーージャ	復水給水系配管・弁・スパーージャ	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
		非常用交流電源設備	非常用交流電源設備	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理	
		所内常設蓄電式直流電源設備	所内常設蓄電式直流電源設備	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理	
		高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ	高圧炉心スプレイ系ポンプ	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			復水貯蔵タンク	復水貯蔵タンク	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
			サブレーションチェンバ	サブレーションチェンバ	第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理
			高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレナー・スパーージャ	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレナー・スパーージャ	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			補給水系配管	補給水系配管	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。)	高圧炉心スプレイ補機冷却水系(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。)	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冷却海水系」で整理
			非常用取水設備	非常用取水設備	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冷却海水系」で整理
非常用交流電源設備	非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理		

女川原子力発電所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	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理
			復水貯蔵タンク		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)
			高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(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・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(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		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			高圧代替注水系(注水系)配管・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			補給水系 配管		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			高圧炉心スプレイス系 配管・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			燃料プール補給水系 弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			原子炉冷却材浄化系 配管		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			復水給水系 配管・弁・スパーージャ		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(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		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			所内常設蓄電式直流電源設備		66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)
			常設代替直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)
			可搬型代替直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(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		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(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		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)
			高圧代替注水系ポンプ		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理
			復水貯蔵タンク		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理(66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動))で他表を参照)
			高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(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・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(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		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			高圧代替注水系(注水系)配管・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
補給水系 配管	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)				
高圧炉心スプレイス系 配管・弁	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)				
燃料プール補給水系 弁	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)				
原子炉冷却材浄化系 配管	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)				
復水給水系 配管・弁・スパーージャ	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(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	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)				

女川原子力発電所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	原子炉隔離時冷却系ポンプ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理 「66-2-2 高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系(現場起動)」では、必要な電動弁の手动操作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
			復水貯蔵タンク		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系による原子炉への給電	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			主蒸気系 配管・弁		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			補給水系 配管		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			高圧炉心スプレイス 配管・弁	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉冷却材浄化系 配管		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			復水給水系 配管・弁・スパーージャ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉隔離時冷却系ポンプ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理
			復水貯蔵タンク		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			主蒸気系 配管・弁		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			補給水系 配管		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			高圧炉心スプレイス 配管・弁	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉冷却材浄化系 配管		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			復水給水系 配管・弁・スパーージャ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			所内常設蓄電式直流電源設備	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
			原子炉隔離時冷却系ポンプ		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理
			復水貯蔵タンク	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」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」で整理(系に含まれる)
			主蒸気系 配管・弁	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			補給水系 配管	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			高圧炉心スプレイス 配管・弁		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉冷却材浄化系 配管	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			復水給水系 配管・弁・スパーージャ		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
			所内常設蓄電式直流電源設備		66-12-3	「66-12-3 所内蓄電式直流電源設備」で整理
			可搬型代替直流電源設備	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理	

女川原子力発電所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	原子炉水位(広帯域)	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	66-13-1	「66-13-1 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)		66-13-1	「66-13-1 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広帯域)		66-13-1	「66-13-1 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燃料域)		66-13-1	「66-13-1 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		66-13-1	「66-13-1 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)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理				
			高圧代替注水系ポンプ出口流量		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理				
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理				
			復水貯蔵タンク水位		66-13-1	「66-13-1 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(広帯域)		66-13-1	「66-13-1 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)		66-13-1	「66-13-1 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広帯域)		66-13-1	「66-13-1 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燃料域)		66-13-1	「66-13-1 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		66-13-1	「66-13-1 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)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理				
			高圧代替注水系ポンプ出口流量		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理				
			復水貯蔵タンク水位		66-13-1	「66-13-1 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		66-13-3	「66-13-3 可搬型計測器」で整理				
			重大事故等の進展抑制		—	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	原子炉水位(広帯域)	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	66-13-1	「66-13-1 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)		66-13-1	「66-13-1 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広帯域)	66-13-1	「66-13-1 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燃料域)	66-13-1	「66-13-1 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	66-13-1	「66-13-1 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)	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理								
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理								
復水貯蔵タンク水位	66-13-1	「66-13-1 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	66-13-3	「66-13-3 可搬型計測器」で整理								
ほう酸水注入系ポンプ	66-2-3	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66条で新たにLOO等を定める 「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で整理								
ほう酸水注入系貯蔵タンク	66-2-3	「66-2-3 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	66-2-3	「66-2-3 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	66-2-3	「66-2-3 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	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で他表を参照)								
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で他表を参照)								

女川原子力発電所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	代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)	運転, 起動及び高温停止(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上)	66-3-1	「66-3-1 代替自動減圧機能」で整理
			ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)		66-1-3	「66-1-3 ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)」で整理
			主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)(C,Hの2個)		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」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」で整理(系に含まれる)
			主蒸気逃がし安全弁自動減圧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」で整理(系に含まれる)
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
			主蒸気逃がし安全弁		66-3-2	保安規定の既存条文「第30条 主蒸気逃がし安全弁」では自動減圧機能の要求がないことから、第66条で新たにLCO等を定める 「66-3-2 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		66-3-2	「66-3-2 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逃がし弁機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 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自動減圧機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 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		66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理「66-3-2 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		66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照
			可搬型代替直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理「66-3-2 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		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理「66-3-2 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		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照
常設直流電源系統	可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備	運転, 起動及び高温停止	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照
			125V直流電源切替盤		66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理
			主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)		66-3-2	「66-3-2 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		66-3-2	「66-3-2 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自動減圧機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 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可搬型蓄電池		66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理
			主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)		66-3-2	「66-3-2 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		66-3-2	「66-3-2 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自動減圧機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
			高圧窒素ガスボンベ		66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理
			高圧窒素ガス供給系 配管・弁		66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理(系に含まれる)
			主蒸気系 配管・弁		66-3-2	「66-3-2 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自動減圧機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 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		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照
			サブシステム故障時		—	高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保
非常用交流電源設備	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				
高圧窒素ガスボンベ	66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理				
ホース・弁	66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理(系に含まれる)				
代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁	66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理(系に含まれる)				
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理「66-3-3 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	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照				
代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照				

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備整理表【1.3/46条 原子炉冷却材圧カ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	
サボート系故障時	—	代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスポンペ	運転、起動及び高温停止	66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理	
			ホース・弁		66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理(系に含まれる)	
			代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁		66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理(系に含まれる)	
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-3-3 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		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照)	
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照)	
原子破格損納防止器	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧 代替交流電源設備による復旧	可搬型代替直流電源設備	運転、起動及び高温停止	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理(「66-3-3 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		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-3-3 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		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照)	
			主蒸気逃がし安全弁		66-3-2	「66-3-2 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		66-3-2	「66-3-2 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逃がし弁機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	
	—	高圧溶融物放出格納容器雰囲気直接加熱の防止	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	主蒸気系 配管・クエンチャ	運転、起動及び高温停止	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理
				主蒸気逃がし安全弁		66-3-2	「66-3-2 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		66-3-2	「66-3-2 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逃がし弁機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 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自動減圧機能用アキュムレータ		66-3-2	「66-3-2 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		66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理(「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)
インターロック発生時	—	発電用原子炉の減圧 原子炉建屋原子炉内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善	常設代替直流電源設備	運転、起動及び高温停止	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理(「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	
			可搬型代替直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理(「66-3-2 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		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-3-2 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		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	
			HPCS注入隔離弁		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理	
			原子炉建屋ブローアウトハネル		第49条	「第49条 原子炉建屋」で整理(開放機能をいう。閉止装置については、「66-14-2 原子炉建屋ブローアウトハネル」で整理。)	

女川原子力発電所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	残留熱除去系ポンプ	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理	
			サブレーションチェンバ	第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理	
			残留熱除去系 熱交換器・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」で整理(系に含まれる)	
			原子炉圧力容器	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理	
			非常用取水設備	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)	
			非常用交流電源設備	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理	
			低圧炉心スプレイスポンプ	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理	
			サブレーションチェンバ	第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理	
			低圧炉心スプレイス系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	
			原子炉圧力容器	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理	
			非常用取水設備	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)	
			非常用交流電源設備	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理	
			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	残留熱除去系ポンプ	第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理
		原子炉圧力容器		第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)	
		残留熱除去系熱交換器		第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)	
		残留熱除去系 配管・弁		第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」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34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」, 「第35条 原子炉停止時冷却系その2」, 「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)	
		原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」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	
		非常用取水設備		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」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(系に含まれる)	
		非常用交流電源設備		第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」, 「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理	

女川原子力発電所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
サポルト系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)	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	原子炉補機冷却水系	運転、起動及び高温停止	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機冷却水系」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 原子炉補機冷却水系」で他表を参照)
			残留熱除去系ポンプ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			サブレーションチェンバ		第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理
			残留熱除去系 熱交換器・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」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)
			非常用取水設備		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)
			原子炉補機冷却水系		66-5-4	「66-5-4 原子炉補機冷却水系」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 原子炉補機冷却水系」で他表を参照)
			低圧炉心スプレイスポンプ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			サブレーションチェンバ		第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理
			低圧炉心スプレイス系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			原子炉圧力容器		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理				
非常用取水設備	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)				
復水移送ポンプ	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理				
復水貯蔵タンク	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照)				
補給水系 配管・弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理(系に含まれる)				
残留熱除去系 配管・弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理(系に含まれる)				
高圧炉心スプレイス系 配管・弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理(系に含まれる)				
燃料プール補給水系 弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理(系に含まれる)				
原子炉圧力容器	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理(系に含まれる)				
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照)				
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照)				
所内常設蓄電式直流電源設備	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照)				
代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照)				
大容量送水ポンプ(タイプI)	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)				
ホース延長回収車	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)				
ホース・注水用ヘッド・接続口	66-19-1 66-4-3	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる) 「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)				
補給水系 配管・弁	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)				
残留熱除去系 配管・弁	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)				
原子炉圧力容器	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)				
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)				
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)				
代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)				
燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)				

女川原子力発電所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
溶融炉心が残存する場合、炉圧力容器内に	—	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	代替循環冷却ポンプ	運転、起動及び高温停止 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが開の場合	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理
			サブレーションチェンバ		第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理（「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照）
			残留熱除去系熱交換器		66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ		66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機代替冷却水系		66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理（「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照）
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理（「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照）
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理（「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照）
			原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理
			非常用取水設備		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理（系に含まれる）
			復水移送ポンプ		66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」で整理
			復水貯蔵タンク		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理（「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」で他表を参照）
			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）	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却
残留熱除去系 配管・弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」で整理（系に含まれる）				
高圧炉心スプレイス 配管・弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」で整理（系に含まれる）				
燃料プール補給水系 弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」で整理（系に含まれる）				
原子炉圧力容器	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」で整理（系に含まれる）				
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理（「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」で他表を参照）				
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理（「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」で他表を参照）				
所内常設蓄電式直流電源設備	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理（「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」で他表を参照）				
代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理（「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」で他表を参照）				
非常用交流電源設備	第60条	「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理				
大容量送水ポンプ（タイプI）	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」で整理（「66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）」で他表を参照）				
ホース延長回収車	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」で整理（系に含まれる）				
ホース・注水用ヘッド・接続口	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水（可搬型）」で整理（系に含まれる）				
補給水系 配管・弁	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水（可搬型）」で整理（系に含まれる）				
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	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	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※：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、かつプールのゲートが開の場合	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水（可搬型）」で整理（系に含まれる）
					66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水（可搬型）」で整理（系に含まれる）
					66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理（「66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
					66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理（「66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
					66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理（「66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
					66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理（「66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
					第60条	「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理

女川原子力発電所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 ボ ー ト 系 故 障 時	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)	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	原子炉補機代替冷却水系	高温停止※1、冷温停止及び燃料交換※2 ※1:原子炉圧力が1.04MPa[gage]以下 ※2: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、かつブ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、かつブールゲートが閉の場合	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で他表を参照)
			残留熱除去系ポンプ		第34条 第35条 第36条	「第35条 原子炉停止時冷却系その1」、「第35条 原子炉停止時冷却系その2」、「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理
			原子炉圧力容器		第34条 第35条 第36条	「第35条 原子炉停止時冷却系その1」、「第35条 原子炉停止時冷却系その2」、「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)
			残留熱除去系 配管・弁		第34条 第35条 第36条	「第35条 原子炉停止時冷却系その1」、「第35条 原子炉停止時冷却系その2」、「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)
			残留熱除去系熱交換器		第34条 第35条 第36条	「第35条 原子炉停止時冷却系その1」、「第35条 原子炉停止時冷却系その2」、「第36条 原子炉停止時冷却系その3」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34条 第35条 第36条	「第35条 原子炉停止時冷却系その1」、「第35条 原子炉停止時冷却系その2」、「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理(系に含まれる)
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」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
			非常用取水設備		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)

女川原子力発電所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（サブレーションプール冷却モード） 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） 原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）配管・弁・海水ストレージ・サージタンク 原子炉補機冷却水系熱交換器 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 非常用交流電源設備	残留熱除去系（サブレーションプール冷却モード） 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） 原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）配管・弁・海水ストレージ・サージタンク 原子炉補機冷却水系熱交換器 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 非常用交流電源設備	高温停止※1、冷温停止及び燃料交換※2 ※1：原子炉圧力が1.04MPa(Lgage)以下 ※2：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、かつプールのゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが開の場合	第34条 原子炉停止時冷却系その2」、「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」、「第35条 原子炉停止時冷却系その2」、「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理
				運転、起動及び高温停止	第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理	
				運転、起動及び高温停止	第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理	
				原子炉補機冷却海水ポンプ	第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理	
				原子炉補機冷却水ポンプ	第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理	
				原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）配管・弁・海水ストレージ・サージタンク	第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理（系に含まれる）	
				原子炉補機冷却水系熱交換器	第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理（系に含まれる）	
				貯留堰	第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理（系に含まれる）	
				取水口	第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理（系に含まれる）	
				取水路	第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理（系に含まれる）	
				海水ポンプ室	第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理（系に含まれる）	
				非常用交流電源設備	第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理	
				フロンライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブレーションプール冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉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(現場操作含む。) 原子炉格納容器フィルタベント系 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器調気系 配管・弁 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器（真空破壊装置を含む。） 非常用ガス処理系 配管・弁 排気筒 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 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備
遠隔手動弁操作設備	66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」で整理（系に含まれる）					
原子炉格納容器調気系 配管・弁	66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理（系に含まれる）					
遠隔手動弁操作設備	66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理（系に含まれる）					
原子炉格納容器（真空破壊装置を含む。）	第43条 格納容器および格納容器隔離弁」で整理 第44条 サブレーション・チェンバからライフェルへの真空破壊弁」で整理					
非常用ガス処理系 配管・弁	66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理（系に含まれる）					
排気筒	66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理（系に含まれる）					
常設代替交流電源設備	66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理（「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照）					
可搬型代替交流電源設備	66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理（「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照）					
代替所内電気設備	66-12-6 代替所内電気設備」で整理（「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照）					
所内常設蓄電式直流電源設備	66-12-3 所内蓄電式直流電源設備」で整理（「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照）					
常設代替直流電源設備	66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理（「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照）					
可搬型代替直流電源設備	66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理（「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照）					

女川原子力発電所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 ボ ー ト 系 故 障 時	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却水系による除熱	熱交換器ユニット	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理
			大容量送水ポンプ(タイプI)		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 (「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で他表を参照)
			ホース延長回収車		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 (系に含まれる)
			ホース、除熱用ヘッド、接続口		66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理(系に含まれる)
			原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			残留熱除去系熱交換器		66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理(系に含まれる)
			貯留堰		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			取水口		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			取水路		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			海水ポンプ室		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で他表を参照)
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で他表を参照)
			残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)		第34条 第35条 第36条	「第34条 原子炉停止時冷却系その1」、「第35条 原子炉停止時冷却系その2」、「第36条 原子炉停止時冷却系その3」で整理
			残留熱除去系(サブレーションプール水冷却モード)		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理

女川原子力発電所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（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ	運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			サブレーションチェンバ		第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」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」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」で整理（系に含まれる）
			スプレイ管		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」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
			原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理
			非常用取水設備		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理（系に含まれる）
			非常用交流電源設備		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
			残留熱除去系ポンプ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			サブレーションチェンバ		第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」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」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」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
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理				
非常用取水設備	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理（系に含まれる）				
非常用交流電源設備	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				
復水移送ポンプ	66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」で整理				
復水貯蔵タンク	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理（「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」で他表を参照）				
補給水系 配管・弁	66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」で整理（系に含まれる）				
残留熱除去系 配管・弁	66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」で整理（系に含まれる）				
スプレイ管	66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」で整理（系に含まれる）				
高圧炉心スプレイ系 配管・弁	66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」で整理（系に含まれる）				
燃料プール補給水系 弁	66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理（「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」で他表を参照）				
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理（66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」で他表を参照）				
所内常設蓄電式直流電源設備	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理（66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」で他表を参照）				
代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理（66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」で他表を参照）				
非常用交流電源設備	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				
大容量送水ポンプ（タイプI）	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」で整理（「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）」で他表を参照）				
ホース延長回収車	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」で整理（系に含まれる）				
ホース・注水用ヘッド・接続口	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」で整理（系に含まれる）				
残留熱除去系 配管・弁	66-6-2	「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）」で整理（系に含まれる）				
スプレイ管	66-6-2	「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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				
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理（「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）」で他表を参照）				
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理（「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）」で他表を参照）				
代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理（「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）」で他表を参照）				
燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理（「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）」で他表を参照）				
非常用交流電源設備	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				

女川原子力発電所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
炉心損傷前のサボート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)	常設代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	原子炉補機代替冷却水系	原子炉の状態	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理
			常設代替交流電源設備	原子炉の状態	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で他表を参照)
			残留熱除去系ポンプ	運転, 起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			サブレーションチェンバ	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理
			残留熱除去系熱交換器	運転, 起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理 (系に含まれる)
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	運転, 起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理 (系に含まれる)
			スプレイ管	運転, 起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理 (系に含まれる)
			原子炉格納容器	運転, 起動及び高温停止	第43条	「第43条 格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	運転, 起動及び高温停止	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理
			非常用取水設備	運転, 起動及び高温停止	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理 (系に含まれる)
			原子炉補機代替冷却水系	運転, 起動及び高温停止	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理
			常設代替交流電源設備	運転, 起動及び高温停止	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で他表を参照)
			炉心損傷後のフロントライン系故障時	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	常設代替交流電源設備による残留熱除去系(サブレーションプールの冷却モード)の復旧	原子炉補機代替冷却水系
常設代替交流電源設備	原子炉の状態	66-11-1				「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系」で他表を参照)
補給水系 配管・弁	運転, 起動及び高温停止	66-6-1				「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理 (系に含まれる)
残留熱除去系 配管・弁	運転, 起動及び高温停止	66-6-1				「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理 (系に含まれる)
スプレイ管	運転, 起動及び高温停止	66-6-1				「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理 (系に含まれる)
高圧炉心スプレイ系 配管・弁	運転, 起動及び高温停止	66-6-1				「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理 (系に含まれる)
燃料プール補給水系 弁	運転, 起動及び高温停止	66-6-1				「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理 (系に含まれる)
原子炉格納容器	運転, 起動及び高温停止	第43条				「第43条 格納容器および格納容器隔離弁」で整理
常設代替交流電源設備	運転, 起動及び高温停止	66-12-1				「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)
可搬型代替交流電源設備	運転, 起動及び高温停止	66-12-2				「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)
所内常設蓄電式直流電源設備	運転, 起動及び高温停止	66-12-3				「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理 (66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)
代替所内電気設備	運転, 起動及び高温停止	66-12-6				「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)
非常用交流電源設備	運転, 起動及び高温停止	第59条				「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉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冷却	原子炉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冷却	大容量送水ポンプ(タイプI)	原子炉の状態	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 (「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)
			ホース延長回収車	原子炉の状態	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 (系に含まれる)
			ホース・注水用ヘッド・接続口	原子炉の状態	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 (系に含まれる)
			残留熱除去系 配管・弁	原子炉の状態	66-6-2	「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で整理 (系に含まれる)
			スプレイ管	原子炉の状態	66-6-2	「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で整理 (系に含まれる)
			原子炉格納容器	原子炉の状態	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	原子炉の状態	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備	原子炉の状態	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)
			代替所内電気設備	原子炉の状態	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)
			燃料補給設備	原子炉の状態	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)
			非常用交流電源設備	原子炉の状態	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理

女川原子力発電所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
炉心損傷後のサポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)	常設代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	原子炉補機代替冷却水系	運転、起動及び高温停止	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で他表を参照)
			残留熱除去系ポンプ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			サブレーションチエンバ		第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」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」で整理(系に含まれる)
			残留熱除去系配管・弁・ストレートナ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			スプレイ管		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」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
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理
			非常用取水設備		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)
			原子炉補機代替冷却水系		66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で他表を参照)
			残留熱除去系ポンプ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			サブレーションチエンバ		第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」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」で整理(系に含まれる)
			残留熱除去系配管・弁・ストレートナ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」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
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理
			非常用取水設備		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【1.7/50条 原子炉格納容器の過圧破壊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壊防止	機能喪失を想定するDB設備	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理	
			残留熱除去系熱交換器	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理(系に含まれる)	
			原子炉補機代替冷却水系	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理	
			大容量送水ポンプ(タイプI)	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理	
			サブレーション Cheney	第40条	「第40条 サブレーションの水位」で整理(「66-5-5 代替循環冷却系」で他条文を参照)	
			残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理(系に含まれる)	
			補給水系 配管・弁	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理(系に含まれる)	
			スプレイ管	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理(系に含まれる)	
			ホース・接続口	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理(系に含まれる)	
			原子炉圧力容器	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」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	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)	
			代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)	
			燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)	
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理	
			非常用取水設備	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)	
			フィルタ装置	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で整理	
			フィルタ装置出口側圧力開放板	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で整理	
			遠隔手動弁操作設備	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で整理(系に含まれる)	
			ホース延長回収車	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)	
可搬型窒素ガス供給装置	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理(「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で他表を参照)				
原子炉格納容器調気系 配管・弁	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で整理(系に含まれる)				
原子炉格納容器フィルタメント系 配管・弁	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で整理(系に含まれる)				
ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理(系に含まれる)				
ホース・注水用ヘッダ・接続口	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で整理(系に含まれる)				
ホース・注水用ヘッダ・接続口	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)				
原子炉格納容器(真空破壊装置を含む。)	第43条 第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 サブレーション・ Cheney からドライウエルへの真空破壊」で整理				
大容量送水ポンプ(タイプI)	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で他表を参照)				
所内常設蓄電式直流電源設備	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理(「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で他表を参照)				
常設代替直流電源設備	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理(「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で他表を参照)				
可搬型代替直流電源設備	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理(「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で他表を参照)				
燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で他表を参照)				
可搬型窒素ガス供給装置	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理				
ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理(系に含まれる)				
原子炉格納容器調気系 配管・弁	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理(系に含まれる)				
原子炉格納容器フィルタメント系 配管・弁	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理(系に含まれる)				
フィルタ装置	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタメント系」で整理				
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で他表を参照)				
燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」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
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器 負圧破損の防止	可搬型窒素ガス供給装置	運転、起動及び高温停止	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理
			ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口		66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理(系に含まれる)
			原子炉格納容器調気系 配管・弁		66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理(系に含まれる)
			原子炉格納容器フィルタベント系 配管・ベント		66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」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
			フィルタ装置		66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理

女川原子力発電所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	—	原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	運転, 起動及び高温停止	66-7-1	「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理
			復水貯蔵タンク		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照)
			補給水系 配管・弁		66-7-1	「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理(系に含まれる)
			高圧炉心スプレイ系 配管・弁		66-7-1	「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理(系に含まれる)
			燃料プール補給水系 弁		66-7-1	「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」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		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照)
			所内常設蓄電式直流電源設備		66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理 (「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照)
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照)
			代替循環冷却ポンプ		66-7-2	「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)」で整理
			サブレーションチャンセンバ		第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理 (「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)」で他表を参照)
			残留熱除去系 熱交換器・配管・弁・ストレーナ		66-7-2	「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)」で整理(系に含まれる)
			補給水系 配管・弁		66-7-2	「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)」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
			原子炉補機代替冷却水系		66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)」で他表を参照)
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)」で他表を参照)
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理
			非常用取水設備		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)
大容量送水ポンプ(タイプI)	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(「66-7-2 格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)				
ホース延長回収車	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)				
ホース・注水用ヘッド・接続口	66-7-3	「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)				
66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)					
66-7-3	「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(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				
原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)				
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)				
代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)				
燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)」で他表を参照)				

女川原子力発電所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	機能喪失を想定するDB設備	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	運転、起動及び高温停止	66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理
			復水貯蔵タンク		66-11-1	「66-11-1 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で整理 (「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)
			補給水系 配管・弁		66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理 (系に含まれる)
			残留熱除去系 配管・弁		66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理 (系に含まれる)
			スプレイ管		66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理 (系に含まれる)
			高圧炉心スプレイ系 配管・弁		66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理 (系に含まれる)
			燃料プール補給水系 弁		66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(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		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)
			所内常設蓄電式直流電源設備		66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理 (「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)
			代替循環冷却ポンプ		66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理
			サブレーションチェンバ		第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却系」で他条文を参照)
			残留熱除去系熱交換器		66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理 (系に含まれる)
			残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ		66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理 (系に含まれる)
			スプレイ管		66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」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
			原子炉補機代替冷却水系		66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)
			代替所内電気設備		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理
			非常用取水設備		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理 (系に含まれる)
			大容量送水ポンプ(タイプI)		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 (「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)
			ホース延長回収車		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 (系に含まれる)
			ホース・注水用ヘッダ・接続口		66-6-2	「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で整理 (系に含まれる)
残留熱除去系 配管・弁	66-6-2	「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で整理 (系に含まれる)				
スプレイ管	66-6-2	「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(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				
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				
代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				
燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で他表を参照)				

女川原子力発電所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	—	低圧代替注水系(常設)復水移送ポンプによる原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理	
			復水貯蔵タンク	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理(「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)	
			補給水系 配管・弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理(系に含まれる)	
			残留熱除去系 配管・弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理(系に含まれる)	
			高圧炉心スプレイス 配管・弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理(系に含まれる)	
			燃料プール補給水系 弁	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理(系に含まれる)	
			原子炉圧力容器	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理(系に含まれる)	
			常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)	
			可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)	
			所内常設蓄電式直流電源設備	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理(「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)	
			代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で他表を参照)	
			大容量送水ポンプ(タイプI)	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)	
		ホース延長回収車	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)		
		ホース・注水用ヘッダ・接続口	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)		
		66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)		
		66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)		
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)		
		残留熱除去系 配管・弁	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)		
		原子炉圧力容器	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)		
		常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)		
		可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)		
		代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)		
		燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で他表を参照)		
		代替循環冷却ポンプ	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理		
		サブレーションチェンバ	第46条	「第46条 サブレーションポンプの水位」で整理(「66-5-5 代替循環冷却系」で他条文を参照)		
		残留熱除去系熱交換器	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理(系に含まれる)		
		残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理(系に含まれる)		
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理(系に含まれる)				
原子炉補機代替冷却水系	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理(「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)				
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)				
代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)				
原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理				
非常用取水設備	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)				

女川原子力発電所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	—	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理
			復水貯蔵タンク		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
			高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(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・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(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		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			高圧代替注水系(注水系)配管・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			補給水系 配管		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			高圧炉心スプレイ系 配管・弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			燃料プール補給水系 弁		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			原子炉冷却材浄化系 配管		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			復水給水系 配管・弁・スパーージャ		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(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		66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)
			所内常設蓄電式直流電源設備		66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
			常設代替直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
			可搬型代替直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(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		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(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		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で他表を参照)
			ほう酸水注入系ポンプ		66-2-3	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66条で新たにLCO等を定める 「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で整理
			ほう酸水注入系貯蔵タンク		66-2-3	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66条で新たにLCO等を定める 「66-2-3 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		66-2-3	「66-2-3 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	66-2-3	「66-2-3 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	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で他表を参照)				
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で他表を参照)				

女川原子力発電所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	—	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止	可搬型窒素ガス供給装置	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理	
			原子炉格納容器調気系配管・弁	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で整理(系に含まれる)	
			ホース・窒素供給用ヘッド・接続口	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」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	
			燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」で他表を参照)	
			原子炉格納容器フィルタベント系	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」で整理	
			フィルタ装置出口放射線モニタ	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理(「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」で他表を参照)	
			フィルタ装置出口水素濃度	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理(「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」で他表を参照)	
			格納容器内水素濃度(D/W)	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理(「66-5-6 原子炉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)	
			格納容器内水素濃度(S/C)	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理(「66-5-6 原子炉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)	
		格納容器内雰囲気酸素濃度 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内雰囲気酸素濃度	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理(「66-5-6 原子炉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)	
			原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理	
			原子炉補機代替冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理	
			非常用取水設備	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)	
			常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理	
			可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理	
			代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理	
			所内常設蓄電式直流電源設備	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理	
			常設代替直流電源設備	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理	
			可搬型代替直流電源設備	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理	

女川原子力発電所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屋等の損傷防止	—	静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合装置	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※	66-8-1	「66-8-1 静的触媒式水素再結合装置」で整理		
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	※：原子炉が次に示す状態となつ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、かつプールのゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが開の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「66-8-1 静的触媒式水素再結合装置」で他表を参照）		
			原子炉建屋原子炉棟		第49条	「第49条 原子炉建屋」で整理 原子炉建屋プルーアウトパネル閉止装置については、「表66-14-2 原子炉建屋プルーアウトパネル」で整理		
		原子炉建屋内の水素濃度監視		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋内水素濃度	※：原子炉が次に示す状態となつ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、かつプールのゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが開の場合	66-8-2	「66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度」で整理
					常設代替交流電源設備	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
					可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
					代替所内電気設備	※：原子炉が次に示す状態となつ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、かつプールのゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが開の場合	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
					所内常設蓄電式直流電源設備		66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理
		代替電源による必要な設備への給電		代替電源による必要な設備への給電	常設代替直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理
					可搬型代替直流電源設備		66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備整理表【1.11/54条 使用済燃料プール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
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	残留熱除去系(燃料プールの水の補給)燃料プール冷却浄化系	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水	大容量送水ポンプ(タイプI)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
			ホース延長回収車		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	残留熱除去系(燃料プールの水の補給)燃料プール冷却浄化系	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水	ホース・注水用ヘッダ・接続口	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる)
			燃料プール冷却浄化系配管・弁		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			使用済燃料プール		66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる)
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
			大容量送水ポンプ(タイプI)		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
			ホース延長回収車		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			ホース・注水用ヘッダ		66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる)
			使用済燃料プール		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			燃料補給設備		66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる)
			サイフォン防止機能		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他表を参照)
			66-9-1		「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる)	
			使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時		—	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水
ホース延長回収車	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)				
ホース・注水用ヘッダ・接続口	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で整理(系に含まれる)				
燃料プール冷却浄化系配管・弁	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)				
スプレイズル	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で整理				
使用済燃料プール	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で整理(系に含まれる)				
燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で他表を参照)				
大容量送水ポンプ(タイプI)	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で他表を参照)				
ホース延長回収車	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)				
スプレイズル	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で整理				
66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で整理(系に含まれる)					
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	燃料プールのスプレイス(可搬型)による使用済燃料プールへのスプレイス		ホース・注水用ヘッダ		
			使用済燃料プール	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)	
			燃料補給設備	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で整理(系に含まれる)	
			大容量送水ポンプ(タイプI)	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で他表を参照)	
			ホース延長回収車	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)	
			スプレイズル	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で整理	
			ホース・注水用ヘッダ	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で整理(系に含まれる)	
			使用済燃料プール	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)	
			燃料補給設備	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で整理(系に含まれる)	
			66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で他表を参照)		
			66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-9-2 燃料プールのスプレイス」で他表を参照)		

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備整理表【1.11/54条 使用済燃料プール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
使用済燃料プールから発生時の大量の水の漏れ	—	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水ポンプ(タイプII)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (「66-10-1 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)
			放水砲		66-10-1	「66-10-1 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
			ホース延長回収車		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			ホース		66-10-1	「66-10-1 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		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			貯留堰		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制」で他表を参照)
			取水口		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			取水路		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			海水ポンプ室		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			重大事故等時における監視使用済燃料プールの監視		—	使用済燃料プールの監視
使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)	66-9-4	「66-9-4 使用済燃料プール監視設備」で整理				
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	66-9-4	「66-9-4 使用済燃料プール監視設備」で整理				
使用済燃料プール監視カメラ	66-9-4	「66-9-4 使用済燃料プール監視設備」で整理				
常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理				
可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理				
所内常設蓄電式直流電源設備	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理				
常設代替直流電源設備	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理				
可搬型代替直流電源設備	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理				
使用済燃料による悪影響の発生防止	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系含む)	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱		燃料プール冷却浄化系ポンプ		
			燃料プール冷却浄化系熱交換器	66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プールの除熱」で整理	
			燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・デューザ	66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プールの除熱」で整理 (系に含まれる)	
			使用済燃料プール	66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プールの除熱」で整理 (系に含まれる)	
			原子炉補機代替冷却水系	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (「66-9-3 使用済燃料プールの除熱」で他表を参照)	
			常設代替交流電源設備	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-9-3 使用済燃料プールの除熱」で他表を参照)	
			可搬型代替交流電源設備	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-9-3 使用済燃料プールの除熱」で他表を参照)	

女川原子力発電所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
損炉又ははの使用済しい燃料棒及び損傷の内子炉格納体容器等の破	—	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水ポンプ(タイプII)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (「66-10-1 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)
			ホース延長回収車		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			ホース		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			放水砲		66-10-1	「66-10-1 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
			貯留堰		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			取水口		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			取水路		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			海水ポンプ室		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-10-1 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)
			シルトフェンス		66-10-2	「66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理
			大容量送水ポンプ(タイプII)		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (「66-10-1 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)
			ホース延長回収車		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			ホース		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			放水砲		66-10-1	「66-10-1 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
航空機燃料火災への泡消火	—	航空機燃料火災への泡消火	泡消火薬剤混合装置	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-10-1	「66-10-1 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
			貯留堰		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			取水口		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			取水路		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			海水ポンプ室		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (系に含まれる)
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-10-1 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)

女川原子力発電所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な水の供給設備】

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
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サブレーション・チェンバ	原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※: 原子炉が次に示す状態となつ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、かつプールのゲートが開の場合 (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	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
			高圧代替注水系(高圧代替注水系ポンプ)	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	66-2-1	「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理
			原子炉隔離時冷却系(原子炉隔離時冷却系ポンプ)	運転、起動及び高温停止	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理
			高圧炉心スプレイ系(高圧炉心スプレイ系ポンプ)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※: 原子炉が次に示す状態となつ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	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			復水貯蔵タンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※: 原子炉が次に示す状態となつ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	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
			低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	運転、起動及び高温停止	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理
			低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)	運転、起動及び高温停止	66-4-2	「66-4-2 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)」で整理
			復水貯蔵タンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※: 原子炉が次に示す状態となつ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	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
			原子炉格納容器内の冷却	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※: 原子炉が次に示す状態となつ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	66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理
			原子炉格納容器下部への注水	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※: 原子炉が次に示す状態となつ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	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
サブレーション・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)(復水移送ポンプ)	運転、起動及び高温停止	66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理
			復水貯蔵タンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※: 原子炉が次に示す状態となつ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	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
			原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)	運転、起動及び高温停止	66-7-1	「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で整理
			原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)(復水移送ポンプ)	運転、起動及び高温停止	66-6-1	「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で整理
			サブレーション・チェンバ	運転、起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブレーション・チェンバの水位」で整理
			高圧炉心スプレイ系(高圧炉心スプレイ系ポンプ)	運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			サブレーション・チェンバ	運転、起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブレーション・チェンバの水位」で整理
			残留熱除去系(残留熱除去系ポンプ)	運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
			低圧炉心スプレイ系(低圧炉心スプレイ系ポンプ)	運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理

女川原子力発電所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な水の供給設備】

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
サブレーションチェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却系(代替循環冷却ポンプ)	運転, 起動及び高温停止	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理
		原子炉格納容器内の除熱	サブレーションチェンバ 残留熱除去系(残留熱除去系ポンプ)	運転, 起動及び高温停止	第46条 第39条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理 「第39条 非常用炉心冷却系その1」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	サブレーションチェンバ 代替循環冷却系(代替循環冷却ポンプ)	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理
復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	原子炉格納容器下部への注水	サブレーションチェンバ 代替循環冷却系(代替循環冷却ポンプ)	運転, 起動及び高温停止	第46条 66-5-5	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理 「66-5-5 代替循環冷却系」で整理
		原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)	原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)	運転, 起動及び高温停止	66-7-2	「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)」で整理

女川原子力発電所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な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
淡水貯水槽を水源とした対応	復水貯蔵タンク サブレンジョン・チェンバ	原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	大容量送水ポンプ(タイプI)	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 燃料交換及び使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(各表で他表を参照)
			ホース延長回収車	各表で要求される期間	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			ホース・注水用ヘッダ・接続口	各表で要求される期間	66-4-3 66-6-2 66-7-3 66-9-1 66-9-2 66-11-2 66-19-1	各表の系に含まれる
			燃料補給設備	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理
	—	原子炉格納容器内への冷却	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)(大容量送水ポンプ・接続口等)	※: 原子炉が次に示す状態となつた場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが開の場合	66-19-1 66-4-3	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)
			原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)(大容量送水ポンプ・接続口等)	運転, 起動及び高温停止	66-19-1 66-6-2	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で整理(系に含まれる)
			大容量送水ポンプ(タイプI)	運転, 起動及び高温停止	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(「66-5-1 原子炉格納容器フィルタレント系」で他表を参照)
			ホース延長回収車	運転, 起動及び高温停止	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器フィルタレント系への水補給	ホース・注水用ヘッダ・接続口	運転, 起動及び高温停止	66-5-1 66-19-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタレント系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			燃料補給設備	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理
			原子炉格納容器下部注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	運転, 起動及び高温停止	66-19-1 66-7-3	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(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	運転, 起動及び高温停止	66-19-1 66-6-2	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で整理(系に含まれる)
	—	使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系(常設配管)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理
			燃料プール代替注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理
燃料プールスプレイ系(常設配管)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース・注水用ヘッダ・接続口, スプレイズル等)			使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-2 66-19-1	「66-9-2 燃料プールスプレイ系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理	
燃料プールスプレイ系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース・注水用ヘッダ・接続口, スプレイズル等)			使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-2 66-19-1	「66-9-2 燃料プールスプレイ系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理	

女川原子力発電所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な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	復水貯蔵タンクサブレーションチエンバ	大容量送水ポンプによる送水(各種注水)	大容量送水ポンプ(タイプI)	運転, 起動, 高温停止, 低温停止, 燃料交換及び使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理
			ホース延長回収車		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			貯留堰		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			取水口		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			取水路		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			海水ポンプ室		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			ホース・注水用ヘッド・接続口		66-4-3 66-6-2 66-7-3 66-9-1 66-9-2 66-11-2 66-11-3 66-19-1	各表の系に含まれる
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-11-3 海水移送設備」で他表を参照)
			大容量送水ポンプ(タイプI)		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理
			大容量送水ポンプ(タイプII)		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理
			ホース延長回収車		66-19-1 66-19-2	各表の系に含まれる
			貯留堰		66-19-1 66-19-2	各表の系に含まれる
			取水口		66-19-1 66-19-2	各表の系に含まれる
			取水路		66-19-1 66-19-2	各表の系に含まれる
海水ポンプ室	66-5-4 66-10-1 66-11-3 66-19-1 66-19-2	各表の系に含まれる				
ホース・接続口	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-11-3 海水移送設備」で他表を参照)				
燃料補給設備	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-11-3 海水移送設備」で他表を参照)				
原子炉冷却材圧カバウンドリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	原子炉冷却材圧カバウンドリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	※: 原子炉が次に示す状態となつ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	66-19-1 66-4-3	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる) 「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理 「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)		
原子炉格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の冷却	運転, 起動及び高温停止	66-19-1 66-6-2	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる) 「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で整理 「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」で整理(系に含まれる)		

女川原子力発電所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	
復水貯蔵タンク		原子炉格納容器下部への注水	原子炉格納容器下部注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	運転、起動及び高温停止	66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)で整理	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)	
			原子炉格納容器代替スプレイレイン冷却系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ・接続口等)		66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)で整理		「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)」で整理(系に含まれる)
		使用済燃料プールへの注水/スプレイレイン	燃料プール代替注水系(常設配管)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)で整理	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)	
			燃料プール代替注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ等)		66-9-1 燃料プール代替注水系で整理		「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる)
			燃料プールスプレイレイン系(常設配管)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ・接続口、スプレインズル等)		66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)で整理		「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			燃料プールスプレイレイン系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ、スプレインズル等)		66-9-2 燃料プールスプレイレイン系で整理		「66-9-2 燃料プールスプレイレイン系」で整理(系に含まれる)
			燃料プールスプレイレイン系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ、スプレインズル等)		66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)で整理		「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			燃料プールスプレイレイン系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ、スプレインズル等)		66-9-2 燃料プールスプレイレイン系で整理		「66-9-2 燃料プールスプレイレイン系」で整理(系に含まれる)
			燃料プールスプレイレイン系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ、スプレインズル等)		66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)で整理		「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			燃料プールスプレイレイン系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ、スプレインズル等)		66-9-2 燃料プールスプレイレイン系で整理		「66-9-2 燃料プールスプレイレイン系」で整理(系に含まれる)
			燃料プールスプレイレイン系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ、スプレインズル等)		66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)で整理		「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			燃料プールスプレイレイン系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ、スプレインズル等)		66-9-2 燃料プールスプレイレイン系で整理		「66-9-2 燃料プールスプレイレイン系」で整理(系に含まれる)
			燃料プールスプレイレイン系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI)、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッダ、スプレインズル等)		66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)で整理		「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)(原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプ)		原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)(原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプ)		運転、起動及び高温停止
海を水源とした対応		最終ヒートシンクへ(海)への代替熱輸送	原子炉補機代替冷却水系(大容量送水ポンプ(タイプI)、熱交換器ユニット、ホース延長回収車、ホース・除熱用ヘッダ・接続口等)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-5-4 原子炉補機代替冷却水系で整理	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理(系に含まれる)	
			大容量送水ポンプ(タイプII)		66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)で整理		「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			ホース延長回収車		66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理		「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			放水砲		66-10-1 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		66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理		「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			貯留堰		66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理		「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			取水口		66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理		「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			取水路		66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理		「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			海水ポンプ室		66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理		「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			燃料補給設備		66-12-7 燃料補給設備」で整理		「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-10-1 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)
			大容量送水ポンプ(タイプII)		66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理		「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(「66-10-1 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				航空機燃料火災への泡消火
放水砲	66-10-1 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						
泡消火薬剤混合装置	66-10-1 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	66-10-1 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						
貯留堰	66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理						
取水口	66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理						
取水路	66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理						
海水ポンプ室	66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)で整理						
燃料補給設備	66-12-7 燃料補給設備」で整理						
燃料補給設備	66-12-7 燃料補給設備」で整理						
燃料補給設備	66-12-7 燃料補給設備」で整理						

女川原子力発電所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な水の供給設備】

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
トン入ほうしんくを貯酸対水蔵水注応源タ注	—	原子炉圧力容器へのほう酸水注水	ほう酸水注入系貯蔵タンク	運転、起動及び高温停止	第24条 66-2-3	「第24条 ほう酸水注入系」で整理 「66-2-3 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(ほう酸水注入系ポンプ)		第24条 66-2-3	「第24条 ほう酸水注入系」で整理 「66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)」で整理
復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応	—	淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ(タイプI)による復水貯蔵タンクへの補給	復水貯蔵タンク		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で他表を参照)
			大容量送水ポンプ(タイプI)		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 (「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で他表を参照)
			ホース延長回収車		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			ホース・注水用ヘッダ・接続口		66-11-2 66-19-1	「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			補給水系 配管・弁		66-11-2	「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で整理(系に含まれる)
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で他表を参照)
			復水貯蔵タンク		66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で他表を参照)
			大容量送水ポンプ(タイプI)		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理 (「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で他表を参照)
			ホース延長回収車		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			ホース・注水用ヘッダ・接続口		66-11-2 66-19-1	「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			補給水系 配管・弁		66-11-2	「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で整理(系に含まれる)
			貯留堰		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
			取水口		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)
取水路		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)			
海水ポンプ室		66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる)			
燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で他表を参照)			
淡水貯水槽へ水を補給するための対応	—	海水を水源とした大容量送水ポンプ(タイプII)による淡水貯水槽への補給	大容量送水ポンプ(タイプII)		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理 (「66-11-3 海水供給設備」で他表を参照)
			ホース延長回収車		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			ホース		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			貯留堰		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			取水口		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			取水路		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			海水ポンプ室		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-11-3 海水供給設備」で他表を参照)

女川原子力発電所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な水の供給設備】

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	—	高圧炉心スプレイスの水源の切替え	復水貯蔵タンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(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、かつブールゲートが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合)	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理		
			サブレーションチェンバ	運転、起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理		
		淡水から海水への切替え(復水貯蔵タンクへ補給する水源の切替え(淡水貯水槽から補給している場合))	高圧炉心スプレイス系(高圧炉心スプレイスポンプ)	淡水から海水への切替え(復水貯蔵タンクへ補給する水源の切替え(淡水貯水槽から補給している場合))	高圧炉心スプレイス系(高圧炉心スプレイスポンプ)	運転、起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
					大容量送水ポンプ(タイプII)	運転、起動及び高温停止	66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(「66-11-3 海水供給設備」で他表を参照)
					ホース延長回収車		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
					ホース		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
					貯留堰	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
					取水口		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
					取水路		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
					海水ポンプ室		66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)
					燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備」で他表を参照)
					外部水源からの切替え(外部水源(復水貯蔵タンク)から内部水源(サブレーションチェンバ)への切替え)	外部水源からの切替え(外部水源(復水貯蔵タンク)から内部水源(サブレーションチェンバ)への切替え)	外部水源からの切替え(外部水源(復水貯蔵タンク)から内部水源(サブレーションチェンバ)への切替え)	復水貯蔵タンク
		サブレーションチェンバ	運転、起動及び高温停止	第46条				「第46条 サブレーションプールの水位」で整理
		低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(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、かつブールゲートが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合)	66-4-1				「66-4-1 低圧代替注水系(常設)」で整理
		代替循環冷却系(代替循環冷却ポンプ)	運転、起動及び高温停止	66-5-5				「66-5-5 代替循環冷却系」で整理

女川原子力発電所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）	機能喪失を想定するDB設備	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、冷温停止及び燃料交換	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」、「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理
			高圧炉心スプレイスディーゼル発電機	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」、「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理
			非常用ディーゼル発電設備燃料ダイタンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」、「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理
			高圧炉心スプレイスディーゼル発電設備燃料ダイタンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」、「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第61条	「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」で整理
			高圧炉心スプレイスディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第61条	「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」で整理
			非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」、「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理（系に含まれる）
			高圧炉心スプレイスディーゼル発電機～非常用高圧母線2H系電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第59条 第60条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」、「第60条 非常用ディーゼル発電機その2」で整理（系に含まれる）
			軽油タンク	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第61条	「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」で整理
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第61条	「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」で整理（系に含まれる）
			高圧炉心スプレイスディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第61条	「第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等」で整理（系に含まれる）
			125V蓄電池2H	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			125V充電器2H	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			125V蓄電池2H及び125V充電器2H～125V直流主母線盤2H電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理（系に含まれる）
			125V蓄電池2A	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			125V蓄電池2B	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			125V充電器2A	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			125V充電器2B	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理
			125V蓄電池2A及び125V充電器2A～125V直流主母線盤2A及び125V直流主母線盤2A-1電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理（系に含まれる）
			125V蓄電池2B及び125V充電器2B～125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2B-1電路	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	第62条 第63条	「第62条 直流電源その1」、「第63条 直流電源その2」で整理（系に含まれる）

女川原子力発電所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, 冷温停止及び燃料交換	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			ガスタービン発電設備軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)
			タンクローリ	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)
			軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)
			ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			ホース	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 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設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」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2C系及び非常用高圧母線2D系電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-1 66-12-6	「66-12-1 常設代替交流電源設備」, 「66-12-6 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～緊急用低圧母線2G系電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-1 66-12-6	「66-12-1 常設代替交流電源設備」, 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (系に含まれる)
			電源車	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
			軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で他表を参照)
			ガスタービン発電設備軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で他表を参照)
			タンクローリ	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で他表を参照)
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			ホース	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			電源車～電源車接続口(原子炉建屋)電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (系に含まれる)
電源車接続口(原子炉建屋)～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (系に含まれる)			
電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線2G系電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (系に含まれる)			

女川原子力発電所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	機能喪失を想定するDB設備 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	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	125V蓄電池2A	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理	
			125V蓄電池2B	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理	
			125V充電器2A	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理	
			125V充電器2B	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理	
			125V蓄電池2A及び125V充電器2A～125V直流主母線盤2A及び125V直流主母線盤2A-1 電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理(系に含まれる)	
			125V蓄電池2B及び125V充電器2B～125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2B-1 電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理(系に含まれる)	
		常設代替直流電源設備による給電	125V代替蓄電池	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理	
			250V蓄電池	運転, 起動及び高温停止	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理	
			125V代替蓄電池～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1 電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理(系に含まれる)	
			250V蓄電池～250V直流主母線盤電路	運転, 起動及び高温停止	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理(系に含まれる)	

女川原子力発電所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 (常設直流電源系統喪失)	可搬型代替直流電源設備による給電	125V代替蓄電池	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理 (「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で他表を参照)
			250V蓄電池	運転, 起動及び高温停止	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理 (「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で他表を参照)
			125V代替充電器	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理
			250V充電器	運転, 起動及び高温停止	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理
			電源車	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替直流電源設備」で整理 (「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で他表を参照)
			軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で他表を参照)
			ガスタービン発電設備軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で他表を参照)
			タンクローリ	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で他表を参照)
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」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設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			ホース	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			125V代替蓄電池及び125V代替充電器～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理 (系に含まれる)
			250V蓄電池及び250V充電器～250V直流主母線盤電路	運転, 起動及び高温停止	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理 (系に含まれる)
			電源車～電源車接続口(原子炉建屋)電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替直流電源設備」で整理 (系に含まれる)
			電源車接続口(原子炉建屋)～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-4 66-12-6	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理 (系に含まれる) 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (系に含まれる)
電源車接続口(原子炉建屋)～250V直流主母線盤電路	運転, 起動及び高温停止	66-12-4 66-12-6	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理 (系に含まれる) 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (系に含まれる)			

女川原子力発電所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	ガスタービン発電機接続盤	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			緊急用高圧母線2F系	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			緊急用高圧母線2G系	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			緊急用動力変圧器2G系	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			緊急用低圧母線2G系	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			緊急用交流電源切替盤2C系	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			緊急用交流電源切替盤2C系	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			緊急用交流電源切替盤2D系	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			非常用高圧母線2C系	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			非常用高圧母線2D系	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)
			軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理
			ガスタービン発電設備軽油タンク	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理
			タンクローリ	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
燃料補給	—	燃料補給設備による補給	高圧炉心スプレイスディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)
			ホース	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止, 及び燃料交換	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)

女川原子力発電所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 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合	他チャンネルによる計測 代替パラメータによる推定 代替パラメータによる推定 可搬型計測器による計測	当該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	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			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	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			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	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」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(直流)からの給電 代替所内電気設備による給電 可搬型計測器による計測 パラメータ記録	可搬型計測器	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-13-3	「66-13-3 可搬型計測器」で整理
			常設代替交流電源設備	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
			所内常設蓄電式直流電源設備	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理
			常設代替直流電源設備	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理
			可搬型代替直流電源設備	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理
			代替所内電気設備	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理
			可搬型計測器	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-13-3	「66-13-3 可搬型計測器」で整理
			安全パラメータ表示システム(SPDS)(データ収集装置、SPDS伝送装置、SPDS表示装置)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理 (「66-13-4 パラメータ記録」で他表を参照)
			6-2F-1母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
6-2F-2母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
6-2C母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
6-2D母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
6-2H母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
4-2C母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
4-2D母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
125V直流主母線2A電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
125V直流主母線2B電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
125V直流主母線2A-1電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
125V直流主母線2B-1電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
HPCS125V直流主母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
250V直流主母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理			
補助パラメータ(電源関係)	高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力			運転、起動及び高温停止	66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理
	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力			運転、起動及び高温停止	66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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)の機能は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	①主要パラメータの他の検出器 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域) 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 停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となつ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、かつプールのゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが開の場合	66-13-1	「66-13-1 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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	運転、起動、高温停止及び冷温停止	66-13-1	「66-13-1 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域) ③高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレ イ ライン洗浄流量) ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器 冷却ライン洗浄流量) ③直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力(SA) ④圧力抑制室圧力	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となつ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、かつプールのゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが開の場合	66-13-1	「66-13-1 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 容器内の水 位	原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域) ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレ イ ライン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器 冷却ライン洗浄流量) ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力(SA) ③圧力抑制室圧力	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態となつ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、かつプールのゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが開の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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)の機能は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	高圧代替注水系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	運転、起動及び高温停止※ ※原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合に適用する	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理	
	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	①復水貯蔵タンク水位 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※原子炉が次に示す状態となつ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、かつブ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、かつブールゲートが開の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理	
	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)		運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)		運転、起動及び高温停止※ ※原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合に適用する	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	①復水貯蔵タンク水位 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)		運転、起動及び高温停止※ ※原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上の場合に適用する	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)		運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となつ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、かつブ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、かつブールゲートが開の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)			66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイヤ イン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量)	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ③ドライウエル水位 ④ドライウエル温度 ⑤ドライウエル圧力 ⑥圧力抑制室圧力	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力		66-13-1	「66-13-1 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	原子炉格納容器下部注水流量	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他の検出器 ②サブレンジンポンプール水温度 ③圧力抑制室圧力		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	サブレンジンポンプール水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	原子炉格納容器下部温度	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③[ドライウエル圧力]		66-13-1	「66-13-1 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	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③[圧力抑制室圧力]	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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)の機能は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	圧力抑制室水位	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水ポンプ出口流量 ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系A系格納容器ライン洗浄流量) ④残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ⑤直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ⑥原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ⑦高圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ⑧原子炉格納容器代替スプレイス流量 ⑨原子炉格納容器下部注水流量 ⑩復水貯蔵タンク水位		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	原子炉格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイスライン洗浄流量) ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ④代替循環冷却ポンプ出口流量 ⑤原子炉格納容器下部注水流量 ⑥復水貯蔵タンク水位	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	ドラウエール水位	①主要パラメータの他チャンネル ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイスライン洗浄流量) ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ④代替循環冷却ポンプ出口流量 ⑤原子炉格納容器下部注水流量 ⑥復水貯蔵タンク水位		66-13-1	「66-13-1 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	格納容器内水素濃度(D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	格納容器内水素濃度(S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気水素濃度	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	格納容器内雰囲気水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度(D/W) ③格納容器内水素濃度(S/C)		66-13-1	「66-13-1 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	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	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、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	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」	起動※1、高温停止、冷温停止及び燃料交換※2 ※1:中性子源領域の場合に適用する ※2:起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③「制御棒位置指示系」		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③「制御棒位置指示系」	運転及び起動	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	「制御棒位置指示系」	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	運転及び起動	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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)の機能は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 (代替循環冷却系)	サブレーションプール水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空室温度		66-13-1	「66-13-1 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入口温度	①サブレーションプール水温度		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理	
	代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉圧力容器への注水)	①圧力抑制室水位 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①サブレーションプール水温度	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉格納容器への注水)	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器下部水位		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置水位(広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置水温度	①主要パラメータの他チャンネル	①主要パラメータの他チャンネル	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	フィルタ装置出口水素濃度	①格納容器内水素濃度(D/W) ①格納容器内水素濃度(S/C)	①格納容器内水素濃度(D/W) ①格納容器内水素濃度(S/C)		66-13-1	「66-13-1 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 (耐圧強化ベント系)	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 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入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブレーションプール水温度	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※	66-13-1	「66-13-1 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原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	※：原子炉が次に示す状態となつ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、かつプールのゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①圧力抑制室水位 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力		66-13-1	「66-13-1 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広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)		66-13-1	「66-13-1 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広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域) ①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 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	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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 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主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 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主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 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主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 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主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 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主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 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主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 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主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③[ドライウエル圧力]		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	高圧炉心スプレイスポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ②[エリア放射線モニタ]		66-13-1	「66-13-1 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 (原子炉建屋内の状態)	残留熱除去系ポンプ出口圧力	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、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ②[エリア放射線モニタ]		66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	復水貯蔵タンク水位	①高圧代替注水系ポンプ出口流量 ①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイスライン洗浄流量) ①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系R系格納容器冷却ライン洗浄流量) ①直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ①原子炉格納容器下部注水流量 ②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイスポンプ出口圧力 ②復水移送ポンプ出口圧力 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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域)		66-13-1	「66-13-1 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	圧力抑制室水位	①主要パラメータの他チャネル ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③残留熱除去系ポンプ出口圧力 ③低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となつ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、かつプールのゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合	66-8-2	「66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視」で整理(「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で他条文を参照)

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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 容器内の酸 素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	①主要パラメータの他、チャネル ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	運転、起動及び高温停止	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	①使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	66-9-4	「66-9-4 使用済燃料プール監視設備」で整理 (「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で他表を参照)
使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール監視カメラ	66-9-4		「66-9-4 使用済燃料プール監視設備」で整理 (「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で他表を参照)	
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール監視カメラ	66-9-4		「66-9-4 使用済燃料プール監視設備」で整理 (「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で他表を参照)	
使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)	66-9-4		「66-9-4 使用済燃料プール監視設備」で整理 (「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で他表を参照)	

女川原子力発電所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
			中央制御室遮蔽	運転、起動、高温停止、炉心変更時※又は原子炉建屋原子炉構内で照射された燃料に係る作業時に停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。 ※：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。	「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	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(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))
			中央制御室送風機		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	
			中央制御室排風機		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	
			中央制御室再循環送風機		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	
			中央制御室再循環フィルタ装置		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	
			中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理(系に含まれる)	
			中央制御室待避所遮蔽		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	
			中央制御室待避所加圧設備(空気ポンプ)		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	
		居住性の確保	中央制御室待避所加圧設備(配管・弁)		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理(系に含まれる)	
			差圧計(中央制御室待避所用)		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	
			酸素濃度計(中央制御室用)		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	
			二酸化炭素濃度計(中央制御室用)		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	
			データ表示装置(待避所)		「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理	
			無線連絡設備(固定型)		「66-17-1」通信連絡設備」で整理(「66-14-1 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)	「66-17-1」通信連絡設備」で整理(「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で他表を参照)		
			無線連絡設備(屋外アンテナ)	「66-17-1」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)	「66-17-1」通信連絡設備」で整理(系に含まれる)		
			可搬型照明(SA)	「66-14-1」中央制御室の居住性確保」で整理		
			常設代替交流電源設備	「66-12-1」常設代替交流電源設備」(「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で他表を参照)		
			非常用ガス処理系排風機	「第51条 非常用ガス処理系」で整理		
			非常用ガス処理系空気乾燥装置	「第51条 非常用ガス処理系」で整理		
			非常用ガス処理系フィルタ装置	「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 非常用ガス処理系」で整理(系に含まれる)		
	被ばく線量の低減		排気筒	「第51条 非常用ガス処理系」で整理(系に含まれる)		
			原子炉建屋原子炉棟	「第49条 原子炉建屋」で整理		
			原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	「66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル」で整理		
			非常用交流電源設備	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理		
			常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理		

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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
放射性物質の濃度及び放射線量の測定	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	可搬型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	66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
	放射能観測車(空気中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	データ処理装置 可搬型ダスト・よう素サンブラ γ線サーベイメータ β線サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理
風向、風速その他の気象条件の測定	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	代替気象観測設備 データ処理装置		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理(系に含まれる)
	—	放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト データ処理装置 電離箱サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理(系に含まれる) 「66-15-1 監視測定設備」で整理
放射性物質の濃度及び放射線量の測定	—	放射性物質の濃度(空気中、水中、土壤中)の測定	可搬型ダスト・よう素サンブラ γ線サーベイメータ β線サーベイメータ α線サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理
	—	海上モニタリング	小型船舶 可搬型ダスト・よう素サンブラ γ線サーベイメータ β線サーベイメータ α線サーベイメータ 電離箱サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理 「66-15-1 監視測定設備」で整理
モニタリングポストの電源を代替交流電源設備から給電	無停電電源装置	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		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-15-1 監視測定設備」で他表を参照)

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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
			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(保安規定変更に係る基本方針4.3-(1))	
			緊急時対策所非常用送風機	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保」で整理
			緊急時対策所非常用フィルタ装置		66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保」で整理
			緊急時対策所非常用給排気配管・弁		66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保」で整理(系に含まれる)
			緊急時対策所加圧設備(空気ポンプ)	運転、起動及び高温停止、炉心変更時※又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保」で整理
		居住性の確保	緊急時対策所加圧設備(配管・弁)	※:停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。	66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保」で整理(系に含まれる)
			緊急時対策所可搬型エリアモニタ		66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保」で整理
			可搬型モニタリングポスト		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理 (「66-16-1 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、冷温停止及び燃料交換	66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保」で整理
			二酸化炭素濃度計		66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保」で整理
			差圧計		66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性確保」で整理
			安全パラメータ表示システム(SPDS)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			無線連絡設備(固定型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			無線連絡設備(携帯型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備(固定型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備(携帯型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			無線通信装置		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理(系に含まれる)
		必要な指示及び通信連絡	無線連絡設備(屋外アンテナ)		66-17-1	「66-17-1 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)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理(系に含まれる)
			衛星通信装置		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理(系に含まれる)
			有線(建屋内)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理(系に含まれる)

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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
—	緊急時対策所 全交流動力電源	代替電源設備からの給電	ガスタービン発電機	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で他表を参照)
			ガスタービン発電設備軽油タンク		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で他表を参照)
			タンクローリ		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で他表を参照)
			軽油タンク		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で他表を参照)
			ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で他表を参照)
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			ホース		66-12-7	「66-12-7 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設備燃料移送系配管・弁		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含まれる)
			高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で他表を参照)
			ガスタービン発電機接続盤		66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で他表を参照)
			緊急用高圧母線2F系		66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			電源車 (緊急時対策所用)		66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			緊急時対策所軽油タンク		66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で整理 (系に含まれる)
			緊急時対策所燃料移送系配管・弁		66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で整理 (系に含まれる)
			緊急時対策所用高圧母線J系		66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で整理 (系に含まれる)
			ガスタービン発電機～緊急時対策所用高圧母線J系電路		66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で整理 (系に含まれる)
			電源車 (緊急時対策所用)～電源車接続口 (緊急時対策建屋)電路		66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で整理 (系に含まれる)
電源車接続口 (緊急時対策建屋)～緊急時対策所用高圧母線J系電路	66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で整理 (系に含まれる)				

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備整理表【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, 冷温停止及び燃料交換	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			無線連絡設備(固定型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備(携帯型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			無線連絡設備(携帯型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			携行型通話装置		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			安全パラメータ表示システム(SPDS)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理(系に含まれる)
			無線連絡設備(屋外アンテナ)		66-17-1	「66-17-1 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)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理(系に含まれる)
			無線通信装置		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理(系に含まれる)
			有線(建屋内)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理(系に含まれる)
			緊急時対策所用代替交流電源設備		66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			緊急時対策所用高圧母線J系		66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
			常設代替交流電源設備		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
全交流動力電源 代替電源設備からの給電の確保	代替所内電気設備	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理			
	所内常設蓄電式直流電源設備	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理			

女川原子力発電所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 の確保	ブルドーザ	運転, 起動, 高温停止, 冷温 停止及び燃料交換	66-18-1	「66-18-1 ブルドーザおよびバックホウ」で整理			
			バックホウ		66-18-1	「66-18-1 ブルドーザおよびバックホウ」で整理			
重大事故等 時に対処する ための流路, 注水先, 注 入先, 排出元等	—	重大事故等時 に対処するための 流路, 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条 第34条 第35条 第36条 第39条 第41条 66-2-1.3 66-4-1.2.3 66-5-5	各条文(表)の系に含まれる			
			原子炉格納容器	運転, 起動及び高温停止	第43条	「第43条 格納容器および格納容器隔離弁」で整理			
			使用済燃料プール	使用済燃料プールに照射さ れた燃料を貯蔵している期間	66-9-1 66-9-2 66-9-3	各表の系に含まれる			
			原子炉建屋原子炉棟	運転, 起動, 高温停止及び炉 心変更時※又は原子炉建屋 原子炉等内で照射された燃 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。	第49条	「第49条 原子炉建屋」で整理 原子炉建屋ブローアウトパネル再閉止装置については、「66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル」で整理			
			貯留堰	各表で要求される期間	第52条 66-19-1 66-19-2				
			取水口	各表で要求される期間	第52条 66-19-1 66-19-2				
			取水路	各表で要求される期間	第52条 66-19-1 66-19-2	各条文(表)の系に含まれる			
			海水ポンプ室	各表で要求される期間	第52条 66-19-1 66-19-2				
			非常用取水 設備	—	非常用取水設備				

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 6.6 条 各表)

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-1 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、可撤	N2N	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過期なし	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を含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-1-1 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	1.1	ATWS緩和設備(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)	適用される原子炉の状態	1個	常設	N	66-1-1	—	—	—	—
			制御棒									
			制御棒駆動機構									
			制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット									
			制御棒駆動水圧系配管									
非常用交流電源設備												
66-1-2 ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	1.1	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)	運転及び起動	1個	常設	N	66-1-2	—	—	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	—
			非常用交流電源設備									
			非常用直流電源設備									
66-1-3 ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)	1.1	ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)による原子炉出力急上昇防止	ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)	運転、起動及び高温停止(原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上)	1個	常設	N	66-1-3	—	—	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	—
			非常用交流電源設備									

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-2 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/設 置許可基 準規則	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 可能	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 (基準要求を満たす場合) LCO運転なし	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 (基準要求を満たさない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	(D) 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
66-2-1 高圧代替注 水系統(中央制 御室からの選 隔起動)	1.2 高圧代替注水系統の 中央制御室からの操 作による発電用原子炉 の冷却 1.8 高圧代替注水系統に よる原子炉圧力容器へ の注水 1.13 原子炉冷却材圧 力バウンダリ高圧時の 原子炉圧力容器への 注水	高圧代替注水系統ポンプ	高圧代替注水系統(蒸気系)配管・弁	適用される 原子炉の状態	1台	常設	N	66-2-1	LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を満たす場合) LCO運転なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満たさない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
		復水貯蔵タンク	高圧代替注水系統(蒸気系)配管・弁	高圧代替注水系統(蒸気系)配管・弁	原子炉の状態	—	—	—	66-11-1	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	—
		主蒸気系 配管・弁	高圧代替注水系統(蒸気系)配管・弁	高圧代替注水系統(蒸気系)配管・弁	原子炉の状態	—	常設	N	66-2-1	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	—
		原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	常設	N	66-2-1	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	—
		高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	常設	N	66-2-1	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	—
		補給水系統 配管	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	常設	N	66-2-1	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	—
		高圧炉心スプレイズ系 配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	常設	N	66-2-1	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	—
		燃料プール補給水系統 弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	常設	N	66-2-1	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	—
		原子炉冷却材浄化系 配管	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	常設	N	66-2-1	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	—
		復水給水系統 配管・弁・スパーンジャ	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	常設	N	66-2-1	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	—
		原子炉圧力容器	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	常設	N	66-2-1	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	高圧炉心スプレイズ系(高圧炉心 スプレイズ系非常用タイマーセル発 電機含む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	—
		所内常設蓄電式直流電源設備	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	—	—	66-12-3	所内常設蓄電式直流電源設備	所内常設蓄電式直流電源設備	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系統(中央制御室からの選隔起動))で他表を参照
		常設代替直流電源設備	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	—	—	66-12-4	常設代替直流電源設備	常設代替直流電源設備	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系統(中央制御室からの選隔起動))で他表を参照
可搬型代替直流電源設備	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	—	—	66-12-5	可搬型代替直流電源設備	可搬型代替直流電源設備	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系統(中央制御室からの選隔起動))で他表を参照		
常設代替交流電源設備	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	—	—	66-12-1	常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系統(中央制御室からの選隔起動))で他表を参照		
可搬型代替交流電源設備	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	高圧代替注水系統(注水系)配管・弁	原子炉の状態	—	—	—	66-12-2	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(66-2-1 高圧代替注水系統(中央制御室からの選隔起動))で他表を参照		

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-2 原子炉冷却材圧カバウナ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/設 置可否基 準規則	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・可機	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 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補装措置含む LOO選装なし	対応するDB設備 AOT:10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) ※:事前準備等の補装措置含む AOT:30日	(D) 代替措置 AOT:10日 2N:30日	
66-2-2 高圧代替注 水系および原 子炉隔離時 冷却系(現場 起動)	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	高圧代替注水系ポンプ	高圧代替注水系ポンプ	適用される 原子炉の状態	1台	常設	N,2N	保安規定	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) ※:事前準備等の補装措置含む LOO選装なし	対応するDB設備 AOT:10日 2N:10日	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) ※:事前準備等の補装措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT:10日 2N:30日	
		復水貯蔵タンク	復水貯蔵タンク	運転、起動及び高温停止(原 子炉圧力が1.04MPa(gage)以 上かつ原子炉起動時に実施 する運転確認終了後)	—	—	—	—	66-11-1	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 からの起動) 高圧代替注水系(中央制御室から の起動)	—
		高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁	高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁	—	—	—	—	—	66-2-1	—	—	—	—
		主蒸気系 配管・弁	主蒸気系 配管・弁	—	—	—	—	—	66-2-1	—	—	—	—
		原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	—	—	—	—	—	66-2-1	—	—	—	—
		高圧代替注水系(注水系)配管・弁	高圧代替注水系(注水系)配管・弁	—	—	—	—	—	66-2-1	—	—	—	—
		補給水系 配管	補給水系 配管	—	—	—	—	—	66-2-1	—	—	—	—
		高圧炉心スプレイ系 配管・弁	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	—	—	—	—	—	66-2-1	—	—	—	—
		燃料プール補給水系 弁	燃料プール補給水系 弁	—	—	—	—	—	66-2-1	—	—	—	—
		原子炉冷却材浄化系 配管	原子炉冷却材浄化系 配管	—	—	—	—	—	66-2-1	—	—	—	—
		復水給水系 配管・弁・スバージャ	復水給水系 配管・弁・スバージャ	—	—	—	—	—	66-2-1	—	—	—	—
		原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	—	—	—	—	—	66-2-1	—	—	—	—
		66-2-3 ほう酸水注入 系(重大事故 等対処設備)	1.2 ほう酸水注入系に よる運転抑制(ほう酸 水注入) 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	原子炉隔離時冷却系ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	適用される 原子炉の状態	1台	常設	—	第41条	高圧代替注水系 (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 からの起動) 高圧代替注水系(中央制御室から の起動)
復水貯蔵タンク	復水貯蔵タンク			—	—	—	—	66-11-1	—	—	—	—	
原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁			—	—	—	—	—	第41条	—	—	—	
主蒸気系 配管・弁	主蒸気系 配管・弁			—	—	—	—	—	第41条	—	—	—	
原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁			—	—	—	—	—	第41条	—	—	—	
補給水系 配管	補給水系 配管			—	—	—	—	—	第41条	—	—	—	
高圧炉心スプレイ系 配管・弁	高圧炉心スプレイ系 配管・弁			—	—	—	—	—	第41条	—	—	—	
原子炉冷却材浄化系 配管	原子炉冷却材浄化系 配管			—	—	—	—	—	第41条	—	—	—	
復水給水系 配管・弁・スバージャ	復水給水系 配管・弁・スバージャ			—	—	—	—	—	第41条	—	—	—	
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器			—	—	—	—	—	第41条	—	—	—	
ほう酸水注入系ポンプ	ほう酸水注入系ポンプ			—	—	—	—	—	66-2-3	—	高圧炉心スプレイ系(高圧炉心 スプレイ系非常用ディセーゼル 発電機含む。) 原子炉隔離時冷却系	—	—
ほう酸水注入系貯蔵タンク	ほう酸水注入系貯蔵タンク			—	—	—	—	—	66-2-3	—	—	—	
ほう酸水注入系 配管・弁	ほう酸水注入系 配管・弁			—	—	—	—	—	66-2-3	—	—	—	
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	—	—	—	—	—	66-2-3	—	—	—			
常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備	—	—	—	—	—	66-12-1	—	—	—	—		
可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備	—	—	—	—	—	66-12-2	—	—	—	—		

本表は必要な電動弁の自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「66-2-1 高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理

本表は必要な電動弁の自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」で整理

「66-2-3 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)

「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備))で他表を参照)

「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (66-2-3 ほう酸水注入系(重大事故等対処設備))で他表を参照)

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整理表【表66-3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備】

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・可撤	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 (基準要求を満たさない場合) LCO選別なし	対応するDB設備 AOT: N3日 2N: 10日	[C] LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満たさない場合) ※: 事前準備等の補充措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT: N10日 2N:30日		
66-3-1 代替自動減 圧機能	1.3	1.3 減圧の自動化	代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)	適用される 原子炉の状態	1系(論理毎) 常設	常設	N	66-3-1	—	—	主蒸気速がし安全弁(手動減圧)	—		
			ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)	—	1個	常設	N	66-1-3	「66-1-3 ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)」で整理(「66-3-1 代替自動減圧機能」で他表を参照)	—	—	—	—	
			主蒸気速がし安全弁(自動減圧機能)(C.Hの2個)	運転、起動及び高温停止(原 子炉圧力0.77MPaLevel以 上)	2個	常設	N	第39条	第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			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」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			主蒸気速がし安全弁自動減圧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」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
			非常用交流電源設備	—	—	—	—	第59条	「第59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1」で整理	「第59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1」で整理	「第59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1」で整理
			主蒸気速がし安全弁	—	6個	常設	N	66-3-2	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
			主蒸気系 配管・クエンチャ	—	—	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
			主蒸気速がし安全弁速がし弁機能用アキュムレータ	1.3 手動操作による減 圧(主蒸気速がし安全 弁)	6個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
			1.3 高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気気直接 加熱の防止	6個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)
66-3-2 主蒸気速がし 安全弁(手動 減圧)	1.3	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)	所内常設蓄電池式直流電源設備	運転、起動及び高温停止	—	—	—	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電池式直流電源設備」で整理	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)		
			常設代替直流電源設備	—	—	—	—	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)		
			可搬型代替直流電源設備	—	—	—	—	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」で整理	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)		
			常設代替交流電源設備	—	—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)		
			可搬型代替交流電源設備	—	—	—	—	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)	「66-3-2 主蒸気速がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)		

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備】

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	可撤	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(基準要求を満たさない場合) LCO選別なし	対応するDB設備 AOT:10日 2N:10日	[C] LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備(基準要求を満たさない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT:10日 2N:30日									
66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復	1.3 可搬型代替直流通電設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流通電設備	可搬型代替直流通電設備	適用される原子炉の状態	—	—	—	—	66-12-5	可搬型代替直流通電設備にて整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」にて他表を参照)	対応するDB設備 AOT:10日 2N:10日	LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備(基準要求を満たさない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	代替措置 AOT:10日 2N:30日									
														1個	常設	N	66-3-3	主蒸気逃がし安全弁可搬型代替による主蒸気逃がし安全弁機能回復	常用直流通電設備	—	代替品の補充等	
														6個	常設	N	66-3-2	主蒸気系 配管・クエンチャ	可搬型代替直流通電設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	常用直流通電設備	—	代替品の補充等
														—	常設	N	66-3-2	主蒸気系 配管・クエンチャ	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理			
														6個	常設	N	66-3-2	主蒸気系 配管・クエンチャ	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)			
														1組	可撤	N	66-3-3	可搬型代替直流通電設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	常用直流通電設備	—	代替品の補充等	
														2個	常設	N	66-3-2	主蒸気系 配管・クエンチャ	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理			
														—	常設	N	66-3-2	主蒸気系 配管・クエンチャ	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)			
														2個	常設	N	66-3-2	主蒸気系 配管・クエンチャ	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)			
														8本	可撤	N	66-3-3	高圧窒素ガスボンベ	—	アキュムレータ圧力	—	代替品の補充等
														—	常設	N	66-3-3	高圧窒素ガス供給系 配管・弁	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理(系に含まれる)			
														6個	常設	N	66-3-2	主蒸気系 配管・弁	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)			
														6個	常設	N	66-3-2	主蒸気系 配管・弁	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で整理(系に含まれる)			
1.3 高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保	1.3 代替高圧窒素ガス供給系による原子炉炉圧	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備	適用される原子炉の状態	—	—	—	—	66-12-1	可搬型代替交流電源設備にて整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」にて他表を参照)	対応するDB設備 AOT:10日 2N:10日	LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備(基準要求を満たさない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	代替措置 AOT:10日 2N:30日									
														—	—	—	66-12-2	可搬型代替交流電源設備にて整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」にて他表を参照)				
														—	—	—	第59条	非常用ディーゼル発電機での整理				
														3本	可撤	N	66-3-3	高圧窒素ガスボンベ	—	アキュムレータ圧力	—	代替品の補充等
														2本	可撤	N	66-3-3	ホース・弁	「66-3-3 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	N	66-3-3	代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理(系に含まれる)			
														—	—	—	66-12-1	可搬型代替交流電源設備	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」にて他表を参照)			
														—	—	—	66-12-2	可搬型代替交流電源設備	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」にて他表を参照)			
														—	—	—	第59条	非常用ディーゼル発電機での整理				
														3本	可撤	N	66-3-3	高圧窒素ガスボンベ	—	アキュムレータ圧力	—	代替品の補充等
														2本	可撤	N	66-3-3	ホース・弁	「66-3-3 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	N	66-3-3	代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理(系に含まれる)			
														—	—	—	66-12-1	可搬型代替交流電源設備	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」にて他表を参照)			
—	—	—	66-12-2	可搬型代替交流電源設備	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」にて他表を参照)																	
—	—	—	第59条	非常用ディーゼル発電機での整理																		
—	—	—	66-12-6	代替所内電気設備	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」にて他表を参照)																	

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-4 原子炉冷却材圧カ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・可撤	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選別なし	対応するDB設備 AOT:10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) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	(D) 代替措置 AOT:10日 2N:30日		
66-4-1 低圧代替注水 水系(常設) (復水移送ポン プ)	1.4 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)による発電用原子炉の冷却(原子炉運転中) 1.4 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)による既存蒸発炉心の冷却 1.4 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)による発電用原子炉の冷却(原子炉停止中) 1.8 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉圧力容器への注水 1.13 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水 1.13 外部水源から内部水への切替(外部水への切替(外部冷却タンク)から内部水源(サブコンテナエバ)への切替)	1.4 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)による発電用原子炉の冷却(原子炉運転中) 1.4 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)による既存蒸発炉心の冷却 1.4 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)による発電用原子炉の冷却(原子炉停止中) 1.8 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉圧力容器への注水 1.13 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水 1.13 外部水源から内部水への切替(外部水への切替(外部冷却タンク)から内部水源(サブコンテナエバ)への切替)	復水移送ポンプ	運転、起動及び高温停止 低温停止及び燃料交換※ ※: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、かつブールゲートが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合	2台	常設	N	66-4-1	—	—	—	—		
			補給水系 配管・弁	—	常設	N	66-4-1	—	—	—	—	—	—	
			高圧炉心スプレイ系 配管・弁	—	常設	N	66-4-1	—	—	—	—	—	—	
			残習熱除去系 配管・弁	—	常設	N	66-4-1	—	—	—	—	—	—	
			燃料ブール補給水系 弁	—	常設	N	66-4-1	—	—	—	—	—	—	
			原子炉圧力容器	—	常設	N	66-4-1	—	—	—	—	—	—	
			復水貯蔵タンク	948m ³ 622m ³	常設	N	66-11-1	—	—	—	66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)で整理(系に含まれる)	—	—	—
			常設代替交流電源設備	—	—	—	66-12-1	—	—	—	66-4-1 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)で他表を参照	—	—	—
			可搬型代替交流電源設備	—	—	—	66-12-2	—	—	—	66-12-1 常設代替交流電源設備で整理 (66-4-1 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)で他表を参照)	—	—	—
			所内常設蓄電式直流電源設備	—	—	—	66-12-3	—	—	—	66-12-2 可搬型代替交流電源設備で整理 (66-4-1 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)で他表を参照)	—	—	—
			代替所内電気設備	—	—	—	66-12-6	—	—	—	66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備で整理 (66-4-1 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)で他表を参照)	—	—	—
			非常用交流電源設備	—	—	—	第59条 第60条	—	—	—	66-12-6 代替所内電気設備で整理 (66-4-1 低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)で他表を参照)	—	—	—
			66-4-2 低圧代替注 水系(常設) (直流駆動低 圧注水ポン プ)	1.4 低圧代替注水水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)による発電用原子炉の冷却 1.13 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	1.4 低圧代替注水水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)による発電用原子炉の冷却 1.13 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	直流駆動低圧注水ポンプ	1台	常設	N	66-4-2	—	—	—	—
復水貯蔵タンク	948m ³	常設				N	66-11-1	—	—	66-11-1 重大事故等取東のための水源]で整理 (66-4-2 低圧代替注水水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)で他表を参照)	—	—	—	
補給水系 配管	—	常設				N	66-4-2	—	—	—	—	—	—	—
直流駆動低圧注水系 配管・弁	—	常設				N	66-4-2	—	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スバー ज्या	—	常設				N	66-4-2	—	—	—	66-4-2 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)で整理(系に含まれる)	—	—	—
燃料ブール補給水系 弁	—	常設				N	66-4-2	—	—	—	—	—	—	—
原子炉圧力容器	—	常設				N	66-4-2	—	—	—	—	—	—	—
常設代替直流電源設備	—	—				—	66-12-4	—	—	—	66-4-2 常設代替直流電源設備で整理 (66-4-2 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)で他表を参照)	—	—	—
所内常設蓄電式直流電源設備	—	—				—	66-12-3	—	—	—	66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備で整理 (66-4-2 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)で他表を参照)	—	—	—
常設代替交流電源設備	—	—				—	66-12-1	—	—	—	66-12-1 常設代替交流電源設備で整理 (66-4-2 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)で他表を参照)	—	—	—
可搬型代替交流電源設備	—	—				—	66-12-2	—	—	—	66-12-2 可搬型代替交流電源設備で整理 (66-4-2 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)で他表を参照)	—	—	—

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-4 原子炉冷却材圧カ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/可撤	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(標準要求を維持できる場合) LCO選別なし	対応するDB設備 AOT: NS3日 2N: 10日	(C) LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備(標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			
66-4-3 低圧代替注水 水系(可撤 型)	1.4 低圧代替注水系(可撤型)による発電用原子炉の冷却(原子炉運転中) 1.4 低圧代替注水系(可撤型)による既存炉心冷却 1.4 低圧代替注水系(可撤型)による発電用原子炉の冷却(原子炉停止中) 1.8 低圧代替注水系(可撤型)による原子炉圧力容器への注水 1.13 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	運転、起動及び高温停止 低温停止及び燃料交換※ ※: 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ロー・水辺付近で、かつブローラ開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつブローラポートが閉の場合 運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※: 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ロー・水辺付近で、かつブローラポートが閉の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつブローラポートが閉の場合	大容量送水ポンプ(タイプ1) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッジ・接続口 補給水系 配管・弁 現置熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 可撤型代替交流電源設備 代替所内電気設備 燃料補給設備 非常用交流電源設備	2台×2	可撤	2N	66-4-3 66-19-1	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 残置熱除去系(低圧注水モード)を常用ディーゼル発電機含む(非常用ディーゼル発電機含む)	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 残置熱除去系(低圧注水モード)を常用ディーゼル発電機含む(非常用ディーゼル発電機含む)	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 残置熱除去系(低圧注水モード)を常用ディーゼル発電機含む(非常用ディーゼル発電機含む)	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	—			
				2台×2	可撤	2N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	—		
				—	可撤/常設	2N/N	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—	
				—	常設	N	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—	
				—	常設	N	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—	
				—	常設	N	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—
				—	常設	N	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—
				—	常設	N	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—
				—	常設	N	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—
				—	常設	N	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—
				—	常設	N	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—
				—	常設	N	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	「66-4-3 低圧代替注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—

※1: 大容量送水ポンプ(タイプ1)については、他手段と兼用であるため「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」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。

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整備表【表66-5 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、水素焼発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LOCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設/可撤	N2N	保安規定	[E] LOCO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) LOO遊脱なし	[C] LOCO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
66-5-1 原子炉格納 容器フィルタベ ント系	1.5 原子炉格納容器 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 原子炉格納容器 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 1.9 原子炉格納容器 フィルタベント系による 原子炉格納容器内の 水素及び酸素の排出 1.13 原子炉格納容器 フィルタベント系フィル タ装置への水補給	フィルタ装置	フィルタ装置	3個	常設	N	66-5-1	格納容器スプレィホールドモド、中 フィルタベント系スプレィホールドモ ド(非常用)、ゼラルオン膜、原子 炉排気冷却水、原子炉補機冷却 水、海水、可撤型蒸気発生器	格納容器スプレィホールドモド、中 フィルタベント系スプレィホールドモ ド(非常用)、ゼラルオン膜、原子 炉排気冷却水、原子炉補機冷却 水、海水、可撤型蒸気発生器		
		フィルタ装置出口側圧力開放		1個	常設	N	66-5-1				
		速開手動弁操作設備		4個	常設	N	66-5-1	[66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系]で整理 (系に含まれる)			
		原子炉格納容器 (真空破滅装置を含む)		—	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 サプレィホールドモドからドライエルの真空破滅弁]で整理			
		原子炉格納容器調気系 配管・弁		—	常設	N	66-5-1	[66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系]で整理 (系に含まれる)			
		原子炉格納容器 フィルタベント系 配管・弁		—	常設	N	66-5-1	[66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系]で整理 (系に含まれる)			
		可撤型蒸気ガス供給装置		1台	可撤	N	66-5-3	[66-5-3 可撤型蒸気ガス供給装置]で整理 (系に含まれる)			
		ホース・蒸気供給用ヘッダ・接続口		—	可撤/常設	N	66-5-3	[66-5-3 可撤型蒸気ガス供給装置]で整理 (系に含まれる)			
		ホース・注水用ヘッダ・接続口		—	可撤/常設	2N/N	66-5-1 66-19-1	[66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系]で整理 (系に含まれる) [66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)]で整理 (系に含まれる)			
		大容量送水ポンプ(タイプ1)		2台 × 2	可撤	2N	66-19-1	[66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)]で整理 (系に含まれる)			
		ホース延長回収車		2台 × 2	可撤	2N	66-19-1	[66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)]で整理 (系に含まれる)			
		所内常設電式直流電源設備		—	—	—	66-12-3	[66-12-3 所内常設電式直流電源設備]で整理 (系に含まれる)			
		可撤型代替直流電源設備		—	—	—	66-12-5	[66-12-5 可撤型代替直流電源設備]で整理 (系に含まれる)			
燃料補給設備		—	—	—	66-12-7	[66-12-7 燃料補給設備]で整理 (系に含まれる)					
常設代替直流電源設備		—	—	—	66-12-4	[66-12-4 常設代替直流電源設備]で整理 (系に含まれる)					
フィルタ装置出口放射線モニタ		2個	常設	N	66-13-1	[66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ]で整理 (系に含まれる)					
フィルタ装置出口水素濃度		2個	常設	N	66-13-1	[66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ]で整理 (系に含まれる)					

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整備表【表66-5 最終ニ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】

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	N2N	保安規定	[E] LCO対象SA設備の維持全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO遊脱なし	[B] 対応するDDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LCO対象SA設備の維持全てを満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日					
66-5-2 耐圧強化ベント系	1.5 耐圧強化ベント系 による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系	運転、起動及び高温停止	—	—	—	66-5-2	原子炉格納容器フィルタベント系	残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレイク冷却モード、サプレッションプール冷却モード) (非常用ディーゼル発電機、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却機排水系含む)	—	—					
			原子炉格納容器調気系 配管・弁		—	常設	N	66-5-2	原子炉格納容器調気系	「66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理(系に含まれる)							
			遠隔手動弁操作設備		4個	常設	N	66-5-2									
			非常用ガス処理系 配管・弁		—	常設	N	66-5-2									
			排気筒		—	常設	N	66-5-2									
			原子炉格納容器(真空破壊装置含む)		—	常設	N	第43条 第44条									
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1									
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2									
			代替所内電気設備		—	—	—	66-12-6									
			所内発電蓄電式直流電源設備		—	—	—	66-12-3									
			常設代替直流電源設備		—	—	—	66-12-4									
			可搬型代替直流電源設備		—	—	—	66-12-5									
			66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置		1.7 不活性ガス(窒素)による系内の置換 1.7 原子炉格納容器負圧破損の防止 1.9 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素濃度防止	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器 フィルタ装置 常設代替交流電源設備 燃料供給設備	可搬型窒素ガス供給装置	1台	可搬	N	66-5-3	—	—	残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレイク冷却モード、サプレッションプール冷却モード) (非常用ディーゼル発電機、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却機排水系含む) 可燃性ガス濃度制御系	—	代用品の補充等	
							—	—	可搬/常設	N	66-5-3						
							—	—	常設	N	66-5-3						
—	—	常設		N			66-5-3										
—	—	常設		N			第43条										
—	—	常設		N			66-5-1										
—	—	—		—			66-12-1										
—	—	—		—			66-12-7										

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整備表【表66-5 最終ニ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】

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	N2N	保安規定	[E] 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選別なし	[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) ※:事前準備等の補充措置を含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT:N:10日 2N:30日
66-5-4 原子炉補機 代替冷却水 系	1.5 原子炉補機代替冷却水系による除熱 1.13 最終ニートシンク(海)への代替熱輸送	熱交換器ユニット	熱交換器ユニット	運用される原子炉の状態	1台 × 2	可搬	2N	66-5-4	—	—	—
		大容量送水ポンプ(タイプ1)	大容量送水ポンプ(タイプ1)	—	2台 × 2	可搬	2N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理 (「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で他表を参照)	—	—
		ホース延長回収車	ホース延長回収車	—	2台 × 2	可搬	2N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理 (系に含まれる)	—	—
		ホース除熱用ヘッダ・接続口	ホース除熱用ヘッダ・接続口	—	66-5-4	可搬/常設	2N/N	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		原子炉補機代替冷却水系配管・弁・サージタンク	原子炉補機代替冷却水系配管・弁・サージタンク	運転、起動、高温停止、高温停止及び燃料交換	—	常設	N	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系熱交換器	—	—	常設	N	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		貯留堰	貯留堰	—	—	常設	N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理 (系に含まれる)	—	—
		取水口	取水口	—	—	常設	N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理 (系に含まれる)	—	—
		取水路	取水路	—	—	常設	N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理 (系に含まれる)	—	—
		海水ポンプ室	海水ポンプ室	—	—	常設	N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理 (系に含まれる)	—	—
66-5-5 代替循環冷却 系	1.4 代替循環冷却系による既存蓄熱炉心の冷却 1.7 代替循環冷却系による原子炉格納容器内 の減圧及び除熱 1.8 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 1.8 代替循環冷却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及び原子炉格納容器内 の除熱 1.13 冷却水源から内 部水源への切替え(外部水源(運水貯蔵タンク)から内排水源(サブ レシジョンチェンバ)への切替え)	代替循環冷却ポンプ	代替循環冷却ポンプ	—	1台	常設	N	66-5-5	—	—	—
		残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系熱交換器	—	—	常設	N	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	—	—	常設	N	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		補給水系配管・弁	補給水系配管・弁	—	—	常設	N	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		スプレイ管	スプレイ管	—	—	常設	N	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		ホース・接続口	ホース・接続口	—	—	可搬/常設	2N/N	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	—	—	常設	N	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		原子炉格納容器	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	—	—
		サブレシジョンチェンバ	サブレシジョンチェンバ	—	—	常設	N	第46条	「第46条 サブレシジョンチェンバの水位」で整理	—	—
		原子炉補機代替冷却水系	原子炉補機代替冷却水系	—	—	常設	N	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照)	—	—
66-5-5 代替循環冷却 系	1.13 原子炉格納容器下部への注水	大容量送水ポンプ(タイプ1)	大容量送水ポンプ(タイプ1)	—	2台 × 2	可搬	2N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理	—	—
		常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備	—	—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 代替循環冷却水系」で他表を参照)	—	—
		代替所内電気設備	代替所内電気設備	—	—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 (「66-5-4 代替循環冷却水系」で他表を参照)	—	—
		燃料供給設備	燃料供給設備	—	—	—	—	66-12-7	「66-12-7 燃料供給設備」で整理 (「66-5-5 代替循環冷却水系」で他表を参照)	—	—
		原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	—	—	—	—	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理	—	—
		非常用取水設備	非常用取水設備	—	—	—	—	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系熱交換器	—	—	—	—	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	—	—	—	—	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		補給水系配管・弁	補給水系配管・弁	—	—	—	—	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (系に含まれる)	—	—
		スプレイ管	スプレイ管	—	—	—	—	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 (系に含まれる)	—	—

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-5 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】

表No.	技術的能力	対応手段	LOCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N2N	保安規定	[E] LOCO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) LOCO強筋なし	[B] 対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LOCO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) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
66-5-6 原子炉格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視	1.9 格納容器内雰囲気計表による原子炉格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視	1.9 格納容器内雰囲気計表による原子炉格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度(D/W)	適用される原子炉の状態	1チャンネル	常設	N	66-13-1	[66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ]で整理 (「66-5-6 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)				
			格納容器内水素濃度(S/C)	原子炉の状態	1チャンネル	常設	N	66-13-1	[66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ]で整理 (「66-5-7 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)				
			格納容器内雰囲気水素濃度	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	[66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ]で整理 (「66-5-6 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)				
			格納容器内雰囲気酸素濃度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	[66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ]で整理 (「66-5-7 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)				
			原子炉補機代替冷却水系		—	—	—	66-5-4	[66-5-4 原子炉補機代替冷却水系]で整理				
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却水系を含む。)		—	—	—	第52条	[第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却水系]で整理				
			非常用取水設備		—	—	第52条	[第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却水系]で整理(系に含まれる)					

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整理表【表66-6 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/可撤	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 (基準要求を満たさない場合) LCO選別なし	(C) LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満たさない場合) ※: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	
66-6-1 原子炉格納 容器代替スプ レイ冷却系 (常設)	1.6 原子炉格納容器代 替スプレィ冷却系(常 設)による原子炉格納 容器内の冷却(炉心損 傷前) 1.8 原子炉格納容器代 替スプレィ冷却系(常 設)による原子炉格納 容器内の冷却(炉心損 傷後) 1.13 原子炉格納容器 内の冷却 1.13 原子炉格納容器 下部への注水	復水移送ポンプ		適用される 原子炉の状態	2台	常設	N	66-6-1	—	原子炉格納容器代替スプレィ冷却 系(可撤型)	—	
		補給水系 配管・弁			N	66-6-1						
		高圧炉心スプレィ系 配管・弁			N	66-6-1						
		残留熱除去系 配管・弁			N	66-6-1						
		スプレィ管			N	66-6-1						
		燃料プール補給水系 弁			N	66-6-1						
		原子炉格納容器			N	第43条						
		覆水貯留タンク			N	66-11-1						
		常設代替交流電源設備			N	66-12-1						
		可撤型代替交流電源設備			N	66-12-2						
66-6-2 原子炉格納 容器代替スプ レイ冷却系 (可撤型)	1.6 原子炉格納容器代 替スプレィ冷却系(可 撤型)による原子炉格 納容器内の冷却(炉心 損傷前) 1.8 原子炉格納容器代 替スプレィ冷却系(可 撤型)による原子炉格 納容器内の冷却(炉心 損傷後) 1.13 原子炉格納容器 内の冷却 1.13 原子炉格納容器 下部への注水	大容量送水ポンプ(タイプI)			2台×2	可撤	2N	※1 66-6-2 66-19-1	—	残留熱除去系(格納容器スプレ ィ冷却モード) (非常用ディーゼル発電機含む)	—	
		ホース延長回収車			2台	可撤	2N	66-19-1				
		ホース・注水用ヘツダ・接続口			N	66-6-2						
		残留熱除去系 配管・弁			N	66-6-2						
		スプレィ管			N	66-6-2						
		原子炉格納容器			N	第43条						
		常設代替交流電源設備			N	66-12-1						
		可撤型代替交流電源設備			N	66-12-2						
		代替所内電気設備			N	66-12-6						
		非常用交流電源設備			N	第59条						
※1:大容量送水ポンプ(タイプI)については、他手段と兼用するため「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」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。												

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整理表【表66-7 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 可機	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(基準要求を満足できない場合) LCO選別なし	(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) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:10日	(D) 代替措置 AOT: N:10日 2N:30日
66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)	1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)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	1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	適用される原子炉の状態	1台	常設	N	66-7-1	—	—	—
		1.13 原子炉格納容器下部への注水	補給水系 配管・弁	運転、起動及び高温停止	—	常設	N	66-7-1	—	—	—
		1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	高圧炉心スプレイス 配管・弁	—	—	常設	N	66-7-1	「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」(系に含まれる)	—	—
		1.13 原子炉格納容器下部への注水	燃料プール補給水系 弁	—	—	常設	N	66-7-1	—	—	—
		1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	原子炉格納容器	運転、起動及び高温停止	—	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	—	—
		1.13 原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク	—	—	常設	N	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照	—	—
		1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	常設代替交流電源設備	—	—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照	—	—
		1.13 原子炉格納容器下部への注水	可機型代替交流電源設備	—	—	—	—	66-12-2	「66-12-2 可機型代替交流電源設備」で整理 「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照	—	—
		1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	所内常設蓄電式直流電源設備	—	—	—	—	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理 「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照	—	—
		1.13 原子炉格納容器下部への注水	代替所内電気設備	—	—	—	—	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他表を参照	—	—
66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)	1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)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	1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	代替循環冷却ポンプ	適用される原子炉の状態	1台	常設	N	66-7-2	—	—	—
		1.13 原子炉格納容器下部への注水	サブレーション/チェンバ	運転、起動及び高温停止	2850m ³	常設	N	第46条	「第46条 サブレーションプールの水位」で整理	—	—
		1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	残留熱除去系 熱交換器・配管・弁・ストレーナ	—	—	常設	N	66-7-2	「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(代替循環冷却ポンプ)」で整理(系に含まれる)	—	—
		1.13 原子炉格納容器下部への注水	補給水系 配管・弁	—	—	常設	N	66-7-2	—	—	—
		1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	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	—	—
		1.13 原子炉格納容器下部への注水	原子炉補機代替冷却水系	—	—	—	—	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理 「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照	—	—
		1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	常設代替交流電源設備	—	—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照	—	—
		1.13 原子炉格納容器下部への注水	代替所内電気設備	—	—	—	—	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 「66-5-5 代替循環冷却系」で他表を参照	—	—
		1.8 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)	—	—	—	—	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理	—	—
		1.13 原子炉格納容器下部への注水	非常用取水設備	—	—	—	—	第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)	—	—

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-7 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	可撤	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(標準要求を維持できる場合) LCO選抜なし	対応するDB設備 AOT:1N3日 2N:10日	(C) LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備(標準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	(D) 代替措置 AOT:1N10日 2N:30日				
66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可撤型)	1.8 原子炉格納容器下部注水系(可撤型)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	大容量送水ポンプ(タイプ1)	ホース延長回収車	適用される原子炉の状態 運転、起動及び高温停止	2台×2	可撤	2N	※1 66-7-3 66-19-1	※1 66-7-3 66-19-1	—	—	—	—				
			ホース・注水用ヘツダ・接続口		—	可撤/常設	2N/N	66-7-3 66-19-1	66-7-3 66-19-1	「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる) 「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—			
			補給水系 配管・弁		—	常設	N	66-7-3	66-7-3	「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可撤型)」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	—		
			原子炉格納容器		—	常設	N	第43条	第43条	「第43条 格納容器および格納容器補脚昇」で整理	—	—	—	—	—	—	
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理 「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可撤型)」で他表を参照	—	—	—	—	—	—	
			可撤型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2	66-12-2	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で整理 「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可撤型)」で他表を参照	—	—	—	—	—	—	
			代替所内電気設備		—	—	—	66-12-6	66-12-6	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理 「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可撤型)」で他表を参照	—	—	—	—	—	—	
			燃料補給設備		—	—	—	66-12-7	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可撤型)」で他表を参照	—	—	—	—	—	—	
					—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
					—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

※1:大容量送水ポンプについては、他手段と兼用であるため「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」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。

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整理表【表66-8 水素爆発による原子炉建屋等の破壊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/可撤	N2N	保安規定	[B] LCO対象SA設備の稼働全てを満足するSA設備(基準要求を維持できる場合) LCO適用なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LCO対象SA設備の稼働全てを満足するSA設備(基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-8-1 静的触媒式水素再結合装置	1.10	1.10 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合装置	運転、起動、高温停止 低温停止及び燃料交換※ ※: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、かつフールゲートが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフールゲートが閉の場合	19個	常設	N	66-8-1	—	蒸留脱酸素系(低圧注水モード)(非常用ディーゼル発電機、原子炉補給冷却水系、原子炉補給冷却海水系含む)	—	原子炉建屋ベント設備
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※: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、かつフールゲートが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフールゲートが閉の場合	1チャンネル ※1	常設	N	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理 (「66-8-1 静的触媒式水素再結合装置」で他表を参照)	—	—	—
66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視	1.10	1.10 原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋原子炉棟	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※: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、かつフールゲートが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフールゲートが閉の場合	—	常設	N	第49条 66-14-2	「第49条 原子炉建屋」で整理 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	—	—	—
			原子炉建屋内水素濃度	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換※ ※: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、かつフールゲートが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフールゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-8-2	代替パラメータ(他チャンネル) (原子炉建屋水素濃度監視設備又は静的触媒式水素再結合装置動作監視装置)	—	—	—

※1:1チャンネルとは1個の静的触媒式水素再結合装置の出入口に設置している2個の静的触媒式水素再結合装置動作監視装置をいう。

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-9 使用済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/可撤	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ない場合) LCO免除なし	対応するDB設備 AOT: N:10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		
66-9-1 燃料プール代替注水系	1.11 燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水 1.12 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水 1.13 使用済燃料プールへの注水/スプレイ	1.11 燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水	大容量送水ポンプ(タイプ1)	適用される原子炉の状態	2台×2	可撤	2N	※1 66-9-1 66-19-1	—	—	燃料プール代替注水系(可搬型)燃料プール代替注水系(常設配管)	ろ過水系による注水		
		1.12 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水	ホース延長回収車		2台×2	可撤	2N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	燃料プール代替注水系(可搬型)燃料プール代替注水系(常設配管)	—	—	—	
		1.13 使用済燃料プールへの注水/スプレイ	ホース・注水用ヘッダ・接続口		—	可撤/常設	2N/N	66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	
		燃料プール冷却浄化系配管・弁	燃料プール冷却浄化系配管・弁		—	常設	N	66-9-1	「66-9-2 燃料プールのスプレイ系」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	—
		使用済燃料プール	使用済燃料プール		—	常設	N	66-9-1	「66-9-1 燃料プールのスプレイ系」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	—
		燃料補給設備	燃料補給設備		—	—	—	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-9-1 燃料プール代替注水系」で他家を参照)	—	—	—	—	—
		サイフォン防止機能	サイフォン防止機能		—	—	—	66-9-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	—
		大容量送水ポンプ(タイプ1)	大容量送水ポンプ(タイプ1)		—	可撤	2N	※1 66-9-2 66-19-1	「66-9-2 燃料プールのスプレイ系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	—
		ホース延長回収車	ホース延長回収車		—	可撤	2N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	—
		スプレイ/スズ	スプレイ/スズ		—	可撤	2N	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイ系」で整理	—	—	—	—	—
66-9-2 燃料プールのスプレイ系	1.11 燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水/スプレイ 1.12 燃料プールのスプレイ系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水/スプレイ 1.13 使用済燃料プールへの注水/スプレイ	1.11 燃料プールのスプレイ系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プールの冷却浄化系配管・弁	適用される原子炉の状態	2台×2	可撤	2N	66-9-1	—	—	—	—		
		1.12 燃料プールのスプレイ系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プールの冷却浄化系配管・弁		3台×2 (常設配管) 3台×2 (可搬型)	可撤	2N	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイ系」で整理	—	—	—	—	
		1.13 使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プールの冷却浄化系配管・弁		—	可撤/常設	2N/N	66-9-2 66-19-1	「66-9-2 燃料プールのスプレイ系」で整理(系に含まれる) 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	
		燃料プールの冷却浄化系配管・弁	燃料プールの冷却浄化系配管・弁		—	常設	N	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイ系」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	
		使用済燃料プール	使用済燃料プール		—	常設	N	66-9-2	「66-9-2 燃料プールのスプレイ系」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	—
		燃料補給設備	燃料補給設備		—	—	—	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-9-2 燃料プールのスプレイ系」で他家を参照)	—	—	—	—	—
		燃料プールの冷却浄化系ポンプ	燃料プールの冷却浄化系ポンプ		1台	常設	N	66-9-3	「66-9-3 燃料プールの冷却浄化系ポンプ」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	燃料プールの冷却浄化系(常設配管)又は(可搬型)(補完措置含む)
		燃料プールの冷却浄化系熱交換器	燃料プールの冷却浄化系熱交換器		1基	常設	N	66-9-3	「66-9-3 燃料プールの冷却浄化系熱交換器」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	—
		燃料プールの冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ティフューザ	燃料プールの冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ティフューザ		—	常設	N	66-9-3	「66-9-3 燃料プールの冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ティフューザ」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	—
		1.11 燃料プールの冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却	燃料プールの冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却		—	常設	N	66-9-3	「66-9-3 燃料プールの冷却浄化系」で整理(系に含まれる)	—	—	—	—	—
66-9-3 使用済燃料プールの冷却	1.11 燃料プールの冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却	燃料プールの冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却	原子炉補機代替冷却水系	適用される原子炉の状態	—	—	—	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理(「66-9-3 使用済燃料プールの冷却」で他家を参照)	—	—	—		
		燃料プールの冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却	常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-9-3 使用済燃料プールの冷却」で他家を参照)	—	—	—	—	
		燃料プールの冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却	可搬型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理(「66-9-3 使用済燃料プールの冷却」で他家を参照)	—	—	—	—	

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-9 使用済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・可撤	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(基準要求を確保できる場合) LCO選抜なし	対応するDB設備 AOT:1NS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:10日 2N:30日
66-9-4 使用済燃料プール監視設備	1.11 使用済燃料プールの監視 1.11 代替電源による給電	1.11 使用済燃料プールの監視 1.11 代替電源による給電	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	適用される原子炉の状態 使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1チャンネル	常設	N	66-9-4	—	使用済燃料プール温度、水位監視	代替カメラ	—
			使用済燃料プール水位/温度(グイドバルス式)		1チャンネル	常設	N	66-9-4				
			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)		1チャンネル	常設	N	66-9-4				
			使用済燃料プール監視カメラ		1チャンネル	常設	N	66-9-4				
			常設代替交流電源設備		—	—	—	66-12-1				
			可撤型代替交流電源設備		—	—	—	66-12-2				
			所内常設蓄電式直流電源設備		—	—	—	66-12-3				
常設代替直流電源設備	—	—	—	66-12-4								
可撤型代替直流電源設備	—	—	—	66-12-5								

※1:大容量送水ポンプ(タイプI)については、他手段と兼用であるため「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」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。

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整理表【表66-10 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LOCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設、可搬	N2N	保安規定	[B] LOCO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) LOCO運転なし	対応するDDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LOCO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) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日		
66-10-1 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	大容量送水ポンプ(タイプII)	適用される原子炉の状態	2台	可搬	N	※1 66-19-2	LOCO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) LOCO運転なし	対応するDDB設備 AOT N:3日 2N:10日	LOCO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) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	代替措置 AOT N:10日 2N:30日		
			放水砲	1台	可搬	N	66-10-1			(運転、起動、高温停止のみ)残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレッド冷却モード、サブレーションポンプ冷却モード)				
			泡消火薬剤混合装置	1台	可搬	N	66-10-1				使用済燃料プール温度、水位監視			代替品の補充等
			ボース運車回収車	2台 × 2	可搬	2N	66-19-2			「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)				
			ホース	—	可搬	N	66-10-1 66-19-2			「66-10-1 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) 「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)				
			燃料供給設備	—	—	—	66-12-7			「66-12-7 燃料供給設備」で整理(「66-10-1 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)				
			貯留庫	—	—	—	66-19-2							
			取水口	—	—	—	66-19-2							
			取水路	—	—	—	66-19-2							
			海水ポンプ室	—	—	—	66-19-2							
66-10-2 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	シルトファン	適用される原子炉の状態	12本(5m × 5m × 2組 7m × 5m × 2組 6m × 6m × 2組 12m × 20m × 3 × 2組)	可搬	N	66-10-2	—	—	代替品の補充等 放射性物質吸着材			

※1:大容量送水ポンプ(タイプII)については、他手段と兼用であるため「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」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。

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整理表【表66-11 重大事故等の収束に必要な水の供給設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LOCO対象SA設備	適用される原炉の状態	所要数	常設、可撤	N2N	保安規定	[E] LOCO対象SA設備の備蓄全てを満 足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LOCO選別なし	対応するDSB設備 AOI N:10日 2N:10日	[C] LOCO対象SA設備の備蓄全てを 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 AOI:30日	[D] 代替措置 AOI N:10日 2N:30日
66-11-1 重大事故等 収束のための 水源	1.13	復水貯蔵タンク 保有 水	復水貯蔵タンク	運転、起動、高温停止、低温 停止及び燃料交換※ ※:原炉が次に示す状態とな った場合は適用しない。 (1)原炉炉内水位がオーバーフ ロー水位付近で、かつブール ゲートが開閉の場合 (2)原炉炉内から全燃料が取 出され、かつブールゲートが 閉の場合	946m ³ 822m ³	常設	N	66-11-1	—	サブレーションポンプ(水位)確認 低圧注水系(高温停止又は燃料 交換時については、非常用炉心 冷却系(自動減圧系を除く))	大容量送水ポンプ(タイプ1)を用 いた復水貯蔵タンクへの供給手段 (時間短縮の補完措置含む)	—
66-11-2 復水貯蔵タンク への供給 設備	1.13	1.13 送水貯水槽を水 源とした大容量送水ポ ンプ(タイプ1)による 復水貯蔵タンクへの補 給 1.13 海老水源とした大 容量送水ポンプ(タイプ 1)による復水貯蔵タ ンクへの補給	大容量送水ポンプ(タイプ1) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 補給水系 配管・弁 貯留槽 取水口 取水路 海水ポンプ室 復水貯蔵タンク 燃料補給設備	運転、起動、高温停止、低温 停止及び燃料交換※ ※:原炉が次に示す状態と なった場合は適用しない。 (1)原炉炉内水位がオーバーフ ロー水位付近で、かつブール ゲートが開閉の場合 (2)原炉炉内から全燃料が取 出され、かつブールゲートが 閉の場合	2台×2	可撤	—	※1 66-19-1	復水貯蔵タンク(水位確認) (低温停止又は燃料交換時につ いては、946m ³ 以上となるように 補給する又は946m ³ 以上であるこ とを確認する。)	—	代替品の補充等	
					2台×2	可撤	2N	66-19-1	[66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)]で整理(系に含まれる)			
					—	可撤/常設	2N/N	66-11-2 66-19-1	[66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備]で整理(系に含まれる) [66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)]で整理(系に含まれる)			
					—	常設	N	66-11-2	[66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備]で整理(系に含まれる)			
					—	常設	N	66-19-1	[66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ1)]で整理(系に含まれる)			
					—	常設	N	66-19-1				
					—	常設	N	66-11-1	[66-11-1 重大事故等収束のための水源]で整理 (166-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備)で他表を参照)			
					—	—	—	66-12-7	[66-12-7 燃料補給設備]で整理 (166-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備)で他表を参照)			

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整理表【表66-11 重大事故等の収束に必要な水の供給設備】

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、可撤	N2N	保安規定	[E] 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遡及なし	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) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-11-3 海水供給設備	1.13	大容量送水ポンプ(タイプI)	大容量送水ポンプ(タイプI)	適用される原子炉の状態 運転、起動、高温停止のみ、サ プレッショングループ(水位確認) 後水貯蔵タンク (高温停止又は燃料交換時につ いては、942m ³ 以上となるように 補給する又は942m ³ 以上であるこ とを確認する。)	2台 x 2	可撤	2N	※1 66-19-1	—	—	—	—
			大容量送水ポンプ(タイプII)		2台	可撤	N	※2 66-19-2				
		1.13 大容量送水ポンプ による送水(各種注水)	ホース延長回収車		2台 x 2	可撤	2N	66-19-1 66-19-2	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」で整理(系に含まれる) 「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」で整理(系に含まれる)			
			1.13 大容量送水ポンプ による送水(各種供給)		1.13 海水水源とした大 容量送水ポンプ(タイプI) による送水貯水 槽への補給 1.13 海水から海水への 切替え	ホース・注水用ヘッド・接続口	—	可撤/常設	2N/N	各系で整理(系に含まれる)		
						貯留堰	—	常設	N	66-19-1 66-19-2		
						取水口	—	常設	N	66-19-1 66-19-2		
						海水ポンプ室	—	常設	N	66-19-1 66-19-2		
						取水路	—	常設	N	66-19-1 66-19-2		
						燃料補給設備	—	—	—	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-11-3 海水供給設備」で他表を参照)	

※1:大容量送水ポンプ(タイプI)については、他手段と兼用であるため「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」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。

※2:大容量送水ポンプ(タイプII)については、他手段と兼用であるため「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイプII)」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。

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-12 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 可撤	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 (標準要求を満足できない場合) LCO選別なし	対応するDS設備 AOT:10日 2N:10日	[C] LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (標準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT:10日 2N:30日
66-12-1 常設代替交 流電源設備	1.14 常設代替交流 電源設備による給電	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 停止及び燃料交換	2台	常設	N	66-12-1	—	—	—	—
			ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ		2台	常設	N	66-12-1	—	—	—	
			ガスタービン発電設備軽油タンク		2,080mm	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系を参照)	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)	—	—
			タンクローリ		2台	可撤	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系を参照)	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)	—	—
			軽油タンク		2,700mm 3,140mm	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)	—	—
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁		—	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)	—	—
			ホース		—	可撤	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-1 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設備燃料移送系配管・弁		—	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で他表を参照)	—	—
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁		—	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-1 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～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路		—	常設	N	66-12-1 66-12-6	「66-12-1 常設代替交流電源設備」, 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-1 常設代替交流電源設備」, 「66-12-6 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～緊急用低圧母線2G系電路		—	常設	N	66-12-1 66-12-6	「66-12-1 常設代替交流電源設備」, 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-1 常設代替交流電源設備」, 「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)	—	—
			電源車		2台×2	可撤	2N	66-12-2	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で整理(系を参照)	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で整理(系を参照)	—	—
			66-12-2 可撤型代替 交流電源設 備		1.14 可撤型代替交流 電源設備による給電	1.14 可撤型代替交流 電源設備による給電	軽油タンク	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換	2,700mm 3,140mm	常設	N	66-12-7
ガスタービン発電設備軽油タンク	2,080mm	常設		N			66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系を参照)	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で他表を参照)	—	—
タンクローリ	2台	可撤		N			66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で他表を参照)	—	—
電源車～電源車接続口(原子炉建屋)電路	—	可撤		2N			66-12-2		「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で整理(系に含まれる)	—	—
非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	—	常設		N			66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-2 可撤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設備燃料移送系配管・弁	—	常設		N			66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で他表を参照)	—	—
ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	—	常設		N			66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で他表を参照)	—	—
ホース	—	可撤		N			66-12-7		「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-2 可撤型代替交流電源設備」で他表を参照)	—	—
電源車接続口(原子炉建屋)～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路	—	常設		N			66-12-6		「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)	—	—
電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線2G系電路	—	常設		N			66-12-6		「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)	「66-12-6 代替所内電気設備」で整理(系に含まれる)	—	—

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-12 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・可撤	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(標準要求を維持できる場合) LCO選別なし	対応するDB設備 AOT:1N3日 2N:10日	(C) LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備(標準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	(D) 代替措置 AOT:1N10日 2N:30日			
66-12-3 炉内常設蓄電池直交流電源設備	1.14	1.14 炉内常設蓄電池直交流電源設備による給電	125V蓄電池2A	適用される原子炉の状態 運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	1組	常設	N	66-12-3	—	非常用交流電源設備(非常用予一ゼル発電機) 非常用直流電源設備(125V充電器)	—	—			
			125V蓄電池2B		1組	常設	N	66-12-3	—	—	—	—			
			125V充電器2A		1個	常設	N	66-12-3	—	—	—	非常用交流電源設備(非常用予一ゼル発電機) 非常用直流電源設備(125V充電器)	—	—	
			125V充電器2B		1個	常設	N	66-12-3	—	—	—	—	—	—	
			125V蓄電池2A及び125V充電器2A～125V直流主母線盤2A及び125V直流主母線盤2A-1電路		—	常設	N	66-12-3	—	—	—	—	—	—	—
			125V蓄電池2B及び125V充電器2B～125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2B-1電路		—	常設	N	66-12-3	—	—	—	—	—	—	—
66-12-4 常設代替直交流電源設備	1.14	1.14 常設代替直交流電源設備による給電	125V代替蓄電池	適用される原子炉の状態 運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	1組	常設	N	66-12-4	—	非常用交流電源設備(非常用予一ゼル発電機) 非常用直流電源設備(125V充電器)	常設代替交流電源設備 125V代替充電器	—			
			125V代替蓄電池～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路		—	常設	N	66-12-4	—	—	—	—	—		
			250V蓄電池		1組	常設	N	66-12-4	—	—	—	非常用交流電源設備(非常用予一ゼル発電機) 非常用直流電源設備(125V充電器)	常設代替交流電源設備 250V充電器	—	
			250V蓄電池～250V直流主母線盤電路		—	常設	N	66-12-4	—	—	—	—	—	—	

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-12 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・可撤	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(基準要求を満たさない場合) LCO選別なし	対応するDS設備 AOT: N3日 2N: 10日	[C] LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備(基準要求を満たさない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT: N10日 2N:30日
66-12-5 可撤代替型 直流電源設備	1.14 可撤型代替直流電源設備による給電	1.14 可撤型代替直流電源設備による給電	125V代替蓄電池	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	1組	常設	N	66-12-4	66-12-4 常設代替型直流電源設備にて整理 (66-12-5 可撤型直流電源設備にて他表を参照)	66-12-5 可撤型代替直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 125V充電器	66-12-5 可撤型代替直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 125V充電器	—
			125V代替充電器		1個	常設	N	66-12-5	66-12-5 可撤型代替直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 125V充電器	66-12-5 可撤型代替直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 125V充電器	—	
			電源車		2台×2	可撤	2N	66-12-2	66-12-2 可撤型代替直流電源設備にて整理 (66-12-5 可撤型直流電源設備にて他表を参照)	66-12-2 可撤型代替直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 125V充電器	66-12-2 可撤型代替直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 125V充電器	—
			軽油タンク		2,700mm 3,140mm	常設	N	66-12-7	66-12-7 燃料補給設備にて整理 (66-12-5 可撤型直流電源設備にて他表を参照)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			ガスタービン発電設備軽油タンク		2,080mm	常設	N	66-12-7	66-12-7 燃料補給設備にて整理 (66-12-5 可撤型直流電源設備にて他表を参照)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			タンクローリ		2台	可撤	N	66-12-7	66-12-7 燃料補給設備にて整理 (66-12-5 可撤型直流電源設備にて他表を参照)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁		—	常設	N	66-12-7	66-12-7 燃料補給設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-7 燃料補給設備 (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設備燃料移送系配管・弁		—	常設	N	66-12-7	66-12-7 燃料補給設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁		—	常設	N	66-12-7	66-12-7 燃料補給設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			ホース		—	可撤	N	66-12-7	66-12-7 燃料補給設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-7 燃料補給設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			125V代替蓄電池及び125V代替充電器～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路		—	常設	N	66-12-4	66-12-4 常設代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-4 常設代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-4 常設代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			電源車～電源車接続口(原子炉建屋)電路		—	可撤	N	66-12-2	66-12-2 可撤型代替直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-2 可撤型代替直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-2 可撤型代替直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			電源車接続口(原子炉建屋)～125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路		—	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			250V蓄電池		1組	常設	N	66-12-4	66-12-4 常設代替型直流電源設備にて整理 (66-12-5 可撤型直流電源設備にて他表を参照)	66-12-4 常設代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 250V蓄電池	66-12-4 常設代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 250V蓄電池	—
66-12-6 代替型内電 気設備	1.14 代替型内電気設備による給電	1.14 代替型内電気設備による給電	250V充電器	運転、起動、高温停止	1個	常設	N	66-12-5	66-12-5 可撤型代替直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 125V充電器	66-12-5 可撤型代替直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 125V充電器	—	—
			250V蓄電池及び250V充電器～250V直流主母線盤電路		—	常設	N	66-12-4	66-12-4 常設代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-4 常設代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-4 常設代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			電源車接続口(原子炉建屋)～250V直流主母線盤電路		—	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			ガスタービン発電機接続線		2個	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			緊急用高圧母線2F系		2系列	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			緊急用高圧母線2G系		1系列	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			緊急用動力変圧器2G系		1個	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			緊急用低圧母線2C系		3系列	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			緊急用交流電源切替盤2G系		2個	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			緊急用交流電源切替盤2C系		1個	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			緊急用交流電源切替盤2D系		1個	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			非常用高圧母線2C系		—	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—
			非常用高圧母線2D系		—	常設	N	66-12-6	66-12-6 代替型直流電源設備にて整理 (系に含まれる)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	66-12-6 代替型直流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	—

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-12 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/可撤	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選抜なし	対応するDB設備 AOT:10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) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	(D) 代替措置 AOT:10日 2N:30日
66-12-7 燃料補給設備	1.14 燃料補給設備による補給	1.14 燃料補給設備による補給	軽油タンク	適用される原子炉の状態 運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	2,70mm	常設	N	66-12-7	—	—	—	—
			3,140mm		常設	N	66-12-7	—	—	—		
			ガスタービン発電設備軽油タンク		2,080mm	常設	N	66-12-7	—	—	—	
			タンクローリ		2台	可撤	N	66-12-7	—	—	—	代替品の補充等
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁		—	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」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設備燃料移送系配管・弁		—	常設	N	66-12-7	—	—	—	—
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁		—	常設	N	66-12-7	—	—	—	—
ホース	—	可撤	N	66-12-7	—	—	—	—				

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	LOCO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、可撤	N,ZN	保安規定	LOCO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) LOCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LOCO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) ※:事前準備等の補充措置を含む AOT:30日 2N:30日 (代替パラメータ※3)	【D】 作業標準 AOT N:10日 2N:30日		
66-13-1 主要パラメータ および代替 パラメータ	1.15	原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力容器温度	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	66-13-1	—	—	—	—		
				※: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ヘッドの場合、かつプールが満ちた場合、全燃料が取出され、かつプールゲートが開の場合	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
				原子炉圧力	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—	—
				原子炉圧力(SA)	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—	—
				原子炉水位(広帯域)	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—	—
				原子炉水位(燃料域)	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—	—
		原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位(SA広帯域)	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	66-13-1	—	—	—	—	—	—
				※: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ヘッドの場合、かつプールが満ちた場合、全燃料が取出され、かつプールゲートが開の場合	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
				①主要パラメータの他チャンネル	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
				②原子炉圧力	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
				③原子炉水位(広帯域)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
				④原子炉水位(燃料域)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	LOO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、可撤	N,ZN	保安規定	[B] LOO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) LOO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LOO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) ※:事前準備等の補充措置を含む AOT:30日	[D] 作製仕様 AOT N:10日 2N:30日		
66-13-1 主要パラメータ および代替 パラメータ	1.15	原子炉圧力容器への 注水量	高圧代替注水系統ポンプ出口流量	運転、起動および高温停止※ ※原子炉圧力が1.04MPa以上 e)以上の場合に適用する	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—		
			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系A系格納容器冷却ライン洗浄流量)	運転、起動、高温停止、低温停止 および燃料交換※	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—	
			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	※:原子炉が次に示す状態となつ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、かつフルゲートが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—	
			直流駆動低圧注水系統ポンプ出口流量	運転、起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—	
			代替循環冷却ポンプ出口流量	運転、起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—	
			原子炉隔離冷却系ポンプ出口流量	運転、起動および高温停止※ ※原子炉圧力が1.04MPa以上 e)以上の場合に適用する	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—
			高圧炉心スプレィ系統ポンプ出口流量	運転、起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—
			残留熱除去系ポンプ出口流量	運転、起動、高温停止、低温停止 および燃料交換※	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—
			低圧炉心スプレィ系統ポンプ出口流量	※:原子炉が次に示す状態となつ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、かつフルゲートが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—
			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系A系格納容器冷却ライン洗浄流量)	運転、起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—
			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	※:原子炉が次に示す状態となつ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、かつフルゲートが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフルゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—
			原子炉格納容器への 注水量	原子炉格納容器代替スプレィ流量	運転、起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—
	原子炉格納容器代替冷却ポンプ出口流量	運転、起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—			
	原子炉格納容器下部注水量	運転、起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	① 海水貯蔵タンク水位 ② 原子炉水位 (圧帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA広帯域)	—	—			

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 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、可撤	N,ZN	保存規定	[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) ※:事前準備等の補充措置を含む AOT:30日 2N:30日	[D] 作動機器 AOT N:10日 2N:30日	
66-13-1 主要パラメータ および体積 パラメータ	1.15	原子炉格納容器内の 温度	ドラウウェル温度	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	
			圧力抑制室内空気温度										
			サブレッションプール水温度										
		原子炉格納容器下部温度	原子炉格納容器下部温度	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
			ドラウウェル圧力										
			圧力抑制室圧力										
		原子炉格納容器内の 圧力	原子炉格納容器下部水位	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
			圧力抑制室水位										
			原子炉格納容器下部水位										
		原子炉格納容器内の 水位	原子炉格納容器下部水位	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
			ドラウウェル水位										
			原子炉格納容器下部水位										

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	LOCO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、可撤	N,2N	保安規定	[B] LOCO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) LOCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LOCO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) ※:事前準備等の補充措置を含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	[D] 作動機器 AOT N:10日 2N:30日	
66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	I.15	原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	
		原子炉格納容器内の 放射線量	格納容器内汚染気放射線モニタ(D/W)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		原子炉格納容器内の 放射線量	格納容器内汚染気放射線モニタ(S/C)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		水素濃度の維持又は監視	起動領域モニタ	起動※1、高温停止、冷温停止 及び燃料交換※2 ※1:中性子源領域の場合に適 用する ※2:起動領域モニタ周りの燃料 が4体未満の場合は除く	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタ	運転及び起動	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		[制御棒位置指示系]	[制御棒位置指示系]	運転及び起動	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		残留熱除去系熱交換器入口温度	サブレーションプール水温度	運転及び起動	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉格納容器への注水)	代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉格納容器への注水)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		フィルタ装置水位(広帯域)	フィルタ装置水位(広帯域)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		最終ヒートシンクの確保(原子炉格納容器 フィルタベント系)	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		最終ヒートシンクの確保(原子炉格納容器 フィルタベント系)	フィルタ装置水温度	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		最終ヒートシンクの確保(原子炉格納容器 フィルタベント系)	フィルタ装置出口放射線モニタ	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		最終ヒートシンクの確保(原子炉格納容器 フィルタベント系)	フィルタ装置出口水素濃度	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		最終ヒートシンクの確保(原子炉格納容器 フィルタベント系)	耐圧強化ベント系放射線モニタ	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
		最終ヒートシンクの確保(原子炉格納容器 フィルタベント系)	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 止及び燃料交換※	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—
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出口温度	※:原子炉が次に示す状態となつ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、かつフールケータが閉の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつフールケータが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—	—	
最終ヒートシンクの確保(残留熱除去系)	残留熱除去系ポンプ出口流量		1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	—	—	—	—	

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整備表【表66-13 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()に記載※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設、可撤	N,2N	保存予定	[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) ※:事前準備等の補充措置を含む AOT:30日 2N:30日	[D] 代替機器 AOT N:10日 2N:30日	
66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※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、かつプール水位が満ちる場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプール水位が満ちる場合	1チャンネル	常設	N	66-8-2	「66-9-2 原子炉建屋内の水素濃度監視」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静的体積式水素濃度測定装置監視装置	-	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) ③格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ④トリアイエル圧力 ⑤圧力制御室圧力	—	
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1チャンネル	常設	N	66-9-4	「66-9-4 使用済燃料プール監視カメラ」において運転上の制限等を定める。	①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	—	—
			使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)		1チャンネル	常設	N	66-9-4				
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1チャンネル	常設	N	66-9-4	「66-9-4 使用済燃料プール監視カメラ」において運転上の制限等を定める。	①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール監視カメラ	—	—
			使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール監視カメラ		1チャンネル	常設	N	66-9-4				
			使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール監視カメラ		1チャンネル	常設	N	66-9-4				

※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)」及び「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又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。

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	LOCO対象SA設備※1 主要パラメータ 自主対策設備(〔J〕記載)※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設、可撤	NZN	保安規定	(B) LOCO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) LOCO選別なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	(C) LOCO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) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	(D) 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-13-2 補助パラメータ	1.15	電源関係	6-2F-1母線電圧	運転、起動、高温停止、低温 停止及び燃料交換	1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			6-2F-2母線電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			6-2C母線電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			6-2D母線電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			6-2H母線電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			4-2C母線電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			4-2D母線電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			125V直流主母線2A電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			125V直流主母線2B電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			125V直流主母線2A-1電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			125V直流主母線2B-1電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			HPCS125V直流主母線電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			250V直流主母線電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2				
その他	1.15	可撤型計測器による計測	高圧窓系ガス供給系 ADS入口圧力	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-2				
			代動高圧窓系ガス供給系窓系ガス供給止め弁入口圧力	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-2				
66-13-3 可撤型計測器	1.15	1.15 可撤型計測器による計測	可撤型計測器	運転、起動、高温停止、低温 停止及び燃料交換	25個	可撤	N	66-13-3				
66-13-4 モニター記録	1.15	1.15 パラメータ記録	安全パラメータ表示システム(SPOS)(データ収集装置、SPOS 伝送装置、SPOS表示装置)	運転、起動、高温停止、低温 停止及び燃料交換	1式	常設	N	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理 (「66-13-4」パラメータ記録)で他家を参照)			

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-14 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・可撤	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 (標準要求を満足できない場合) LCO選別なし	(C) LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (標準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む A OT:30日	(D) 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-14-1 中央制御室 の居住性 確保	1.1.6	1.1.6 居住性の確保	中央制御室送風機	運転、起動、高温停止、炉心 変更時※又は原子炉建屋原 子炉棟内で照射された燃料 に係る作業時 ※:停止弁待機確認後の制御 棒1本の挿入、引抜を除く。	1台	常設	N	66-14-1	—	—	—
			中央制御室排風機		1台	常設	N	66-14-1	—	—	
			中央制御室再循環送風機		1台	常設	N	66-14-1	—	—	
			中央制御室再循環フィルタ装置		1基	常設	N	66-14-1	—	—	
			中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ		—	常設	N	66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」に含まれる	—	—
			中央制御室待機所加圧設備(空気ポンプ)		40本	可撤	N	66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」に含まれる 「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で整理(系に含まれる)	—	—
			中央制御室待機所加圧設備(配管・弁)		1台	常設	N	66-14-1	—	—	
			差圧計(中央制御室待機所用)		2個	可撤	N	66-14-1	—	—	
			酸素濃度計(中央制御室用)		2個	可撤	N	66-14-1	—	—	
			二酸化炭素濃度計(中央制御室用)		1台	常設	N	66-14-1	—	—	
			データ表示装置(待機所)		—	常設	N	66-14-1	—	—	
			中央制御室遮蔽		—	—	—	—	—	—	
			中央制御室待機所遮蔽		—	—	—	—	—	—	
			無線連絡設備(固定型)		—	—	—	—	—	—	
衛星電話設備(固定型)	—	—	—	—	—	—					
無線連絡設備(屋外アンテナ)	—	—	—	—	—	—					
衛星電話設備(屋外アンテナ)	—	—	—	—	—	—					
可搬型照明(SA)	6個	可撤	N	66-14-1	—	—	—	—	—	—	
常設代替交流電源設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
66-14-2 原子炉建屋 ハネリおよび 閉止装置	1.1.6	1.1.6 被ばく線量の低減	原子炉建屋ブローアウトハネリ閉止装置	運転、起動及び高温停止	24台	常設	N	66-14-2	—	—	—

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対応設備代替設備整備整理表【表66-15 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選別なし	対応するDS設備 AOT:10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:10日 2N:30日							
66-15-1 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	γ線サーベイメータ	適用される原子炉の状態 運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換	2台	可搬	N	66-15-1	---	---	---	代替品の補充等							
			β線サーベイメータ		2台	可搬	N	66-15-1											
			α線サーベイメータ		1台	可搬	N	66-15-1											
			電離箱サーベイメータ		2台	可搬	N	66-15-1											
			可搬型ダスト・よう素サンブラ		2台	可搬	N	66-15-1											
			可搬型モニタリングポスト		9台	可搬	N	66-15-1											
			代替気象観測設備		1台	可搬	N	66-15-1											
			小型船舶		1艇	可搬	N	66-15-1											
			常設代替交流電源設備		---	---	---	66-12-1											
			データ処理装置		---	---	---	66-15-1											
			「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理(「66-15-1 監視測定設備」で他系を参照)																
			系に含まれる(可搬型モニタリングポスト、代替気象観測設備)																

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-16 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 可撤	N,2N	保安規定	LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備(標準要件を維持できる場合) LCO選別なし	対応するDB設備 AOT:1NS日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (標準要件を満足できない場合) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT:N:10日 2N:30日		
66-16-1 緊急時対策所の居住性の確保	1.18	1.18 居住性の確保	緊急時対策所運搬	運転 起動 高温停止 冷温停止及び燃料交換	1台	常設	N	66-16-1	—	—	—	—		
			緊急時対策所非常用送風機	運転 起動 高温停止 冷温停止及び燃料交換	1基	常設	N	66-16-1	—	—	—	—	—	
			緊急時対策所非常用フィルタ装置	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			緊急時対策所非常用給排気配管・弁	—	—	—	—	—	—	—	66-16-1 緊急時対策所の居住性確保にて整理(系に含まれる)	—	—	
			緊急時対策所加圧設備(空気がパンパ)	運転 起動 高温停止 炉心変更時※又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に依る作業時 ※:停止弁給排気配管の閉鎖1本の挿入・引抜きを除く。	415本	可撤	N	66-16-1	—	—	—	—	代替品の補充等	
			緊急時対策所加圧設備(配管・弁)	—	—	—	—	—	—	—	66-16-1 緊急時対策所の居住性確保にて整理(系に含まれる)	—	—	—
			緊急時対策所可搬型エリアモータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	代替品の補充等
			可搬型モニタリングポスト	—	—	—	—	—	—	—	66-15-1 監視測定設備にて整理 (66-16-1 緊急時対策所の居住性確保(対策本部)にて他表を参照)	—	—	—
			酸素濃度計	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			二酸化炭素濃度計	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
66-16-2 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	差圧計	運転 起動 高温停止 冷温停止及び燃料交換	1台	可撤	N	66-16-1	—	—	—	—		
			ガスタービン発電機	—	—	—	—	—	—	66-12-1 常設代替交流電源設備にて整理 (66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて他表を参照)	—	—	—	
			ガスタービン発電機経油タンク	—	—	—	—	—	—	—	66-12-7 燃料供給設備にて整理 (66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて他表を参照)	—	—	
			タンクローリ	—	—	—	—	—	—	—	66-12-7 燃料供給設備にて整理 (66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて他表を参照)	—	—	
			経油タンク	—	—	—	—	—	—	—	66-12-7 燃料供給設備にて整理 (66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて他表を参照)	—	—	
			ガスタービン発電機燃料移送ポンプ	—	—	—	—	—	—	—	66-12-1 常設代替交流電源設備にて整理 (66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて他表を参照)	—	—	
			ガスタービン発電機燃料移送配管・弁	—	—	—	—	—	—	—	66-12-7 燃料供給設備にて整理(系に含まれる)	—	—	—
			ホース	—	—	—	—	—	—	—	66-12-7 燃料供給設備にて整理(系に含まれる)	—	—	—
			非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	—	—	—	—	—	—	—	66-12-7 燃料供給設備にて整理(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	—	—	—	—	—	—	—	66-12-7 燃料供給設備にて整理(系に含まれる)	—	—	—
ガスタービン発電機燃料移送系配管・弁	—	—	—	—	—	—	—	66-12-6 代替所内電気設備にて整理 (66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて他表を参照)	—	—	—			
緊急用高圧母線2F系	—	—	—	—	—	—	—	66-12-6 代替所内電気設備にて整理 (66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて他表を参照)	—	—	—			
電源車(緊急時対策所用)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	予備電源車 電源車接続口(緊急時対策用)			
緊急時対策所経油タンク	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
緊急時対策所燃料移送系配管・弁	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
緊急時対策所用高圧母線1系	—	—	—	—	—	—	—	—	66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて整理(系に含まれる)	—	—			
ガスタービン発電機～緊急時対策所用高圧母線1系配管	—	—	—	—	—	—	—	—	66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて整理(系に含まれる)	—	—			
電源車(緊急時対策所用)～電源車接続口(緊急時対策用)配管	—	—	—	—	—	—	—	—	66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて整理(系に含まれる)	—	—			
電源車接続口(緊急時対策用)～電源車接続口(緊急時対策用)高圧母線1系配管	—	—	—	—	—	—	—	—	66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備にて整理(系に含まれる)	—	—			

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-17 通信連絡設備】

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・可撤	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選別なし	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) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT: N:10日 2N: 30日									
													1式	1式	1台	1台	6台	3台	6台	43台	6台
66-17-1 通信連絡設備	1.18 必要な指示および通信連絡 1.19 発電所内の通信連絡	無線連絡設備(固定型) 無線連絡設備(携帯型) 衛星電話設備(固定型) 衛星電話設備(携帯型) 携帯型通信装置 無線連絡設備(屋外アンテナ) 衛星電話設備(屋外アンテナ) 無線通信装置 衛星通信装置 有線(建屋内)	安全パラメータ表示システム (SPDS) データ収集装置 SPDS伝送装置 SPDS表示装置	適用される原子炉の状態	1式	常設	N	86-17-1	—	—	—	—	連絡要員の確保等								
														テレビ会議システム IP電話 IP-FAX	1台	常設	N	86-17-1	—	—	連絡要員の追加 回線及通信機器の追加 他種通信機器による通信手段確保 記録要員の確保等
			無線連絡設備(固定型)	6台	常設	N	86-17-1	—	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等												
										無線連絡設備(携帯型)	43台	可撤	N	86-17-1	—	—					
																	衛星電話設備(固定型)	6台	常設	N	86-17-1
			衛星電話設備(携帯型)	10台	可撤	N	86-17-1	—	—												
										携帯型通信装置	10台	可撤	N	86-17-1	—	—					
																	無線連絡設備(屋外アンテナ)	—	常設	N	86-17-1
			衛星電話設備(屋外アンテナ)	—	常設	N	86-17-1	—	—												
										無線通信装置	—	常設	N	86-17-1	—	—					
																	衛星通信装置	—	常設	N	86-17-1
			有線(建屋内)	—	常設	N	86-17-1	—	—												

(66-17-1 通信連絡設備)で整理(系に含まれる)

女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備代替設備整理表【表66-18 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	N2N	保安規定	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強筋なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	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) ※:事前準備等の補充措置含む AOT:30日	D 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-18-1 ブルドーザ およびバックホ ウ	10	アクセスルート確保	ブルドーザ	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換	1台	可搬	N	66-18-1	—	—	—	代替品の補充等
			バックホウ						—	—	—	代替品の補充等

資料1.(3) 表66-1～表66-18 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. 保管場所及びアクセスルートに係る方針

(2) 保管場所における主要可搬型設備等の配備方針

第3-5表 保管場所等における主要設備

○アクセスルート確保のための可搬型設備

設備名	配備数	必要容量	予備	保管場所					備考
				第1	第2	第3	第4	緊急時 対策建屋	
ブルドーザ	2台	1台	1台	1台	-	-	1台	-	・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台
バックホウ	2台	1台	1台	1台	-	-	1台	-	・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台

※各重機の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(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84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66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66条の他表にてLCO設定する設備
 緑枠：系に含まれる設備
 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	対処設備	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ボタン ※1 原子炉モードスイッチ ※1 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力) 「反応度制御」 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉手動スクラム」	
			ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管 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	→ 重大事故等 対処設備 → 重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	66-1-1にて整理 (徴候ベース) 第 22 条にて整理 「スクラム」 第 22 条(系に含まれる) 第 22 条にて整理 第 59 条にて整理
			ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ※2 非常用交流電源設備	→ 重大事故等 対処設備 → 重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 66-1-2にて整理 (徴候ベース) 「反応度制御」 第 59 条にて整理
			ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) ※2 非常用交流電源設備	→ 重大事故等 対処設備 → 重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 66-1-3にて整理 (徴候ベース) 「反応度制御」 第 59 条にて整理

※1: 発電用原子炉が自動スクラムしなかった場合に、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチを操作することで制御棒のスクラム動作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	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	原子炉保護系	ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク	非常時操作手順書 第24条にて整理 (徴候ベース) 「反応度制御」 第24条(系に含まれる)
			ほう酸水注入系 配管・弁 原子炉压力容器	
		非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	
		制御棒挿入(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 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 重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)
制御棒挿入(スクラムテストスイッチの操作)	スクラムテストスイッチ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	自主対策設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」	
制御棒挿入(スクラムソレノイド引抜き操作)	スクラムソレノイドヒューズ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	自主対策設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」	

※1: 発電用原子炉が自動スクラムしなかった場合に、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチを操作することで制御棒のスクラム動作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	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	原子炉保護系	(手動操作による制御棒挿入) 制御棒挿入	原子炉手動制御系 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 非常時操作手順書 (設備別) 第59条にて整理 制御棒手動挿入」
			非常用交流電源設備	
		制御棒挿入(スクラムパイロット弁用制御空気) スクラムパイロット弁	制御棒 制御棒駆動機構 スクラムパイロット弁用制御空気 配管・弁 制御棒駆動水圧系 配管 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	自主対策設備 非常時操作手順書 (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	給水制御系 給水系 (タービン駆動原子炉給水ポンプ及び電動機駆動原子炉給水ポンプ) 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	自主対策設備 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」

※1: 発電用原子炉が自動スクラムしなかった場合に、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチを操作することで制御棒のスクラム動作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	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵タンク 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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※1	→ 第 41 条にて整理 → 66-11-1 にて整理 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 第 41 条(系に含まれる) 原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室) → 第 59 条にて整理
			所内常設蓄電式直流電源設備 ※1	→ 66-12-3 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	高圧炉心スプレイ系ポンプ 復水貯蔵タンク サプレッションチェンバ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 補給水系 配管 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ補機冷却水系 (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。) 非常用取水設備 非常用交流電源設備 ※1	→ 第 39 条にて整理 → 66-11-1 にて整理 → 第 46 条にて整理 非常時操作手順書 第 39 条(系に含まれる) 「高圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水」 → 第 53 条にて整理 → 第 59 条にて整理

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」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	<div style="border: 1px solid red; padding: 2px;">高圧代替注水系ポンプ</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">復水貯蔵タンク</div> <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">所内常設蓄電式直流電源設備 ※1</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">常設代替直流電源設備 ※1</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">可搬型代替直流電源設備 ※1</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">常設代替交流電源設備 ※1</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">可搬型代替交流電源設備 ※1</div>	<div style="border: 1px solid red; padding: 2px;">66-2-1にて整理</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">66-11-1にて整理</div> 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプに66-2-1(系に含まれる)室)」 66-12-3にて整理 66-12-4にて整理 66-12-5にて整理 66-12-1にて整理 66-12-2にて整理
		高圧代替注水系の現場操作による 発電用原子炉の冷却	<div style="border: 1px solid red; padding: 2px;">高圧代替注水系ポンプ</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">復水貯蔵タンク</div> <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器</div>	<div style="border: 1px solid red; padding: 2px;">66-2-1にて整理(現場手動起動については66-2-2にて整理)</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">66-11-1にて整理</div> 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプに66-2-1(系に含まれる)による原子炉注水(現物)」

※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「1.15 事故時の計装に関する手順等」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	<p>原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>復水貯蔵タンク</p> <p>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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器</p>	<p>→ 第41条にて整理(現場手動起動については66-2-2にて整理)</p> <p>→ 66-11-1にて整理</p> <p>「水位確保」等</p> <p>非常時操作手順書 (設備別)</p> <p>第41条(系に含まれる) 「原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉注水(現場)」</p>
			<p>排水ポンプ 排水ホース 仮設発電機</p>	<p>自主対策 設備</p>
	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	<p>原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>復水貯蔵タンク</p> <p>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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器</p>	<p>→ 第41条にて整理</p> <p>→ 66-11-1にて整理</p> <p>「電源回復」</p> <p>非常時操作手順書 (設備別)</p> <p>第41条(系に含まれる) 「母線受電」等</p> <p>重大事故等対応要領書 「M/C C (D) 母線受電」</p>
			<p>所内常設蓄電式直流電源設備 ※1</p> <p>常設代替交流電源設備 ※1</p> <p>可搬型代替交流電源設備 ※1</p>	<p>→ 66-12-3にて整理</p> <p>→ 66-12-1にて整理</p> <p>→ 66-12-2にて整理</p>
		可搬型代替直流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	<p>原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>復水貯蔵タンク</p> <p>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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器</p>	<p>→ 第41条にて整理</p> <p>→ 66-11-1にて整理</p> <p>「電源回復」</p> <p>非常時操作手順書 (設備別)</p> <p>第41条(系に含まれる) 「125V 代替蓄電池による125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1)への給電」</p> <p>重大事故等対応要領書</p>
			<p>所内常設蓄電式直流電源設備 ※1</p> <p>可搬型代替直流電源設備 ※1</p>	<p>→ 66-12-3にて整理</p> <p>→ 66-12-5にて整理</p> <p>の給電 (G母線接続)」</p>

※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「1.15 事故時の計装に関する手順等」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	自主対策設備	手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	125V代替充電器用電源車接続設備による原子炉隔離時冷却系の給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵タンク 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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※1 125V 代替充電器用電源車接続設備 ※1	自主対策設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「電源回復」 非常時操作手順書 (設備別) 「125V 代替蓄電池による125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代替充電器への給電 (125V 代替直流電源切替盤接続)」

※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「1.15 事故時の計装に関する手順等」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	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 高圧代替注水系ポンプ出口流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 復水貯蔵タンク水位	重大事故等 → 対処設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 66-13-1にて整理 (設備カク) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」
			原子炉水位 (狭帯域)	自主対策設備	
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉水位 (広帯域) ※2 原子炉水位 (燃料域) ※2 原子炉水位 (SA 広帯域) ※2 原子炉水位 (SA 燃料域) ※2 原子炉圧力 ※2 原子炉圧力 (SA) ※2 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ※2 復水貯蔵タンク水位 ※2 可搬型計測器	重大事故等 → 対処設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 66-13-1にて整理 (設備カク) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (現場)」 66-13-3にて整理
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力	自主対策設備	
			原子炉水位 (広帯域) ※2 原子炉水位 (燃料域) ※2 原子炉水位 (SA 広帯域) ※2 原子炉水位 (SA 燃料域) ※2 原子炉圧力 ※2 原子炉圧力 (SA) ※2 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ※2 復水貯蔵タンク水位 ※2 可搬型計測器	重大事故等 → 対処設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 66-13-1にて整理 (設備カク) 「原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉注水 (現場)」 66-13-3にて整理
		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	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	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: 手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」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)

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	—	進展抑制 (ほう酸水注入系による)	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	非常時操作手順書 66-2-3にて整理 (徴候ベース) 「水位確保」等 66-2-3(系に含まれる) 66-12-1にて整理 66-12-2にて整理 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによる原子炉注水」
		進展抑制 (注水)	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系 配管・弁 純水補給水系 原子炉圧力容器 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 「ほう酸水注入系ポンプによる原子炉注水」
		制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 補給水系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 非常用取水設備 常設代替交流電源設備 ※1	自主対策設備 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」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	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	66-3-1にて整理 (設備別)
			ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)	66-1-3にて整理 「自動減圧機能による原
		(主蒸気逃がし安全弁)	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) (C, H の 2 個)	重 大 事 故 等 対 処 設 備
主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧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 59 条にて整理		
(主蒸気逃がし安全弁)	手動操作による減圧	重 大 事 故 等 対 処 設 備	主蒸気逃がし安全弁	66-3-2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 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	66-3-2(系に含まれる) 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」
			所内常設蓄電式直流電源設備 ※3	66-12-3にて整理 非常時操作手順書
			常設代替直流電源設備 ※3	66-12-4にて整理 (設備別)
			可搬型代替直流電源設備 ※3	66-12-5にて整理 非常時操作手順書
			常設代替交流電源設備 ※3	66-12-1にて整理
			可搬型代替交流電源設備 ※3	66-12-2にて整理
(タービンバイパス弁)	手動操作による減圧	自 主 対 策 設 備	タービンバイパス弁 タービン制御系	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (設備別) 「タービンバイパス弁による原子炉減圧」

※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: ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) の手順は, 「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」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。
 ※4: 原子炉建屋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	主蒸気逃がし安全弁機能回復 可搬型代替直流電源設備による	可搬型代替直流電源設備 ※3 125V 直流電源切替盤 ※3 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	66-12-5にて整理 (機種別) 66-3-3にて整理 (機種別) 66-3-2にて整理 (機種別) 66-3-2(系に含まれる) 「手動による原子炉減圧」 重大事故等対応要領書 「電源車による125V代替充電器への給電(G母線接続)」
			主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 主蒸気系 配管・クエンチャ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	66-3-3にて整理 (機種別) 66-3-2にて整理 (機種別) 「急速減圧」等 66-3-2(系に含まれる) 非常時操作手順書 (設備別) 「主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁開放」
	高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保	高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保	高圧窒素ガスポンペ 高圧窒素ガス供給系 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 非常用交流電源設備	66-3-3にて整理 (機種別) 66-3-3(系に含まれる) 「高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス確保」 66-12-1にて整理 66-12-2にて整理 第59条にて整理
代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧 高圧窒素ガスポンペ ホース・弁 代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3			66-3-3にて整理 (設備別) 66-3-3(系に含まれる) 系による主蒸気逃がし安全弁開放 66-12-1にて整理 66-12-2にて整理 66-12-6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: ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) の手順は, 「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」にて整備する。
- ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。
- ※4: 原子炉建屋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	-	代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の背圧対策	<div style="border: 1px solid red; padding: 2px;">高圧窒素ガスポンペ</div> <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">ホース・弁</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">常設代替交流電源設備 ※3</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">可搬型代替交流電源設備 ※3</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">代替所内電気設備 ※3</div>	<div style="border: 1px solid red; padding: 2px;">66-3-3にて整理 (シビアアクシデント)</div> <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">66-3-3(系に含まれる)</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">66-12-1にて整理</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">66-12-2にて整理</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">66-12-6にて整理</div> 系による主蒸気逃がし安全弁開放
			<div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">可搬型代替直流電源設備 ※3</div>	<div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">66-12-5にて整理 (微候ベース) 「電源回復」</div> 非常時操作手順書 (設備別) 「125V 代替蓄電池による125V 直流主母線盤 2A-1(2B-1)への給電」 重大事故等対応要領書 「電源車による125V代替充電器及び250V充電器への給電(G母線接続)」
			<div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">125V 代替充電器用電源車接続設備 ※3</div>	<div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">非常時操作手順書 (微候ベース) 「電源回復」</div> 非常時操作手順書 (設備別) 「125V 代替蓄電池による125V 直流主母線盤 2A-1(2B-1)への給電」 重大事故等対応要領書 「電源車による125V代替充電器への給電(125V代替直流電源切替盤接続)」
		代替直流電源設備による復旧	<div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">常設代替交流電源設備 ※3</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">可搬型代替交流電源設備 ※3</div>	<div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">66-12-1にて整理 (微候ベース)</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">66-12-2にて整理 「電源回復」</div> 非常時操作手順書 (設備別) 「M/C C(D)母線受電」 重大事故等対応要領書 「M/C C(D)母線受電」

※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: ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) の手順は, 「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」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4: 原子炉建屋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	<p>主蒸気逃がし安全弁</p> <p>主蒸気系 配管・クエンチャ</p> <p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</p> <p>主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ</p>	<p>66-3-2にて整理 (シビアアクシデント) 「注水ストレージ-1」</p> <p>66-3-2(系に含まれる)</p>
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	<p>主蒸気逃がし安全弁</p> <p>主蒸気系 配管・クエンチャ</p> <p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ</p> <p>主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備 ※3</p> <p>常設代替直流電源設備 ※3</p> <p>可搬型代替直流電源設備 ※3</p> <p>常設代替交流電源設備 ※3</p> <p>可搬型代替交流電源設備 ※3</p> <p>タービンバイパス弁</p> <p>タービン制御系</p>	<p>66-3-2にて整理 (微候ベース) 「原子炉建屋制御」等</p> <p>66-3-2(系に含まれる)</p> <p>66-12-3にて整理</p> <p>66-12-4にて整理</p> <p>66-12-5にて整理</p> <p>66-12-1にて整理</p> <p>66-12-2にて整理</p>
			<p>HPCS 注入隔離弁</p>	<p>第 39 条にて整理</p>
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	<p>原子炉建屋ブローアウトパネル ※4</p>	<p>第 49 条にて整理</p>
		原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善		

※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: ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) の手順は, 「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」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4: 原子炉建屋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	残留熱除去系ポンプ	第 39 条にて整理
			サブプレッションチェンバ	第 46 条にて整理
			残留熱除去系 熱交換器・配管・弁・ストレーナ ※5	「水位確保」等 第 39 条(系に含まれる)
			原子炉圧力容器	非常時操作手順書 (設備別)
			原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3	第 52 条にて整理 「残留熱除去系ポンプ」に 第 52 条(系に含まれる)
			非常用取水設備 ※3	第 59 条にて整理
			非常用交流電源設備 ※2	
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ系ポンプ	第 39 条にて整理
			サブプレッションチェンバ	第 46 条にて整理
低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ	「水位確保」等 第 39 条(系に含まれる)			
原子炉圧力容器	非常時操作手順書 (設備別)			
原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3	第 52 条にて整理 「低圧炉心スプレイ系」に 第 52 条(系に含まれる)			
非常用取水設備 ※3	第 59 条にて整理			
非常用交流電源設備 ※2				
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	残留熱除去系ポンプ	第 34,35,36 条にて整理		
	原子炉圧力容器	ベース)		
	残留熱除去系熱交換器	「減圧冷却」等 第 34,35,36 条(系に含まれる)		
	残留熱除去系 配管・弁	非常時操作手順書 (設備別)		
	原子炉再循環系 配管・弁・ジェットポンプ	第 52 条にて整理 「残留熱除去系ポンプ」に 第 52 条(系に含まれる)		
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3	第 59,60 条にて整理		
	非常用取水設備 ※3			

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」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な水の供給手順等」【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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/9)
 (発電用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	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ) による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 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 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	66-4-1にて整理 66-11-1にて整理 「水位確保」等 66-4-1(系に含まれる) 別) 「復水移送ポンプによる 66-12-1にて整理 66-12-2にて整理 66-12-3にて整理 66-12-6にて整理 第59条にて整理
			直流駆動低圧注水系ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管 直流駆動低圧注水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	66-4-2にて整理 66-11-1にて整理 「水位確保」等 66-4-2(系に含まれる) 別) 「直流駆動低圧注水系が 66-12-4にて整理 66-12-3にて整理 66-12-1にて整理 66-12-2にて整理

- ※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な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な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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/9)
 (発電用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	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ(タイプI) ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1	66-19-1にて整理 66-19-1(系に含まれる) 66-4-3,66-19-1(系に含まれる)
			補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器	66-4-3(系に含まれる)
			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	「大容量送水ポンプ(タ 66-12-1にて整理 66-12-2にて整理 66-12-6にて整理 66-12-7にて整理
燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	第59条にて整理			
淡水貯水槽(No.1) ※1, ※4 淡水貯水槽(No.2) ※1, ※4	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 自主対策設備			
代替循環冷却ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備 ※3 原子炉補機代替冷却水系 ※3 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却		自主対策設備	非常時操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書(設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」
ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2	ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却		自主対策設備	非常時操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書(設備別) 「ろ過水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な水の供給手順等」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な水の供給手順等」【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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/9)
(発電用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	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)	残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉補機代替冷却水系 ※3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	66-5-4にて整理
			常設代替交流電源設備 ※2		66-12-1にて整理
			残留熱除去系ポンプ		第39条にて整理
			サブプレッションチェンバ		第46条にて整理
			残留熱除去系 熱交換器・配管・弁・ストレーナ ※5		第39条(系に含まれる)
			原子炉圧力容器		第52条にて整理
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3		第52条(系に含まれる)
		非常用取水設備 ※3	第52条(系に含まれる)		
		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	原子炉補機代替冷却水系 ※3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	66-5-4にて整理
			常設代替交流電源設備 ※2		66-12-1にて整理
			低圧炉心スプレイ系ポンプ		第39条にて整理
			サブプレッションチェンバ		第46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)
			原子炉圧力容器		第52条にて整理
原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3	第52条(系に含まれる)				
非常用取水設備 ※3	第52条(系に含まれる)				

- ※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」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な水の供給手順等」【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。

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	—	低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却 (復水移送ポンプ)	復水移送ポンプ	66-4-1にて整理
			復水貯蔵タンク ※1	66-11-1にて整理
補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器	「注水ストラテジ-4」 66-4-1(系に含まれる) 別) 「復水移送ポンプによる			
常設代替交流電源設備 ※2	66-12-1にて整理			
可搬型代替交流電源設備 ※2	66-12-2にて整理			
所内常設蓄電式直流電源設備 ※2	66-12-3にて整理			
代替所内電気設備 ※2	66-12-6にて整理			
残留熱除去系ヘッドスプレイ 配管・弁	自主対策設備			
低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	大容量送水ポンプ(タイプI)		66-19-1にて整理	
	ホース延長回収車		66-19-1(系に含まれる)	
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	66-4-3,66-19-1(系に含まれる)		
	補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器	66-4-3(系に含まれる) 「大容量送水ポンプ(タ		
	常設代替交流電源設備 ※2	66-12-1にて整理		
	可搬型代替交流電源設備 ※2	66-12-2にて整理		
	代替所内電気設備 ※2	66-12-6にて整理		
	燃料補給設備 ※2	66-12-7にて整理		
	淡水貯水槽(No.1) ※1, ※4 淡水貯水槽(No.2) ※1, ※4 残留熱除去系ヘッドスプレイ 配管・弁	自主対策設備		

- ※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」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な水の供給手順等」【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。

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	—	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	代替循環冷却ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却水系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※3 非常用取水設備 ※3	66-5-5にて整理 第46条にて整理 「注水ストラテジ-4」 66-5-5(系に含まれる) 非常時操作手順書 (設備) 66-5-4にて整理 66-12-1にて整理 66-12-6にて整理 第52条にて整理 第52条(系に含まれる)
			残留熱除去系ヘッドスプレー 配管・弁	自主対策設備
		ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 残留熱除去系ヘッドスプレー 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水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な水の供給手順等」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な水の供給手順等」【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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (7/9)
 (発電用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	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ) による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ	66-4-1にて整理
			復水貯蔵タンク ※1	66-11-1にて整理
補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器	「崩壊熱除去機能喪失」等 66-4-1(系に含まれる) 非常時操作手順書(設備別)			
常設代替交流電源設備 ※2	66-12-1にて整理			
可搬型代替交流電源設備 ※2	66-12-2にて整理			
所内常設蓄電式直流電源設備 ※2	66-12-3にて整理			
代替所内電気設備 ※2	66-12-6にて整理			
非常用交流電源設備 ※2	第60条にて整理			
低圧代替注水系(可搬型) による発電用原子炉の冷却			大容量送水ポンプ(タイプI) ※1	66-19-1にて整理
			ホース延長回収車 ※1	66-19-1(系に含まれる)
		ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1	66-4-3,66-19-1(系に含まれる)	
		補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器	等 66-4-3(系に含まれる) 重大事故等対応要領書	
		常設代替交流電源設備 ※2	66-12-1にて整理	
		可搬型代替交流電源設備 ※2	66-12-2にて整理	
		代替所内電気設備 ※2	66-12-6にて整理	
		燃料補給設備 ※2	66-12-7にて整理	
		非常用交流電源設備 ※2	第60条にて整理	
		自主対策設備		淡水貯水槽(No.1) ※1, ※4
淡水貯水槽(No.2) ※1, ※4				

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な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な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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (8/9)

(発電用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	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	代替循環冷却系による発電用原子炉の冷却	代替循環冷却ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備 ※3 原子炉補機代替冷却水系 ※3 非常用交流電源設備 ※2 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 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水」
		発電用原子炉の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」
		原子炉冷却材浄化系による除熱	原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 原子炉再循環系 配管 原子炉冷却材浄化系 配管・弁 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備 ※3 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱」

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」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な水の供給手順等」【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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (9/9)
(発電用原子炉停止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	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)	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	原子炉補機代替冷却水系 ※3	66-5-4にて整理
			常設代替交流電源設備 ※2	
			残留熱除去系ポンプ	「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書(設備別) [残留熱除去系ポンプに第34,35,36条にて整理による原子炉停止時冷却運転] 第34,35,36条(系に含まれる)
			原子炉压力容器 残留熱除去系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器	
			原子炉再循環系 配管・弁・ジェットポンプ	
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3	
非常用取水設備 ※3				
			第52条にて整理	
			第52条(系に含まれる)	

- ※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」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な水の供給手順等」【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。

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(1/3)

(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) ※1	非常時操作手順書 第 34,35,36 条にて整理 (徴候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」
		残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)及び格納容器スプレイ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 (サブプレッションプール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	非常時操作手順書 (徴候ベース) 第 39 条にて整理 「SFR 温度制御」 「PCV 圧力制御」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」, 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
		原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)による除熱	原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク 原子炉補機冷却水系熱交換器 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 非常用交流電源設備 ※4	非常時操作手順書 第 52 条にて整理 (徴候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (設備別) 第 52 条(系に含まれる) 「原子炉補機冷却水による補機冷却水確保」 第 59 条にて整理

※1: 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。

※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「1.13 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「1.14 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 (2/3)

(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スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器内 の減圧及び除熱 (現場操作含む。)	原子炉格納容器フィルタベント系	66-5-1にて整理
			遠隔手動弁操作設備	66-5-1(系に含まれる) 「PCV 圧力制御」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」, 「大容量送水ポンプによる送水」 ※3
			薬液補給装置 排水設備	自主対策設備
		原子炉格納容器内 の減圧及び除熱 (現場操作含む。)	原子炉格納容器調気系 配管・弁 遠隔手動弁操作設備	非常時操作手順書 66-5-2(系に含まれる) (假戻へース)
			原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む。)	第43条, 第44条にて整理
			非常用ガス処理系 配管・弁 排気筒	66-5-2(系に含まれる) 重大事故等対応要領書
			常設代替交流電源設備 ※4	66-12-1にて整理
			可搬型代替交流電源設備 ※4	66-12-2にて整理
			代替所内電気設備 ※4	66-12-6にて整理
			所内常設蓄電式直流電源設備 ※4	66-12-3にて整理
			常設代替直流電源設備 ※4	66-12-4にて整理
			可搬型代替直流電源設備 ※4	66-12-5にて整理

※1: 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。

※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「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 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)

(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	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却水系による除熱	熱交換器ユニット	66-5-4にて整理
			大容量送水ポンプ (タイプ I)	66-19-1にて整理
ホース延長回収車	66-19-1(系に含まれる)			
ホース・除熱用ヘッダ・接続口	66-5-4,66-19-1(系に含まれる)			
原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク	重大事故等対応要領書			
残留熱除去系熱交換器	66-5-4(系に含まれる)			
貯留堰	系による補機冷却水確保			
取水口				
取水路				
海水ポンプ室				
常設代替交流電源設備 ※4	66-12-1にて整理			
燃料補給設備 ※4	66-12-7にて整理			
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※1	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 (サブプレッションプール水冷却モード) ※2		第 39 条にて整理		
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2				
大容量送水ポンプ (タイプ I) による除熱	大容量送水ポンプ (タイプ I) による除熱	自主対策設備	大容量送水ポンプ (タイプ I)	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等
			ホース延長回収車	
			ホース・除熱用ヘッダ・接続口	
			原子炉補機冷却水系 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) ※1	
			残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) ※2	
			残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	
			貯留堰	
			取水口	
			取水路	
海水ポンプ室				
常設代替交流電源設備 ※4				
燃料補給設備 ※4				

※1: 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。
 ※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「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.6-1 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 (1/6)

(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 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ スプレイ管 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※1 非常用取水設備 ※1 非常用交流電源設備 ※2	第 39 条にて整理 第 46 条にて整理 「PCV 圧力制御」等 第 39 条(系に含まれる) 非常時操作手順書 (設備 第 43 条にて整理 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」 第 52 条にて整理 第 52 条(系に含まれる) 第 59 条にて整理
		残留熱除去系 (サブプレッションポンプ冷却モード) によるサブプレッションポンプの除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※1 非常用取水設備 ※1 非常用交流電源設備 ※2	第 39 条にて整理 第 46 条にて整理 「S/D 温度制御」等 第 39 条(系に含まれる) 第 43 条にて整理 別 第 52 条にて整理 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」 第 52 条(系に含まれる) 第 59 条にて整理

※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: 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なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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 (2/6)

(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	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	→	66-6-1にて整理
			復水貯蔵タンク ※3	→	66-11-1にて整理
			補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁	→	66-6-1(系に含まれる)
原子炉格納容器	→		別) 「復水移送ポンプによる		
常設代替交流電源設備 ※2	→		第43条にて整理		
可搬型代替交流電源設備 ※2	→		66-12-1にて整理		
所内常設蓄電式直流電源設備 ※2	→		66-12-2にて整理		
代替所内電気設備 ※2	→		66-12-3にて整理		
非常用交流電源設備 ※2	→		66-12-6にて整理		
	→		第59条にて整理		
		原子炉格納容器によるろ過水ポンプによる	自主対策設備		非常時操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 非常時操作手順書(設備別) 「ろ過水ポンプによるドライウエル代替スプレイ」 「ろ過水ポンプによるサブプレッションチェンバ代替スプレイ」
		原子炉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冷却	大容量送水ポンプ(タイプI) ※3	→	66-19-1にて整理
	ホース延長回収車 ※3		→	66-19-1(系に含まれる)	
	ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3		→	66-6-2,66-19-1(系に含まれる)	
	残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管		→	66-6-2(系に含まれる)	
	原子炉格納容器		→	重大事故等対応要領書	
	常設代替交流電源設備 ※2		→	第43条にて整理	
	可搬型代替交流電源設備 ※2		→	66-12-1にて整理	
	代替所内電気設備 ※2		→	66-12-2にて整理	
	燃料補給設備 ※2		→	66-12-6にて整理	
	非常用交流電源設備 ※2		→	66-12-7にて整理	
			自主対策設備		第59条にて整理
			淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※4	→	

※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: 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な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【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 (3/6)

(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 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉補機代替冷却水系 ※1	→ 重大事故等対処設備	66-5-4にて整理
			常設代替交流電源設備 ※2		66-12-1にて整理
残留熱除去系ポンプ	→ 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		第39条にて整理		
サブプレッションチェンバ			第46条にて整理		
残留熱除去系熱交換器			第39条(系に含まれる)		
残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ スプレイ管			第43条にて整理		
原子炉格納容器			第52条にて整理		
原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※1			第52条(系に含まれる)		
非常用取水設備 ※1					
		残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉補機代替冷却水系 ※1	→ 重大事故等対処設備	66-5-4にて整理
常設代替交流電源設備 ※2	66-12-1にて整理				
残留熱除去系ポンプ	→ 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		第39条にて整理		
サブプレッションチェンバ			第46条にて整理		
残留熱除去系熱交換器			第39条(系に含まれる)		
残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ			第43条にて整理		
原子炉格納容器			第52条にて整理		
原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※1			第52条(系に含まれる)		
非常用取水設備 ※1					

※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: 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なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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 (4/6)

(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 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	→	66-6-1にて整理
			復水貯蔵タンク ※3	→	66-11-1にて整理
			補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管	→	「除熱ストラテジ-1」等
			高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁	→	66-6-1(系に含まれる)
			原子炉格納容器	→	別)
			常設代替交流電源設備 ※2	→	「復水移送ポンプによる 第43条にて整理
			可搬型代替交流電源設備 ※2	→	66-12-1にて整理
			所内常設蓄電式直流電源設備 ※2	→	66-12-2にて整理
			代替所内電気設備 ※2	→	66-12-3にて整理
			非常用交流電源設備 ※2	→	66-12-6にて整理
	(設計基準拡張) 重大事故等 対処設備	→	第59条にて整理		
	原子炉格納容器によるろ過水ポンプ	自主対策設備	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによるド ライウエル代替スプレ イ」	
	原子炉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冷却	大容量送水ポンプ(タイプI) ※3	→	66-19-1にて整理	
ホース延長回収車 ※3		→	66-19-1(系に含まれる)		
ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3		→	66-6-2,66-19-1(系に含まれる)		
残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管		→	「除熱ストラテジ-2」 66-6-2(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		→	66-12-1にて整理		
可搬型代替交流電源設備 ※2		→	66-12-2にて整理		
代替所内電気設備 ※2		→	66-12-6にて整理		
燃料補給設備 ※2		→	66-12-7にて整理		
非常用交流電源設備 ※2		→	第59条にて整理		
	(設計基準拡張) 重大事故等 対処設備	→			
	淡水貯水槽 (No. 1) ※3, ※4 淡水貯水槽 (No. 2) ※3, ※4	設備 自主			

※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: 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なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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 (5/6)

(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 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器内の除熱 ドライウエル冷却系による	ドライウエル冷却系下部送風機 ドライウエル冷却系下部冷却器 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※1 非常用取水設備 ※1 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」 非常時操作手順書 (設備別) 「ドライウエル冷却系による格納容器除熱」

※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: 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な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【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 (6/6)

(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 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。)	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉補機代替冷却水系 ※1	重大事故等対処設備	66-5-4にて整理
			常設代替交流電源設備 ※2		66-12-1にて整理
残留熱除去系ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		第39条にて整理		
サブプレッションチェンバ			第46条にて整理		
残留熱除去系熱交換器			第39条(系に含まれる)		
残留熱除去系 配管・弁・ストレーナスプレイ管					
原子炉格納容器			第43条にて整理		
原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※1			第52条にて整理		
非常用取水設備 ※1			第52条(系に含まれる)		
残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉補機代替冷却水系 ※1	重大事故等対処設備	66-5-4にて整理		
	常設代替交流電源設備 ※2		66-12-1にて整理		
	残留熱除去系ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	第39条にて整理		
	サブプレッションチェンバ		第46条にて整理		
	残留熱除去系熱交換器		第39条(系に含まれる)		
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ				
	原子炉格納容器		第43条にて整理		
	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※1		第52条にて整理		
	非常用取水設備 ※1		第52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: 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な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【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	—	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ	→ 66-5-5にて整理
			残留熱除去系熱交換器	→ 66-5-5(系に含まれる)
原子炉補機代替冷却水系 ※1	→ 66-5-4にて整理			
大容量送水ポンプ (タイプ I) ※3	→ 66-19-1にて整理			
サブプレッションチェンバ	→ 第 46 条にて整理			
残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	→ 「代替循環冷却ポンプによる 66-5-5(系に含まれる) エルスプレイ」			
補給水系 配管・弁	→ 66-5-4(系に含まれる)			
スプレイ管	→ 66-5-5(系に含まれる)			
ホース・接続口	→ 第 43 条にて整理			
原子炉圧力容器	→ 66-12-1にて整理			
原子炉格納容器	→ 66-12-6にて整理			
常設代替交流電源設備 ※2	→ 66-12-7にて整理			
代替所内電気設備 ※2				
燃料補給設備 ※2				
原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む。)	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む。)	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※1	→ 第 52 条にて整理
			非常用取水設備 ※1	→ 第 52 条(系に含まれる)
			淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※4	
			淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※4	
			フィルタ装置	→ 非常時操作手順書(シブリアクシデント) 66-5-1にて整理
			フィルタ装置出口側圧力開放板	→ 66-5-1(系に含まれる)
			遠隔手動弁操作設備	→ 66-19-1(系に含まれる)
			ホース延長回収車 ※3	→ 66-5-3にて整理
			可搬型窒素ガス供給装置	→ 「原子炉格納容器フィルタ 66-5-1(系に含まれる) 「大容量送水ポンプによる 66-5-3(系に含まれる) 66-5-1,66-19-1(系に含まれる) 第 43 条, 第 44 条にて整理
			原子炉格納容器調気系 配管・弁	
			原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁	
			ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	
			ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3	
			原子炉格納容器(真空破壊装置を含む。)	
大容量送水ポンプ(タイプ I) ※3	→ 66-19-1にて整理			
所内常設蓄電式直流電源設備 ※2	→ 66-12-3にて整理			
常設代替直流電源設備 ※2	→ 66-12-4にて整理			
可搬型代替直流電源設備 ※2	→ 66-12-5にて整理			
燃料補給設備 ※2	→ 66-12-7にて整理			
薬液補給装置				
排水設備				
淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※4				
淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※4				

※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: 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なとなる水の供給手順等」にて整備する。
 ※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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)

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)による系統内の置換	<p>可搬型窒素ガス供給装置</p> <p>ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口</p> <p>原子炉格納容器調気系 配管・弁</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁</p> <p>フィルタ装置</p> <p>常設代替交流電源設備 ※2</p> <p>燃料補給設備 ※2</p>	<p>→ 66-5-3にて整理</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>→ 66-5-3(系に含まれる)</p> <p>重大事故等対応要領書</p> <p>→ 66-5-1にて整理</p> <p>→ 66-12-1にて整理</p> <p>→ 66-12-7にて整理</p>
		原子炉格納容器負圧破損の防止	<p>可搬型窒素ガス供給装置</p> <p>ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口</p> <p>原子炉格納容器調気系 配管・弁</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>フィルタ装置</p> <p>常設代替交流電源設備 ※2</p> <p>燃料補給設備 ※2</p>	<p>→ 66-5-3にて整理</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>→ 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素補充」</p> <p>→ 66-5-3(系に含まれる)</p> <p>→ 第43条にて整理</p> <p>→ 66-5-1にて整理</p> <p>→ 66-12-1にて整理</p> <p>→ 66-12-7にて整理</p>
		原子炉格納容器内 pH調整	<p>原子炉格納容器 pH調整系ポンプ</p> <p>原子炉格納容器 pH調整系貯蔵タンク</p> <p>原子炉格納容器 pH調整系配管・弁</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>常設代替交流電源設備 ※2</p>	<p>自主対策設備</p> <p>非常時操作手順書(シビアアクシデント)</p> <p>「ベントストラテジ」</p> <p>重大事故等対応要領書</p> <p>「格納容器内 pH調整」</p>

※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: 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なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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)

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 (1/6)

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熔融炉心の冷却	(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	原子炉格納容器下部注水系(常設)	復水移送ポンプ	66-7-1にて整理	
			復水貯蔵タンク ※1	66-11-1にて整理	
			補給水系 配管・弁	「注水ストラテジ - 66-7-1(系に含まれる)」	
			高圧炉心スプレイ系 配管・弁		
			燃料プール補給水系 弁	重大事故等対処設備	
			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		66-12-1にて整理
			可搬型代替交流電源設備 ※2		66-12-2にて整理
			所内常設蓄電式直流電源設備 ※2		66-12-3にて整理
			代替所内電気設備 ※2		66-12-6にて整理
	代替循環冷却ポンプ	66-7-2にて整理			
	サブプレッションチェンバ	第 46 条にて整理			
	残留熱除去系 熱交換器・配管・弁・ストレナー ※7	「注水ストラテジ - 66-7-2 (系に含まれる)」			
	補給水系 配管・弁				
	原子炉格納容器	第 43 条にて整理			
	原子炉補機代替冷却水系 ※3	66-5-4にて整理			
	常設代替交流電源設備 ※2	66-12-1にて整理			
	代替所内電気設備 ※2	66-12-6にて整理			
	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3	水			
	非常用取水設備 ※3	第 52 条にて整理			
	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3	第 52 条(系に含まれる)			
原子炉格納容器下部注水系(常設)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)				
原子炉補機代替冷却水系 ※3		66-12-1にて整理			
代替所内電気設備 ※2		66-12-6にて整理			
大容量送水ポンプ(タイプ I) ※1		66-19-1にて整理			
ホース延長回収車 ※1		66-19-1(系に含まれる)			
ホース・注水用ヘッド・接続口 ※1		66-7-3,66-19-1(系に含まれる)			
補給水系 配管・弁		66-7-3(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		66-12-1にて整理			
可搬型代替交流電源設備 ※2		66-12-2にて整理			
代替所内電気設備 ※2	66-12-6にて整理				
燃料補給設備 ※2	66-12-7にて整理				
淡水貯水槽 (No. 1) ※1 ※6	自主対策				
淡水貯水槽 (No. 2) ※1 ※6					
				「大容量送水ポンプによる送水」 ※1	

- ※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な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: 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。
- ※5: 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。
- ※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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)
- ※7: 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/6)

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熔融炉心の冷却	-	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系への注水	復水移送ポンプ	66-6-1にて整理
			復水貯蔵タンク ※1	66-11-1にて整理
			補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁	「注水ストラテジ - 3a」等 66-6-1(系に含まれる) 非常時操作手順書 (設備別)
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	66-12-1にて整理			
可搬型代替交流電源設備 ※2	66-12-2にて整理			
所内常設蓄電式直流電源設備 ※2	66-12-3にて整理			
代替所内電気設備 ※2	66-12-6にて整理			
代替循環冷却系による注水	代替循環冷却ポンプ		66-5-5にて整理	
	サブプレッションチェンバ		第46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 スプレイ管	「注水ストラテジ - 66-5-5(系に含まれる)」		
	原子炉格納容器	第43条にて整理		
	原子炉補機代替冷却水系 ※3	66-5-4にて整理		
	常設代替交流電源設備 ※2	66-12-1にて整理		
	代替所内電気設備 ※2	66-12-6にて整理		
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備 ※3	「プレイ」 第52条にて整理 第52条(系に含まれる)		
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による注水	大容量送水ポンプ (タイプ1) ※1	66-19-1にて整理		
	ホース延長回収車 ※1	66-19-1(系に含まれる)		
	ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1	66-6-2,66-19-1(系に含まれる)		
	残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管	66-6-2(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	66-12-1にて整理		
	可搬型代替交流電源設備 ※2	66-12-2にて整理		
	代替所内電気設備 ※2	66-12-6にて整理		
	燃料補給設備 ※2	66-12-7にて整理		
	淡水貯水槽 (No. 1) ※1 ※6 淡水貯水槽 (No. 2) ※1 ※6	「大容量送水ポンプによる送水」 ※1		

- ※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な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: 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。
- ※5: 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。
- ※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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)
- ※7: 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/6)

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	—	ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる格納容器下部注水」 「ろ過水ポンプによるドライウエル代替スプレイ」

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な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: 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。

※5: 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。

※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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)

※7: 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/6)

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	-	低圧代替注水系(常設)による原子炉炉圧力容器への注水(復水移送ポンプ)	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 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 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	66-4-1にて整理 66-11-1にて整理 「注水ストラテジ-1」※4 66-4-1(系に含まれる) 非常時操作手順書(設備別) 66-12-1にて整理 66-12-2にて整理 66-12-3にて整理 66-12-6にて整理
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	大容量送水ポンプ(タイプI) ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 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 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2 淡水貯水槽(No.1) ※1 ※6 淡水貯水槽(No.2) ※1 ※6	66-19-1にて整理 66-19-1(系に含まれる) 66-4-3,66-19-1(系に含まれる) ※4 66-4-3(系に含まれる) 重大事故等対応要領書 66-12-1にて整理 66-12-2にて整理 66-12-6にて整理 66-12-7にて整理 自主対策 よる送水 ※1
		代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却水系 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備 ※3	66-5-5にて整理 第46条にて整理 「注水ストラテジ-1」 66-5-5(系に含まれる) 66-5-4にて整理 66-12-1にて整理 66-12-6にて整理 「注水ストラテジ-1」 第52条にて整理 第52条(系に含まれる)

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な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: 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。

※5: 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。

※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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)

※7: 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (5/6)

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	—	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水(直流駆動低圧注水系ポンプ)	直流駆動低圧注水系ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管 直流駆動低圧注水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパー ジャ 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 非常時操作手順書 (設備別) 「直流駆動低圧注水系ポンプによる原子炉注水」
		ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 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	自主対策設備	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 ※4 非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」
		高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパー ジャ 原子炉圧力容器 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 可搬型代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	66-2-1にて整理 66-11-1にて整理 「注水ストラテジ - 1」 ※5 非常時操作手順書 (設備別) 66-2-1(系に含まれる) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」 66-12-3にて整理 66-12-4にて整理 66-12-5にて整理 66-2-1にて整理 66-2-2にて整理

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な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: 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。

※5: 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。

※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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)

※7: 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (6/6)

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
熔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	<div style="border: 2px solid red; padding: 2px;">ほう酸水注入系ポンプ</div> <div style="border: 2px solid red; padding: 2px;">ほう酸水注入系貯蔵タンク</div> <div style="border: 2px solid green; padding: 2px;">ほう酸水注入系 配管・弁</div> <div style="border: 2px solid green; padding: 2px;">原子炉圧力容器</div> <div style="border: 2px solid blue; padding: 2px;">常設代替交流電源設備 ※2</div> <div style="border: 2px solid blue; padding: 2px;">可搬型代替交流電源設備 ※2</div>	<div style="border: 2px solid red; padding: 2px;">非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 66-2-3にて整理</div> <div style="border: 2px solid green; padding: 2px;">「注水ストラテジ-1」 66-2-3(系に含まれる)</div> <div style="border: 2px solid blue; padding: 2px;">66-12-1にて整理</div> <div style="border: 2px solid blue; padding: 2px;">66-12-2にて整理</div> <p>「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」</p>
		原子炉制御棒駆動水圧力容器への注水	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 制御棒駆動水圧系 配管・弁 補給水系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※3 非常用取水設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」 ※5 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水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な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: 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。

※5: 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。

※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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)

※7: 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) 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。

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
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内の不活性化	原子炉格納容器調気系 ※1 原子炉格納容器	— ※1
	—	可搬型窒素ガス供給装置による	可搬型窒素ガス供給装置 原子炉格納容器調気系 配管・弁 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器 燃料補給設備 ※5	<div style="border: 1px solid red; padding: 2px;">66-5-3にて整理</div> アアクシデント) <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">66-5-3(系に含まれる)</div> 「ハンドストロブ」 第 43 条にて整理 重大事故等対応手順書 <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">66-12-7にて整理</div> 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」
	—	原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器フィルタベント系 燃料補給設備 ※5	— ※2

- ※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。
- ※2: 発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。
- ※3: 原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「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。
- ※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。
- ※5: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※6: 原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、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。
- ※7: 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は、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
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内フィルタベント系による水素及び酸素の排出	原子炉格納容器フィルタベント系	66-5-1にて整理
			フィルタ装置出口放射線モニタ	アアクシデント) 66-13-1にて整理
			フィルタ装置出口水素濃度	「ベントストラテジ」
		重大事故等対処設備		重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」※3
		原子炉格納容器内の水素濃度制御	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	自主対策設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書 (設備別) 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」
		原子炉格納容器内の水素濃度監視	格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 66-13-1にて整理 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書 (設備別) 「格納容器内雰囲気モニタ起動及び水素・酸素濃度監視」

- ※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。
- ※2: 発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。
- ※3: 原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「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。
- ※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。
- ※5: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※6: 原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、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。
- ※7: 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は、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
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内雰囲気水素濃度	→ 重大事故等対処設備 → 66-13-1にて整理 → アップグレード → 66-5-4にて整理
			格納容器内雰囲気酸素濃度	
			原子炉補機代替冷却水系 ※4	
			原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※4	→ 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			非常用取水設備 ※4	
		電 代替電源による必要な設備への給	常設代替交流電源設備 ※5	→ 66-12-1にて整理
			可搬型代替交流電源設備 ※5	→ 66-12-2にて整理
			代替所内電気設備 ※5	→ 66-12-6にて整理
			所内常設蓄電式直流電源設備 ※5	→ 66-12-3にて整理
			常設代替直流電源設備 ※5	→ 66-12-4にて整理
			可搬型代替直流電源設備 ※5	→ 66-12-5にて整理

- ※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。
- ※2: 発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。
- ※3: 原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「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。
- ※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。
- ※5: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※6: 原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、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。
- ※7: 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は、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屋等の損傷防止	—	静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合装置 ※1	66-8-1にて整理		
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	66-13-1にて整理		
			原子炉建屋原子炉棟	第49条にて整理 非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「水素制御ストラテジ」		
—	—	原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋内水素濃度	66-8-2にて整理 非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「水素制御ストラテジ」		
			要な設備への給電	代替電源による必	常設代替交流電源設備 ※2	66-12-1にて整理
					可搬型代替交流電源設備 ※2	66-12-2にて整理
代替所内電気設備 ※2	66-12-6にて整理					
所内常設蓄電式直流電源設備 ※2	66-12-3にて整理					
常設代替直流電源設備 ※2	66-12-4にて整理					
可搬型代替直流電源設備 ※2	66-12-5にて整理					
原子炉格納容器外への水素漏えい抑制	—	原子炉格納容器頂部注水系(常設)	燃料プール補給水ポンプ 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 配管・弁 燃料プール冷却浄化系 配管・弁 復水貯蔵タンク ※3 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書(設備別) 「燃料プール補給水ポンプによる原子炉ウエル注水」		
			原子炉格納容器頂部注水系(可搬型)	大容量送水ポンプ(タイプI) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ 燃料プール冷却浄化系 配管・弁 淡水貯水槽 (No.1) ※3,5 淡水貯水槽 (No.2) ※3,5 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料補給設備 ※2	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプI)による原子炉ウエル注水」	

※1:静的触媒式水素再結合装置は、起動操作を必要としない原子炉建屋内水素濃度抑制設備である。

※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な水の供給手順等」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。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

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
原子炉建屋等の損傷防止	—	原子炉建屋ベントによる水素排出	原子炉建屋ベント設備 大容量送水ポンプ(タイプⅡ) ※4 ホース延長回収車 ※4 ホース ※4 放水砲 ※4 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「水素制御ストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉建屋ベント」

※1:静的触媒式水素再結合装置は、起動操作を必要としない原子炉建屋内水素濃度抑制設備である。

※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な水の供給手順等」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。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

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 (1/3)

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
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	・残留熱除去系(燃料プール水の補給) ・燃料プール冷却浄化系	燃料プール代替注水系(常設配管)による使用済燃料プールへの注水	大容量送水ポンプ(タイプI)	66-19-1にて整理
			ホース延長回収車	66-19-1(系に含まれる)
	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水	燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール	淡水貯水槽(No.1) ※1, ※4	【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水水源(措置)
			淡水貯水槽(No.2) ※1, ※4	非常時操作手順書(プラント)
燃料プールによる使用済燃料プールへの注水	ろ過水ポンプによる使用済燃料プールへの注水	ホース・注水用ヘッダ・接続口	66-9-1, 66-19-1(系に含まれる)	
		燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 「燃料プール冷却材喪失」 66-9-1(系に含まれる)	
燃料プールからの漏えい抑制	燃料プールからの漏えい抑制	燃料補給設備 ※2	66-12-7にて整理	
		サイフォン防止機能	66-9-1(系に含まれる)	

※1: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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水源(措置)
 ※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ための手順等」にて整備する。
 ※4: 手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
 ※5: 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 (2/3)

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
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	燃料プールのスプレイ系 (常設配管) による使用済燃料プールへのスプレイ	<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ (タイプ I) ホース延長回収車 淡水貯水槽 (No. 1) ※1, ※4 淡水貯水槽 (No. 2) ※1, ※4 ホース・注水用ヘッダ・接続口 燃料プール冷却浄化系配管・弁 スプレイノズル 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2 	<ul style="list-style-type: none"> 66-19-1にて整理 66-19-1(系に含まれる) 非常時操作手順書 (「SFP 水位・温度制御」) 【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置) 66-9-2,66-19-1(系に含まれる) 66-9-2(系に含まれる) 66-9-2にて整理 66-9-2(系に含まれる) 66-12-7にて整理 <p>プ I) による使用済燃料プールのスプレイ (常設配管)」</p> <p>「大容量送水ポンプによる送水」 ※1</p>
		燃料プールのスプレイ系 (可搬型) による使用済燃料プールへのスプレイ	<ul style="list-style-type: none"> 大容量送水ポンプ (タイプ I) ホース延長回収車 淡水貯水槽 (No. 1) ※1, ※4 淡水貯水槽 (No. 2) ※1, ※4 スプレイノズル ホース・注水用ヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2 	<ul style="list-style-type: none"> 66-19-1にて整理 66-19-1(系に含まれる) 【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置) 66-9-2にて整理 66-9-2,66-19-1(系に含まれる) 66-9-2(系に含まれる) 66-12-7にて整理 <p>重大事故等対応要領書</p> <p>「大容量送水ポンプ (タイプ I) による使用済燃料プールのスプレイ (可搬型)」</p> <p>「大容量送水ポンプによる送水」 ※1</p>
		化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プールのスプレイ系 (常設配管) を用いたスプレイ	<ul style="list-style-type: none"> 大型化学高所放水車 化学消防自動車 ろ過水タンク ホース・接続口 燃料プール冷却浄化系配管・弁 スプレイノズル 使用済燃料プール 	<p>非常時操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」</p> <p>非常時操作手順書 (プラント停止中) 「燃料プール冷却材喪失」</p> <p>重大事故等対応要領書</p> <p>「化学消防自動車及び大型化学高所放水車による使用済燃料プールのスプレイ (常設配管)」</p>
		燃料プールからの漏えい緩和	<ul style="list-style-type: none"> シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り下ろしロープ 	<p>自主対策設備</p> <p>重大事故等対応要領書</p> <p>「資機材を利用した漏えい抑制」</p>

※1: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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)

※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ための手順等」にて整備する。

※4: 手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※5: 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 (3/3)

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
使用済燃料プールの漏えい発生時	-	大気への放射性物質の拡散抑制	<p>大容量送水ポンプ (タイプII) ※4</p> <p>放水砲 ※3</p> <p>ホース延長回収車 ※4</p> <p>ホース ※4</p> <p>燃料補給設備 ※2</p> <p>貯留堰</p> <p>取水口</p> <p>取水路</p> <p>海水ポンプ室</p>	<p>66-19-2にて整理</p> <p>66-10-1にて整理</p> <p>66-10-1,66-19-2(系に含まれる)</p> <p>66-12-7にて整理</p> <p>- ※3</p> <p>66-19-2(系に含まれる)</p>
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料プールの監視	<p>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)</p> <p>使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ</p>	<p>66-9-4にて整理</p> <p>-</p>
		代替電源による給電	<p>常設代替交流電源設備 ※2</p> <p>可搬型代替交流電源設備 ※2</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備 ※2</p> <p>常設代替直流電源設備 ※2</p> <p>可搬型代替直流電源設備 ※2</p>	<p>66-12-1にて整理</p> <p>66-12-2にて整理</p> <p>66-12-3にて整理</p> <p>66-12-4にて整理</p> <p>66-12-5にて整理</p>
使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	<p>・全交流動力電源</p> <p>・原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却水系含む)</p>	燃料プール冷却浄化系による	<p>燃料プール冷却浄化系ポンプ</p> <p>燃料プール冷却浄化系熱交換器</p> <p>燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ</p> <p>使用済燃料プール</p> <p>原子炉補機代替冷却水系 ※5</p> <p>常設代替交流電源設備 ※2</p> <p>可搬型代替交流電源設備 ※2</p>	<p>66-9-3にて整理</p> <p>非常時操作手順書 (徴候バー)</p> <p>66-9-3(系に含まれる)</p> <p>「SFP 水位・温度制御」</p> <p>66-5-4にて整理</p> <p>66-12-1にて整理</p> <p>66-12-2にて整理</p> <p>「燃料プール冷却機能喪失」</p> <p>非常時操作手順書 (設備別)</p> <p>「燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却」</p>

※1: 「1.13 重大事故等の収束に必要な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)
 ※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ための手順等」にて整備する。
 ※4: 手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
 ※5: 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又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷	-	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水ポンプ(タイプⅡ) ※1	66-19-2にて整理
			ホース延長回収車 ※1 ホース ※1	66-19-2(系に含まれる)
		放水砲	66-10-1にて整理	
海洋への放射性物質の拡散抑制	-	-	貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室	重大事故等対応要領書 「放水設備による大気への拡散抑制」 66-19-2(系に含まれる)
			燃料補給設備 ※2	66-12-7にて整理 「大容量送水ポンプによる送水」
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備
-	-	-	シルトフェンス	66-10-2にて整理 重大事故等対応要領書 「シルトフェンスによる海洋への拡散抑制」 重大事故等対応要領書 「放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制」
			放射性物質吸着材	自主対策設備
原子炉建屋周辺における航空機燃料火災	-	初期対応における延焼	化学消防自動車 耐震性防火水槽 防火水槽 ろ過水タンク 屋外消火栓 泡原液搬送車 大型化学高所放水車 泡原液備蓄車	重大事故等対応要領書 「化学消防自動車及び大型化学高所放水車による泡消火」
		航空機燃料火災への泡消火	大容量送水ポンプ(タイプⅡ) ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース ※1 放水砲 泡消火薬剤混合装置 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 燃料補給設備 ※2	66-19-2にて整理 66-19-2(系に含まれる) 重大事故等対応要領書 「航空機燃料火災への泡消火」 66-10-1にて整理 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプによる送水」 66-12-7にて整理

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な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。

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(1/11)

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	手順等	
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	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	66-11-1にて整理
			高圧代替注水系(高圧代替注水系ポンプ)		66-2-1にて整理
			復水貯蔵タンク	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備	66-11-1にて整理
			原子炉隔離時冷却系(原子炉隔離時冷却系ポンプ)		第41条にて整理
			高圧炉心スプレイ系(高圧炉心スプレイ系ポンプ)		第39条にて整理
			自主対策設備	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系(制御棒駆動水ポンプ)	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熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	66-11-1にて整理
			低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)		66-4-1にて整理
			復水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	66-11-1にて整理
			低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)		66-4-2にて整理
			自主対策設備		復水貯蔵タンク 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)
			原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク	重大事故等対処設備
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)(復水移送ポンプ)	66-6-1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。

※2: 本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対処設備及び手順書一覧(2/11)

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	手順等
復水貯蔵タンクを水源とした対応	-	原子炉格納容器下部への注水	<p>復水貯蔵タンク</p> <p>原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) (復水移送ポンプ)</p>	<p>重大事故等対処設備</p> <p>66-11-1にて整理</p> <p>66-7-1にて整理</p> <p>手順は「1.0 原子炉格納容器下部の溶融炉心等」にて整備する。</p> <p>66-6-1にて整理</p>
		原子炉への注水	<p>復水貯蔵タンク</p> <p>原子炉格納容器頂部注水系 (常設) (燃料プール補給水ポンプ)</p>	<p>自主対策設備</p> <p>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。</p>
サブ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	原子炉冷却材圧力容器への注水	<p>サブプレッションチェンバ</p> <p>高压炉心スプレイ系 (高压炉心スプレイ系ポンプ)</p>	<p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>第46条にて整理</p> <p>第39条にて整理</p> <p>手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压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。</p>
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	<p>サブプレッションチェンバ</p> <p>残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)</p> <p>低压炉心スプレイ系 (低压炉心スプレイ系ポンプ)</p>	<p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>第46条にて整理</p> <p>第39条にて整理</p> <p>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。</p>
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	<p>サブプレッションチェンバ</p> <p>代替循環冷却系 (代替循環冷却ポンプ)</p>	<p>重大事故等対処設備</p> <p>第46条にて整理</p> <p>66-5-5にて整理</p> <p>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。</p>
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	<p>サブプレッションチェンバ</p> <p>代替循環冷却系 (代替循環冷却ポンプ)</p>	<p>自主対策設備</p> <p>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。</p>
		原子炉格納容器内の除熱	<p>サブプレッションチェンバ</p> <p>残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)</p>	<p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>第46条にて整理</p> <p>第39条にて整理</p> <p>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。</p>

※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】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対処設備及び手順書一覧(3/11)

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	手順等
サブプレッションチェンバを水源とした対応	—	原子炉格納容器内の注水及び	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系 (代替循環冷却ポンプ)	第46条にて整理 66-5-5にて整理 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。
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	サブプレッションチェンバ 代替循環冷却系 (代替循環冷却ポンプ) 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ)	第46条にて整理 66-5-5にて整理 66-7-2にて整理 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
ろ過水タンクを水源とした対応	復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ	原子炉冷却材圧力容器への注水低圧	ろ過水タンク ろ過水系 (ろ過水ポンプ)	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熔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 ろ過水系 (ろ過水ポンプ)	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。
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク ろ過水系 (ろ過水ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	使用済燃料プールへの注水	ろ過水タンク ろ過水系 (ろ過水ポンプ)	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【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対処設備及び手順書一覧 (4/11)

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	手順等	
淡水貯水槽を水源とした対応	復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ	大容量送水ポンプ(タイプI)による送水	大容量送水ポンプ(タイプI)	重大事故等対処設備 66-19-1にて整理 66-19-1(系に含まれる) 66-4-3,66-6-2,66-7-3,66-9-1,66-9-2,66-11-2,66-19-1(系に含まれる) 66-12-7にて整理	
			ホース延長回収車		
		ホース・注水用ヘッダ・接続口			
		燃料補給設備 ※1			
		淡水貯水槽 (No.1) ※2 淡水貯水槽 (No.2) ※2	自主対策設備	重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプによる送水」	
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の注水	原子炉格納容器への注水	低圧代替注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	重大事故等対処設備 66-4-3,66-19-1にて整理 66-19-1(系に含まれる)
	淡水貯水槽 (No.1) ※2 淡水貯水槽 (No.2) ※2			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熔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	原子炉格納容器内の冷却	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	重大事故等対処設備 66-6-2,66-19-1にて整理 66-6-2,66-19-1(系に含まれる)	
			淡水貯水槽 (No.1) ※2 淡水貯水槽 (No.2) ※2	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。
	-	-	原子炉格納容器フィルタ装置への水補給	大容量送水ポンプ(タイプI)	重大事故等対処設備 66-19-1にて整理 66-19-1(系に含まれる) 66-5-1,66-19-1(系に含まれる) 66-12-7にて整理
				ホース延長回収車	
	ホース・注水用ヘッダ・接続口				
燃料補給設備 ※1					
淡水貯水槽 (No.1) ※2 淡水貯水槽 (No.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。			

※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】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対処設備及び手順書一覧 (5/11)

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	手順等
淡水貯水槽を水源とした対応	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	重大事故等対処設備 66-7-3,66-19-1にて整理 66-7-3,66-19-1(系に含まれる) 66-6-2,66-19-1にて整理 66-6-2,66-19-1(系に含まれる) 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			淡水貯水槽 (No.1) ※2 淡水貯水槽 (No.2) ※2	自主対策設備
淡水貯水槽を水源とした対応	-	原子炉ウエルへの注水	淡水貯水槽 (No.1) ※2 淡水貯水槽 (No.2) ※2 原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・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。
		使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系 (常設配管) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等) 燃料プール代替注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ等) 燃料プールのスプレイ系 (常設配管) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口, スプレイノズル等) 燃料プールのスプレイ系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ, スプレイノズル等)	重大事故等対処設備 66-9-1,66-19-1にて整理 66-9-1,66-19-1(系に含まれる) 66-9-1,66-19-1にて整理 66-9-1,66-19-1(系に含まれる) 66-9-2,66-19-1にて整理 66-9-2,66-19-1(系に含まれる) 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。 66-9-2,66-19-1(系に含まれる)
			淡水貯水槽 (No.1) ※2 淡水貯水槽 (No.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】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対処設備及び手順書一覧(6/11)

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	手順等
淡水タンクを水源とした対応	復水貯蔵タンク サプレッションチェンバ	大容量送水ポンプ(タイプI)による送水	淡水タンク 大容量送水ポンプ(タイプI) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ろ過水系配管・弁 給排水処理設備配管・弁 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 重大事故等対応要領書「大容量送水ポンプによる送水」
		原子炉冷却炉材圧力バウンダリ低圧	淡水タンク 低圧代替注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却炉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熔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	淡水タンク 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・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。
	—	原子炉格納容器装置フィルタ補給	淡水タンク 大容量送水ポンプ(タイプI) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ろ過水系配管・弁 給排水処理設備配管・弁 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。
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	淡水タンク 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・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熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
—	原子炉ウエルへの注水	淡水タンク 原子炉格納容器頂部注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・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。	

※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】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対処設備及び手順書一覧(7/11)

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	手順等																													
淡水タンクを水源とした対応	-	使用済燃料プールへの注水/スプレイ	淡水タンク 燃料プール代替注水系(常設配管)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等) 燃料プール代替注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ等) 燃料プールのスプレイ系(常設配管)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口, スプレイノズル等) 燃料プールのスプレイ系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプI), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ, スプレイノズル等)	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。																													
		使用済燃料プールへのスプレイ	淡水タンク 大型化学高所放水車 化学消防自動車 ホース・接続口 ろ過水系配管・弁 給排水処理設備配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 スプレイノズル 使用済燃料プール	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。																													
海を水源とした対応	復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ	大容量送水ポンプによる送水(各種注水)	<table border="1"> <tr><td>大容量送水ポンプ(タイプI)</td><td>→</td><td>66-19-1にて整理</td></tr> <tr><td>ホース延長回収車</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>貯留堰</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>取水口</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>取水路</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>海水ポンプ室</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>ホース・注水用ヘッダ・接続口</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>燃料補給設備 ※1</td><td>→</td><td></td></tr> </table>	大容量送水ポンプ(タイプI)	→	66-19-1にて整理	ホース延長回収車	→		貯留堰	→		取水口	→		取水路	→		海水ポンプ室	→		ホース・注水用ヘッダ・接続口	→		燃料補給設備 ※1	→		<table border="1"> <tr><td>66-19-1にて整理</td></tr> <tr><td>66-19-1(系に含まれる)</td></tr> <tr><td>重大事故等対応要領書「大容量送水ポンプによる送水」</td></tr> <tr><td>66-4-3,66-6-2,66-7-3,66-9-1,66-9-2,66-11-2,66-11-3,66-19-1(系に含まれる)</td></tr> <tr><td>66-12-7にて整理</td></tr> </table>	66-19-1にて整理	66-19-1(系に含まれる)	重大事故等対応要領書「大容量送水ポンプによる送水」	66-4-3,66-6-2,66-7-3,66-9-1,66-9-2,66-11-2,66-11-3,66-19-1(系に含まれる)	66-12-7にて整理
		大容量送水ポンプ(タイプI)	→	66-19-1にて整理																													
ホース延長回収車	→																																
貯留堰	→																																
取水口	→																																
取水路	→																																
海水ポンプ室	→																																
ホース・注水用ヘッダ・接続口	→																																
燃料補給設備 ※1	→																																
66-19-1にて整理																																	
66-19-1(系に含まれる)																																	
重大事故等対応要領書「大容量送水ポンプによる送水」																																	
66-4-3,66-6-2,66-7-3,66-9-1,66-9-2,66-11-2,66-11-3,66-19-1(系に含まれる)																																	
66-12-7にて整理																																	
大容量送水ポンプによる送水(各種供給)	<table border="1"> <tr><td>大容量送水ポンプ(タイプI)</td><td>→</td><td>66-19-1にて整理</td></tr> <tr><td>大容量送水ポンプ(タイプII)</td><td>→</td><td>66-19-2にて整理</td></tr> <tr><td>ホース延長回収車</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>貯留堰</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>取水口</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>取水路</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>海水ポンプ室</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>ホース・接続口</td><td>→</td><td></td></tr> <tr><td>燃料補給設備 ※1</td><td>→</td><td></td></tr> </table>	大容量送水ポンプ(タイプI)	→	66-19-1にて整理	大容量送水ポンプ(タイプII)	→	66-19-2にて整理	ホース延長回収車	→		貯留堰	→		取水口	→		取水路	→		海水ポンプ室	→		ホース・接続口	→		燃料補給設備 ※1	→		<table border="1"> <tr><td>66-19-1,66-19-2(系に含まれる)</td></tr> <tr><td>「大容量送水ポンプによる送水」</td></tr> <tr><td>66-5-4,66-10-1,66-11-3,66-19-1,66-19-2(系に含まれる)</td></tr> <tr><td>66-12-7にて整理</td></tr> </table>	66-19-1,66-19-2(系に含まれる)	「大容量送水ポンプによる送水」	66-5-4,66-10-1,66-11-3,66-19-1,66-19-2(系に含まれる)	66-12-7にて整理
大容量送水ポンプ(タイプI)	→	66-19-1にて整理																															
大容量送水ポンプ(タイプII)	→	66-19-2にて整理																															
ホース延長回収車	→																																
貯留堰	→																																
取水口	→																																
取水路	→																																
海水ポンプ室	→																																
ホース・接続口	→																																
燃料補給設備 ※1	→																																
66-19-1,66-19-2(系に含まれる)																																	
「大容量送水ポンプによる送水」																																	
66-5-4,66-10-1,66-11-3,66-19-1,66-19-2(系に含まれる)																																	
66-12-7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。
 ※2: 本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対処設備及び手順書一覧 (8/11)

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	手順等	
海を水源とした対応	復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ	原子炉の原子炉冷却材炉圧力容器への注水	低圧代替注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	<p>→ 66-4-3,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-4-3(系に含まれる)</p> <p>手順は「1.4 原子炉冷却材炉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熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。</p>	
		原子炉格納容器内の冷却	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	<p>→ 66-6-2,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-6-2(系に含まれる)</p> <p>手順は「1.10 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。</p>	
	復水貯蔵タンク	原子炉格納容器下部への注水	原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	<p>→ 66-7-3,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-7-3(系に含まれる)</p> <p>→ 66-6-2,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-6-2(系に含まれる)</p> <p>手順は「1.10 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。</p>	
			原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	<p>→ 66-9-1,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-1,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-2,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-2(系に含まれる)</p>	
	-	-	原子炉ウエルへの注水	原子炉格納容器頂部注水系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	<p>→ 66-9-1,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-1,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-2,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-2(系に含まれる)</p>
			使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系 (常設配管) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口等)	<p>→ 66-9-1,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-1,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-2,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-2(系に含まれる)</p>
			燃料プールの注水/スプレイ系 (常設配管) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口, スプレイノズル等)	<p>→ 66-9-1,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-2,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-2(系に含まれる)</p>	
			燃料プールの注水/スプレイ系 (可搬型) (大容量送水ポンプ (タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・スプレイノズル等)	<p>→ 66-9-1,66-19-1にて整理</p> <p>→ 66-19-1(系に含まれる)</p> <p>→ 66-9-2(系に含まれる)</p>	

※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】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対処設備及び手順書一覧 (9/11)

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	手順等
海を水源とした対応	-	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)による補機冷却水確保	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)(原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプ)	<p>第52条にて整理</p> <p>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。</p>
		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水系(大容量送水ポンプ(タイプI), 熱交換器ユニット, ホース延長回収車, ホース・除熱用ヘッド・接続口等)	<p>66-5-4,66-19-1にて整理</p> <p>66-5-4,66-19-1(系に含まれる)</p> <p>66-5-4(系に含まれる)</p>
			大容量送水ポンプ(タイプI) ホース延長回収車 ホース・除熱用ヘッド・接続口 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 燃料補給設備 ※1	<p>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。</p>
		大気への放射性物質拡散抑制	大容量送水ポンプ(タイプII) ホース延長回収車 放水砲 ホース 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 燃料補給設備 ※1	<p>66-19-2にて整理</p> <p>66-19-2(系に含まれる)</p> <p>66-10-1にて整理</p> <p>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」にて整備する。</p> <p>66-19-2(系に含まれる)</p> <p>66-12-7にて整理</p>
			大容量送水ポンプ(タイプII) ホース延長回収車 放水砲 泡消火薬剤混合装置 ホース 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 燃料補給設備 ※1	<p>66-19-2にて整理</p> <p>66-19-2(系に含まれる)</p> <p>66-10-1にて整理</p> <p>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」にて整備する。</p> <p>66-19-2(系に含まれる)</p> <p>66-12-7にて整理</p>
ほう酸水注入系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水	ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系(ほう酸水注入系ポンプ)	<p>第24条, 66-2-3にて整理</p> <p>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」, 「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熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。</p>

※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【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対処設備及び手順書一覧(10/11)

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	手順等
復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応	-	淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ(タイプI)による復水貯蔵タンクへの補給	復水貯蔵タンク 大容量送水ポンプ(タイプI) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 補給水系配管・弁 燃料補給設備 ※1 淡水貯水槽(No.1) ※2 淡水貯水槽(No.2) ※2	重大事故等対処設備 66-11-1にて整理 66-19-1にて整理 66-19-1(系に含まれる) 66-11-2(系に含まれる) 66-11-2(系に含まれる) 66-12-7にて整理 重大事故等対応要領書「淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給」
		淡水貯水ポンプ(タイプI)を水源とした大容量送水貯蔵タンクへの補給	復水貯蔵タンク 大容量送水ポンプ(タイプI) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ろ過水タンク 純水タンク 原水タンク 補給水系配管・弁 ろ過水系配管・弁 給排水処理装置配管・弁 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 重大事故等対応要領書「淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給」
		海を水源とした大容量送水ポンプ(タイプI)による復水貯蔵タンクへの補給	復水貯蔵タンク 大容量送水ポンプ(タイプI) ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 補給水系配管・弁 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 66-11-1にて整理 66-19-1にて整理 66-19-1(系に含まれる) 66-11-2(系に含まれる) 66-11-2(系に含まれる) 重大事故等対応要領書「海から復水貯蔵タンクへの補給」 66-19-1(系に含まれる) 66-12-7にて整理
		耐震性防火水槽を水源とした化学消防自動車による復水貯蔵タンクへの補給	復水貯蔵タンク 化学消防自動車 ホース 耐震性防火水槽	自主対策設備 重大事故等対応要領書「耐震性防火水槽から復水貯蔵タンクへの補給」

※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】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対処設備及び手順書一覧 (11/11)

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	手順等	
淡水貯水槽へ水を補給するための対応	-	(海を水源とした大容量送水ポンプ(タイプII)による淡水貯水槽への補給)	大容量送水ポンプ(タイプII)	重大事故等対処設備 66-19-2にて整理	
			ホース延長回収車 ホース 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 燃料補給設備 ※1		66-19-2(系に含まれる) 重大事故等対応要領書「海から淡水貯水槽への補給」 66-12-7にて整理
水源を切り替えるための対応	-	高圧炉心スプレイ系の水源の切替え	復水貯蔵タンク	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 66-11-1にて整理	
			高圧炉心スプレイ系(高圧炉心スプレイ系ポンプ)		第39条にて整理
			サブプレッションチェンバ		重大事故等対処設備(設計基準拡張) 非常時操作手順書(徴候ベース)「水位確保」等 非常時操作手順書(設備加) 第46条にて整理 第39条にて整理
			高圧炉心スプレイ系(高圧炉心スプレイ系ポンプ)		
		淡水から海水への切替え(復水貯蔵タンクへ補給する水源の切替え(淡水貯水槽から補給している場合))	大容量送水ポンプ(タイプII)	重大事故等対処設備 66-19-2にて整理	
			ホース延長回収車 ホース 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室 燃料給油設備 ※1		66-19-2(系に含まれる) 重大事故等対応要領書「海から淡水貯水槽への補給」 66-12-7にて整理
			淡水貯水槽(No.1) ※2 淡水貯水槽(No.2) ※2		自主対策設備
		外部水源から内部水源への切替え(外部水レシジョンチェンバ)から内部水源(サブ水レシジョンチェンバ)への切替え	復水貯蔵タンク	重大事故等対処設備 66-11-1にて整理	
			サブプレッションチェンバ		第46条にて整理
			低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)		66-4-1にて整理
代替循環冷却系(代替循環冷却ポンプ)	66-5-5にて整理 冷却材圧力バランタリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」,「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」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔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】1b)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設備燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 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 2H 系電路	非常時操作手順書 (設備別) 「M/C C(D) 母線受電」 非常時操作手順書 (設備別) 「M/C H 母線受電」 第 59, 60 条にて整理 第 61 条にて整理 第 59, 60 条(系に含まれる)
			軽油タンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備 第 61 条にて整理 第 61 条(系に含まれる)

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
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	<div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">125V 蓄電池 2H^{※1}</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">125V 充電器 2H</div> <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器 2H ~ 125V 直流主母線盤 2H 電路</div>	<p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>第 62, 63 条にて整理</p> <p>第 62, 63(系に含まれる)</p>
			<div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">125V 蓄電池 2A^{※1}</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">125V 蓄電池 2B^{※1}</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">125V 充電器 2A</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">125V 充電器 2B</div> <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器 2A ~ 125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路</div> <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器 2B ~ 125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路</div>	<p>重大事故等対処設備</p> <p>第 62, 63 条にて整理</p> <p>第 62, 63(系に含まれる)</p>
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	<div style="border: 1px solid red; padding: 2px;">ガスタービン発電機</div> <div style="border: 1px solid blue; padding: 2px;">ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ 軽油タンク</div> <div style="border: 1px solid red; padding: 2px;">ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ</div> <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁</div> <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">ガスタービン発電機~非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路</div> <div style="border: 1px solid green; padding: 2px;">ガスタービン発電機~緊急用低圧母線 2G 系電路</div>	<p>66-12-1にて整理</p> <p>「M/C C (D) 母線受電」</p> <p>66-12-7にて整理</p> <p>66-12-1にて整理</p> <p>66-12-7(系に含まれる)</p> <p>66-12-1,66-12-6(系に含まれる)</p>

※1 125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B 及び 125V 蓄電池 2H からの給電は, 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 (3/5)

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)	可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	66-12-2にて整理 「M/C C (D) 母線受電」
			軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ	66-12-7にて整理
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース	66-12-7(系に含まれる)
			電源車～電源車接続口(原子炉建屋) 電路 電源車接続口(原子炉建屋)～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 電源車接続口(原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路	66-12-2, 66-12-6(系に含まれる)
		号炉間電力融通設備による給電	号炉間電力融通ケーブル(常設) 号炉間電力融通ケーブル(可搬型) 号炉間電力融通ケーブル(常設)～非常用高圧母線 2C 系又は非常用高圧母線 2D 系電路 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)～非常用高圧母線 2C 系又は非常用高圧母線 2D 系電路	非常時操作手順書(設備別) 「M/C C (D) 母線受電」 重大事故等対応要領書 「M/C C (D) 母線受電」
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	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2A ^{※1} 125V 蓄電池 2B ^{※1} 125V 充電器 2A 125V 充電器 2B	非常時操作手順書(設備別) 「125V 蓄電池 2A (2B) の不要負荷切り離し」 66-12-3にて整理
			125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器 2A ～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器 2B ～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	66-12-3(系に含まれる)
		常設代替直流電源設備による給電	125V 代替蓄電池 250V 蓄電池 ^{※1} 125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路	非常時操作手順書(設備別) 66-12-4にて整理 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 66-12-4(系に含まれる) 「250V 蓄電池による 250V 直流主母線盤への給電」

※1 125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B 及び 250V 蓄電池からの給電は, 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
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 (常設直流電源系統喪失)	可搬型代替直流電源設備による給電	125V 代替蓄電池 250V 蓄電池※1 125V 代替充電器 250V 充電器	非常時操作手順書 (設備別) 66-12-4にて整理 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 66-12-5にて整理
			電源車 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 250V 蓄電池及び 250V 充電器～250V 直流主母線盤電路 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋) 電路 電源車接続口 (原子炉建屋) ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 電源車接続口 (原子炉建屋) ～250V 直流主母線盤電路	66-12-2にて整理 「250V 蓄電池による 250V 直流主母線盤への給電」 66-12-7にて整理 重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代替充電器及び 250V 充電器への給電 (G 母線接続)」 66-12-7(系に含まれる) 重大事故等対処設備 66-12-2,66-12-4,66-12-6(系に含まれる)

※1 250V 蓄電池からの給電は, 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
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) 所内常設蓄電式直流電源設備 (常設直流電源系統喪失, 可搬型交流電源設備の電源車から給電喪失)	125V代替充電器用電源車接続設備による給電	125V代替充電器 代替直流電源用切替盤 代替直流電源用変圧器 電源車 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース 電源車～電源車接続口 (制御建屋) 電路 電源車接続口 (制御建屋) ～125V直流主母線盤 2A-1 及び 125V直流主母線盤 2B-1 電路	非常時操作手順書 (設備別) 「125V代替蓄電池による125V直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 重大事故等対応要領書 「電源車による125V代替充電器への給電 (125V代替直流電源切替盤接続)」
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	ガスタービン発電機接続盤 緊急用高圧母線 2F 系 緊急用高圧母線 2G 系 緊急用動力変圧器 2G 系 緊急用低圧母線 2G 系 緊急用交流電源切替盤 2G 系 緊急用交流電源切替盤 2C 系 緊急用交流電源切替盤 2D 系 非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系	非常時操作手順書 (設備別) 「緊急用 G 母線受電」 重大事故等対応要領書 「緊急用 G 母線受電」 66-12-6にて整理 66-12-6(系に含まれる)
燃料補給	—	燃料補給設備による補給	軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース	重大事故等対応要領書 66-12-7にて整理 66-12-7(系に含まれる)

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

分類	機能喪失の想定する 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	当該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	重大事故等対応要領書 66-13-1にて整理
			当該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	
	常用代替計器		自主対策 設備		
	計器の計測範囲(把握 能力)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	66-13-1にて整理
			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	重大事故等対応要領書 「可搬型計測器によるパラメータ監視」 66-13-3にて整理	
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	重大事故等 対処設備	66-12-1にて整理 (徴候ベース)
			可搬型代替交流電源設備	重大事故等 対処設備	66-12-2にて整理
			号炉間電力融通設備	自主対策 設備	重大事故等対応要領書
		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	66-12-3にて整理
			常設代替直流電源設備	重大事故等 対処設備	66-12-4にて整理
			可搬型代替直流電源設備	重大事故等 対処設備	66-12-5にて整理
		代替所内電気設 備による給電	125V代替充電器用電源車接続設備	自主対策 設備	
			代替所内電気設備	重大事故等 対処設備	66-12-6にて整理
		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	重大事故等対応要領書 「タ監視」 66-13-3にて整理
		-	-	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ収集装置, SPDS伝送装置, SPDS表示装置)
プロセス計算機	自主対策 設備				
中央制御室記録計	自主対策 設備				

第 1.15-4 表 補助パラメータ (1/4)

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	275kV母線電圧	275kV母線の受電状態を確認するパラメータ
	6-2E母線電圧	外部電源の受電状態を確認するパラメータ
	6-2F-1母線電圧* ¹	緊急用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ 66-13-2にて整理
	6-2F-2母線電圧* ¹	
	6-2G母線電圧	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ 66-13-2にて整理
	6-2C母線電圧* ¹	
	6-2D母線電圧* ¹	
	6-2H母線電圧* ¹	
	4-2G母線電圧	緊急用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	4-2C母線電圧* ¹	非常用低圧母線の受電状態を確認するパラメータ 66-13-2にて整理
	4-2D母線電圧* ¹	
	HPCS MCC母線電圧	
	125V直流主母線2A電圧* ¹	直流電源の受電状態を確認するパラメータ 66-13-2にて整理
	125V直流主母線2B電圧* ¹	
	125V直流主母線2A-1電圧* ¹	
	125V直流主母線2B-1電圧* ¹	
	HPCS125V直流主母線電圧* ¹	
	250V直流主母線電圧* ¹	
	GTG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
	GTG発電機電力	
	GTG発電機周波数	
	電源車電圧	
	電源車周波数	
	D/G (2A) 電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	D/G (2B) 電圧	
	D/G (2A) 電力	
	D/G (2B) 電力	
	D/G (2A) 周波数	
	D/G (2B) 周波数	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	D/G (2H) 電圧	
D/G (2H) 電力		
D/G (2H) 周波数		

* 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 (2/4)

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	D/G(3A) 電圧 (3号炉)	非常用ディーゼル発電機(3号炉)の運転状態を確認するパラメータ
	D/G(3B) 電圧 (3号炉)	
	D/G(3A) 電力 (3号炉)	
	D/G(3B) 電力 (3号炉)	
	D/G(3A) 周波数 (3号炉)	
	D/G(3B) 周波数 (3号炉)	
	軽油タンク油面	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	ガスタービン発電設備軽油タンク油面	
	タンクローリ油タンクレベル	
	各機器油タンクレベル	
補機関係	高压代替注水系ポンプ入口圧力	高压代替注水系ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	
	高压代替注水系タービン排気圧力	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	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排気圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン回転数	
	大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力	大容量送水ポンプ (タイプ I) の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位	
その他	制御棒駆動水ポンプ出口流量	制御棒駆動水圧系の運転状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動水原子炉間差圧	
	アキュムレータ充填水圧力	
	高压窒素ガス供給系 ADS入口圧力*1	高压窒素ガス供給系の運転状態を確認するパラメータ <small>66-13-2にて整理</small>
	高压窒素ガス供給系窒素ガスポンプ出口圧力	代替高压窒素ガス供給系の運転状態を確認するパラメータ <small>66-13-2にて整理</small>
	代替高压窒素ガス供給系高压窒素ガスポンプバック出口圧力	
	代替高压窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力*1	
	残留熱除去系ポンプ室漏えい検出周囲温度	当該システムの漏えいを確認するパラメータ
	プロセス放射線モニタ	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ
	ドライウェルサンプ水位	
	格納容器pH調整系タンク水位	格納容器pH調整系の運転状態を確認するパラメータ
	格納容器pH調整系ポンプ出口圧力	

*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 (3/4)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	ろ過水ポンプ出口圧力	ろ過水系の運転状態を確認するパラメータ
	純水移送ポンプ出口圧力	純水補給水系の運転状態を確認するパラメータ
	給水流量	給・復水系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力	
	主復水器器内圧力	
	原子炉冷却材浄化系入口流量	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器入口温度	
	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度	
	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	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
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口流量	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口圧力	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱管表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱管内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱管出口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系入口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口温度	
	可燃性ガス濃度制御系冷却器出口ガス温度	
	原子炉補機冷却水系冷却水供給温度	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却水系冷却水供給圧力	
	原子炉補機冷却水系サージタンク水位	
	残留熱除去系熱交換器冷却水出口温度	
	原子炉補機冷却海水系ポンプ出口圧力	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ
	プレート式熱交換器出口温度	原子炉補機代替冷却水系の運転状態を確認するパラメータ
	淡水ポンプ出口圧力	
	淡水ポンプ入口圧力	
	ストレーナ入口圧力	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水入口流量	
	原子炉ウェル水位	原子炉格納容器頂部注水系の運転状態を確認するパラメータ
高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給圧力	高圧炉心スプレイ補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	
高圧炉心スプレイ補機冷却水系冷却水供給温度		

* 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 (4/4)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	燃料プール補給水ポンプ出口流量	燃料プール補給水系の運転状態を確認するパラメータ
	燃料プール補給水ポンプ出口圧力	
	スキマサージタンク水位	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	燃料プール冷却浄化系ポンプ出口流量	燃料プール冷却浄化系ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	純水タンク水位	代替淡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	
	淡水貯水槽 (No. 1)	
	淡水貯水槽 (No. 2)	
	原水タンク水位	
	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
	可搬型代替モニタリング設備	
	可搬型モニタリング設備	

* 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 (1/2)

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	
	居住性の確保	中央制御室遮蔽	<p>遮蔽(建屋の壁等)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))</p>
		中央制御室送風機	<p>非常時操作手順書(設備別) 66-14-1にて整理</p>
		中央制御室排風機	<p>「中央制御室換気空調 66-14-1(系に含まれる)</p>
		中央制御室再循環送風機	
		中央制御室再循環フィルタ装置	<p>遮蔽(建屋の壁等)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))</p>
		中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ	
		中央制御室待避所遮蔽	
		中央制御室待避所加圧設備(空気ボンベ)	<p>66-14-1にて整理</p>
		中央制御室待避所加圧設備(配管・弁)	<p>「中央制御室待避所の 66-14-1(系に含まれる)</p>
		差圧計	<p>「中央制御室待避所の酸素及び二酸化炭素濃度の測定手順」</p>
		酸素濃度計	<p>重大事故等対処設備 非常時操作手順書(設備別) 「中央制御室の酸素及 66-14-1にて整理</p>
		二酸化炭素濃度計	<p>「中央制御室待避所の酸素及び二酸化炭素濃度の測定手順」</p>
		無線連絡設備(固定型)	<p>66-17-1にて整理</p>
		衛星電話設備(固定型)	<p>重大事故等対応要領書</p>
		無線連絡設備(屋外アンテナ)	<p>66-17-1(系に含まれる)</p>
		衛星電話設備(屋外アンテナ)	
		データ表示装置(待避所)	<p>非常時操作手順書(設備別) 「中央制御室待避所 66-14-1にて整理 ラントパラメータ等の監視手順」</p>
		可搬型照明(SA)	<p>非常時操作手順書(設備別) 「中央制御室の照明を 66-14-1にて整理 「中央制御室待避所の照明を確保する手順」</p>
		常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)※1	<p>66-12-1にて整理</p>
		非常用照明	<p>設計基準事故 非常時操作手順書(設備別) 「中央制御室の照明を確保する手順」 「中央制御室待避所の照明を確保する手順」</p>
可搬型照明	<p>資機材 重大事故等対応要領書</p>		

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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 (2/2)

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
-	被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機 非常用ガス処理系空気乾燥装置 非常用ガス処理系フィルタ装置 非常用ガス処理系配管・弁 排気筒 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置 非常用交流電源設備※1 常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) ※1	重大事故等 重大事故等 重大事故等 重大事故等 重大事故等 重大事故等 重大事故等 重大事故等 重大事故等	第51条にて整理 非常時操作手順書(設備別) 「非常用ガス処理系運 第51条(系に含まれる) 第49条にて整理 66-14-2にて整理 第59条にて整理 - 66-12-1にて整理
-	汚染の 持込み防止	非常用照明 乾電池内蔵型照明 防護具及びチェンジングエリア用資機材	設計基準 事故 設計基準 事故 設計基準 事故 設計基準 事故 設計基準 事故	- 重大事故等対応要領書

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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
 対応手段, 対処設備及び手順書一覧 (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
放射性物質の濃度及び放射線量の測定	—	放射線量の測定	モニタリングポスト	—
	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	可搬型モニタリングポスト データ処理装置	66-15-1にて整理 66-15-1(系に含まれる)
	—	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・よう素サンブラ 測定装置：放射性ダスト測定装置 ：放射性よう素測定装置	重大事故等対応要領書
風向, 風速その他の気象条件の測定	放射能観測車 (空気中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	可搬型放射線計測装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンブラ 測定装置：γ線サーベイメータ ：β線サーベイメータ	66-15-1にて整理
	—	気象観測項目の測定	気象観測設備	—
	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	代替気象観測設備 データ処理装置	66-15-1にて整理 66-15-1(系に含まれる)
放射性物質の濃度及び放射線量の測定	—	放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト データ処理装置	66-15-1にて整理 66-15-1(系に含まれる) 66-15-1にて整理
	—	放射性物質の濃度 (空気中, 水中, 土壌中) の測定	可搬型放射線計測装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンブラ 測定装置：γ線サーベイメータ ：β線サーベイメータ ：α線サーベイメータ	66-15-1にて整理
	—	Ge 半導体式試料放射能測定装置 可搬型 Ge 半導体式試料放射能測定装置 ガスフロー測定装置	Ge 半導体式試料放射能測定装置 可搬型 Ge 半導体式試料放射能測定装置 ガスフロー測定装置	重大事故等対応要領書

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
 対応手段, 対処設備及び手順書一覧 (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
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	小型船舶 可搬型放射線計測装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンブアラ 測定装置：γ線サーベイメータ : β線サーベイメータ : α線サーベイメータ : 電離箱サーベイメータ	66-15-1にて整理 重大事故等対応要領書
		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	重大事故等対応要領書
		モニタリングポストの代替電源	無停電電源装置	-
モニタリングポストの電源を代替交流電源設備から給電	無停電電源装置	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	「1.14 船舶の施設に関する手順書」に示す 66-12-1にて整理

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 (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				
—	—	居住性の確保	緊急時対策所遮蔽	→	遮蔽(建屋の壁等)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))		
			緊急時対策所非常用送風機	→	66-16-1にて整理		
			緊急時対策所非常用フィルタ装置				
			緊急時対策所非常用給排気配管・弁	→	66-16-1(系に含まれる)		
			緊急時対策所加圧設備(空気ポンプ)	→	66-16-1にて整理		
			緊急時対策所加圧設備(配管・弁)	→	66-16-1(系に含まれる)		
			緊急時対策所可搬型エアモニタ	→	66-16-1にて整理		
			可搬型モニタリングポスト	→	66-15-1にて整理		
			酸素濃度計				
			二酸化炭素濃度計	→	66-16-1にて整理		
		差圧計					
		—	—	必要な指示及び通信連絡	安全パラメータ表示システム(S P D S)		
					無線連絡設備(固定型)		
					無線連絡設備(携帯型)		
					衛星電話設備(固定型)	→	66-17-1にて整理
					衛星電話設備(携帯型)		
					統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備		
					無線通信装置		
					無線連絡設備(屋外アンテナ)		
衛星電話設備(屋外アンテナ)	→				66-17-1(系に含まれる)		
衛星通信装置							
有線(建屋内)							
自主対策設備	送受信器(ページング)(警報装置を含む。)						
	電力保安通信用電話設備						
	局線加入電話設備						
	移動無線設備						
	専用電話設備(地方公共団体向ホットライン)						
	社内テレビ会議システム						
	重大事故等対応要領書						
	資機材						
対策の検討に必要な資料※1							

※1 「対策の検討に必要な資料」については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。

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 (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
—	—	必要な数の要員の収容	放射線管理用資機材 ^{※2}	—
			飲料水, 食料等 ^{※2}	
—	緊急時対策所 全交流力動力電源	代替電源設備からの給電	ガスタービン発電機	→ 66-12-1にて整理
			ガスタービン発電設備 軽油タンク	→ 66-12-7にて整理
			タンクローリ	
			軽油タンク	→ 66-12-1にて整理
			ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	→ 66-12-6にて整理
			ホース	
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	→ 66-16-2(系に含まれる)
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	
			ガスタービン発電機接続盤	→ 66-16-2(系に含まれる)
			緊急用高圧母線 2F 系	
			電源車 (緊急時対策所用)	→ 66-16-2(系に含まれる)
			緊急時対策所軽油タンク	
			緊急時対策所燃料移送系配管・弁	→ 66-16-2(系に含まれる)
			緊急時対策所用高圧母線 J 系	
			ガスタービン発電機～緊急時対策所用高圧母線 J 系電路	→ 66-16-2(系に含まれる)
			電源車 (緊急時対策所用)～電源車接続口 (緊急時対策建屋) 電路	
			電源車接続口 (緊急時対策建屋)～緊急時対策所用高圧母線 J 系電路	→ 66-16-2(系に含まれる)
			予備電源車	
			電源車接続口 (緊急時対策建屋南側)	

※2 「放射線管理用資機材」及び「飲料水, 食料等」については資機材であるため重大事故等対処設備としない。

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
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧
 (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	対処設備	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 → 66-17-1にて整理	
			無線連絡設備 (固定型) ※1		
			衛星電話設備 (携帯型)		
			無線連絡設備 (携帯型)		
			携行型通話装置		
			安全パラメータ表示システム (SPDS) ※1		
			無線連絡設備 (屋外アンテナ)		→ 66-17-1(系に含まれる)
			衛星電話設備 (屋外アンテナ)		
			無線通信装置		
			有線 (建屋内)		
		自主対策設備	送受話器 (ページング) (警報装置を含む。)		
			電力保安通信用電話設備		
			移動無線設備		
		全交流電力電源	代替電源設備からの給電の確保	緊急時対策所用代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 → 66-16-2にて整理 → 66-12-1にて整理 → 66-12-6にて整理 (設備が) → 66-12-3にて整理
				緊急時対策所用高圧母線 J 系 ※2	
可搬型代替交流電源設備 ※3					
常設代替交流電源設備 ※3					
代替所内電気設備 ※3					
所内常設蓄電式直流電源設備 ※3					

※1 代替電源設備から給電する。

※2 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。

※3 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

資料1.(4) 表66-1～表66-18 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 (1/40)
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		分類	機器 クラス
アクセスルート確保	ブルドーザ	-	-	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)	-
	バックホウ	66-18-1 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 66 条各表)」で整理した保安規定記載箇所分類を示す。
赤枠：第 66 条の各表にて LCO 設定する設備
青枠：DB 条にて LCO 設定する設備
緑枠：第 66 条の他表にて LCO 設定する設備
緑枠：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 (2/40)
 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※1	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		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	A TWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※2	66-1-1-1にて整理	S	常設可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	制御棒	原子炉保護系 第 22 条にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	制御棒駆動機構			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	A TWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ※2	66-1-2にて整理	S S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	ほう酸水注入系ポンプ	原子炉保護系 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
	ほう酸水注入系貯蔵タンク			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	SA-2
	出力急上昇の防止			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

※2 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 (3/40)
 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※1	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		分類	機器クラス
高圧代替注水系による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心	S	常設 可搬型	耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	復水貯蔵タンク [水源]	66-11-1 にて整理	-	56 条に記載		
原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	(原子炉) 高圧炉心	S	第 41 条にて整理 (現場手動起動については 66-2-2 で整理)	重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	復水貯蔵タンク [水源]	66-11-1 にて整理	-	本系統機能においては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による原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ	(高圧炉) 原子炉隔離時冷却系	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	復水貯蔵タンク [水源]	66-11-1 にて整理	-			
	サブレーションチェンバ [水源]	56 条に記載 (ただし、第 46 条にて整理)	-			
ほう酸水注入系による進展抑制	ほう酸水注入系	66-2-3 にて整理	-	56 条に記載 (うち、常設耐震重要重大事故防止設備)		

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (4/40)
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※1	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		分類	機器クラス
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁	(主蒸気) 66-3-2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	SA-2
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキユムレータ	(主蒸気) 66-3-2(系に含まれる)アキユムレータ	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキユムレータ	(主蒸気) 66-3-2(系に含まれる)アキユムレータ	(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
原子炉減圧の自動化 ※主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)のみ	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	自動減圧 66-3-1にて整理	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
可搬型代替直流電源設備 設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	ATWS緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) ※2	66-1-3にて整理	44条に記載			
主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備	66-12-5にて整理	, 常設耐震重要重大事故防止設備又は可搬型重大事故防止設備)			
高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保 ※主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)のみ	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	125V 蓄電池 2A 125V 蓄電池 2B	S S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	-
	高圧窒素ガスポンベ	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキユムレータ (主蒸気) 66-3-3にて整理	S (S)	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧 ※主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)のみ	高圧窒素ガスポンベ	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキユムレータ	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	高圧窒素ガスポンベ	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキユムレータ	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
プロアウトパネル	HPCS注入隔離弁	(H)C 第39条にて整理	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) ※3	SA-2
	原子炉建屋プロアウトパネル	第49条にて整理(開放機能をいう。閉止装置については「66-14-2 原子炉建屋プロアウトパネル」で整理)			重大事故防止設備	-

※1 電源設備については「第57条 電源設備」、計装設備については「第58条 計装設備」に記載する

※2 手動・自動両方を含む

※3 減圧を行う設備ではないが、インターフェースシステム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 (5/40)
 第 47 条 原子炉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※1	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		分類	機器クラス
低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉の冷却	復水移送ポンプ	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	復水貯蔵タンク [水源]	66-11-1にて整理	—	56 条に記載	常設耐震重要重大事故緩和設備	—
低圧代替注水系 (直流駆動低圧注水系ポンプ) による原子炉の冷却	直流駆動低圧注水系ポンプ	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	復水貯蔵タンク [水源]	66-4-2にて整理	S	56 条に記載 (うち, 常設耐震重要重大事故防止設備)	—	—
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉の冷却	大容量送水ポンプ (タイプ I)	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	残留熱除去系ポンプ	66-19-1にて整理	—	—	可搬型重大事故緩和設備	—
残留熱除去系 (低圧注水モード) による低圧注水	サブレーションチェンバ [水源]	残留熱除去系 (低圧注水モード) 低圧炉心	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	残留熱除去系ポンプ	第 39 条にて整理	(S)	—	—	—
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却) による原子炉停止時冷却	残留熱除去系ポンプ	第 46 条にて整理	(S)	—	—	—
	残留熱除去系熱交換器	(残留熱除去系) 66-11-1にて整理	—	—	—	—
低圧炉心スプレレイ系による低圧注水	低圧炉心スプレレイ系ポンプ	低圧炉心	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2
	サブレーションチェンバ [水源]	第 39 条にて整理	(S)	—	—	—
原子炉補機代替冷却水系による除熱 ※水源は海を使用	熱交換器ユニット	第 46 条にて整理	(S)	—	—	—
	大容量送水ポンプ (タイプ I)	66-5-4にて整理	—	—	—	—
原子炉補機代替冷却水系による除熱 ※水源は海を使用	貯留堰	66-19-1にて整理	—	—	—	—
	取水口	66-19-1 (系に含まれる)	—	—	—	—
	取水路	66-19-1 (系に含まれる)	—	—	—	—
	海水ポンプ室	66-19-1 (系に含まれる)	—	—	—	—

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (6/40)
 第 47 条 原子炉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※1	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		分類	機器クラス
原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	第 52 条にて整理		常設	分類	機器クラス
	原子炉補機冷却海水ポンプ		記載 (うち、常設重大事故防止設備 (設計基準拡張))	可搬型		
	原子炉補機冷却水系熱交換器					
非常用取水設備	貯留堰					
	取水口	第 52 条(系に含まれる)				
	取水路		だし、本系統機能においては常設重大事故防止設備 (設計基準拡張))			
	海水ポンプ室					
低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)による残存溶融炉心の冷却	低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	66-4-1にて整理				
	低圧代替注水系 (可搬型)	66-4-3にて整理				
	代替循環冷却系	66-5-5にて整理				
低圧代替注水系 (可搬型)による残存溶融炉心の冷却						
代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却						
						50 条に記載

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (7/40)
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※1	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		分類	機器クラス
原子炉補機代替冷却水系による除熱 ※水源は海を使用	熱交換器ユニット	原子炉補機 66-5-4にて整理 水系を含む。	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	大容量送水ポンプ (タイプ I)	66-19-1にて整理	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	貯留堰	66-19-1 (系に含まれる)			可搬型重大事故緩和設備	
	取水口					
	取水路					
	海水ポンプ室					
耐圧強化ベンント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベンント系	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機 66-5-2にて整理 水系を含む。	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	フィルタ装置	66-5-1にて整理 50条に記載(つら, 常設耐震重要重大事故防止設備又は可搬型重大事故防止設備)				
	フィルタ装置出口側圧力開放板	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 (格納容器スプレイ冷却モード) 及び原子炉補機冷却海水系を含む。) であり、耐震重要度分類はいずれも S				
	可搬型窒素ガス供給装置	66-5-3にて整理				
原子炉格納容器フィルタベンント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作設備	66-5-1 (系に含まれる)				
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	第 34, 35, 36 条にて整理				
	原子炉停止時冷却による原子炉停止時冷却					

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (8/40)
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※1	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		分類	機器クラス
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	第 39 条にて整理	49 条に記載	常設 可搬型		
	残留熱除去系 (サブレッションポンプ冷却モード)					
残留熱除去系 (サブレッションポンプによるサブレッションチェンバール水の冷却)	原子炉補機冷却水ポンプ	第 52 条にて整理 (原子炉補機冷却海水系を含む。)	-	常設	(S)	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)
	原子炉補機冷却海水ポンプ					常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)
	原子炉補機冷却水系熱交換器					常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)
高圧炉心スプレイ補機冷却水系 (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。) ※水源は海を使用	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	第 53 条にて整理 (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む。)	(S)	常設	(S)	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)
	高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ					常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)
	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器					常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)
非常用取水設備	貯留堰	第 52 条、第 53 条(系に含まれる)		常設		その他の設備に記載
	取水口					
	取水路					
	海水ポンプ室					

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (9/40)
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※1	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		分類	機器 クラス
原子炉格納容器代替ス プレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器 内の冷却	復水移送ポンプ	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モ ーダ) 66-6-1 にて整理	S	常設 可搬型	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
	復水貯蔵タンク [水源]	66-11-1 にて整理	—	56 条に記載		
原子炉格納容器代替ス プレイ冷却系 (可搬 型) による原子炉格納 容器内の冷却	大容量送水ポンプ (タイプ I)	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モ ーダ) 66-19-1 にて整理	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
	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	第 39 条にて整理 第 39 条 (系に含まれる)	(S)	常設 常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2 SA-2
残留熱除去系 (格納容 器スプレイ冷却モ ーダ) による原子炉格納 容器内の冷却	サブレーションチェンバ [水源]	第 46 条にて整理	本系統機能においては常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)			
	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	第 39 条にて整理 第 39 条 (系に含まれる)	(S)	常設 常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2 SA-2
残留熱除去系 (サブプレ ーションプール水冷却 モード) によるサブプレ ーションチェンバプ ール水の冷却	サブレーションチェンバ [水源]	第 46 条にて整理	本系統機能においては常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)			

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (10/40)
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※1	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス
原子炉補機代替冷却水系による除熱 ※水源は海を使用	熱交換器ユニット	66-5-4にて整理	48条に記載(うち、可搬型重大事故防止設備)	常設	分類	機器クラス
	大容量送水ポンプ(タイプI)	66-19-1にて整理				
	貯留堰	66-19-1(系に含まれる)	(うち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備)	常設	分類	機器クラス
	取水口					
	取水路					
	海水ポンプ室					
原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。) ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	第52条にて整理	48条に記載(うち、常設重大事故防止設備(設計基準拡張))	常設	分類	機器クラス
	原子炉補機冷却海水ポンプ					
	原子炉補機冷却水系熱交換器	第52条(系に含まれる)				
非常用取水設備	貯留堰	第52条(系に含まれる)	なし	常設	分類	機器クラス
	取水口					
	取水路					
	海水ポンプ室					

※1 電源設備については「第57条 電源設備」、計装設備については「第58条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (11/40)
 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※1	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		分類	機器 クラス
代替循環冷却系による 原子炉格納容器内の減 圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ	66-5-5にて整理	—	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	SA-2
	残留熱除去系熱交換器	66-5-5(系に含まれる)	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	サブレーションチェーンバ[水源]	第 46 条にて整理	56 条に記載			
	熱交換器ユニット	66-5-4にて整理				
	大容量送水ポンプ (タイプ I)	66-19-1にて整理	48 条に記載 (うち、可搬型重大事故緩和設備)			
	原子炉補機冷却水ポンプ	第 52 条にて整理	48 条に記載 (うち、常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張))			
	原子炉補機冷却海水ポンプ	第 52 条(系に含まれる)				
	原子炉補機冷却水系熱交換器					
	貯留堰					
	取水口					
	取水路					
	海水ポンプ室					
原子炉格納容器フィル タベント系による原子 炉格納容器内の減圧及 び除熱	フィルタ装置	66-5-1にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	フィルタ装置出口側圧力開放板			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	可搬型窒素ガス供給装置	66-5-3にて整理	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備 可搬型重大事故防止設備	—
	遠隔手動弁操作設備	66-5-1(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	—

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (12/40)
 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※1	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		分類	機器クラス
原子炉格納容器下部注水系(常設)復水移送ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	66-7-1にて整理	-	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納容器下部注水系(常設)代替循環冷却ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク[水源]	66-11-1にて整理	56 条に記載(うち、常設重大事故緩和設備)	常設		
原子炉格納容器下部注水系(常設)代替循環冷却ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	代替循環冷却ポンプ	66-7-2にて整理	-	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	サブレーションチェンバ[水源]	第 46 条にて整理	56 条に記載			
原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大容量送水ポンプ(タイプ I)	66-19-1にて整理	-	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	66-6-1にて整理	49 条に記載(うち、常設重大事故緩和設備)			
原子炉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下部への注水	復水貯蔵タンク[水源]	66-11-1にて整理	56 条に記載(うち、常設重大事故緩和設備)			
原子炉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下部への注水	大容量送水ポンプ(タイプ I)	66-19-1にて整理	49 条に記載(うち、可搬型重大事故緩和設備)			

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (13/40)
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※1	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		分類	機器クラス
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の注水	代替循環冷却ポンプ	66-5-5にて整理	50 条に記載	常設	機器クラス	
	残留熱除去系熱交換器	66-5-5(系に含まれる)		可搬型		
	サブレーションチェーンバ[水源]	第 46 条にて整理	56 条に記載			
	熱交換器ユニット	66-5-4にて整理				
	大容量送水ポンプ (タイプ I)	66-19-1にて整理				
	原子炉補機冷却水ポンプ	第 52 条にて整理	48 条に記載 (うち、可搬型重大事故緩和設備)			
	原子炉補機冷却海水ポンプ	第 52 条(系に含まれる)	記載 (うち、常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張))			
	原子炉補機冷却水系熱交換器	第 52 条(系に含まれる)				
	貯留堰	第 52 条(系に含まれる)	記載 (うち、常設重大事故緩和設備)			
	取水口					
取水路						
海水ポンプ室						
溶融炉心の落下遅延・防止	高圧代替注水系	66-2-1にて整理	45 条に記載 (うち、常設重大事故緩和設備)			
	ほう酸水注入系	66-2-3にて整理	44 条に記載 (うち、常設重大事故緩和設備)			
	低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	66-4-1にて整理	47 条に記載 (うち、常設重大事故緩和設備又は可搬型重大事故緩和設備)			
	低圧代替注水系 (可搬型)	66-4-3にて整理				
	代替循環冷却系	66-5-5にて整理	50 条に記載			

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (14/40)
 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※1	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		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	(原子炉格納容器調気系)	—	—	常設 可搬型	(設計基準対象施設)	—
	可搬型窒素ガス供給装置	66-5-3 にて整理	—	常設	可搬型重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器フィルターパント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	フィルタ装置	66-5-1 にて整理	—	50 条に記載 (うち、常設重大事故緩和設備又は可搬型重大事故緩和設備)	可搬型重大事故緩和設備	—
	フィルタ装置出口側圧力開放板	66-5-1 にて整理	—			
	可搬型窒素ガス供給装置	66-5-3 にて整理	—			
	フィルタ装置出口放射線モニタ※2	66-13-1 にて整理	—			
	フィルタ装置出口水素濃度※2	66-13-1 にて整理	—			
原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度 (D/W)※2	格納容器内雰囲気水素濃度	S	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内水素濃度 (S/C)※2	格納容器内雰囲気水素濃度	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内雰囲気水素濃度※2	66-13-1 にて整理 (格納容器内雰囲気水素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—
	格納容器内雰囲気酸素濃度※2	(格納容器内雰囲気酸素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

※2 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 (15/40)
 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※1	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		分類	機器 クラス
静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合装置	↑	66-8-1 にて整理	常設 可搬型		—
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	↑	66-13-1 にて整理	常設	常設重大事故緩和設備	—
原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋内水素濃度※2	↑	66-8-2 にて整理	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する

※2 計装設備については計装グ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 (16/40)
 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※1	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		分類	機器 クラス
燃料プール代替注水水系 (常設配管) による使用済燃料プールへの注水	大容量送水ポンプ (タイプ I)	↑	残留熱除去系 (燃料プールの冷却及び補給) 66-19-1 にて整理 燃料プール冷却浄化系	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	大容量送水ポンプ (タイプ I)	↑	残留熱除去系 (燃料プールの冷却及び補給) 66-19-1 にて整理 燃料プール冷却浄化系	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
燃料プール代替注水水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	大容量送水ポンプ (タイプ I)	↑	66-19-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	スプレイノズル	↑	66-9-2 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
燃料プールスプレイ系 (常設配管) による使用済燃料プールへのスプレイ	大容量送水ポンプ (タイプ I)	↑	66-19-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	スプレイノズル	↑	66-9-2 にて整理	可搬型	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	大容量送水ポンプ (タイプ II)	↑	66-19-2 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放水砲	↑	66-10-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3

55 条に記載

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (17/40)
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※1	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		分類	機器 クラス
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートセンサーモ式) ※2	燃料貯蔵プール水位	C	常設	常設重大事故防止設備	—
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) ※2	燃料貯蔵プール水位/温度 (ガイドパルス式)	C	常設	常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) ※2	燃料交換フロア放射線モニタ 燃料貯蔵フロア放射線モニタ	C	常設	常設重大事故緩和設備	—
	使用済燃料プール監視カメラ	燃料交換フロア放射線モニタ 燃料貯蔵フロア放射線モニタ 原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
重大事故等時における 使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	残留熱除去ポンプ (燃料プール)	S (S, B)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール冷却浄化系熱交換器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	熱交換器ユニット	原子炉補給水ポンプ冷却水ポンプ海水系を含む		可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	大容量送水ポンプ (タイプ I)			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	貯留堰					
	取水口 取水路 海水ポンプ室					

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

※2 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 (18/40)
第 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

系統機能	設備※1	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		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	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	↑	66-19-2 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放水砲	↑	66-10-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	貯留堰	↑	66-19-2 (系に含まれる)			
	取水口					
	取水路					
	海水ポンプ室					
航空機燃料火災への泡 消火 ※水源は海を使用	大容量送水ポンプ (タイプⅡ)	↑	66-19-2 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	泡消火薬剤混合装置	↑	66-10-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	-
	放水砲	↑	66-19-2 (系に含まれる)	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	貯留堰					
	取水口					
	取水路					
海洋への放射性物質の 拡散抑制 ※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する	シルトフェンス	↑	66-10-2 にて整理	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 (19/40)
第 56 条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

系統機能	設備※1	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		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	復水貯蔵タンク	(サ)→レ (復水貯蔵タンク)	66-11-1にて整理 第46条にて整理	常設 可搬型	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 SA-2
	サブレーションポンプ	→	第46条にて整理	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	→	66-2-3にて整理(未臨界機能については、第24条にて整理)			
	大容量送水ポンプ (タイプI)	→	66-19-1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
	大容量送水ポンプ (タイプII)	→	66-19-2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	SA-3
水の供給	貯留堰					
	取水口		66-19-1, 66-19-2(系に含 まれる)		その他の設備に記載	
	取水路					
	海水ポンプ室					

※1 電源設備については「第57条 電源設備」、計装設備については「第58条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (20/40)
第 57 条 電源設備

系統機能	設備※1	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		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	↑	66-12-1にて整理	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	ガスタービン発電設備軽油タンク	↑	66-12-7にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	↑	66-12-1にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	軽油タンク	↑	66-12-7にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	タンクローリ	↑	66-12-7にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
可搬型代替交流電源設備 による給電	電源車	↑	66-12-2にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備	—
	軽油タンク	↑	66-12-2にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備	—
	ガスタービン発電設備軽油タンク	↑	66-12-7にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	タンクローリ	↑	66-12-7にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	125V 蓄電池 2A	↑	66-12-2にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
所内常設蓄電式直流電 源設備による給電	125V 蓄電池 2B	↑	66-12-3にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	125V 充電器 2A	↑	66-12-3にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	125V 充電器 2B	↑	66-12-3にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	125V 代替蓄電池	↑	66-12-4にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
常設代替直流電源設備 による給電	250V 蓄電池	↑	66-12-4にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
		↑	66-12-4にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—

※1 計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (21/40)
第 57 条 電源設備

系統機能	設備※1	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		分類	機器 クラス
可搬型代替直流電源設備による給電	125V 代替蓄電池	↑	66-12-4 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	-
	250V 蓄電池	↑	66-12-2 にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	電源車	↑	66-12-5 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	-
	125V 代替充電器	非常用直	66-12-5 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	-
	250V 充電器	-	-	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	軽油タンク	↑	66-12-7 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	-
	ガスタービン発電設備軽油タンク	↑	-	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	-
	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
	ガスタービン発電機接続盤	-	-	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	-
	緊急用高圧母線 2F 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	-
代替所内電気設備による給電	緊急用高圧母線 2G 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	-
	緊急用動力変圧器 2G 系	非常用所	66-12-6 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	-
	緊急用低圧母線 2G 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	-
	緊急用交流電源切替盤 2G 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	-
	緊急用交流電源切替盤 2C 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	-
	緊急用交流電源切替盤 2D 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	-
	非常用高圧母線 2C 系	非常用	66-12-6 (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	-
	非常用高圧母線 2D 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	-
	-	-	-	-	-	-
	-	-	-	-	-	-

※1 計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (22/40)
第 57 条 電源設備

系統機能	設備※1	代替する機能を有する 設計基準対象施設 設備		設備 種別	設備分類	
		設置 設備	耐震重要 度分類		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	↑ 第 59 条, 60 条にて整理 (非常用交流電源設備) —	(S) —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—
	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機					
	非常用ディーゼル発電設備燃料ダイタンク					
	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電設備燃料ダイタンク					
	軽油タンク					
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ					
	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ					
	125V 蓄電池 2A					
	125V 蓄電池 2B					
	125V 蓄電池 2H					
非常用直流電源設備	125V 充電器 2A	↑ 第 62 条, 63 条にて整理 (非常用)—	(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	—
	125V 充電器 2B					
	125V 充電器 2H					
	125V 充電器 2A					
	125V 充電器 2B					
	125V 充電器 2H					

※1 計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (23/40)
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		分類	機器 クラス
燃料補給設備	軽油タンク	(軽油タンク) 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポン プ 高圧炉心 燃料移送ポンプ	(S) S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ガスタービン発電設備軽油タンク	66-12-7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	—
	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 (24/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する 設計基準対象施設※3		設備 種別	設備分類	
		設備※2	耐震重要 度分類		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	主要パラメータの他の検出器	—	常設 可搬型	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)	S			
		原子炉水位 (広帯域)	—			
原子炉圧力容器内の圧 力	原子炉圧力	原子炉水位 (燃料域)	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広帯域)	—			
		原子炉水位 (SA燃料域)	—			
		残留熱除去系熱交換器入口温度	C			
		主要パラメータの他チャンネル	S			
		原子炉圧力 (SA)	—			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA広帯域)	—			
		原子炉水位 (SA燃料域)	—			
		原子炉圧力容器温度	—			
原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力	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	—
		原子炉圧力	S			
		原子炉水位 (広帯域)	S			
		原子炉水位 (燃料域)	S			
		原子炉水位 (SA広帯域)	—			
		原子炉水位 (SA燃料域)	—			

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (25/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する 設計基準対象施設※3		設備 種別	設備分類	
		設備※2	耐震重要 度分類		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 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 高圧代替注水系ポンプ 出口流量 残留熱除去系洗浄ライ ンライン流量 (残留熱 除去系へドストプ) 残留熱除去系洗浄ライ ンライン流量 (残留熱 除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水系 ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ 出口流量 原子炉隔離時冷却系 ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイベ ンポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ 出口流量 低圧炉心スプレイベ ンポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力抑制	S — — — — — — — S S S S S — —	常設 可搬型 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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系ポンプ 出口流量 残留熱除去系洗浄ライ ンライン流量 (残留熱 除去系へドストプ) 残留熱除去系洗浄ライ ンライン流量 (残留熱 除去系B系格納容器冷 却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水系 ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ 出口流量 原子炉隔離時冷却系 ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイベ ンポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ 出口流量 低圧炉心スプレイベ ンポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力抑制	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 電源設備については「第57条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (26/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する 設計基準対象施設※3		設備 種別	設備分類	
		設備※2	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
原子炉圧力容器への注 水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	- S - -	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	残留熱除去系洗淨ライン流量 (残留熱除去系へッストプス) 残留熱除去系洗淨ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗淨流量)	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	- 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	-
	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	- S S - -	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	代替循環冷却ポンプ出口流量	圧力抑制室水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	- S S - -	常設	常設重大事故緩和設備	-
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉水位 (66-13-1にて整理)	-	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	- S S - -	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	残留熱除去系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	- S S - -	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
		圧力抑制室水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	- S S - -	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
		原子炉水位 (S A 燃料域)	-	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
		原子炉水位 (S A 燃料域)	-	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
		原子炉水位 (S A 燃料域)	-	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
		原子炉水位 (S A 燃料域)	-	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
		原子炉水位 (S A 燃料域)	-	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
		原子炉水位 (S A 燃料域)	-	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (27/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する 設計基準対象施設※3		設備 種別	設備分類	
		設備※2	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
原子炉压力容器への注 水量 (続き)	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	圧力抑制室水位	—	常設 可搬型	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—
		原子炉水位 (広帯域)	S			
原子炉格納容器への注 水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	原子炉水位 (燃料域)	—	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 (S A 広帯域)	—			
		原子炉水位 (S A 燃料域)	—			
		復水貯蔵タンク水位	—			
		原子炉格納容器下部水位	—			
		ドライウエル水位	—			
		ドレイウエル温度	—			
		ドレイウエル圧力	—			
		圧力抑制室圧力	—			
		原子炉格納容器下部水位	—			
		ドレイウエル水位	—			
		ドレイウエル温度	—			
ドレイウエル圧力	—					
圧力抑制室圧力	—					
原子炉格納容器代替スプレイ流量	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉格納容器下部水位	—	常設	常設重大事故緩和設備	—
		ドレイウエル水位	—			
		ドレイウエル温度	—			
		ドレイウエル圧力	—			
		圧力抑制室圧力	—			
		原子炉格納容器下部水位	—			
		ドレイウエル水位	—			
		ドレイウエル温度	—			
		ドレイウエル圧力	—			
		圧力抑制室圧力	—			
		復水貯蔵タンク水位	—			
		原子炉格納容器下部水位	—			
ドレイウエル水位	—					
ドレイウエル温度	—					
ドレイウエル圧力	—					
圧力抑制室圧力	—					
原子炉格納容器内の温 度	原子炉格納容器下部注水流量	主要パラメータの他の検出器	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		ドレイウエル圧力	—			
		圧力抑制室圧力	—			
		主要パラメータの他の検出器	S			
		サブレーションポンプの検出器	S			
		圧力抑制室内空気温度	S			
原子炉格納容器下部温度	原子炉格納容器下部注水流量	主要パラメータの他の検出器	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
		ドレイウエル圧力	—			
		圧力抑制室圧力	—			
		主要パラメータの他の検出器	S			
		サブレーションポンプの検出器	S			
		圧力抑制室内空気温度	S			

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (28/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する 設計基準対象施設※3		設備 種別	設備分類	
		設備※2	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度	-	常設 可搬型	常設重大事故防止設備	-
	圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度	-	常設	常設重大事故緩和設備 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水位	圧力抑制室水位	主要パラメータの他チャヤンネル 高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイン系ポンプ出口流量 原子炉格納容器代替スプレイン流量 原子炉格納容器下部注水流量 復水貯蔵タンク水位	- - - - 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	-
	原子炉格納容器下部水位	主要パラメータの他チャヤンネル 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) 原子炉循環冷却代替スプレイン流量 原子炉格納容器代替スプレイン流量 原子炉格納容器下部注水流量 復水貯蔵タンク水位	- - - - - - - -	常設	常設重大事故緩和設備	-
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度	-	常設	常設重大事故防止設備	-
	圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室内空気温度	-	常設	常設重大事故緩和設備 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 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (29/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する 設計基準対象施設※3		設備 種別	設備分類	
		設備※2	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
原子炉格納容器内の水 素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	主要パラメータの他チャネル 格納容器内雰囲気水素濃度	— S	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	格納容器内水素濃度 (S/C)	主要パラメータの他チャネル 格納容器内雰囲気水素濃度	— S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—
	格納容器内雰囲気水素濃度	主要パラメータの他チャネル 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)	S — —	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器内の放 射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	主要パラメータの他チャネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	主要パラメータの他チャネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャネル 平均出力領域モニタ	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
	平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャネル 起動領域モニタ	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 (代替循環冷却系)	サブレーションポンプ水温度	主要パラメータの他の検出器 圧力抑制	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	サブレーションポンプ水温度	S	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備	—
	代替循環冷却ポンプ出口流量	圧力抑制室水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器下部水位 ドラムウエル水位 ドラムウエル温度 ドラムウエル圧力 圧力抑制室圧力	— S S — — — — — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	—

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (30/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する 設計基準対象施設※3		設備 種別	設備分類	
		設備※2	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
最終ヒートシンクの確 保 (原子炉格納容器フ ィルタバント系)	フィルタ装置水位 (広帯域)	主要パラメータの他チャンネル	-	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	ドライウエール圧力 圧力抑制室圧力	-	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	-
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	ドライウエール圧力 圧力抑制室圧力	-	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	-
	フィルタ装置水温度	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	-
	フィルタ装置出口放射線モニタ	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	-
	フィルタ装置出口水素濃度	格納容器格納容器内水素濃度 (S/C)	-	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	-
	耐圧強化バント系放射線モニタ	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	-
最終ヒートシンクの確 保 (耐圧強化バント系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サブレーションプール水温度	- S	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 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	- C S C	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 (残留熱除去系)	残留熱除去系ポンプ出口流量	圧力抑制室水位 残留熱除去系ポンプ出口圧力	- C	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (31/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する 設計基準対象施設※3		設備 種別	設備分類	
		設備※2	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
格納容器バイパスの監視 (原子炉炉圧力容器内の 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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	S —	常設 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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	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)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	— 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	—
	ドライウエル温度	主要パラメータの他の検出器 ドライウエル圧力	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	ドライウエル圧力	圧力抑制室圧力 ドライウエル温度	—	常設	常設重大事故防止設備 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)	—
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	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)	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	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)	—

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (32/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する 設計基準対象施設※3		設備 種別	設備分類	
		設備※2	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイン系ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイン系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 66-13-1にて整理 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	— — — — S S — — — S S — S S —	常設 可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
	圧力抑制室水位	主要パラメータの他チャネル 代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイン系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイン系ポンプ出口圧力	— S S — C C	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	—
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	主要パラメータの他チャネル 静的軸線位置 66-8-2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	格納容器内雰囲気酸素濃度	主要パラメータの他チャネル 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 66-13-1にて整理 ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	S S — S —	常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (33/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1.2	代替する機能を有する 設計基準対象施設※3		設備 種別	設備分類	
		設備※2	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサ ーモ式)	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパ ルス式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ	C	常設 可搬型	常設 可搬型	—
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパ ルス式)	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサ ーモ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 使用済燃料プール監視カメラ	—	常設	常設 可搬型	—
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	使用済燃料 66-9-4にて整理 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパ ルス式) 使用済燃料プール監視カメラ	—	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	—
	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサ ーモ式) 使用済燃料プール監視カメラ	—	常設	常設 可搬型	—
	安全パラメータ表示システム (SPD S)	可搬型計測器	66-17-1にて整理 66-13-3にて整理	—	常設 可搬型	常設重大事故緩和設備 可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (34/40)
第 58 条 計装設備

系統機能	設備※1,2	代替する機能を有する 設計基準対象施設 設備※2		設備 種別	設備分類	
		耐震重要 度分類	分類		機器 クラス	
その他※3	6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2H 母線電圧	S S S	常設 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	-
	6-2C 母線電圧	(6-2C 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	-
	6-2D 母線電圧	(6-2D 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	-
	6-2H 母線電圧	(6-2H 母線電圧)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	4-2C 母線電圧	(4-2C 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	-
	4-2D 母線電圧	(4-2D 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	-
	125V 直流主母線 2A 電圧	(125V 直流主母線 2A 電圧) 66-13-2 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	-
	125V 直流主母線 2B 電圧	(125V 直流主母線 2B 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	-
	125V 直流主母線 2A-1 電圧	125V 直流主母線 2A 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	-
	125V 直流主母線 2B-1 電圧	125V 直流主母線 2B 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	-
	250V 直流主母線電圧	(250V 直流主母線電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	H P C S 125V 直流主母線電圧	(H P C S 125V 直流主母線電圧)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	-
	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	(高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め入口圧力	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する
 ※2 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
 ※3 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て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 (35/40)
 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※1	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	
		(中央制御室) ↑	(S) ↑		分類	機器 クラス
居住性の確保	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 対象としない(保安規定変更に係る基本方針 4.3-(1))		可搬型	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※2	—
	中央制御室送風機			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※2	—
	中央制御室排風機			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※2	—
	中央制御室再循環送風機			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※2	—
	中央制御室再循環フィルタ装置			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※2	—
	中央制御室待避所	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 対象としない(保安規定変更に係る基本方針 4.3-(1))		可搬型	(重大事故等対処施設) 常設重大事故緩和設備	—
	中央制御室待避所遮蔽			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	中央制御室待避所加圧設備(空気ポンプ)			可搬型	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—
	差圧計※3			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)	—
	酸素濃度計※3			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	二酸化炭素濃度計※3			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)	—
	無線連絡設備(固定型)			62条に記載		
	衛星電話設備(固定型)					
	データ表示装置(待避所)			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)	—
	可搬型照明(SA)			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)	—
	非常用ガス処理系排風機			常設	常設重大事故緩和設備	—
	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置			常設	常設重大事故緩和設備	—

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」、計装設備については「第 58 条 計装設備」に記載する
 ※2 常設耐震重要重大事故防止設備又は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、本分類としている
 ※3 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 (36/40)
第 60 条 監視測定設備

系統機能	設備※1	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		分類	機器 クラス
モニタリングポストの 代替測定	可搬型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)	-
	可搬型ダスト・よう素サンププラ※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)	-
放射能観測車の代替測 定	γ線サーベイメータ※2	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)	-
	β線サーベイメータ※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)	-
気象観測設備の代替測 定	代替気象観測設備	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)	-
	可搬型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)	-
放射線量の測定	電離箱サーベイメータ※2	66-15-1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)	-
	小型船舶			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	可搬型ダスト・よう素サンププラ※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)	-
	γ線サーベイメータ※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)	-
	β線サーベイメータ※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)	-
	α線サーベイメータ※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)	-
モニタリングポストの 代替交流電源からの給 電	小型船舶			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)	-
	常設代替交流電源設備	66-12-1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)	-

57条に記載
おいては常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する

※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 (37/40)
第 61 条 緊急時対策所

系統機能	設備※1	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	
					分類	機器 クラス
居住性の確保 (緊急時 対策所)	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))		可搬型	常設重大事故緩和設備	-
	緊急時対策所非常用送風機			常設	常設重大事故緩和設備	-
	緊急時対策所非常用フィルタ装置			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	緊急時対策所加圧設備 (空気ポンプ)			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	差圧計※2			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)	-
	酸素濃度計※2	66-16-1 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)	-
	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)	-
	緊急時対策所可搬型エアリモニタ			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	-
	可搬型モニタリングポスト			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	-
	60 条に記載 (ただし、本系統機能においては可搬型重大事故緩和設備)					

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する

※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 (38/40)
第 61 条 緊急時対策所

系統機能	設備※1	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	機器 クラス	
		設備	耐震重要 度分類				
電源の確保 (緊急時対策所)	ガスタービン発電機	↑	66-12-1 にて整理	常設 可搬型			
	ガスタービン発電設備軽油タンク	↑	66-12-7 にて整理				
	タンクローリ						
	軽油タンク						
	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	↑	66-12-1 にて整理				
	ガスタービン発電機接続盤	↑	66-12-6 にて整理				
	緊急用高圧母線 2F 系						
	電源車 (緊急時対策所用)				可搬型	可搬型重大事故防止設備	—
	緊急時対策所軽油タンク			66-16-2 にて整理	常設	可搬型重大事故緩和設備	SA-2
	緊急時対策所用高圧母線 J 系				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—
必要な情報の把握	安全ハブメータ表ボンスタム (SPD S)				62 条に記載		
通信連絡 (緊急時対策所)	無線連絡設備 (固定型)						
	無線連絡設備 (携帯型)						
	衛星電話設備 (固定型)						
	衛星電話設備 (携帯型)						
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	↑	66-17-1 にて整理			62 条に記載	

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (39/40)
第 62 条 通信連絡を行うために必要な設備

系統機能	設備※1	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		分類	機器 クラス
発電所内の通信連絡	携帯型通話装置	送受話器 (ページング) 電力保安通信用電話設備 — — — — — — 66-17-1 にて整理	C C —	常設	可搬型重大事故防止設備	—
	無線連絡設備 (固定型)			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	
	無線連絡設備 (携帯型)			常設	常設重大事故防止設備	
	衛星電話設備 (固定型)			可搬型	常設重大事故緩和設備	
	衛星電話設備 (携帯型)			常設	可搬型重大事故防止設備	
	安全パラメータ表示システム (SPD S)			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	
	衛星電話設備 (固定型)			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 (携帯型)	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—
	総合原子力防災ネットワークを用いた通 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)	
				常設	常設重大事故等対処設備	

※1 電源設備については「第 57 条 電源設備」に記載する

第 1.1.7-1 表 主要な重大事故等対処設備の設備分類等 (40/40)
 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		分類	機器 クラス
重大事故等時に対処す るための流路, 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, 36 条, 第 39 条, 第 41 条(系に含まれる) 66-2-1, 66-2-3, 66-4-1, 66-4-2, 66-4-3, 66-5-5(系に含まれる)	(S)	常設	重要重大事故防止設備 重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉格納容器	(原子炉格納容器) 第 43 条にて整理	(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	SA-2
	使用済燃料プール	(使用済燃料プール) 66-9-1, 66-9-2, 66-9-3(系に含まれる)	(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
	原子炉建屋原子炉棟	第 49 条にて整理	-	常設	常設重大事故緩和設備	-
非常用取水設備	貯留堰	(貯留堰)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	取水口	(取水口)	(C(S s))	-	常設重大事故緩和設備	-
	取水路	(取水路) 第 52 条(系に含まれる) 66-5-4, 66-19-1, 66-19-2(系に含まれる)	(C(S s))	-	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
	海水ポンプ室	(海水ポンプ室)	(C(S s))	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-

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）に対する運転上の制限（以下、LCO）を設定するに当たり、設置許可基準規則、技術基準規則及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纏め、詳細な内容を整理する。

1. 配慮事項

- ・ 技術基準規則、設置許可基準規則及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 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)「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」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場合、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及び完了時間整理表

保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限及び完了時間整理表

【DB兼用 凡例】
○：設備が系統単位でDBと兼用
×：統合せずSA条文とDB条文の両方で整理。

【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。

表No.	分類1 設備	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	対応手段	主な用途(手順概要)	日設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	7 設備 LCO逸脱時のAOI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AOI判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOI判断 (2N以外...10日, 2N...30 日)	適用される原子炉の状態					DB 兼用	LCOの設定	備考
										運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換			
66-1-1	ATWS緩和設備	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)による制御棒緊急挿入 【1分以内】 【解析対象外】	原子炉圧力高または原子炉水位異常低(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。	1.1	—	—	ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプ制御棒挿入機能)による原子炉出力抑制 【1分以内】 【自動起動】(ATWS)	—	—	—	—	—	—	—	AOTは基本方針(ECGCS機器以外のAOTを参考とする場合のAOI)に基づき設定。 [C設備]有効性評価(TCI)にて自動スクラム機能を有するものがあることから、22条(制御棒のスクラム機能)にて整理する。	
66-1-2	ATWS緩和設備	ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプ制御棒挿入機能)	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 【1分以内】 【解析対象外】	ATWSが発生した場合に、原子炉圧力高または原子炉水位異常低(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。	1.1	—	—	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)による原子炉出力抑制 【1分以内】	—	—	—	—	—	—	—	LCO対象範囲は、代替原子炉再循環ポンプ制御棒挿入機能(手動含む)とす	
66-1-3	ATWS緩和設備	ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)	ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)による原子炉出力急上昇防止 【1分以内】 【解析対象外】	ATWSが発生した場合に、自動減圧系作動阻止機能の手動操作または中性重層および原子炉水位異常低(L2)による自動作動により、自動減圧系および代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)の減圧阻止する。	1.1 1.3	—	—	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)による原子炉出力抑制 【1分以内】	—	—	—	—	—	—	—	LCO対象範囲は、代替原子炉再循環ポンプ制御棒挿入機能(手動含む)とす	
第24条	ATWS緩和設備	ほう酸水注入系	ほう酸水注入 【4分以内】 【15分】(ATWS)	ATWSが発生した場合に、PLR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。	1.1	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	—	—	—	—	—	—	LCO対象範囲は、自動減圧系作動阻止機能(手動含む)とする。	
66-2-1	高圧注水	高圧代替注水系(中央制御室からの起動)	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電機用原子炉の冷却 【15分】 【15分】(TBU,TBD)	給復水系、ROICおよびHPPCS喪失時の落下による発電機用原子炉の冷却を実施する。	1.2	—	高圧炉心スプレイス (高圧炉心スプレイス非常用 ディーゼル発電機含む)	原子炉隔離時冷却系 (中央制御室からの起動)(速 やか)	—	—	—	—	—	—	—	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、高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)については、直接の設備要求はないが、有効性評価(TBU,TBD)においてROICの機能算定を規定した場合に、当該設備が要求されることから、ROICをB設備として設定しないこととする。	
66-2-2	高圧注水	高圧代替注水系(現場起動)	高圧代替注水系の現場環境 作による発電機用原子炉の冷却 【35分以内】 【解析対象外】	溶解炉心の原子炉格納容器下部へ冷却水を運送又は防止し、原子炉へ力容器内に残存した溶解炉心を冷却する。	1.2 1.8	—	高圧炉心スプレイス (高圧炉心スプレイス非常用 ディーゼル発電機含む)	原子炉隔離時冷却系 (中央制御室からの起動)(速 やか)	—	—	—	—	—	—	—	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、高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)については、直接の設備要求はないが、有効性評価(TBU,TBD)においてROICの機能算定を規定した場合に、当該設備が要求されることから、ROICをB設備として設定しないこととする。	
66-2-3	高圧注水	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系による原子炉出力抑制(ほう酸水注入) 【15分以内】 【解析対象外】	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操作によりROICを起動する。	1.2	—	高圧炉心スプレイス	原子炉隔離時冷却系 (中央制御室からの起動)(速 やか)	—	—	—	—	—	—	—	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)より追加されることから、保安規定第66条では運転、起動および高温停止においてLCOを設定する。	

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)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	7設備 LCO逸脱時のAOOT判断 (2N以下...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AOOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOOT判断 (2N以外...10日、2N...30 日)	DB業 用	適用される原子炉の状態						DB - SA 統 合	備考
											運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 (※)		
第41条	高压注水	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)	自動起動信号(原子炉水位低(レベル2))による動作または中央制御室からの自動操作によりRIOCを起動する。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (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く、保安規定第41条(原子炉隔離時冷却系)で整理する。	
第39条	高压注水	高压炉心スプレイス	高压炉心スプレイス系による 発電用原子炉の冷却	(速やか) 【自動起動】(TW、TC)	自動起動信号(原子炉水位低(レベル2))またはドラフト(炉心圧力高)による動作または中央制御室からの自動操作によりHPCSを起動する。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (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く、保安規定第39条(非常用炉心冷却系その1)で整理する。	
66-3-1	原子炉の減 圧	代替自動減圧回路(代 替自動減圧機能)	減圧の自動化	【28分後に作動】 (TQUX)	AOS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(CH)を開し、減圧する。	—	—	主蒸気減圧(1分以内)	—	×	○	○	○	○	○	○	AOOTは基本方針(ECCS機器以外のAOOTを参考とする場合のAOOT)のARIを参考に設定。	
66-3-2	原子炉の減 圧	主蒸気減圧(手 動減圧)	自動操作による減圧(主蒸 気減圧(安全弁))	(5分以内) 【20分】(LOCA時注水 機能喪失)	中央制御室からSRVの自動操作により原子炉を減圧する。(急減圧時に最大8個)	—	高圧炉心スプレイス 原子炉隔離時冷却系	—	—	○	○	○	○	○	○	○	動作可能な主蒸気減圧が安全弁を過剰減圧した場合、主蒸気減圧が安全弁(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。従って、SA要求として自動減圧機能は本表にて規定する。)	
66-3-3	原子炉の減 圧	代替自動減圧回路(代 替自動減圧機能)	減圧の自動化	【28分後に作動】 (TQUX)	AOS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(CH)を開し、減圧する。	—	高圧炉心スプレイス 原子炉隔離時冷却系	—	—	○	○	○	○	○	○	○	AOOTは基本方針(ECCS機器以外のAOOTを参考とする場合のAOOT)のARIを参考に設定。	
第39条	原子炉の減 圧	HPCS隔離弁	原子炉冷却材の運送(1箇 所の隔離(インターフェイス システムLOCA発生時))	過渡隔離(20分) 現場隔離(300分) 【6時間】(ISLOCA)	ISLOCA発生時に、HPCS注入隔離弁の閉鎖を実施し、漏れ箇所を隔離を行う。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (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	原子炉建屋プロアアウト ハネル	原子炉建屋プロアアウト ハネルの改善(インターフェイス システムLOCA発生時)	自動開放	ISLOCA発生時に、原子炉建屋プロアアウトハネルを開放する。	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	○	○	○	○	○	○	○	プロアアウトハネル(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第49条(原子炉建屋)に包摂される。	

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)	B設備 LOCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	7設備 LOCO逸脱時のAOOT判断 (2N以下...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) LOCO逸脱時のAOOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LOCO逸脱時のAOOT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	LOCOの設定	備考
											燃 料 交 換	冷 却 停 止	高 温 停 止	起 動	運 転			
66-4-1	低圧注水	低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)	低圧代替注水系(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(15分以内) RHR(B)系注水(15分以内) 【20分】(LOCA時注水喪失)	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイスが故障した場合、低圧代替注水系(常設)による注水移送ポンプにより、原子炉へ注水する。	—	残置熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼルの発電機を含む) 低圧炉心スプレイス (非常用ディーゼルの発電機を含む)	低圧代替注水系(可搬型) (時間短縮の補充措置を含む)	—	x	○	○	○	○	○	※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオートハーフロー水位付近でかつプールの水位が閉の場合、かつプールの水位が全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合 ※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオートハーフロー水位付近でかつプールの水位が閉の場合、かつプールの水位が全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合	LOCO対象範囲は、MUWOPポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ及び必要な流路とする。水原である復水貯蔵タンクは他注水系と共用することから、別にLOCOを設定する。	
			低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	RHR(A)系又は(B)系注水配管使用(15分以内) RHRヘッドスプレイス配管使用(20分以内) 【解析対象外】	低圧代替注水系(常設)による注水移送ポンプにより、原子炉へ注水する。	低圧代替注水系(可搬型) (代替循環冷却系)	残置熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼルの発電機を含む) 低圧炉心スプレイス (非常用ディーゼルの発電機を含む)	低圧代替注水系(可搬型) (時間短縮の補充措置を含む)	—	x	○	○	○	○	○	○	※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオートハーフロー水位付近でかつプールの水位が閉の場合、かつプールの水位が全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合	
			低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	(15分) 【2時間】(停止時SBO)	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、低圧代替注水系(常設)による注水移送ポンプにより、原子炉へ注水する。	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く) (非常用ディーゼルの発電機を含む)	低圧代替注水系(可搬型) (時間短縮の補充措置を含む)	—	x	○	○	○	○	○	○	○	※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオートハーフロー水位付近でかつプールの水位が閉の場合、かつプールの水位が全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合
66-4-2	低圧注水	低圧代替注水系(常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ)	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	注水(15分以内) 【約5.4時間】(DOH等)	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し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する。	—	残置熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼルの発電機を含む) 低圧炉心スプレイス (非常用ディーゼルの発電機を含む)	低圧代替注水系(可搬型) (時間短縮の補充措置を含む)	—	x	○	○	○	○	○	※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオートハーフロー水位付近でかつプールの水位が閉の場合、かつプールの水位が全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合		
			低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	(35分以内) 【約5.2分】(TBP)	原子炉停止中にRHR(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイスが故障した場合、低圧代替注水系(常設)による注水移送ポンプにより、原子炉へ注水する。	—	非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く) (非常用ディーゼルの発電機を含む)	低圧代替注水系(可搬型) (時間短縮の補充措置を含む)	—	x	○	○	○	○	○	○	※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオートハーフロー水位付近でかつプールの水位が閉の場合、かつプールの水位が全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合	
			低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	建屋外準備・注水(385分) 【解析対象外】	原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイスが故障した場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する。	低圧代替注水系(常設)による注水移送ポンプにより、残存溶融炉心を冷却する。	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 代替循環冷却系	残置熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼルの発電機を含む) 低圧炉心スプレイス (非常用ディーゼルの発電機を含む)	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	—	x	○	○	○	○	○	○	※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオートハーフロー水位付近でかつプールの水位が閉の場合、かつプールの水位が全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合
66-4-3	低圧注水	低圧代替注水系(可搬型)	低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	建屋外準備・注水(385分) 【解析対象外】	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) (非常用ディーゼルの発電機を含む)	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)(15分以内)	—	x	○	○	○	○	○	※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオートハーフロー水位付近でかつプールの水位が閉の場合、かつプールの水位が全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合		
			低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	建屋外準備・送水(385分) 【解析対象外】	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) (非常用ディーゼルの発電機を含む)	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	—	x	○	○	○	○	○	○	※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオートハーフロー水位付近でかつプールの水位が閉の場合、かつプールの水位が全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合	
			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	建屋外準備・送水(385分) 【解析対象外】	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し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する。	—	残置熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼルの発電機を含む) 低圧炉心スプレイス (非常用ディーゼルの発電機を含む)	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	—	x	○	○	○	○	○	○	○	※: 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオートハーフロー水位付近でかつプールの水位が閉の場合、かつプールの水位が全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合

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)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	7設備 LCO逸脱時のAOOT判断 (2N以下...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AOOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOOT判断 (2N以下...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
											運 転	起 動 止	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換			
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	—	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、重大事故等の対応に用いる。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	○	○	○	重大事故等対処設備(設計標準拡張)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	低圧炉心スプレイス	低圧炉心スプレイスによる発電用原子炉の冷却	—	原子炉運転中、低圧炉心スプレイスが健全であれば、重大事故等の対応に用いる。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	○	○	○	重大事故等対処設備(設計標準拡張)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	—	原子炉停止中、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)が健全であれば、重大事故等の対応に用いる。	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	○	○	○	重大事故等対処設備(設計標準拡張)であることから、第34条「原子炉停止時冷却系その1〜3」で整理する。	
66-5-1	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発	原子炉格納容器フィルタベント系	原子炉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含む。	1.5	RHR故障時に、原子炉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。	耐圧強化ベント系	残留熱除去系 (炉心冷却モード) (格納容器スプレイス冷却モード) (非常用予備電源、原子炉補機冷却水、原子炉補機冷却海水系含む)	—	—	×	○	○	○	○	○	○	1.5.1.7.1.9より保安規定第66条にLCOを適用することから、これら3条の要求を一括りにして設定する。SA条文中の表タイトル(分類)を構成することとする。 1.7.1.9では、技術的能力にて耐圧強化ベントの評価を実施していないため、B設備には該当しない。	
			原子炉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含む。	1.7	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を要し、原子炉格納容器の加圧破損を防止する。	—	残留熱除去系 (炉心冷却モード) (格納容器スプレイス冷却モード) (非常用予備電源、原子炉補機冷却水、原子炉補機冷却海水系含む)	—	—	×	○	○	○	○	○	○	○	スクラハ水補給のために使用する大容量送水ポンプ(タイプ1)は、第66-19-1において、LCOを設定する。
66-5-2	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発	耐圧強化ベント系	原子炉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(現場操作含む。)	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において、発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器圧力逃かし装置により排出する。	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (非常用予備電源、原子炉補機冷却水、原子炉補機冷却海水系含む)	—	—	×	○	○	○	○	○	○	1.9より保安規定第66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、ベントライン及び遠隔手動設備等の付帯設備とする。	
			耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む。)	1.5	RHR故障時に、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。	原子炉格納容器フィルタベント系	残留熱除去系 (炉心冷却モード) (格納容器スプレイス冷却モード) (非常用予備電源、原子炉補機冷却水、原子炉補機冷却海水系含む)	—	—	×	○	○	○	○	○	○	○	原子炉格納容器フィルタベント系による基準要求を維持することから、原子炉格納容器フィルタベント系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。
66-5-3	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発	可搬型窒素ガス供給装置	原子炉格納容器負圧破損の防止	1.7	ベント停止後に発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制及び原子炉格納容器の負圧破損防止するため、窒素を供給する。	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (格納容器スプレイス冷却モード) (非常用予備電源、原子炉補機冷却水、原子炉補機冷却海水系含む)	—	代替品(可搬型窒素ガス供給装置等)	×	○	○	○	○	○	○	原子炉格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベント系及び耐圧強化ベント系同様の考えとし、D設備はA設備の代替品(予備)不能時は共にLCOとなる。原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の機能維持に直接関係しないことから単独で条文中で整理する。	
			可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止	1.9	可搬型窒素ガス供給装置から供給する不活性ガスにて系統内を不活性化して状態にしておくことで水素爆発を防止する。	—	残留熱除去系 (炉心冷却モード) (格納容器スプレイス冷却モード) (非常用予備電源、原子炉補機冷却水、原子炉補機冷却海水系含む)	—	—	代替品(可搬型窒素ガス供給装置等)	×	○	○	○	○	○	○	原子炉格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベント系及び耐圧強化ベント系同様の考えとし、D設備はA設備の代替品(予備)不能時は共にLCOとなる。原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の機能維持に直接関係しないことから単独で条文中で整理する。

表No.	分類1 最終ヒートシ ンク PCV破損 PCV水素漏 発	分類2 (系統) 原子炉補機代替冷却水 系	分類3 (技術的能力 対応手順) 原子炉補機代替冷却水 系 による除熱	主な用途(手順概要) RCW故障等、又はSBOの場合は原 子炉補機代替冷却水系により最終 ヒートシंकへ熱を輸送する。	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	7 設備 LCO逸脱時のAOOT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AOOT判断 (30日) —	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOOT判断 (2N以外...10日、2N...30 日) 大容量送水ポンプ(タイプI) による海水直接通水(海水ポン プ室取水5:40分)(取水口取水 575分) 代替品(可搬型ポンプ・熱交換 器ユニット等)	DB 業 用	適用される原子炉の状態					DB — SA 統 合	LCOの設定	備考
										運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換			
66-5-4				1.5 取水口よりJA系使用海 側ルート(435分)山側 B系使用海側ルート (535分)海側ルート (540分)海水よりJA系 使用(420分)B系使用 (485分) 【24時間】(TW等)	—	原子炉補機代替冷却水 系	—	—	×	○	○	○	○	—	LCO対象範囲は、大容量送水ポンプ(タ イプI)、熱交換器ユニット並びに必要な 回路とする。大容量送水ポンプ(タイプ I)、熱交換器ユニットは2セット分散配 置が要求される。 L11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。		
66-5-5				1.4 RHR(A)注入配管使用 (15分以内) RHR系ヘッドスプレイ 配管使用(20分以内) 【24時間】(OCH等)	—	代替循環冷却系 による原子 炉格納容器内の減圧及び 溶融炉心の冷却	—	—	×	○	○	○	○	—	LCO対象範囲は、代替循環冷却ポンプ 並びに必要な回路とする。 原子炉補機代替冷却水系については他 の目的でも使用することから、別表(原子 炉補機代替冷却水系)でLCOを規定す る。 【7設備】 原子炉圧力容器への注水並びに原子炉 格納容器の圧力及び温度低下が目的で あるため、残留熱除去系(低圧注水モー ド)、格納容器スプレイ冷却モード及びサ プレッション冷却モード)及び低圧 低圧炉心スプレイ系とする。		
66-5-5				1.7 代替循環冷却系 系統構成・運転開始 (30分) 【24時間】(OCH等)	—	代替循環冷却系による原子 炉格納容器内の減圧及び 除熱	—	—	×	○	○	○	○	—	—	—	—
66-5-5				1.8 初期水張り(20分) 注水(5分) 【24時間】(OCH等)	—	代替循環冷却系による原子 炉格納容器下部への注水	—	—	×	○	○	○	○	—	—	—	—
66-5-5				1.8 (15分以内) 【24時間】(雰囲気 力・温度による静的負 荷)	—	代替循環冷却系による原子 炉格納容器への注水	—	—	×	○	○	○	○	—	—	—	—
66-5-5				1.9 格納容器内水素濃度による 原子炉格納容器内の水素 濃度監視	—	格納容器内水素濃度による 原子炉格納容器内の水素 濃度監視	—	—	×	○	○	○	○	—	—	—	—
66-5-5				1.9 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	—	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	—	—	×	○	○	○	○	—	—	—	—
第34条 第35条 第36条				1.5 —	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	残留熱除去系(原子炉停 止時冷却モード)による除熱 原子炉からの除熱	—	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	○	—	—	—	—
第39条				1.5 —	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	残留熱除去系(サブプレッ ション冷却モード)による 原子炉格納容器内の除熱	—	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	○	—	—	—	—
第52条				1.5 —	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	原子炉補機代替冷却水系(原子 炉補機代替冷却水系を 含む。)による除熱	—	DB条文中で整理 (設計拡張設備)	○	○	○	○	○	—	—	—	—

表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	対応手段	主な用途(手順概要)	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AOI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AOI判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOI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
											燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プールの監視			
66-9-2		原子炉建屋内水素濃度 監視	原子炉建屋内の水素濃度 監視	原子炉建屋内水素濃度の監視。 1.10	原子炉建屋内水素濃度の監視。	—	—	代替パラメータ(他チャネル) (原子炉建屋水素濃度監視設 備又は静的触媒式水素再結合 装置動作監視装置)	—	x	○	○	○	○	○	○	LCO対象範囲は、原子炉建屋水素濃度 監視設備とする。表66- 7チャネルにて必要であるため、表66- 13-1と別にLCO設定する。AOIの完了時 間については準用した設定とする。 原子炉建屋燃料取扱室内に設置される2 チャネル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。	
66-9-1	SFP	燃料プール代替注水系	燃料プール代替注水系(常 設配管)による使用済燃料 プールへの注水	建屋外準備・送水(380 分) 【解析対象外】 1.11	使用済燃料プールの冷却機能又は 注水機能の喪失、又は小規模な漏え いが発生した場合に、大容量送水ポ ンプ(タイプI)により注水する。	—	使用済燃料プール温度、水位監 視	燃料プール代替注水系(可搬 型)(380分)	ろ過水系による注水(45分)	x	○	○	○	○	○	○	燃料プール代替注水系(常設配管)ま たは(可搬型)の2つの系統構成があ り、これらの要求を一括りにしてLCOを設 定する。 【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確 認及び冷却機能が健全であることを確認 する手段として使用済燃料プール温度、 水位監視を設定する。 【D設備】 技術的能力にて自主対策設備と評価し ているろ過水系をD設備として設定する。	
66-9-3	SFP	燃料プールの監視	燃料プールの監視	建屋外準備・送水(380 分) 【解析対象外】 1.11	使用済燃料プールの冷却機能又は 注水機能の喪失、又は小規模な漏え いが発生した場合に、大容量送水ポ ンプ(タイプI)により注水する。	—	使用済燃料プール温度、水位監 視	燃料プールの監視	化学消防自動車及び大型化学 高所放水車(125分)	x	○	○	○	○	○	○	燃料プールの監視には(常設配管)ま たは(可搬型)の2つの系統構成があり、 これらの要求を一括りにしてLCOを設定 する。 【γ設備】 使用済燃料プールが健全であることの確 認及び冷却機能が健全であることを確認 する手段として使用済燃料プール温度、 水位監視を設定する。 【D設備】 技術的能力にて自主対策設備と評価し ている化学消防車および大型化学高所 放水車をD設備として設定する。	
66-9-4	SFP	使用済燃料プール監視 設備	使用済燃料プールの監視	建屋外準備・送水(380 分) 【解析対象外】 1.11	燃料プール冷却浄化系による使用 済燃料プールの除熱を実施する。	—	使用済燃料プールの温度上昇警 報	燃料プールの監視	燃料プール代替注水系 (常設配管)(380分)又は(可搬 型)(380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)	x	○	○	○	○	○	○	LCO対象範囲は、SFPの除熱に必要な FPCポンプ、FPC熱交換器及びF/Dバイ パス運転に必要な管路とする。原子炉補 機代運転に必要ならは他系統と共用することか ら、別にLCOを設定する。 【γ設備】 重大事故等発生時の時間余裕を確認す るため、使用済燃料プールの水温が6 5℃(保安規定第56条の運転上の制限) に到達するまでの時間を評価する。 フロントライネの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。	

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)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	7設備 LCO逸脱時のAOOT判断 (2N以下...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AOOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOOT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									
											運転	起動	高温停止	低温停止	燃料交換				条件 (※)								
66-10-1 拡散抑制	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	海水ポンプ室(280分) 取水口(325分) (取水口山側ルートは 385分) 【解析対象外】	使用済燃料プール内の燃料体等の 著しい損傷に至った場合に、放水設 備により、大気への放射性物質の拡 散抑制を行う。	—	残置熱除去系 【格納容器スプレッド冷却モード】 【サブプレッシャブル冷却モード】 【低圧注水モード】 使用済燃料プール温度、水位監 視	—	—	代替品(放水器等)	x	o	o	o	o	—	1111.12より保安規定第66条にLCOを設 定する。LCOの対象範囲は、大容量送水ポ ンプ(タイプII)、放水砲、泡消火薬剤混 合装置及び流路(ホース)とする。可搬型 設備であるが、分散配置は要求されてい ない。	大気への放射性物質の拡散抑制及び航 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 考えで設定できるところから、1つの条文中 にまとめて整理する。									
																			炉心の著しい損傷、原子炉格納容器 の破損又は使用済燃料プール内の 燃料体等の著しい損傷に至った場合 に、放水設備により、大気への放射 性物質の拡散抑制を行う。	残置熱除去系 【格納容器スプレッド冷却モード】 【サブプレッシャブル冷却モード】 【低圧注水モード】 使用済燃料プール温度、水位監 視	代替品(放水器等)	x	o	o	o	o	—
																			航空機燃料火災への泡 消火	航空機燃料火災への泡消 火	(205分) 【解析対象外】	原子炉建屋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。	残置熱除去系 【格納容器スプレッド冷却モード】 【サブプレッシャブル冷却モード】 【低圧注水モード】 使用済燃料プール温度、水位監 視	代替品(泡消火薬剤混合装置 等)	x	o	o
66-10-2 拡散抑制	拡散抑制	シルトフェンス	海洋への放射性物質の拡 散抑制	設置完了(190分) 【解析対象外】	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器 の破損又は使用済燃料プール内の 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。	—	残置熱除去系 【格納容器スプレッド冷却モード】 【サブプレッシャブル冷却モード】 【低圧注水モード】 使用済燃料プール温度、水位監 視	—	代替品(フェンス等) ・放射性物質吸着材	x	o	o	o	o	—	復水貯蔵タンクは、保安規定第40条とは 異なる原子炉の状態、保水水の管 理値等が異なるため、第66条にLCOを設 定する。											
																		重大事故等収束のため の水源	重大事故等収束のため の水源	(25分)【過圧・過温破 損(代替循環使用)】	サブプレッシャブル水位(水位 確認) 低圧短心注水系(過温停止又は 燃料交換時については、非適用) 定心注水系(自動注水系を除く)	大容量送水ポンプ(タイプI)を 用いた復水貯蔵タンクへの供 給手段 淡水貯水槽からの補給(380 分) 海水からの補給(取水口380 分)(海水ポンプ室370分) (時間短縮の補完措置含む)	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	o
第46条	水源	重大事故等収束のため の水源	サブプレッシャブルチェンバを水 源とした対応	—	重大事故等のための保水水の管理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	o	o	o	o	o	—	サブプレッシャブルチェンバはDB兼SA設備 である。SAの注水系統の水源としては、 代替循環冷却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(サブプレッシャブル 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、保安規定第46条において整理する。											
																		重大事故等収束のため の水源	重大事故等収束のため の水源	1.13	重大事故等のための保水水の管理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	DB条文中で整理	o	o
66-11-2 水源	水源	CSTへの供給設備	海水貯水槽を水源とした大 容量送水ポンプ(タイプI) による復水貯蔵タンクへの 補給	(380分以内) 【解析対象外】	淡水貯水槽を水源とした大容量注水 ポンプ(タイプI)による復水貯蔵タン クへの補給	—	復水貯蔵タンク(水位確認)	—	代替品(配管・機器類)	x	o	o	o	o	—	水の供給設備としては、復水貯蔵タンク への供給設備と、海水供給設備があり、 それぞれ条文中と同等に補給する又は 942m ³ 以上と同等に補給する又は 942m ³ 以上であることを確認する。											
																		海水貯水槽を水源とした大 容量送水ポンプ(タイプI) による復水貯蔵タンクへの 補給	海水貯水槽を水源とした大 容量送水ポンプ(タイプI) による復水貯蔵タンクへの 補給	1.13	海水貯水槽を水源とした大容量注水 ポンプ(タイプI)による復水貯蔵タン クへの補給	代替品(配管・機器類)	x	o	o	o	o

表No.	分類1 ポンプ(タイプI)	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)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	7設備 LCO逸脱時のAOOT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AOOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOOT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
											運転	起動	高温 停止	燃料 交換	条件 (※)			
66-11-3	大容量送水 ポンプ(タイプI)	海水供給設備	大容量送水ポンプによる送 水(各種注水)	(370分) 【解析対象外】	1.13 海を水源とした大容量送水ポンプ(タ イプI)による各種注水	—	復水貯蔵タンク(水位確認) サブレーションポンプ(水位確認)	—	—	x	○	○	○	○	—	水の供給設備としては、復水貯蔵タンクへの供給と、海水からの供給があり、各機能を一括りにしてLCO設定する。	(7設備) 冷温停止又は燃料交換の復水貯蔵タンクについては942m ³ 以上となるように補給する又は942m ³ 以上であることを確認する。	
	大容量送水 ポンプ(タイプI)及び大 容量送水ポ ンプ(タイプ II)	海水供給設備	大容量送水ポンプによる送 水(各種供給)	取水口取水(540分) 海水ポンプ室取水 (485分) 【解析対象外】	1.13 海を水源とした大容量送水ポンプ(タ イプI)及び大容量送水ポンプ(タイ プII)による各種供給	—	復水貯蔵タンク(水位確認) サブレーションポンプ(水位確認)	—	—	x	○	○	○	○	—	水の供給設備としては、復水貯蔵タンクへの供給と、海水からの供給があり、各機能を一括りにしてLCO設定する。		
	大容量送水 ポンプ(タイプII)	海水供給設備	海を水源とした大容量送水 ポンプ(タイプII)による淡 水貯水槽への補給	取水口取水(270分) 海水ポンプ室取水 (295分) 【解析対象外】	1.13 海を水源とした大容量送水ポンプ(タ イプII)による淡水貯水槽への補給	—	復水貯蔵タンク(水位確認) サブレーションポンプ(水位確認)	—	—	—	x	○	○	○	○	—		
		海水供給設備	海水供給設備	淡水から海水への切替え (復水貯蔵タンクへ補給する 水源の切替え)	1.13 淡水から海水への切替え	—	復水貯蔵タンク(水位確認) サブレーションポンプ(水位確認)	—	—	—	x	○	○	○	○	—		
	大容量送水 ポンプ(タイプII)	低圧代替注水系(可搬型)	海水供給設備	低圧代替注水系(可搬型)に よる発電用原子炉の冷却 【原子炉運転中】	1.4 原子炉運転中にRHR(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイス系が故障した 場合、低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉へ注水する。	—	残留熱除去系(低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	—	—	—	x	○	○	○	○	—	LCO対象範囲は、必要な弁及び管路とする。大容量送水ポンプ(タイプI)は表66-19-11においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。	
			低圧代替注水系(可搬型)により、残留熱炉心を冷却する。	1.4 低圧代替注水系(可搬型)により、残留熱炉心を冷却する。	—	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ) 代替循環冷却系	—	残留熱除去系(低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	—	—	—	x	○	○	○	○	—	
	大容量送水 ポンプ(タイプII)	低圧代替注水系(可搬型)	海水供給設備	低圧代替注水系(可搬型)に よる発電用原子炉の冷却 【原子炉停止中】	1.4 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(自動減圧系を常設)	—	—	—	x	○	○	○	○	—		
			海水供給設備	低圧代替注水系(可搬型)に よる原子炉圧力容器への注 水	1.8 建屋外準備・送水(385分) 【解析対象外】	1.8 溶解炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶解炉心を冷却する。	—	残留熱除去系(低圧注水モード) 低圧炉心スプレイス	—	—	—	x	○	○	○	○	—	

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)	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AOI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AOI判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOI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	LOOの設定	備考
											運転	起動	高温 停止	低温 停止	燃料 交換			
		燃料プールのスプレイ系	燃料プールのスプレイ系(常 設配管)による使用済燃料 プールへのスプレイ	建屋外準備・送水(380 分) 【解析対象外】	使用済燃料プールへのスプレイを要 施することで、プール内の燃料体等 の著しい損傷の進行を緩和し、臨界 を防止する。	—	使用済燃料プール温度、水位監 視	燃料プールのスプレイ系(可搬 型)(380分) 燃料プールのスプレイ系(常設配 管)(380分)	化学消防自動車および大型化 学高所放水車(125分)	×	○	○	○	○	○	使用済燃料プールに照 射された燃料体を貯蔵 している期間	燃料プールのスプレイ系には(常設配管)ま たは(可搬型)の2つの系統構成があり、 これらの要求を一括りにしてLOOを設定 する。 大容量送水ポンプ(タイプ1)は、表66- 19-1においてLOO設定し、2セット分散配 置が要求される。 【D設備】 技術的能力にて自主対策設備と評価し ている化学消防車および大型化学高所 放水車をD設備として設定する。	
		CSTへの供給設備	淡水貯水槽を水源とした大 容量送水ポンプ(タイプ1) による復水貯蔵タンクへの 補給	(380分以内) 【解析対象外】	淡水貯水槽を水源とした大容量注水 ポンプ(タイプ1)による復水貯蔵タン クへの補給	—	復水貯蔵タンク(水位確認)	—	代替品(可搬型ポンプ等)	×	○	○	○	○	○	※: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 ゲートが開の場合 【γ設備】 水の供給設備としては、復水貯蔵タンク への供給設備と、海水供給設備があり、 それぞれ条文を分けてLOO設定する。 大容量送水ポンプ(タイプ1)は、表66- 19-1においてLOO設定し、2セット分散配 置が要求される。		
		海水供給設備	海水を水源とした大容量送水 ポンプ(タイプ1)による復 水貯蔵タンクへの補給	取水口(380分) 海水ポンプ室(370分) 【解析対象外】	海水を水源とした大容量送水ポンプ(タ イプ1)による復水貯蔵タンクへの補 給	—	復水貯蔵タンク(水位確認)	—	代替品(可搬型ポンプ等)	×	○	○	○	○	○	【γ設備】 冷水停止又は燃料交換の復水貯蔵タン クについては942m ³ 以上となるように補給 する又は942m ³ 以上であることを確認す る。		
		海水供給設備	大容量送水ポンプによる送 水(各種注水)	取水口取水(540分) 海水ポンプ室取水 (485分) 【解析対象外】	海水を水源とした大容量送水ポンプ(タ イプ1)による各種注水	—	復水貯蔵タンク サブレーションプール	—	代替品(可搬型ポンプ等)	×	○	○	○	○	○	水の供給設備としては、復水貯蔵タンク への供給と、海水からの供給があり、各 機能を一括りにしてLOO設定する。		

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)	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AOI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AOI判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOI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
											運 転	起 動	高 温 停 止	冷 温 停 止	燃 料 交 換	条 件 (※)			
86-19-2 大容量送水 ポンプ(タイ プII)	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	大気への放射性物質の拡 散抑制	海水ポンプ室(280分) 取水口(325分) 取水口山側ルートは 395分 【解析対象外】	使用済燃料プール内の燃料体等の 著しい損傷に至った場合に、放水設 備により、大気への放射性物質の拡 散抑制を行う。	—	使用済燃料プール温度、水位監 視	—	代替品(可搬型ポンプ等)	×	○	○	○	○	—	1.11.12より保安規定第66条にLCOを設 定する。LCOの対象範囲は、大容量送水ポ ンプ(タイプII)、放水砲、泡消火薬剤型 SA設備があり要求される措置も同様な 台装置及び流路(ホース)とする。可搬型 設備であるが、分散配置は要求されてい ない。	大気への放射性物質の拡散抑制及び航 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 台装置及び流路(ホース)とする。可搬型 設備であるが、分散配置は要求されてい ない。		
		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	海水ポンプ室(280分) 取水口(325分) 取水口山側ルートは 395分 【解析対象外】	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器 の破損又は使用済燃料プール内の 燃料体等の著しい損傷に至った場合 に、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 (格納容器スプレイ冷却モード) (サブプレッシャブル冷却モード) (低圧注水モード) 使用済燃料プール温度、水位監 視	—	代替品(可搬型ポンプ等)	×	○	○	○	○	—				
	航空機燃料火災への泡 消火	航空機燃料火災への泡消 火	(205分) 【解析対象外】	原子炉建屋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 (格納容器スプレイ冷却モード) (サブプレッシャブル冷却モード) (低圧注水モード) 使用済燃料プール温度、水位監 視	—	代替品(可搬型ポンプ等)	×	○	○	○	○	—	【γ設備】 水の供給設備としては、復水貯蔵タンク への供給と、海水からの供給があり、各 機能を一括りにしてLCO設定する。	【γ設備】 水の供給設備としては、復水貯蔵タンク への供給と、海水からの供給があり、各 機能を一括りにしてLCO設定する。 する又は942m ³ 以上となるよう補給 する又は942m ³ 以上であることを確認す る。		
	海水供給設備	海水供給設備	取水口取水(640分) 海水ポンプ室取水 (485分) 【解析対象外】	海を水源とした大容量送水ポンプ(タ イプII)による各種供給	—	復水貯蔵タンク サブプレッシャブル	—	代替品(可搬型ポンプ等)	×	○	○	○	○	—	—				
	海水供給設備	海水供給設備	取水口取水(270分) 海水ポンプ室取水 (295分) 【解析対象外】	海を水源とした大容量送水ポンプ(タ イプII)による淡水貯水槽への補給	—	—	復水貯蔵タンク サブプレッシャブル(水位確認)	—	代替品(可搬型ポンプ等)	×	○	○	○	○	—	—			
	海水供給設備	海水供給設備	取水口取水(270分) 海水ポンプ室取水 (295分) 【解析対象外】	淡水から海水への切替え (復水貯蔵タンクへ補給する 水源の切替え)	1.13 淡水から海水への切替え	—	復水貯蔵タンク サブプレッシャブル(水位確認)	—	代替品(可搬型ポンプ等)	×	○	○	○	○	—	—			

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：格納容器スプレイ冷却系) 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)	重大事故等象処設備 (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	運転及び起動	・ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ・ほう酸水注入系ポンプ
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、起動及び高温停止 (原子炉圧力が 1.04MPa [gage] 以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	・高圧代替注水系ポンプ ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
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、起動及び高温停止 (原子炉圧力が 0.77MPa [gage] 以上)	・主蒸気逃がし安全弁 ・代替自動減圧回路 (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、冷温停止及び燃料交換 ^{*1}	・復水移送ポンプ ・直流駆動低圧注水系ポンプ ・大容量注水ポンプ (タイプ I) ・代替循環冷却ポンプ
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、冷温停止及び燃料交換	・原子炉補機代替冷却系熱交換器ユニット
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、起動及び高温停止	・復水移送ポンプ ・大容量送水ポンプ (タイプ I)
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、起動及び高温停止	・原子炉格納容器フィルタベント系 ・代替循環冷却ポンプ
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、起動及び高温停止	・復水移送ポンプ ・大容量送水ポンプ (タイプ I)
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、起動及び高温停止	・原子炉格納容器フィルタベント系 ・格納容器内雰囲気水素濃度

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)
1.10 (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, 冷温停止及び燃料交換 ^{※1}	・静的触媒式水素再結合装置 ・原子炉建屋内水素濃度
1.11 (第54条)	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	・大容量注水ポンプ (タイプ I) ・使用済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, 冷温停止及び燃料交換	・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な水の供給設備	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換 ^{※1}	・大容量送水注水ポンプ (タイプ I)
		運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換 ^{※1}	・復水貯蔵タンク
1.14 (第57条)	電源設備	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備
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 ・残留熱除去系ポンプ出口流量
1.16 (第59条)	原子炉制御室	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	・可搬型照明 (S A)
		運転, 起動, 高温停止及び炉心変更時 ^{※2} 又は原子炉建屋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, 冷温停止及び燃料交換	・可搬型モニタリングポスト ・代替気象観測設備
1.18 (第61条)	緊急時対策所	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換	・電源車 (緊急時対策所用)
		運転, 起動, 高温停止及び炉心変更時 ^{※2} 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	・緊急時対策所加圧設備 (空気ポンプ)
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, 冷温停止及び燃料交換	・衛星電話設備 (可搬型) ・無線連絡設備 (可搬型)
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, 冷温停止及び燃料交換	・ブルドーザ ・バックホウ

※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 : 停止余裕後確認後の制御棒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 (又は機能)	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)	運転及び起動	A T W S 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、原子炉出力を抑制するために必要な設備であることから、運転及び起動の原子炉の状態を適用する。	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉保護系 制御棒駆動系水圧制御ユニット 制御棒 	運転及び起動
(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、起動及び高温停止 (原子炉圧力が 1.04MPa [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。	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心スプレイス 原子炉隔離時冷却系 (全交流動力電源) (常設直流電源) 	運転、起動及び高温停止 (原子炉隔離時冷却系は原子炉圧力が 1.04MPa [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、起動及び高温停止 (原子炉圧力が 0.77MPa [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: 主蒸気逃がし安全弁), (2)と同様の原子炉の状態となる。	<ul style="list-style-type: none"> 自動減圧系 (全交流動力電源) (常設直流電源) 	運転、起動及び高温停止 (原子炉圧力が 0.77MPa [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、低温停止及び燃料交換 (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であることから (例: 大容量送水ポンプ), 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の場合は、原子炉ウエルと 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の代替注水系にて原子炉及び 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。 ただし、直流駆動低圧注水系ポンプについては、運転中の重大事故 (T B P) が発生する可能性のある原子炉の状態に適用する。	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 (低圧注水モード) (全交流動力電源) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (全交流動力電源) 	運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換 (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 (又は機能)	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, 高温 停止, 高温停止 及び燃料交換 (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 ために必要な設備であることから (例: 原子炉補機代替冷却系 熱交換器ユニット), 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: 原子炉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, 起動及び高温停止 (低温停止及び燃料交 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, 起動及び 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及び温度を低下させるために必要な設 備であり (例: 復水移送ポンプ), 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及び温度並びに 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: 復水移送ポンプ), 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。	・残留熱除去系 (格納容器スプ レイ冷却モード) ・(全交流動力電源)	運転, 起動及び高温停止
(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, 起動及び 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及び温度を低下さ せるために必要な設備であり (例: 原子炉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。	-	運転, 起動及び高温停止
(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, 起動及び 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: 復水移送ポンプ), (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。	-	運転, 起動及び高温停止
(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, 起動及び 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: 原子炉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。	-	-

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 (又は機能)	左記設備 (機能) が 要求される 原子炉の状態
(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, 低温停止 及び燃料交換 (原子炉が次に示 す状態となつた場 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)	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に, 原子炉建屋内の水素濃度の上昇抑制及び原子炉建屋内の水素再結合装置) で定するため必要な設備 (例: 静的触媒式水素再結合装置) 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つた場合は, 原子炉ウエルと 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までの期間において待機が必要な設備である。	-	-
(11) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等の ための設備 (1. 11/第 54 条)	使用済燃料プー ルに照射された 燃料を貯蔵して いる期間	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し, 又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において当該プール内の燃料等を冷却し, 放射線を遮断し, 及び臨界を防止するために, <u>使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において待機が必要な設備である。</u> (例: 大容量送水ポンプ) <u>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても, プール内の燃料等の著しい損傷の進行を緩和し, 及び臨界を防止するために必要な設備でもあることから, 使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間は待機が要求される設備である</u> (例: 使用済燃料プールのスプレイ系)。	・燃料プール冷却浄化系 ・残留熱除去系 (燃料プールの補給)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間
(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, 低温停止 及び燃料交換	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の放射性物質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, 及び使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において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 (又は機能)	左記設備 (機能) が 要求される 原子炉の状態
(13) 事故時等の収束に必要なとなる 水の供給設備 (1. 13/第 56 条)	<p>運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換 (原子炉が次に示す状態となつ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, かつプールの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, かつプールのゲートが閉の場合)</p> <p>運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換 (原子炉が次に示す状態となつ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, かつプールの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, かつプールのゲートが閉の場合)</p>	<p>重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備であり (例: 大容量注水ポンプ (タイプ I)), 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。</p> <p>重大事故等発生時の高圧代替注水系, 低圧代替注水系 (常設), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 及び原子炉格納容器下部注水系 (常設) 並びに重大事故等対処設備 (設計基準拡張) である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源として使用する設備であり (例: 復水貯蔵タンク), 原子炉内に燃料が存在する原子炉の状態を適用する。</p>	-	-
			<ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッション・チェンバ 	<p>運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換 (原子炉が次に示す状態となつ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, かつプールの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, かつプールのゲートが閉の場合)</p>

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 (又は機能)	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 及び燃料交換	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, 使用済燃料プールの燃料等の著しい損傷及び運転停 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), 設計基準事故又は重大事故等発 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。 非常用電源設備及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, 使用済燃 料プール内燃料等の著しい損傷及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交流電源設備 (例: 常設代替直交流電源設備) 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。	・非常用交流電源設備	運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換
(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: 残留熱除去系ポンプ出口流量) である。 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, 当該設計基準事故対処設備と同様の原子炉の状態とな る。(例: 可搬型照明 (SA))	・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 及び燃料交換 運転, 起動, 高温 停止及び炉心変 更時*又は原子 炉建屋原子炉棟 内で照射された 燃料に係る作業 時 ※ 停止余裕後 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) 及び, 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, 当該設計基準事故対処設備 (例: 中央制御 室非常用換気空調系 2 系列) と同様の原子炉の状態となる。	-	運転, 起動, 高温停止 及び炉心変更時*又は原 子炉建屋原子炉棟内で 照射された燃料に係る 作業時 ※ 停止余裕後確認後の 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 (又は機能)	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)	適用する 原子炉の状態 運転, 起動, 高温 停止, 低温停止 及び燃料交換	重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺 (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及び放射線量を監視し, 及び測定し, 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: 可搬型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。 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, 及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: 代替気象観測設備)。	<ul style="list-style-type: none"> 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, 低温停止及び燃料交換
(18) 緊急時対策所 (1. 18/第 61 条)	運転, 起動, 高温 停止, 低温停止 及び燃料交換 運転, 起動, 高温 停止及び炉心変 更時※又は原子 炉建屋原子炉棟 内で照射された 燃料に係る作業 時 ※ 停止余裕後 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, 必要な要員がとどまることができ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及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: 緊急時対策所用非常用送風機, 電源車 (緊急時対策所用))。 (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。 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: 緊急時対策所加圧設備 (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, 低温停止 及び燃料交換	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 (可搬型))。	<ul style="list-style-type: none"> 送受話器 (ペー징) 電力保安通信用電話設備 社内テレビ会議システム 専用電話設備 	運転, 起動, 高温停止, 低温停止及び燃料交換

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 (又は機能)	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, 低温停止 及び燃料交換	重大事故等が発生し, 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水, 燃料プールの代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへのスプレイ並びに原子炉建屋への放水等, 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ブルドーザ等については, 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 66 条 記載方法の類型化, 記載例及び記載の考え方

資料2. (1) 保安規定第66条 記載方法の類型化

第66条 記載の種類	66-1	66-2	66-3	66-4	66-5	66-6	66-7	66-8	66-9	66-10	66-11	66-12	66-13	66-14	66-15	66-16	66-17	66-18	66-19			
「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 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 高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動） 高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動） ほう酸水注入系（重大事故等対処設備） 代替自動減圧機能 主蒸気減圧安全弁（手動減圧） 主蒸気減圧安全弁の機能回復 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ） 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ） 低圧代替注水系（可搬型） 原子炉格納容器フィルタベント系 耐圧強化ベント系 可搬型蒸発ガス供給装置 原子炉補機代替冷却水系 格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視 原子炉格納容器内の冷却等のため 原子炉格納容器代替スレイ冷却系（常設） 原子炉格納容器代替スレイ冷却系（可搬型） 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ） 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ） 原子炉格納容器下部注水系（可搬型） 使用済燃料プールの冷却等のため 燃料プール代替注水系 燃料プールスレイ系 使用済燃料プールの除熱 使用済燃料プールの監視設備 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 海洋への放射性物質の拡散抑制 重大事故等収束のための水源 復水貯蔵タンクへの供給設備 海水供給設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 燃料補給設備 主要パラメータおよび代替パラメータ 補助パラメータ 可搬型計測器 パラメータ記録 原子炉建屋フロアアウトパネル 中央制御室の居住性確保 監視測定設備 監視測定設備 緊急時対策所 緊急時対策所の居住性確保 緊急時対策所の代替電源設備 通信連絡を行うために必要な設備 ブルドーザおよびバックホウ 大容量注水ポンプ（タイプ二） 大容量送水ポンプ（タイプ一）	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	
	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	
	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	
	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6	6
	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7
	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8
	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9	9
	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10
	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11	11
	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12	12
	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13
	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14	14
	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15	15
16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	16	
17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	17	
18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18	
19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	19	

(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原子炉を未臨界にするための設備に準じて設定

※2 : 中央制御室の可搬型照度計は緊急時対策所に準じて設定

保安規定 第 6 6 条 条文	記載の説明	備考																								
<p>表 6 6 - 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</p> <p>6 6 - 2 - 1 高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動) ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="457 1596 598 2792"> <tr> <td>項目②</td> <td>運転上の制限③</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)</td> <td>高圧代替注水系が動作可能であること ※1※2※3</td> </tr> </table>	項目②	運転上の制限③	高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)	高圧代替注水系が動作可能であること ※1※2※3	<p>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. 1 3 の手順で使用する。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付 - 1)</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、高圧代替注水系が動作可能であること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))</p> <ul style="list-style-type: none"> 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. 1 3 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等を定めること。 <p>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、起動及び高温停止 (原子炉圧力が 1.04MPa [gage] 以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)」とする。(保安規定変更に係る基本方針 4. 3 (1))</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 高圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時に、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 1 N 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)</p>																					
項目②	運転上の制限③																									
高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)	高圧代替注水系が動作可能であること ※1※2※3																									
<table border="1" data-bbox="457 1596 1081 2792"> <thead> <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> </thead> <tbody> <tr> <td>運転</td> <td>高圧代替注水系ポンプ</td> <td>1 台</td> </tr> <tr> <td>起動</td> <td>復水貯蔵タンク</td> <td>※ 4</td> </tr> <tr> <td>高温停止</td> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>※ 5</td> </tr> <tr> <td>(原子炉圧力が 1.04MPa [gage] 以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)</td> <td>可搬型代替直流電源設備</td> <td>※ 6</td> </tr> <tr> <td></td> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>※ 7</td> </tr> <tr> <td></td> <td>常設代替直流電源設備</td> <td>※ 8</td> </tr> <tr> <td></td> <td>所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td>※ 9</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 1 : 必要な弁および配管を含む。</p> <p>※ 2 : 原子炉隔離時冷却系起動準備および原子炉隔離時冷却系運転中は、高圧代替注水系を動作不能とはみなさない。</p> <p>※ 3 : 当該系統が動作不能時は、「第 4 1 条 原子炉隔離時冷却系」の運転上の制限も確認する。</p> <p>※ 4 : 「6 6 - 1 1 - 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。</p> <p>※ 5 : 「6 6 - 1 2 - 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。</p> <p>※ 6 : 「6 6 - 1 2 - 5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p> <p>※ 7 : 「6 6 - 1 2 - 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。</p> <p>※ 8 : 「6 6 - 1 2 - 4 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。</p> <p>※ 9 : 「6 6 - 1 2 - 3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。</p>	適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥	運転	高圧代替注水系ポンプ	1 台	起動	復水貯蔵タンク	※ 4	高温停止	可搬型代替交流電源設備	※ 5	(原子炉圧力が 1.04MPa [gage] 以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	可搬型代替直流電源設備	※ 6		常設代替交流電源設備	※ 7		常設代替直流電源設備	※ 8		所内常設蓄電式直流電源設備	※ 9		
適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥																								
運転	高圧代替注水系ポンプ	1 台																								
起動	復水貯蔵タンク	※ 4																								
高温停止	可搬型代替交流電源設備	※ 5																								
(原子炉圧力が 1.04MPa [gage] 以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後)	可搬型代替直流電源設備	※ 6																								
	常設代替交流電源設備	※ 7																								
	常設代替直流電源設備	※ 8																								
	所内常設蓄電式直流電源設備	※ 9																								

保安規定 第 6 6 条 条文		記載の説明	備考																		
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 中央制御室の操作スイッチにより、R C I C 蒸気供給ライン分離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>定事検停止後の原子炉起動前に 1 回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]相当^{※10}において、高圧代替注水系ポンプの流量が 90.8m³/h で、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 78m 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>発電課長</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]相当^{※10}において、中央制御室の操作スイッチにより、H P A C 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>発電課長</td> </tr> <tr> <td>4. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が 90.8m³/h で、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 66m 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にあることを確認する。</td> <td>1 ヶ月に 1 回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>5. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以上において、中央制御室の操作スイッチにより、H P A C 注入弁が開することおよび F P M U W ポンプ吸込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>1 ヶ月に 1 回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table>		項目⑦	頻度	担当	1. 中央制御室の操作スイッチにより、R C I C 蒸気供給ライン分離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。	定事検停止後の原子炉起動前に 1 回	発電課長	2. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]相当 ^{※10} において、高圧代替注水系ポンプの流量が 90.8m ³ /h で、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 78m 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にあることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に 1 回	発電課長	3. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]相当 ^{※10} において、中央制御室の操作スイッチにより、H P A C 注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に 1 回	発電課長	4. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が 90.8m ³ /h で、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 66m 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にあることを確認する。	1 ヶ月に 1 回	発電課長	5. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以上において、中央制御室の操作スイッチにより、H P A C 注入弁が開することおよび F P M U W ポンプ吸込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。	1 ヶ月に 1 回	発電課長	<p>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)</p> <p>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 2 が該当。 項目 2 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 2 の頻度については、保安規定第 4 1 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。</p> <p>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 1, 3, 4, 5 が該当。 項目 1 については、定事検停止後の原子炉起動前に 1 回、動作確認及び当該弁の開閉状態の確認を実施する。 項目 3, 4, 5 の頻度については、項目 2 と同様、保安規定第 4 1 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 回又は 1 ヶ月に 1 回とする。</p> <p>高圧代替注水系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 90.8m³/h (7.86MPa[gage]~1.04MPa[gage])において) にて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)</p>	
項目⑦	頻度	担当																			
1. 中央制御室の操作スイッチにより、R C I C 蒸気供給ライン分離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。	定事検停止後の原子炉起動前に 1 回	発電課長																			
2. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]相当 ^{※10} において、高圧代替注水系ポンプの流量が 90.8m ³ /h で、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 78m 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にあることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に 1 回	発電課長																			
3. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]相当 ^{※10} において、中央制御室の操作スイッチにより、H P A C 注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に 1 回	発電課長																			
4. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が 90.8m ³ /h で、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 66m 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にあることを確認する。	1 ヶ月に 1 回	発電課長																			
5. 原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以上において、中央制御室の操作スイッチにより、H P A C 注入弁が開することおよび F P M U W ポンプ吸込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。	1 ヶ月に 1 回	発電課長																			
<p>※10：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。</p>																					

資料 2. (1) 保安規定記載例及び記載の考え方

保安規定 第66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. 高圧代替注水系が動作不能の場合	<p>A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイス系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。 および</p> <p>A2. 発電課長は、当該系統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</p> <p>A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	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	<p>B1. 発電課長は、高圧炉心スプレイス系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。 および</p> <p>B2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	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	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。 および</p> <p>C2. 発電課長は、原子炉圧力を1.04MPa[gage]未満にする。</p>	24時間 36時間	
<p>※11：高圧炉心スプレイス系の非常用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。</p> <p>※12：原子炉隔離時冷却系をいう。</p>			
		<p>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。</p> <p>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))</p> <p>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ス系が該当する。</p> <p>高圧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ス系(非常用ディーゼル発電機含む。)を設定する。</p> <p>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。</p> <p>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、流量等も高圧代替注水系と同等な性能を有する。</p> <p>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。</p> <p>B1. A1.と同様。</p> <p>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。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	

保安規定第66条

表66-1 「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」

66-1-1 「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）

表66-1 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

66-1-1 A T W S 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
A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	A T W S 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⑥
運 転	原子炉圧力高	4チャンネル
起 動	原子炉水位異常低 (L2)	4チャンネル
	手動	2チャンネル※3

※1：A系およびB系の代替制御棒挿入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・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして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みなさない。

※3：A系およびB系それぞれ1チャンネルの計2チャンネルをいう。

- 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)
A T W S 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、既存の保安規定第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、S A 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よう、A T W S 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。
 - ④ A T W S 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「運転及び起動」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、A T W S 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論理回路に入力される信号数を動作可能であるべきチャンネ
ル数として記載する。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1), 添付-1, 2)
1. 原子炉圧力高, 原子炉水位異常低 (L2) : 検出器各4チャンネルを入力信号と
して論理回路を構成することから、4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. 手動 : A R I 用電磁弁 (A系及びB系) を動作させるために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。

保安規定 第66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. 代替制御棒挿入機能	—	機能を確認する※4。	定事検 停止時	計測制御課長
2. 原子炉圧力高	7.35MPa[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※5。 チャンネル校正を実施する※6。 論理回路機能を確認する※7。	1ヶ月に 1回 定事検 停止時	発電課長 計測制御課長 計測制御課長
3. 原子炉水位異常低(L2)	1,216 cm 以上 (圧力容器零レベルより)	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※5。 チャンネル校正を実施する※6。 論理回路機能を確認する※7。	1ヶ月に 1回 定事検 停止時	発電課長 計測制御課長 計測制御課長
4. 手動	—	論理回路機能を確認する※7。	定事検 停止時	計測制御課長

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)

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, 保安規定第27条(計測および制御設備)の論理回路及びチャンネルに設定されている設定値確認及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き設定値を記載する。(添付-2)

A T W S 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ヶ月に1回とする。

※4:「機能を確認する」とは, 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。

※5:「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。

※6:「チャンネル校正を実施する」とは, センサにあらかじめ定められた信号を与えた時, 許容範囲内で出力
信号が発生または指示値を示すよう調整すること
をいう。

※7:「論理回路機能を確認する」とは, 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。

(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	A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※8} が動作可能であることを確認する ^{※9} 。 および A2. 発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6時間
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. 発電課長は、高温停止にする。	30日間
		24時間

※8：A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、A T W S 緩和設備（自動減圧系^作動阻止機能）およびほう酸水注入系をいう。

※9：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、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、A T W S 緩和設備（自動減圧系^作動阻止機能）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))

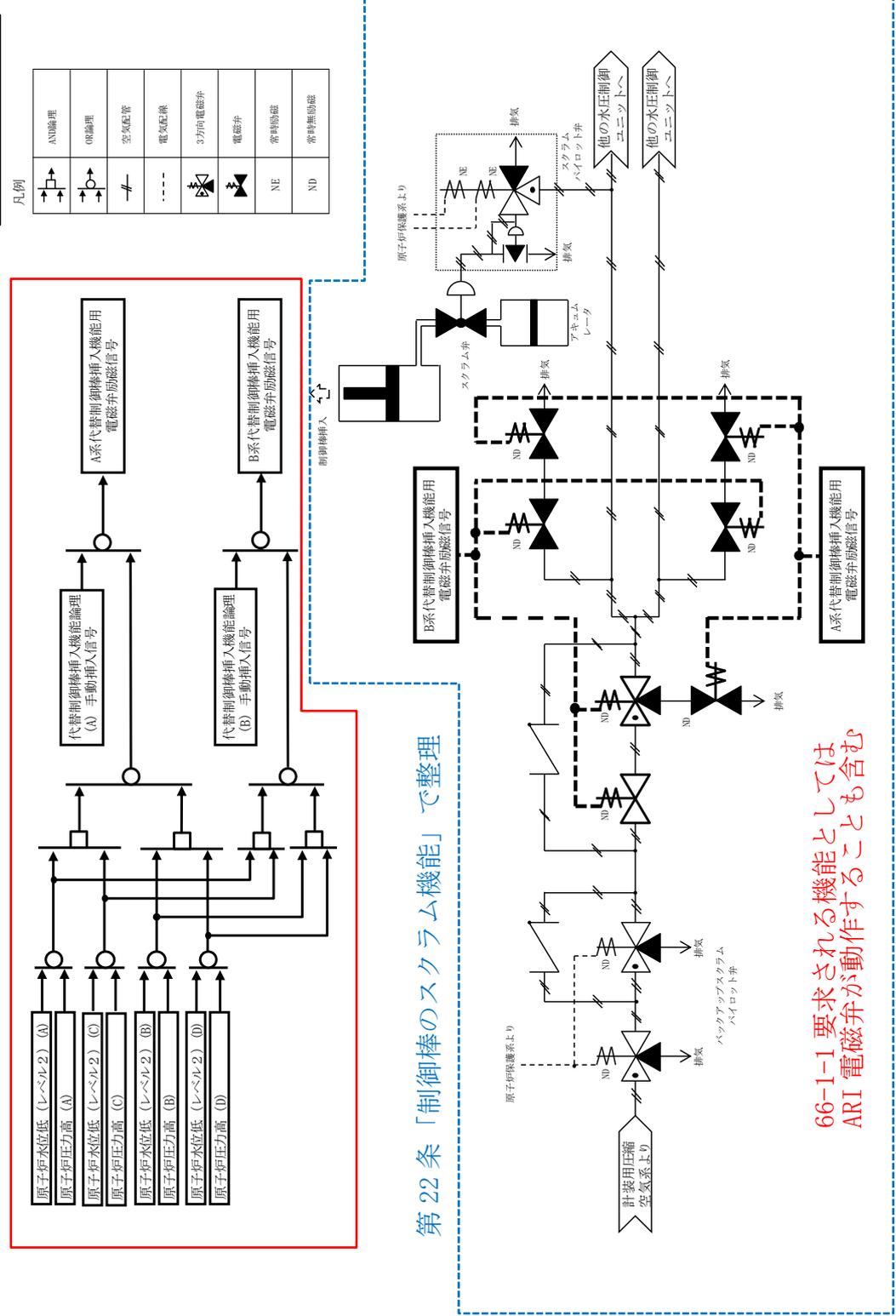
A1. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書(添付書類十)」において、A T W S 発生時の対応設備として整理したA T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、A T W S 緩和設備（自動減圧系^作動阻止機能）およびほう酸水注入系が該当する。(添付-3)

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A O T 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。

66-1-1-1 の範囲
赤枠にて示す



第 22 条 「制御棒のスクラム機能」で整理

66-1-1 要求される機能としては
ARI 電磁弁が動作することも含む

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説明図 (A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) による

制御棒緊急挿入)

所要数・必要容量
 関連個所を下線にて示す

で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、論理回路を構成することで、検出器の単一故障による誤動作を防止し、減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧系の手動操作による主蒸気逃がし安全弁の作動を阻止しない設計とする。

さらに、A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧系と代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）で自動減圧系作動阻止信号を共用しているが、電氣的に分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

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 A T W S 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 A T W S 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、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号

所要数・必要容量
 関連個所を赤枠にて示す

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) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

個 数 1

(2) A T W S 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 制御棒駆動系主要仕様に記載する。

(5) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

第 6.1.2-2 表 制御棒駆動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。

(7) A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

個 数 1

設定根拠
 関連箇所を赤枠及び下線にて示す

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移行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の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。

ATWS が発生した場合において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながることを防止するため、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。

(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の信号とは別に 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の検出器を新たに追加する。

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（レベル 3）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) の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、原子炉水位低 (レベル 2) のいずれかの信号により起動 (作動) する。

なお、ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、原子炉保護系からの信号によって作動する制御棒駆動水圧系のスクラムパイロット弁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すでに原子炉保護系からの信号によって作動する制御棒駆動水圧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の信号とは別に 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の検出器を新たに追加する。

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 (レベル 3) 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) の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、原子炉水位低 (レベル 2) のいずれかの信号により起動 (作動) 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) 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の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 2 台をトリップさせる。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の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すで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。

(3) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)

ATWS が発生し、原子炉出力が維持されている状態で、原子炉水位が異常に低下すると自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) が作動し、残留熱除去

系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系によって多量の冷水が炉心に注入されるため、大きな正の反応度が印加される。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする中性子束高の信号とは別に ATWS 緩和設備用として中性子束高の信号を新たに追加する。また、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する原子炉水位低（レベル 1）より上の原子炉水位低（レベル 2）の信号を新たに追加する。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は中性子束高と原子炉水位低（レベル 2）の同時信号により起動（作動）する。

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、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(1) 代替自動減圧回路（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、ドライウエ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、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル 1）の信号を新たに追加する。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル 1）の信号により起動（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 その他の工学的安全施設

(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

原子炉スクラム信号である原子炉圧力高 7.22MPa 以下及び主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第 1 段設定圧力（7.37MPa）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（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、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) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

以下の原子炉水位低（レベル 2）と中性子束高の同時信号により ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は作動する。

a. 原子炉水位低（レベル 2）

原子炉水位低（レベル 1）による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することを考慮し、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。

b. 中性子束高

自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する原子炉水位低（レベル 1）での原子炉出力を考慮し、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。

(4) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中に、以下の信号により代替自動減圧回路（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、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件として、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. 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値根拠

4.1 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に、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、制御棒挿入を行う。
設定値	7.35MPa 以下
設定範囲	7.266MPa 以上かつ、7.35MPa 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 7.35MPa 以下に設定する。
 1. 原子炉スクラム信号である原子炉圧力高より高い圧力であること。
 2. 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの熱負荷を考慮し、主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第 1 段設定値（7.37MPa）以下であること。
- ・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 7.35MPa に計装誤差 0.042MPa を考慮した 7.308MPa とする。
 設定範囲はセット値 7.308MPa に対して計装誤差 0.042MPa を差し引いた 7.266MPa から、計装誤差 0.042MPa を加算した 7.35MPa までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉スクラム信号である原子炉圧力高の信号に対して本設備の不要な作動を防止するため、原子炉スクラム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 7.22MPa 以上、かつ、主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブ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 7.35MPa 以下に設定する。

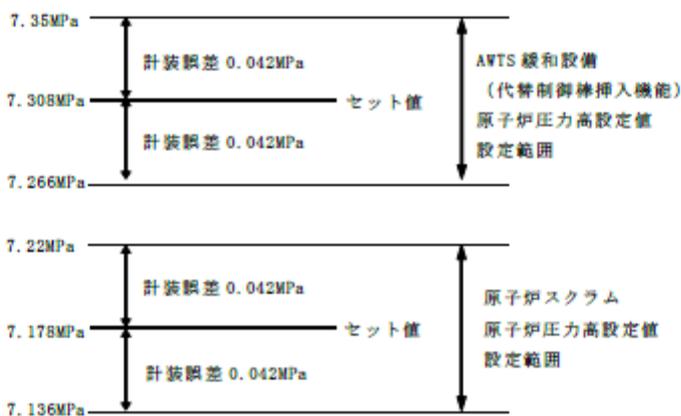


図 4.1-1 原子炉圧力高設定値の概要図

O2 ⑥ VI-1-5-2 R1

O 2 ⑥ VI-1-5-2 R 1

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に、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、制御棒挿入を行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上、かつ、1223.6cm 以下

【設定根拠】

- ・ 作動信号の設定値
 設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上に設定する。
 1. 原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、原子炉水位低 (レベル 3) より低い水位であること。
- ・ 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 1216cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 1219.8cm とする。
 設定範囲はセット値 1219.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 1216cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 1223.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉スクラム信号である原子炉水位低 (レベル 3) の信号に対して本設備の不要な作動を防止するため、原子炉水位低 (レベル 3) の信号が最も遅れて発信される 1344cm より低く設定する。
 注記*: 原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

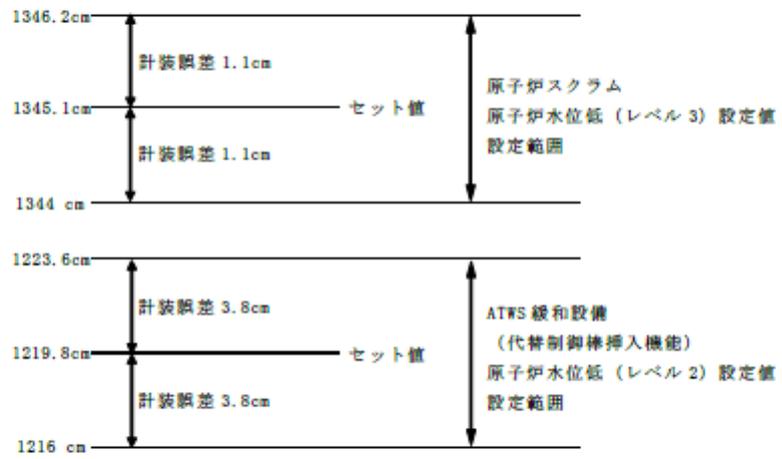


図 4.1-2 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

表 3.4.3-5 工学的安全施設等 (ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)) の起動信号一覧表

工学的安全施設等の起動信号の種類	検出器及び起動信号				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}	—
	原子炉水位低 (レベル 2)	原子炉水位検出器	4		
					7.35MPa 以下
					原子炉圧力容器零レベル ^{#2} より 1216cm 以上

注記*1: ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の作動回路は、各検出器 2 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 作動となる。

*2: 原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

R 2
VI-1-5-3
©
O 2

同等な性能を有することの説明
 関連個所を下線にて示す

第5.1-1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	<p>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、自動減圧系作動阻止機能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。</p> <p>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。</p>
対応手段等 フロントライン系故障時	<p style="text-align: center;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
	<p style="text-align: center;">原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>
	<p style="text-align: center;">ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）による原子炉出力急上昇防止</p> <p><u>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の手動操作又は中性子束高及び原子炉水位低（レベル2）の信号による自動作動により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉压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。</u></p>
	<p style="text-align: center;">ほう酸水注入</p> <p><u>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、原子炉压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。</u></p>

<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p><u>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回路（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。</u></p>
--	---	--

保安規定第66条

表66-1「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」

66-1-2「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66条 条文	記載の説明	備考																			
<p>66-1-2 A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="415 1552 554 2739"> <tr> <td>項目②</td> <td>運転上の制限③</td> </tr> <tr> <td>A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)</td> <td>A T W S 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</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="592 1552 884 2739"> <tr> <td>適用される原子炉の状態④</td> <td>要素⑤</td> <td>動作可能であるべきチャンネル数⑥</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">運転起動</td> <td>原子炉圧力高</td> <td>4 チャンネル</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位異常低 (L 2)</td> <td>4 チャンネル</td> </tr> <tr> <td>手動</td> <td>2 チャンネル</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="921 1552 1087 2739"> <tr> <td>適用される原子炉の状態④</td> <td>設備⑤</td> <td>所要数⑥</td> </tr> <tr> <td>運転起動</td> <td>代替原子炉再循環ポンプトリップしゃ断器</td> <td>2 台</td> </tr> </table> <p>※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・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして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見られた場合で、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みなさない。</p>	項目②	運転上の制限③	A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	A T W S 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	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⑥	運転起動	原子炉圧力高	4 チャンネル	原子炉水位異常低 (L 2)	4 チャンネル	手動	2 チャンネル	適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥	運転起動	代替原子炉再循環ポンプトリップしゃ断器	2 台	<p>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。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付-1)</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、A T W S 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))</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則 (技術的能力審査基準) 第四十四条 (1. 1) <ul style="list-style-type: none"> 「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。 <p>④ A T W S 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「運転及び起動」とする。(保安規定変更に係る基本方針 4. 3 (1))</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 各要素について、A T W S 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論理回路に入力される信号数を動作可能であるべきチャンネル数として記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 3 (1), 添付-1, 2)</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉圧力高, 原子炉水位異常低 (L 2) : 検出器各 4 チャンネルを入力信号として論理回路を構成することから, 4 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. 手動 : 2 チャンネルを入力信号として論理回路を構成することから, 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. 代替原子炉再循環ポンプトリップしゃ断器 : 原子炉冷却材再循環ポンプ 2 台を停止させるためそれぞれに対応する 2 台を所要数とする。
項目②	運転上の制限③																				
A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	A T W S 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																				
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⑥																			
運転起動	原子炉圧力高	4 チャンネル																			
	原子炉水位異常低 (L 2)	4 チャンネル																			
	手動	2 チャンネル																			
適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥																			
運転起動	代替原子炉再循環ポンプトリップしゃ断器	2 台																			

(2) 確認事項		保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考	
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※2。	定事検 停止時	計測制御課長			
2. 原子炉圧力高	7.35MPa[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※3。 チャンネル校正を実施する※4。 論理回路機能を確認する※5。	1ヶ月に 1回 定事検 停止時	発電課長 計測制御課長			
3. 原子炉水位異常低(L2)	1,216 cm以上 (圧力容器零レベルより)	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※3。 チャンネル校正を実施する※4。 論理回路機能を確認する※5。	1ヶ月に 1回 定事検 停止時	発電課長 計測制御課長			
4. 手動	—	論理回路機能を確認する※5。	定事検 停止時	計測制御課長			

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)

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, 保安規定第27条(計測および制御設備)の論理回路及びチャンネルに設定されている設定値確認及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)

A T W S 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ランス頻度と同等とし, 1ヶ月に1回とする。

※2:「機能を確認する」とは, 論理回路の出力段の信号により, 代替原子炉再循環ポンプトリップしゃ断器が開放することを確認することをいう。

※3:「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。

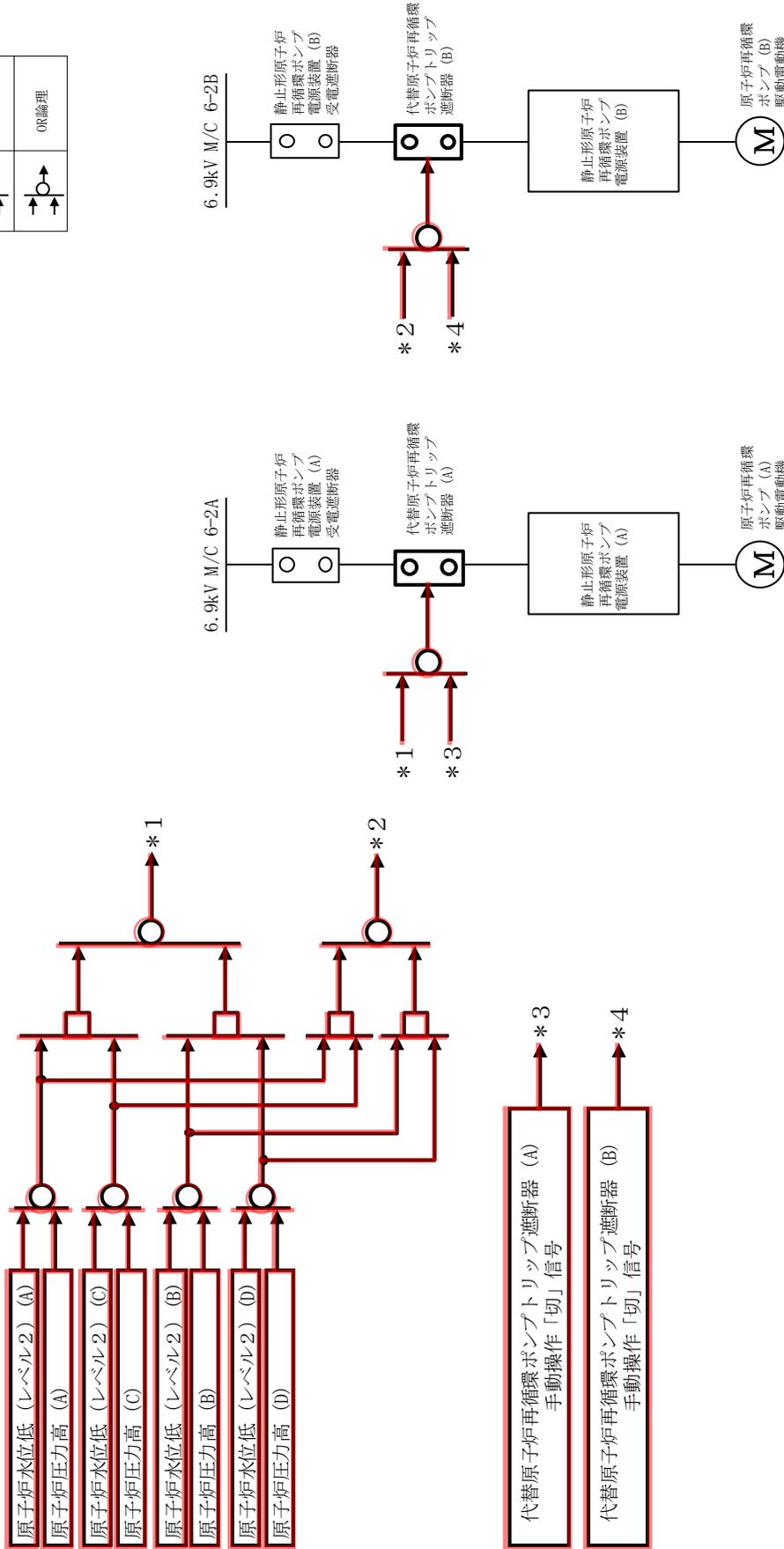
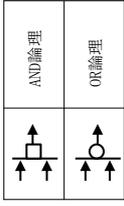
※4:「チャンネル校正を実施する」とは, センサにあらかじめ定められた信号を与えた時, 許容範囲内で出力信号を発生または指示値を示すよう調整することをいう。

※5:「論理回路機能を確認する」とは, 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。

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考									
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="331 1549 697 2742"> <thead> <tr> <th data-bbox="331 2341 373 2742">条件⑧</th> <th data-bbox="331 1727 373 2341">要求される措置⑨</th> <th data-bbox="331 1549 373 1727">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="373 2341 617 2742"> 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しや断器が動作不能の場合 </td> <td data-bbox="373 1727 617 2341"> A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備^{※6}が動作可能であることを確認する^{※7}。 および A2. 発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 </td> <td data-bbox="373 1549 617 1727">6 時間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="617 2341 697 2742"> 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 </td> <td data-bbox="617 1727 697 2341"> B1. 発電課長は、高温停止にする。 </td> <td data-bbox="617 1549 697 1727">30 日間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※6：A.TWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。 ※7：「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。</p>	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しや断器が動作不能の場合	A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※6} が動作可能であることを確認する ^{※7} 。 および A2. 発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6 時間	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. 発電課長は、高温停止にする。	30 日間	<p>⑧ 運転上の制限を満足し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。</p> <p>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))</p> <p>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A.TWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)が該当する。(添付-3)</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>B1. 既保安規定と同様の設定とする。</p>	
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しや断器が動作不能の場合	A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※6} が動作可能であることを確認する ^{※7} 。 および A2. 発電課長は、当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	6 時間									
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. 発電課長は、高温停止にする。	30 日間									

66-1-2 の範囲
赤枠にて示す

凡例



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説明図 (原子炉再循環ポンプトリップ停止による)

原子炉出力抑制)

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、論理回路を構成することで、検出器の単一故障による誤動作を防止し、減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧系の手動操作による主蒸気逃がし安全弁の作動を阻止しない設計とする。

さらに、A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧系と代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）で自動減圧系作動阻止信号を共用しているが、電氣的に分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

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 A T W S 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 A T W S 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、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号

の計器誤差を考慮して確実に作動させることで、原子炉再循環ポンプ2台を自動停止する設計とする。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、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、設計基準対象施設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 A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、想定される重大事故等時において、中性子束高及び原子炉水位低（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。

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。

A T W S 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屋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。

A T W S 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。

A T W S 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屋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。

A T W S 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、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋附属棟内に設置し、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。

所要数・必要容量
 関連個所を赤枠にて示す

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) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

個 数 1

- (2) A T W S 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 制御棒駆動系主要仕様に記載する。

- (5) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

第 6.1.2-2 表 制御棒駆動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。

- (7) A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

個 数 1

設定根拠
 関連箇所を赤枠及び下線にて示す

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移行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の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。

ATWS が発生した場合において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながることを防止するため、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。

(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の信号とは別に 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の検出器を新たに追加する。

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（レベル 3）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)の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、原子炉水位低(レベル2)のいずれかの信号により起動(作動)する。

なお、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)は、原子炉保護系からの信号によって作動する制御棒駆動水圧系のスクラムパイロット弁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すでに原子炉保護系からの信号によって作動する制御棒駆動水圧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の信号とは別に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の検出器を新たに追加する。

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(レベル3)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)の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、原子炉水位低(レベル2)のいずれかの信号により起動(作動)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)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の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2台をトリップさせる。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の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すで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。

(3) ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)

ATWSが発生し、原子炉出力が維持されている状態で、原子炉水位が異常に低下すると自動減圧系及び代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)が作動し、残留熱除去

系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系によって多量の冷水が炉心に注入されるため、大きな正の反応度が印加される。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする中性子束高の信号とは別に ATWS 緩和設備用として中性子束高の信号を新たに追加する。また、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する原子炉水位低（レベル 1）より上の原子炉水位低（レベル 2）の信号を新たに追加する。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は中性子束高と原子炉水位低（レベル 2）の同時信号により起動（作動）する。

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、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(1) 代替自動減圧回路（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、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル 1）の信号を新たに追加する。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル 1）の信号により起動（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 その他の工学的安全施設

(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

原子炉スクラム信号である原子炉圧力高 7.22MPa 以下及び主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第 1 段設定圧力（7.37MPa）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 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、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) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)

以下の原子炉水位低 (レベル 2) と中性子束高の同時信号により ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) は作動する。

a. 原子炉水位低 (レベル 2)

原子炉水位低 (レベル 1) による自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の作動を阻止することを考慮し、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。

b. 中性子束高

自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) が作動する原子炉水位低 (レベル 1) での原子炉出力を考慮し、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。

(4) 代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)

残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中に、以下の信号により代替自動減圧回路 (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、残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件として、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。

4.2 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に、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、原子炉再循環ポンプの停止を行う。
設 定 値	<u>7.35MPa 以下</u>
設 定 範 囲	7.266MPa 以上かつ、7.35MPa 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 7.35MPa 以下に設定する。

1. 原子炉スクラム信号である原子炉圧力高より高い圧力であること。
2. 主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの熱負荷を考慮し、主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第1段設定値（7.37MPa）以下であること。

・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 7.35MPa に計装誤差 0.042MPa を考慮した 7.308MPa とする。

設定範囲はセット値 7.308MPa に対して計装誤差 0.042MPa を差し引いた 7.266MPa から、計装誤差 0.042MPa を加算した 7.35MPa までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉スクラム信号である原子炉圧力高の信号に対して本設備の不要な作動を防止するため、原子炉スクラム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 7.22MPa 以上、かつ、主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサブ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 7.35MPa 以下に設定する。

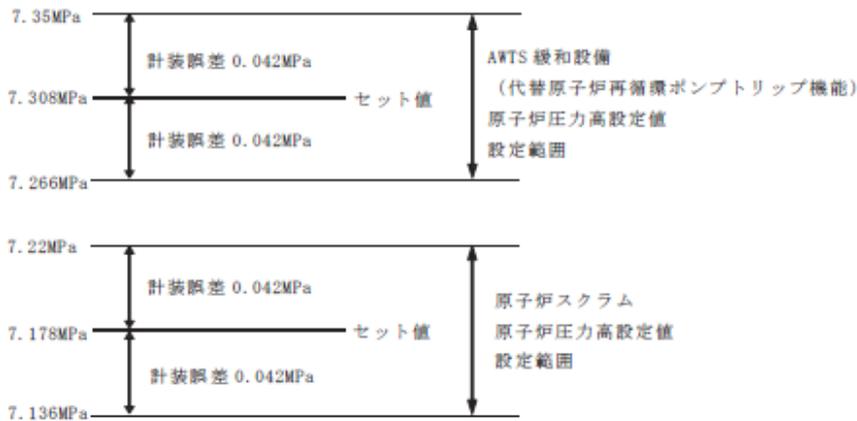


図 4.2-1 原子炉圧力高設定値の概要図

O 2 ⑥ VI-1-5-2 R 1

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に、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、原子炉再循環ポンプの停止を行う。
設定値	<u>原子炉压力容器零レベル*より 1216cm 以上</u>
設定範囲	原子炉压力容器零レベル*より 1216cm 以上、かつ、1223.6cm 以下
<p>【設定根拠】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 作動信号の設定値 設定値は、次の事項を考慮し原子炉压力容器零レベル*より 1216cm 以上に設定する。 1. 原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、原子炉水位低 (レベル 3) より低い水位であること。 ・ 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 1216cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 1219.8cm とする。 設定範囲はセット値 1219.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 1216cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 1223.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉スクラム信号である原子炉水位低 (レベル 3) の信号に対して本設備の不要な作動を防止するため、原子炉水位低 (レベル 3) の信号が最も遅れて発信される 1344cm より低く設定する。 <p>注記*：原子炉压力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。</p>	
<p>The diagram illustrates the setting values and ranges for the Reactor Water Level Low (Level 2) signal. It is divided into two main sections. The upper section shows the Level 3 signal range from 1344 cm to 1346.2 cm. A set value of 1345.1 cm is indicated, with a 1.1 cm margin above and below it. This set value is derived from the Level 3 setting value of 1344 cm plus a 1.1 cm margin. The lower section shows the Level 2 signal range from 1216 cm to 1223.6 cm. A set value of 1219.8 cm is indicated, with a 3.8 cm margin above and below it. This set value is derived from the Level 2 setting value of 1216 cm plus a 3.8 cm margin. The diagram also notes that the Level 3 signal is used for ATWS mitigation equipment (replacing the reactor recirculation pump trip function) and that the Level 2 setting range is defined by the set value plus and minus 3.8 cm.</p>	
<p>図 4.2-2 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図</p>	

表 3.4.3-6 工学的安全施設等 (ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) の起動信号一覧表

工学的安全施設等の 起動信号の種類	検出器及び起動信号				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	
A T W S 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}	7.35MPa以下
	原子炉水位低 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4		原子炉圧力容 器零レベル ^{*2} より 1216cm以上

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) の作動回路は、各検出器 2 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 作動となる。

*2 : 原子炉圧力容器零レベルは、セバレータスカート下端より 1278cm 下。

同等な性能を有することの説明
 関連個所を下線にて示す

第5.1-1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	<p>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、自動減圧系作動阻止機能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。</p> <p>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。</p>
対応手段等 フロントライン系故障時	<p style="text-align: center;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>
	<p style="text-align: center;">原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
	<p style="text-align: center;">ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）による原子炉出力急上昇防止</p> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の手動操作又は中性子束高及び原子炉水位低（レベル2）の信号による自動作動により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（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。</p>
	<p style="text-align: center;">ほう酸水注入</p> <p>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。</p>

<p style="text-align: center;">配慮すべき事項</p>	<p style="text-align: center;">重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>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回路（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。</p>
--	---	---

保安規定第66条

表66-1「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」

66-1-3「ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）」

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66条 条文	記載の説明	備考										
<p>66-1-3 A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) ①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="373 1576 506 2763"> <tr> <td>項目②</td> <td>運転上の制限③</td> </tr> <tr> <td>A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) こと※1</td> <td>A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) が動作可能である</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="541 1576 869 2763"> <tr> <td>適用される原子炉の状態④</td> <td>要素⑤</td> <td>動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎) ⑥</td> </tr> <tr> <td>運転起動 高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa [gage] 以上の場合)</td> <td>原子炉水位異常低 (L2) ※2 中性子束高※3 手動</td> <td>3チャンネル 3チャンネル 1チャンネル</td> </tr> </table> <p>※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る機能は達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして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みなさない。</p> <p>※2：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。</p> <p>※3：当該設備が動作不能時は、「第27条 計測および制御設備」および「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」の運転上の制限も確認する。</p>	項目②	運転上の制限③	A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) こと※1	A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) が動作可能である	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 高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa [gage] 以上の場合)	原子炉水位異常低 (L2) ※2 中性子束高※3 手動	3チャンネル 3チャンネル 1チャンネル	<p>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) 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。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器 (添付一1)</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 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))</p> <ul style="list-style-type: none"> 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発電用原子炉の運転を緊急に停止することができないうる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。 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つて、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つても、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。 <p>④ A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 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又は当該事象が発生した場合においても、自動減圧系及び代替自動減圧回路 (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代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) と合わせ、「運転、起動及び高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa [gage] 以上の場合) とする。(保安規定変更に係る基本方針4. 3 (1))</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 各要素について、A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) が要求される機能を発揮するために必要な論理回路に入力される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)、添付一1, 2)</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉水位異常低 (L2)、中性子束高: 検出器各3チャンネルを入力信号として論理回路を構成することから、3チャンネルを動作可能であるべきチャンネル数とする。 手動: A系及び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 	
項目②	運転上の制限③											
A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) こと※1	A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) が動作可能である											
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 高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa [gage] 以上の場合)	原子炉水位異常低 (L2) ※2 中性子束高※3 手動	3チャンネル 3チャンネル 1チャンネル										

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>⑦ ため、論理毎の1系を動作可能であるべきチャンネル数とする。(保安規定変更に係る基本方針4.2)</p> <p>a. 性能確認(論理回路が正常に動作することを確認する。)</p> <p>項目1、項目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。</p> <p>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)の論理回路及びチャンネルに設定されている設定値確認及び機能確認と同様の確認を行う。</p> <p>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)</p> <p>A T W S 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)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。</p> <p>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。)</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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ヶ月に1回とする。</p>				
(2) 確認事項				
要素	設定値	項目⑦	頻度	担当
1. 自動減圧系作動阻止機能	—	機能を確認する※4。	定事検 停止時	計測制御課長
2. 原子炉水位異常低(L2)	1,216 cm以上 (圧力容器零レベルより)	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※5。	1ヶ月に 1回	発電課長
		チャンネル校正を実施する※6。	定事検 停止時	計測制御課長
3. 中性子束高	10%以下	論理回路機能を確認する※7。	定事検 停止時	計測制御課長
		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※5。	1ヶ月に 1回	発電課長
		チャンネル校正を実施する※6。	定事検 停止時	計測制御課長
4. 手動	—	論理回路機能を確認する※7。	定事検 停止時	計測制御課長
<p>※4:「機能を確認する」とは、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。</p> <p>※5:「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、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。</p> <p>※6:「チャンネル校正を実施する」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が発生または指示値を示すよう調整することをいう。</p> <p>※7:「論理回路機能を確認する」とは、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。</p>				

(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	A1. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※8} が動作可能であることを確認する ^{※9} 。 および A2. 発電課長は、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. 発電課長は、高温停止にする。	24 時間

※8：A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。

※9：「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）」において、A T W S 発生時の対応設備として整理したA T W S 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A O T 上限である「30日間」とする。

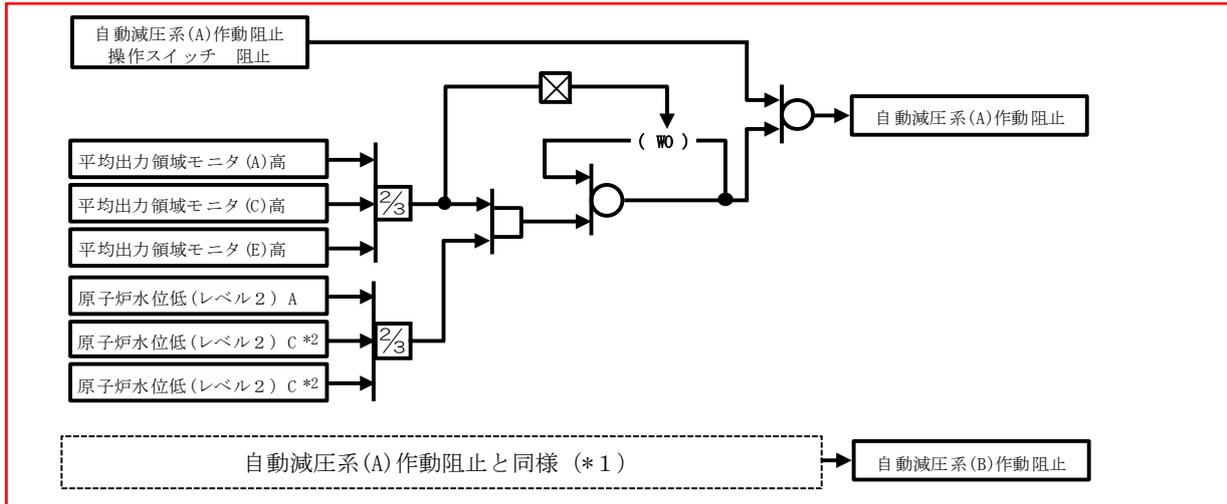
B1. 既保安規定と同様の設定とする。

< 自動減圧系作動阻止機能 >

凡例

	AND論理
	OR論理
	2 out of 3 論理
	NOT論理
	信号阻止

66-1-3 の範囲
赤枠にて示す



- * 1 : 自動減圧系 (B) 作動阻止については、各信号の「A」、「C」、「E」を「B」、「D」、「F」に読み替える。
- * 2 : 「原子炉水位低 (レベル 2) C」は異なる計測機器からの信号。自動減圧系 (B) 作動阻止論理においても同じ。

第 6.7-4 図 (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説明図 (A T W S 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) による原子炉出力急上昇防止)

8-6-236

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、論理回路を構成することで、検出器の単一故障による誤動作を防止し、減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧系の手動操作による主蒸気逃がし安全弁の作動を阻止しない設計とする。

さらに、A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧系と代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）で自動減圧系作動阻止信号を共用しているが、電氣的に分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

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 A T W S 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 A T W S 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、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号

の計器誤差を考慮して確実に作動させることで、原子炉再循環ポンプ2台を自動停止する設計とする。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、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、設計基準対象施設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 A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、想定される重大事故等時において、中性子束高及び原子炉水位低（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。

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。

A T W S 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屋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。

A T W S 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。

A T W S 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屋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。

A T W S 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、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋附属棟内に設置し、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。

所要数・必要容量 関連個所を赤枠にて示す

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) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

個 数 1

(2) A T W S 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 制御棒駆動系主要仕様に記載する。

(5) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

第 6.1.2-2 表 制御棒駆動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。

(7) A T W S 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

個 数 1

設定根拠
 関連個所を赤枠及び下線にて示す

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移行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の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。

ATWS が発生した場合において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながることを防止するため、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。

(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の信号とは別に 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の検出器を新たに追加する。

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（レベル 3）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)の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、原子炉水位低(レベル2)のいずれかの信号により起動(作動)する。

なお、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)は、原子炉保護系からの信号によって作動する制御棒駆動水圧系のスクラムパイロット弁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すでに原子炉保護系からの信号によって作動する制御棒駆動水圧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の信号とは別に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の検出器を新たに追加する。

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(レベル3)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)の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、原子炉水位低(レベル2)のいずれかの信号により起動(作動)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)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の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2台をトリップさせる。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の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すで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。

(3) ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)

ATWSが発生し、原子炉出力が維持されている状態で、原子炉水位が異常に低下すると自動減圧系及び代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)が作動し、残留熱除去

系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系によって多量の冷水が炉心に注入されるため、大きな正の反応度が印加される。このような事象に対処するため、原子炉がスクラムする中性子束高の信号とは別に ATWS 緩和設備用として中性子束高の信号を新たに追加する。また、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する原子炉水位低（レベル1）より上の原子炉水位低（レベル2）の信号を新たに追加する。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は中性子束高と原子炉水位低（レベル2）の同時信号により起動（作動）する。

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、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(1) 代替自動減圧回路（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、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル1）の信号を新たに追加する。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に原子炉水位低（レベル1）の信号により起動（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 その他の工学的安全施設

(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

原子炉スクラム信号である原子炉圧力高 7.22MPa 以下及び主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）第 1 段設定圧力（7.37MPa）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（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合に作動させることを考慮し、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) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

以下の原子炉水位低（レベル 2）と中性子束高の同時信号により ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は作動する。

a. 原子炉水位低（レベル 2）

原子炉水位低（レベル 1）による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することを考慮し、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。

b. 中性子束高

自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動する原子炉水位低（レベル 1）での原子炉出力を考慮し、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。

(4) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中に、以下の信号により代替自動減圧回路（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、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件として、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。

O 2 © VI-1-5-2 R 1

4.3 ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)	
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に、多量の残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系からの冷水の炉心注入に伴う大きな正の反応度印加を防止するため、自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の作動を阻止する。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上、かつ、1223.6cm 以下
<p>【設定根拠】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 作動信号の設定値 設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 1216cm 以上に設定する。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉スクラムに失敗し、原子炉水位が低下した場合に、自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の作動を阻止するため、作動設定水位の原子炉水位低 (レベル 1) より高い水位であること。 ・ 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 1216cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 1219.8cm とする。 設定範囲はセット値 1219.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 1216cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 1223.6cm までの範囲とする。また、設定範囲は原子炉水位低 (レベル 1) より早く作動させるため、原子炉水位低 (レベル 1) の信号が最も早く発信される 954.6cm より高く設定する。 <p>注記*：原子炉圧力容器零レベルは、セバレータスカート下端より 1278cm 下。</p>	
<p>図 4.3-1 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図</p>	

O2 ⑥ VI-1-5-2 R1

名 称	中性子束高
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に、多量の残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系からの冷水の炉心注入に伴う大きな正の反応度印加を防止するため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する。
設 定 値	10%*以下
設 定 範 囲	4%*以上、かつ、10%*以下
<p>【設定根拠】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・作動信号の設定値 設定値は、次の事項を考慮し 10%*以下に設定する。 <ol style="list-style-type: none"> 1. 主蒸気隔離弁誤閉止時に全制御棒挿入に失敗した場合などの事象では、原子炉水位は原子炉水位低（レベル 1）を下回り自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動条件が成立するため、原子炉出力が維持されている場合は作動阻止を行う。レベル 1 での原子炉出力は 10%から 15%の範囲にあり、原子炉水位低（レベル 1）で作動する自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止を行う原子炉出力（平均出力領域モニタの中性子束レベルに相当）として小さい値 10%*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 10%*に計装誤差 3%*を考慮した 7%*とする。 設定範囲はセット値 7%*に対して計装誤差 3%*を差し引いた 4%*から、計装誤差 3%*を加算した 10%*までの範囲とする。 <p>注記*：定格出力時の値に対する比率で示す。</p>	
<p>The diagram illustrates the setting values for the neutron flux rate. It shows a horizontal line for the 'セット値' (Setpoint) at 7%*. Above it, a vertical line is at 10%*, with a double-headed arrow between them labeled '計装誤差 3%*' (Instrumentation error 3%*). Below the setpoint, another vertical line is at 4%*, also with a double-headed arrow labeled '計装誤差 3%*'. A vertical line at 10%* is labeled 'ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 中性子束高設定値' (ATWS relief equipment (automatic depressurization system operation inhibition function) neutron flux rate setting value). A vertical line at 4%* is labeled '中性子束高設定値' (Neutron flux rate setting value). A vertical double-headed arrow between the 4%* and 10%* lines is labeled '設定範囲' (Setting range).</p>	
<p>図 4.3-2 中性子束高設定値の概要図</p>	

表 3.4.3-8 工学的安全施設等 (ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)) の起動信号一覧表

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				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	
A T W S 緩 和 設 備 (自 動 減 圧 系 作 動 阻 止 機 能)	原子炉水位低 (レベル2) と中性子束高 の同時信号	原子炉水位 検出器	6 [*]	4 ^{*3}	原子炉圧力容 器零レベル ^{*2} より 1216cm 以上	—
		出力領域 中性子束 検出器	6 ^{*3}	4 ^{*4}	10% ^{*5} 以下	

注記*1: ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) の作動回路は、3 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する最低 2 個の検出器及び「中性子束高」が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 作動となる。

*2: 原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

*3: 個数は平均出力領域モニタのチャンネル数を示す。

*4: ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) の作動回路は、3 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され、A, B 各々に属する最低 2 個の検出器及び「原子炉水位低 (レベル 2)」が同時に動作すれば、ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 作動となる。

*5: 定格出力時の値に対する比率で示す。

O 2 ⑥ VI-1-5-3 R 2

同等な性能を有することの説明
 関連個所を下線にて示す

第5.1-1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	<p>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、自動減圧系作動阻止機能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。</p> <p>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。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>
	<p style="text-align: center;">原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
	<p style="text-align: center;">ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）による原子炉出力急上昇防止</p> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の手動操作又は中性子束高及び原子炉水位低（レベル2）の信号による自動作動により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（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。</p>
	<p style="text-align: center;">ほう酸水注入</p> <p>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。</p>

<p style="text-align: center;">配慮すべき事項</p>	<p style="text-align: center;">重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>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回路（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。</p>
--	---	---

保安規定第66条「重大事故等対処設備」

表66-2「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」

66-2-1「高圧代替注水系（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）

(4) 設計及び工事計画認可申請書（設定根拠）

(5) 系統設計仕様書（高圧代替注水系）

表66-2 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

66-2-1 高圧代替注水系（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
高圧代替注水系 (中央制御室からの遠隔起動)	高圧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 1.04MPa[gage]以上かつ 原子炉起動時に実施する 運転確認終了後)	高圧代替注水系ポンプ	1台
	復水貯蔵タンク	※4
	可搬型代替交流電源設備	※5
	可搬型代替直流電源設備	※6
	常設代替交流電源設備	※7
	常設代替直流電源設備	※8
	所内常設蓄電式直流電源設備	※9

※1：必要な弁および配管を含む。

※2：原子炉隔離時冷却系起動準備および原子炉隔離時冷却系運転中は、高圧代替注水系を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」の運転上の制限も確認する。

※4：「66-11-1 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。

※5：「66-12-2 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：「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※7：「66-12-1 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：「66-12-4 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。

※9：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」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よう、高圧代替注水系が動作可能であることと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
「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な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、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）」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 高圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時に、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）

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 中央制御室の操作スイッチにより、R C I C蒸気供給ライン分離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。	定事検停止後の原子炉起動前に1回	発電課長
2. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当 ^{※10} において、高圧代替注水系ポンプの流量が90.8m ³ /hで、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて78m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にあることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回	発電課長
3. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]相当 ^{※10} において、中央制御室の操作スイッチにより、HPAC注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回	発電課長
4. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が90.8m ³ /hで、揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m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にあることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長
5. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上において、中央制御室の操作スイッチにより、HPAC注入弁が開することおよびFPMUWポンプ吸込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。	1ヶ月に1回	発電課長

※10：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

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2が該当。

項目2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2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1, 3, 4, 5が該当。

項目1については、定事検停止後の原子炉起動前に1回、動作確認及び当該弁の開閉状態の確認を実施する。

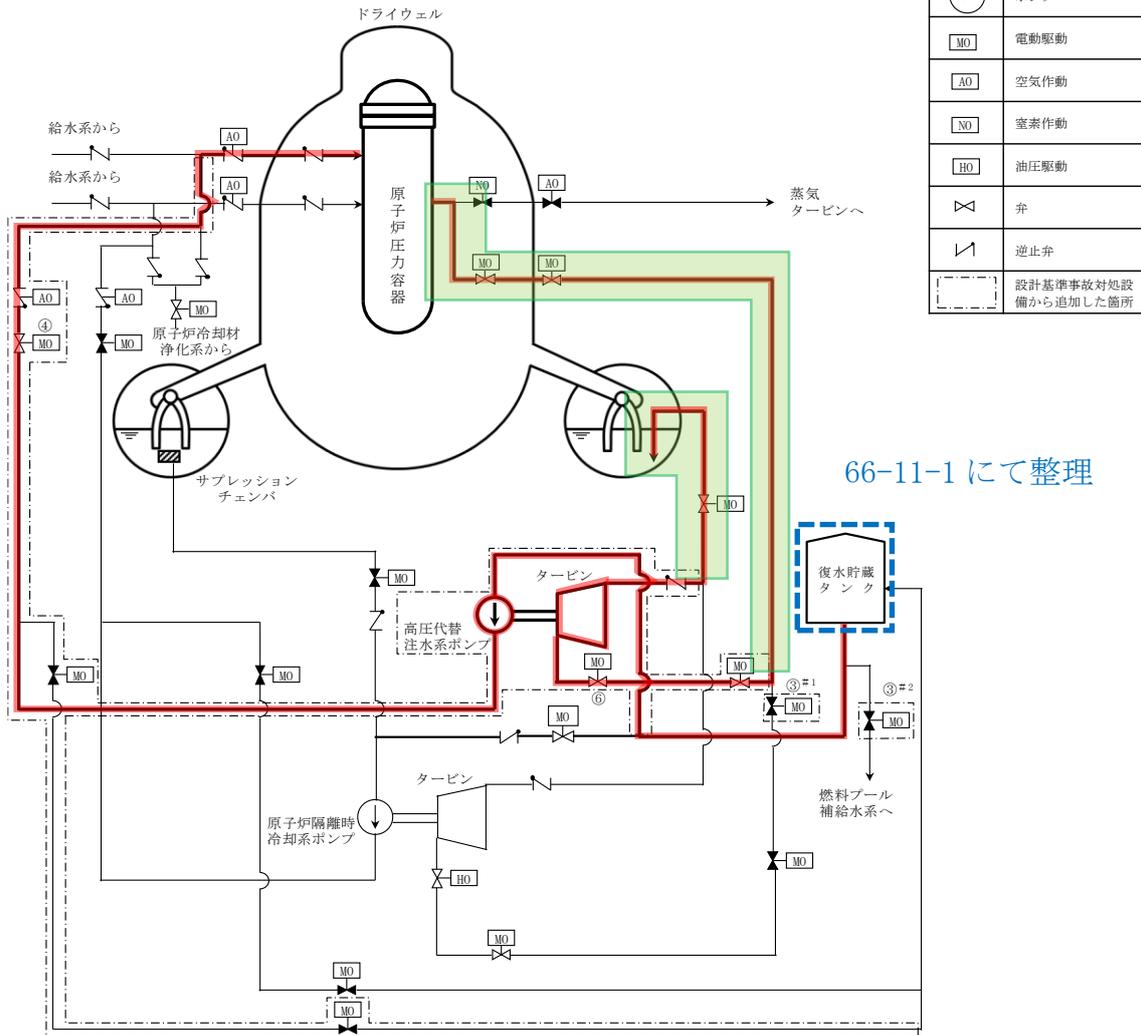
項目3, 4, 5の頻度については、項目2と同様、保安規定第41条(原子炉隔離時冷却系)にて整理されている原子炉隔離時冷却ポンプの確認頻度を準用し、定事検停止後の原子炉起動中に1回又は1ヶ月に1回とする。

高圧代替注水系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90.8m³/h(7.86MPa[gage]~1.04MPa[gage])において)にて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)

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される措置		記載の説明		
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間		
A. 高圧代替注水系が動作不能の場合	A1. 発電課長は、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、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該系統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. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間	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(非常用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。	
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. 発電課長は、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、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、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. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、原子炉圧力を1.04MPa[gage]未満にする。	24時間 36時間		
※11：高圧炉心スプレイ系の非常用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。				
※12：原子炉隔離時冷却系をいう。				

66-2-1 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



操作手順	弁名称
③ # 1	RCIC 蒸気供給ライン分離弁
③ # 2	FPMUW ポンプ吸込弁
④	HPAC 注入弁
⑥	HPAC タービン止め弁

#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弁があることを示す。

第 1.2-4 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 概要

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

に示す。

高压代替注水系は、通常時は弁等により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に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。また、高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。

高压代替注水系の蒸気配管及び弁は十分な強度を有する設計とし、高压代替注水系ポンプは、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。

原子炉隔離時冷却系は、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（設計基準拡張）として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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。

高压代替注水系ポンプは、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。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、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。

高压代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重

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、低圧代替注水系（可搬型）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压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. 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水

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压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. 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水

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、代替循環冷却系を使用する。

なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压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、「9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

e. ほう酸水注入系による原子炉压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

設計仕様
 関連箇所を赤枠にて示す

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) 高圧代替注水系

a. 高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数	1
容 量	約 90.8m ³ /h
全 揚 程	約 882m

(2) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入系ポンプ

第6.1.2-3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

b. ほう酸水注入系貯蔵タンク

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熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様

(1) 原子炉格納容器下部注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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。

b. 代替循環冷却ポンプ

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) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済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) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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。

(4) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済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。

(5) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

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. 残留熱除去系熱交換器

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. 熱交換器ユニット

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に記載する。

d. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済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。

(6) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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。

(7) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済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。

(8) 高圧代替注水系

a. 高圧代替注水系ポンプ

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。

(9) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入系ポンプ

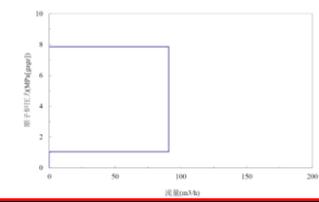
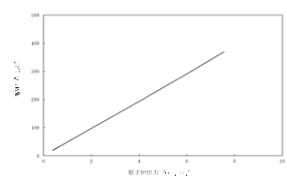
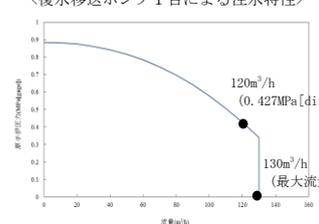
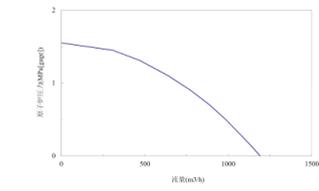
第 6.1.2-3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

b. ほう酸水注入系貯蔵タンク

第 6.1.2-3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

有効性評価
 関連個所を赤枠にて示す

第 7.1.3.2-2 表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（TBU））（3/4）

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	主蒸気止め弁閉 (遅れ時間：0.06 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
	高压代替注水系	事象発生 15 分後に手動起動し、設計値である 90.8m ³ /h (7.86MPa[gage]~1.04MPa[gage]) にて注水	高压代替注水系の設計値として設定 <高压代替注水系ポンプの注水特性> 
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2 個, 356t/h (1 個当たり) 7.44MPa[gage]×3 個, 360t/h (1 個当たり) 7.51MPa[gage]×3 個, 363t/h (1 個当たり) 7.58MPa[gage]×3 個, 367t/h (1 個当たり)	逃がし安全弁の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) の 2 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 1 個当たりの蒸気流量の関係> 	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
	低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	最大 130m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 <復水移送ポンプ 1 台による注水特性> 
	残留熱除去系 (低压注水モード)	1,136m ³ /h (0.14MPa[dif]において) (最大 1,191m ³ /h) にて注水	残留熱除去系 (低压注水モード) の設計値として設定 <残留熱除去系ポンプ 1 台当たりの注水特性> 
	残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード)	熱交換器 1 基当たり 16MW (サブプレッションプール水温 154℃において)	原子炉補機代替冷却水系の設計値を考慮して設定
原子炉補機代替冷却水系	16MW (サブプレッションプール水温 154℃, 海水温度 26℃において)	原子炉補機代替冷却水系の設計値として設定	

設定根拠
 関連個所を赤線にて示す

O2 ④ VI-1-1-4-3-4-3-1 R2

名 称	高圧代替注水系タービンポンプ*	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (90.8)
揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (882)
最高使用圧力	MPa	(吸込側)1.37/(吐出側)14.0
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	1

注記* : 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原子炉格納容器安全設備 (高圧代替注水系) と兼用。

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧代替注水系) として使用する高圧代替注水系タービンポンプは、以下の機能を有する。

高圧代替注水系タービンポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にあつて、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、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系タービンポンプより、原子炉隔離時冷却系配管等を介して、発電用原子炉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原子炉格納容器安全設備 (高圧代替注水系) として使用する高圧代替注水系タービンポンプは、以下の機能を有する。

高圧代替注水系タービンポンプは、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、溶融し、原子炉格納容器の下部へ落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした高圧代替注水系タービンポンプより、原子炉隔離時冷却系配管等を介して、発電用原子炉へ注水することにより溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を防止又は遅延する設計とする。

1. 容量の設定根拠

高圧代替注水系タービンポンプの容量は、炉心損傷防止対策に係る有効性評価解析 (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原子炉圧力容器への注水流量として m³/h/個以上とする。

公称値については 90.8 m³/h/個とする。

1

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-4-3-1 R 2

2. 揚程の設定根拠

高圧代替注水系タービンポンプの揚程は、炉心損傷防止対策に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、高圧代替注水系の使用時における原子炉圧力の最大値である MPa のときに原子炉圧力容器に m³/h の注水が可能となる設計とする。

① 原子炉圧力容器と復水貯蔵タンクの圧力差： MPa(≒ m)

② 静水頭（ポンプ吸込みレベルと原子炉への注水ライン最高点の標高差）： m

③ 配管・機器圧力損失： m

上記から、高圧代替注水系タービンポンプの揚程は、①～③の合計として m 以上とする。

公称値については要求される揚程を上回る 882 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側の最高使用圧力 1.37 MPa

高圧代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の吸込側の圧力は、主配管「高圧代替注水系吸込配管分岐点～高圧代替注水系タービンポンプ」の重大事故等時における使用圧力と同じ 1.37 MPa とする。

3.2 吐出側の最高使用圧力 14.0 MPa

高圧代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出側の圧力は、下記を考慮する。

① 水源圧力（復水貯蔵タンク圧力）： MPa

② 静水頭（復水貯蔵タンクオーバーフローレベルとポンプ吸込の標高差）： MPa

③ 締切揚程： MPa

上記より、重大事故等時における高圧代替注水系タービンポンプの吐出側の使用圧力は、①～③の合計が MPa であることから、オーバースピードを考慮し、14.0 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

高圧代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、主配管「高圧代替注水系吸込配管分岐点～高圧代替注水系タービンポンプ」の重大事故等時における使用温度と同じ 66 ℃ とする。

5. 原動機出力の設定根拠

高圧代替注水系タービンポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、下記の式より容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで、
 P : 軸動力 (kW/個)
 P_w : 水動力 (kW/個)
 ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
 g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
 Q : 容量 (m³/s/個) = 90.8/3600
 H : 揚程 (m) = 882
 η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{90.8}{3600}\right) \times 882}{\text{} / 100}$$

$$= \text{} \text{ kW/個}$$

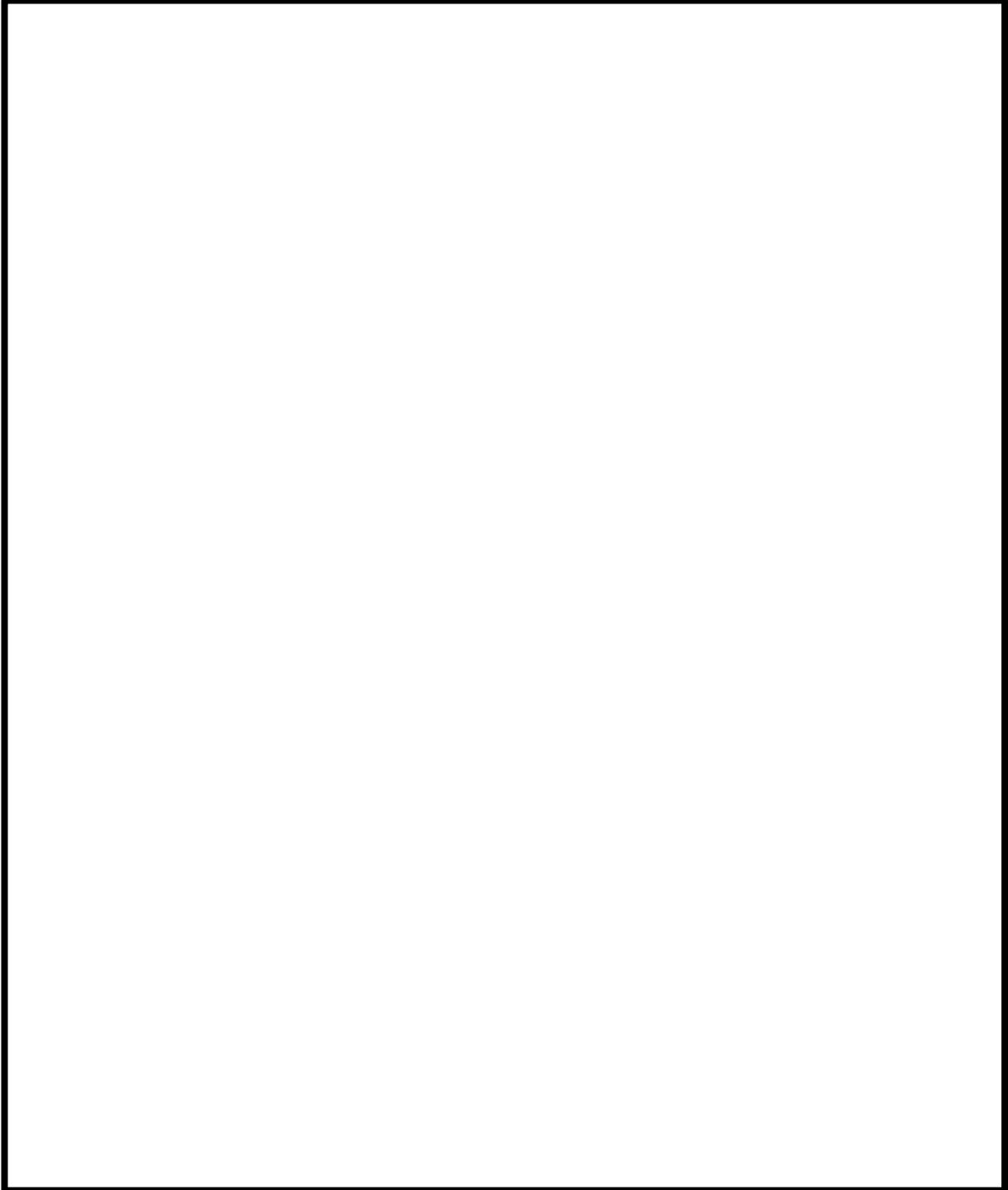
上記から、高圧代替注水系タービンポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

高圧代替注水系タービンポンプ（原動機含む）は、重大事故等対処設備として原子炉压力容器へ注水し、原子炉水位を維持するために必要な個数である 1 個を設置する。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-4-3-1 R 2 E

高圧代替注水系 設備仕様書
関連個所を赤線にて示す



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定第66条「重大事故等対処設備」

表66-2「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」

66-2-2「高圧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+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)

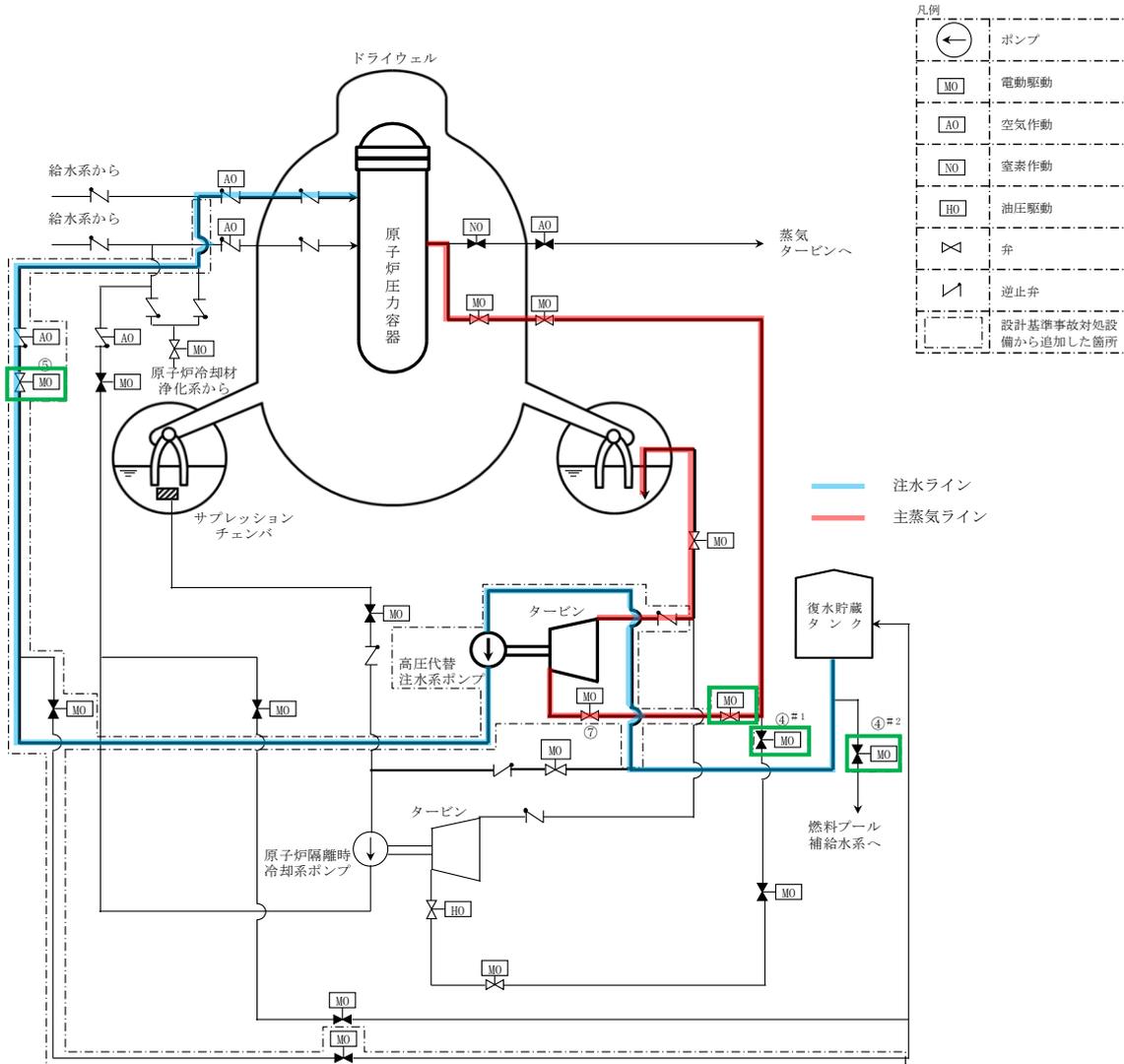
添付-3 参考資料

(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

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考				
<p>66-2-2 高圧代替注水および原子炉隔離時冷却系（現場起動）①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="378 1632 588 2775"> <thead> <tr> <th data-bbox="378 2389 430 2775">項目②</th> <th data-bbox="378 1632 430 2389">運転上の制限③</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="430 2389 588 2775">高圧代替注水および原子炉隔離時冷却系（現場起動）</td> <td data-bbox="430 1632 588 2389">原子炉の状態が運転、起動および高温停止（原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧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</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：必要な電動弁の手動操作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。</p>	項目②	運転上の制限③	高圧代替注水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1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧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	<p>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。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるように、高圧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レバー及びハンドルの操作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）、添付-3）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>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、高圧代替注水系また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、66-2-1（高圧代替注水系（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レバー及びハンドルの操作が取り付けられていることを運転上の制限とする。</p> <p>現場操作により起動するために必要な電動弁： 高圧代替注水系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・R C I C蒸気供給ライン分離弁 [E 5 1 - M O - F 0 8 2] ・F P M U Wポンプ吸込弁 [P 1 5 - M O - F 0 0 1] ・H P A C注入弁 [E 6 1 - M O - F 0 0 3] ・H P A Cタービン止め弁 [E 6 1 - M O - F 0 5 0] <p>原子炉隔離時冷却系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・R C I C蒸気供給ライン分離弁 [E 5 1 - M O - F 0 8 2] ・H P A C蒸気供給ライン分離弁 [E 6 1 - M O - F 0 6 4] ・R C I Cタービン入口蒸気ライン第二隔離弁 [E 5 1 - M O - F 0 0 8] ・R C I Cタービン止め弁 [E 5 1 - M O - F 0 0 9] ・R C I C注入弁 [E 5 1 - M O - F 0 0 3] ・R C I C冷却水ライン止め弁 [E 5 1 - M O - F 0 1 7] <p>なお、適用される原子炉の状態については、66-2-1（高圧代替注水系（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）と同様に、原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後を対象とする。</p>	
項目②	運転上の制限③					
高圧代替注水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1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧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					

保安規定 第66条 条文	記載の説明		備考									
<p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="256 1635 716 2778"> <thead> <tr> <th>項目④</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧代替注水系を現場操作により起動するため必要な電動弁の手动操作レバーおよびハンドルの取り付けられていることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>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1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）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必要な電動弁の手动操作レバーおよびハンドルの取り付けられていることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table>	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1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧代替注水系を現場操作により起動するため必要な電動弁の手动操作レバーおよびハンドルの取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	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1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）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必要な電動弁の手动操作レバーおよびハンドルの取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>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）</p> <p>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。）</p> <p>ポンプ等の系統設備については66-2-1（高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動））及び保安規定第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の手动操作レバー及びハンドルの取り付け状態に異常がないことを確認する。</p> <p>頻度についても、66-2-1（高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動））及び保安規定第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ヶ月に1回とする。</p>		
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1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において、高圧代替注水系を現場操作により起動するため必要な電動弁の手动操作レバーおよびハンドルの取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長										
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1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）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必要な電動弁の手动操作レバーおよびハンドルの取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長										
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="835 1635 1446 2778"> <thead> <tr> <th>条件⑤</th> <th>要求される措置⑥</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 高圧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</td> <td>A1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系が動作可能であること を および 確認する*2。 A2. 発電課長は、高圧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ないことを確認する*2。 および A3. 発電課長は、高圧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。</td> <td>速やかに 3日間 30日間</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、原子炉圧力を1.04MPa[gage]未満にする。</td> <td>24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2：至近の記録等により確認することを行う。</p>	条件⑤	要求される措置⑥	完了時間	A. 高圧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. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系が動作可能であること を および 確認する*2。 A2. 発電課長は、高圧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ないことを確認する*2。 および A3. 発電課長は、高圧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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、原子炉圧力を1.04MPa[gage]未満にする。	24時間 36時間	<p>⑤ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。</p> <p>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)）</p> <p>A1. 現場起動ができない場合には、66-2-1（高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動））及び保安規定第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と、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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>		
条件⑤	要求される措置⑥	完了時間										
A. 高圧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. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系が動作可能であること を および 確認する*2。 A2. 発電課長は、高圧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ないことを確認する*2。 および A3. 発電課長は、高圧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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、原子炉圧力を1.04MPa[gage]未満にする。	24時間 36時間										

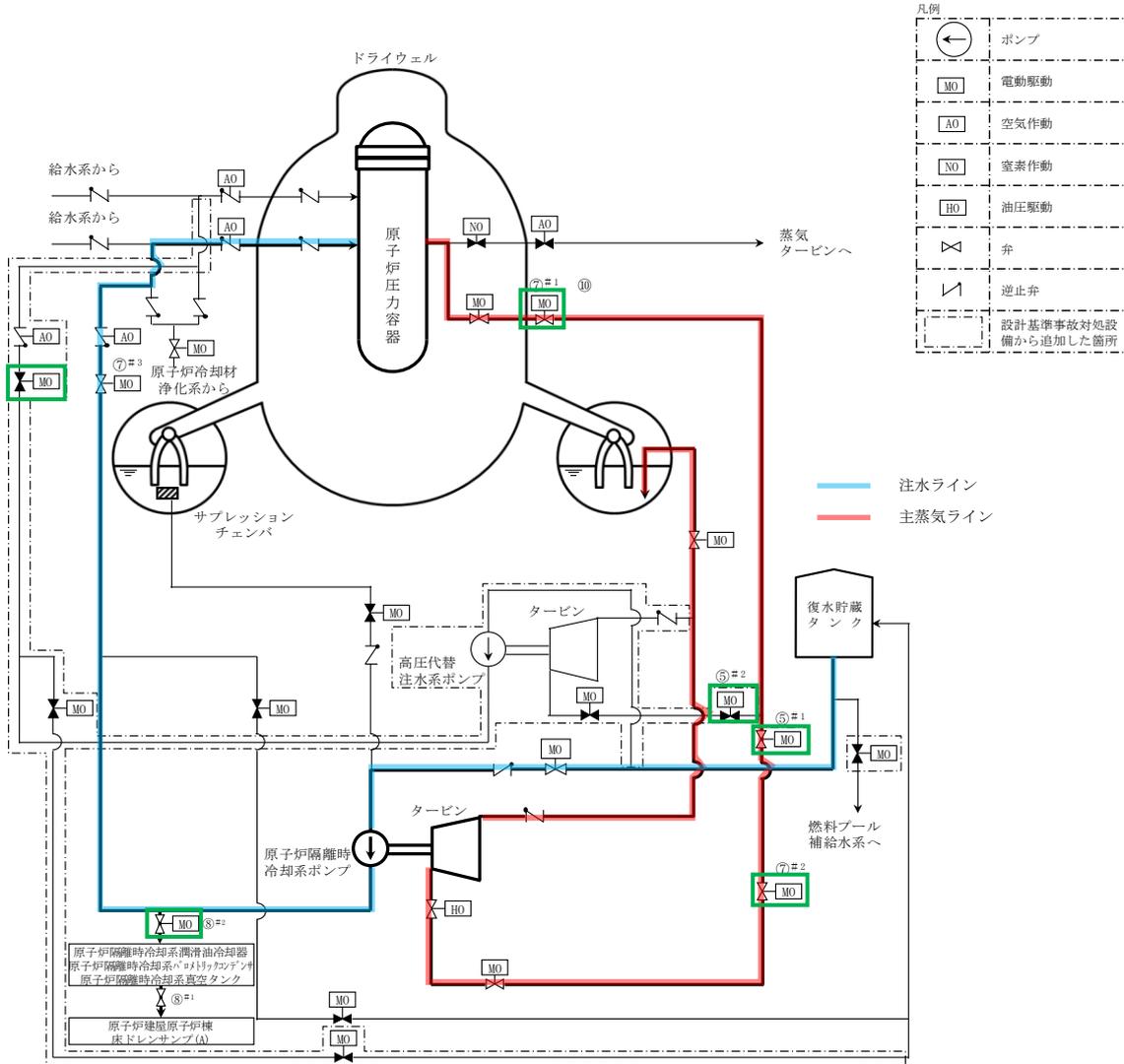
66-2-2 の範囲
 緑枠にて示す（電動弁手動操作
 作用レバーおよびハンドル）



操作手順	弁名称
④ #1	RCIC 蒸気供給ライン分離弁
④ #2	FPMUW ポンプ吸込弁
⑤	HPAC 注入弁
⑦	HPAC タービン止め弁

#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弁があることを示す。

第 1.2-6 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図



操作手順	弁名称
⑤#1	RCIC 蒸気供給ライン分離弁
⑤#2	HPAC 蒸気供給ライン分離弁
⑦#1, ⑩	RCIC タービン入口蒸気ライン第二隔離弁
⑦#2	RCIC タービン止め弁
⑦#3	RCIC 注入弁
⑧#1	RCIC 真空タンクドレン弁
⑧#2	RCIC 冷却水ライン止め弁

#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弁があることを示す。

第 1.2-8 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要

基準要求の確認
 関連箇所を赤枠にて示す

添付資料 1.2.1

審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (1/7)

技術的能力審査基準 (1.2)	番号	設置許可基準規則 (45 条)	技術基準規則 (60 条)	番号
<p>【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。</p>	①	<p>【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。</p>	<p>【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。</p>	⑨
<p>【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。</p>	-	<p>【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。</p>	<p>【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。</p>	-
<p>(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。</p>	②	<p>(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。</p>	<p>(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。</p>	⑩
<p>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(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)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。</p>	-	<p>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(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)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。</p>	<p>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(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)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。</p>	-

※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 (2/7)

技術的能力審査基準 (1.2)	番号	設置許可基準規則 (45 条)	技術基準規則 (60 条)	番号
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 (4/7)

■ : 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					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	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
高圧代替注水系の中央制御室からの冷却	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系 配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設 新設							
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	補給水系 配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設							
	燃料プール補給水系 弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系 配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパーチャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
可搬型代替直流電源設備	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								
高圧代替注水系の現場操作による冷却	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系 配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設 新設							
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	補給水系 配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設							
	燃料プール補給水系 弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系配管	既設							
復水給水系 配管・弁・スパーチャ	既設								
原子炉圧力容器	既設								
原子炉隔離時冷却系の現場操作	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設 新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設							
	補給水系 配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系 配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパーチャ	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。

高圧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

6 6 - 2 - 2 高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）

(1) 運転上の制限

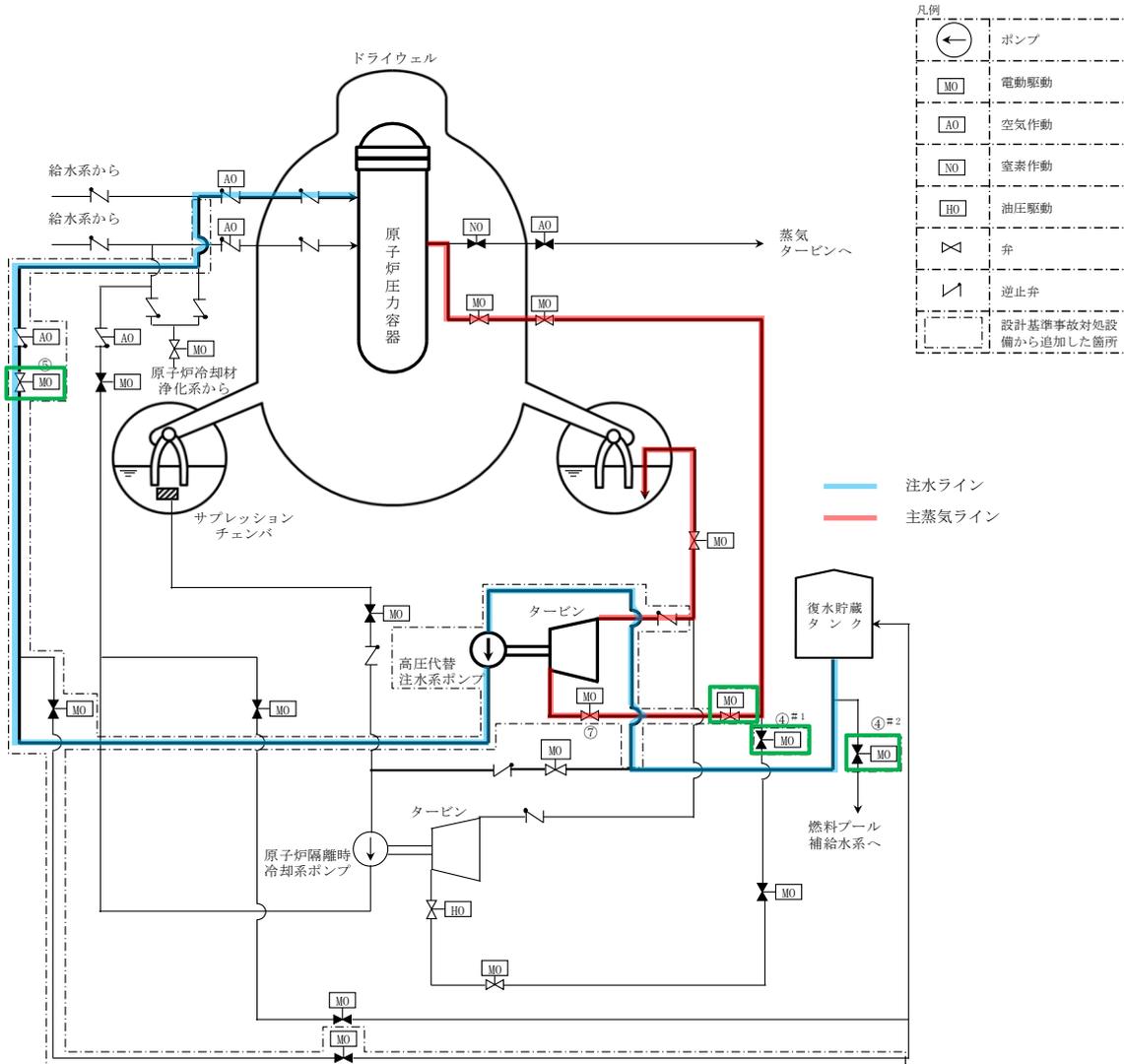
項 目	運転上の制限
高圧代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）	原子炉の状態が運転，起動および高温停止（原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以上かつ原子炉起動時に実施する運転確認終了後）において，高圧代替注水系または原子炉隔離時冷却系を現場操作により 起動できること ※ ¹

※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。

6 6 - 2 - 2 高圧代替注水系（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
電動弁手動操作レバー およびハンドル	① R C I C 蒸気供給ライン分離弁 [E 5 1 - M O - F 0 8 2] の手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認
	② F P M U W ポンプ吸込弁 [P 1 5 - M O - F 0 0 1] の手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認
	③ H P A C 注入弁 [E 6 1 - M O - F 0 0 3] の手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認
	④ H P A C タービン止め弁 [E 6 1 - M O - F 0 5 0] の手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認

高圧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

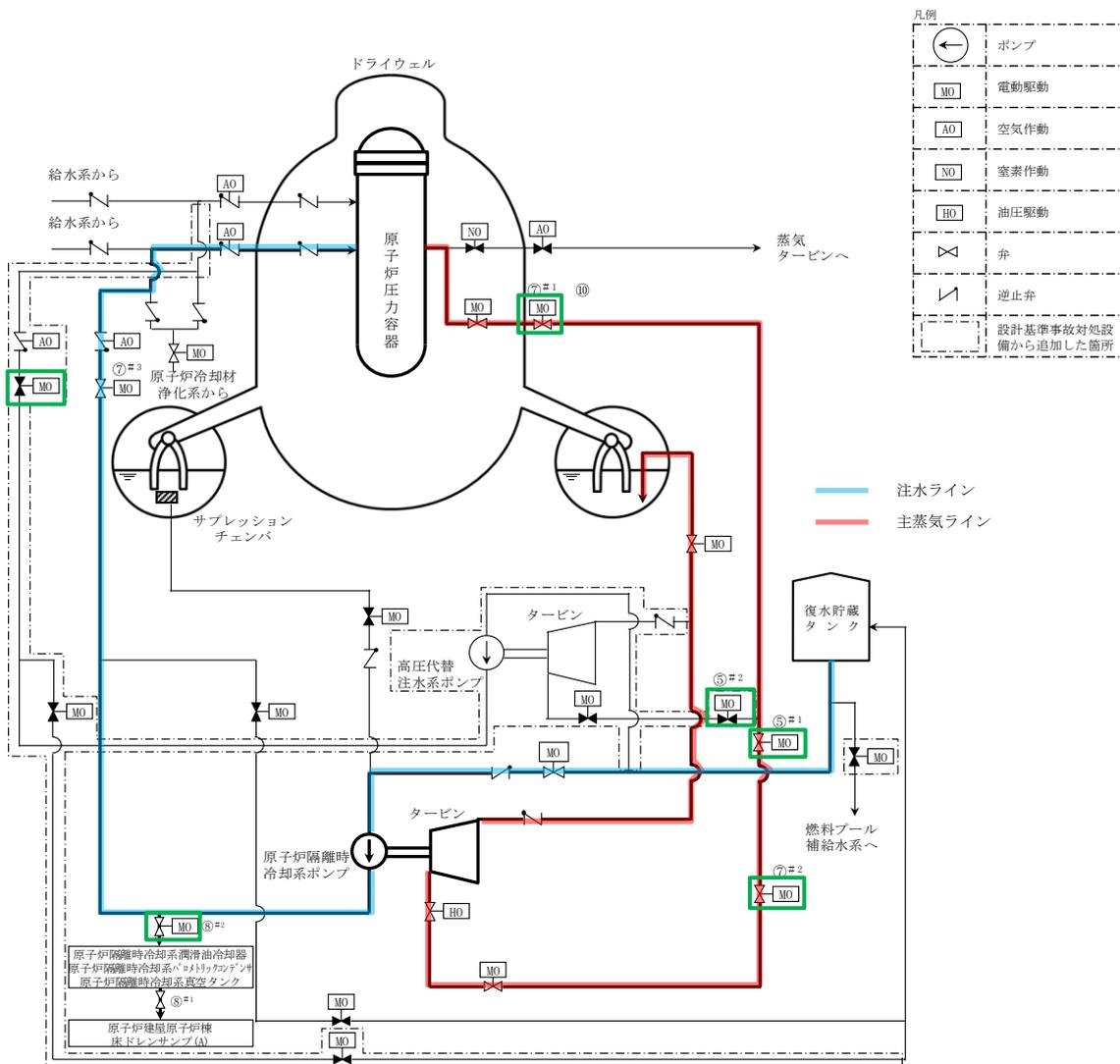


HPACタービン止め弁
判定基準：電動弁手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認

66-2-2 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
電動弁手動操作レバー およびハンドル	① R C I C 蒸気供給ライン分離弁 [E 5 1 - M O - F 0 8 2] の手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認
	② H P A C 蒸気供給ライン分離弁 [E 6 1 - M O - F 0 6 4] の手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認
	③ R C I C タービン入口蒸気ライン第二隔離弁 [E 5 1 - M O - F 0 0 8] の手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認
	④ R C I C タービン止め弁 [E 5 1 - M O - F 0 0 9] の手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認
	⑤ R C I C 注入弁 [E 5 1 - M O - F 0 0 3] の手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認
	⑥ R C I C 冷却水ライン止め弁 [E 5 1 - M O - F 0 1 7] の手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認

高圧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タービン止め弁
判定基準：電動弁手動操作レバーおよびハンドル取付け状態確認

各対応手段に必要な自主対策設備（資機材含む。）及び手順書は品質マネジメント文書にて管理する。

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 (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	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※1 常設代替直流電源設備 ※1 可搬型代替直流電源設備 ※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 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
		高圧代替注水系の現場操作による 発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」

※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「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

高圧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	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵タンク 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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉注水 (現場)」
			排水ポンプ 排水ホース 仮設発電機	自主対策 設備	
	全交流動力電源	原子炉代替交流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵タンク 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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「電源回復」 非常時操作手順書 (設備別) 「M/C C (D) 母線受電」等 重大事故等対応要領書 「M/C C (D) 母線受電」
			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	重大事故等 対処設備	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵タンク 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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「電源回復」 非常時操作手順書 (設備別) 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」 重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代替充 電器及び 250V 充電器への 給電 (G 母線接続)」
			所内常設蓄電式直流電源設備 ※1 可搬型代替直流電源設備 ※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。

※2: 手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

高圧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	—	高圧代替注水系の中央制御室からの冷却	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 高圧代替注水系ポンプ出口流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 復水貯蔵タンク水位	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」
			原子炉水位 (狭帯域)	自主対策設備	
		高圧代替注水系の現場操作	原子炉水位 (広帯域) ※2 原子炉水位 (燃料域) ※2 原子炉水位 (SA 広帯域) ※2 原子炉水位 (SA 燃料域) ※2 原子炉圧力 ※2 原子炉圧力 (SA) ※2 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ※2 復水貯蔵タンク水位 ※2 可搬型計測器	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (現場)」
			高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系の現場操作	原子炉水位 (広帯域) ※2 原子炉水位 (燃料域) ※2 原子炉水位 (SA 広帯域) ※2 原子炉水位 (SA 燃料域) ※2 原子炉圧力 ※2 原子炉圧力 (SA) ※2 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ※2 復水貯蔵タンク水位 ※2 可搬型計測器	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉注水 (現場)」
			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	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: 手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

高圧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

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	26個	制御建屋地上3階	計測制御G	○	特性試験	1Y	1.2 1.15
17条の7	自主対策設備	排水ポンプ	1	保管エリア	原子炉G	○	外観点検 機能・性能試験	12M	1.2
17条の7	自主対策設備	排水ホース	1	保管エリア	原子炉G	○	外観点検	12M	1.2
17条の7	自主対策設備	仮設発電機	1	保管エリア	電気G	○	外観点検 機能・性能試験	1Y	1.2
17条の7	資機材	自給式呼吸器	4セット	中央制御室	発電管理G 放射線管理G	—	発電所対策本部 運営要領書による	発電所対策本部 運営要領書 による	1.2 1.3 1.7 1.16
17条の7	資機材	耐熱服	3セット	中央制御室	発電管理G 放射線管理G	—	発電所対策本部 運営要領書による	発電所対策本部 運営要領書 による	1.2 1.3 1.7 1.16

保安規定第66条「重大事故等対処設備」

表66-2「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」

66-2-3「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）

(2) 設計及び工事計画認可申請書（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（対応する設計基準事故対処設備に関する説明）

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及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よう、ほう酸水注入系が動作可能であることと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。
 • 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十六条（1. 13）
 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束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。

④ 高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及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、起動及び高温停止」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

66-2-3 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	ほう酸水注入系ポンプ	1台
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1基
	可搬型代替交流電源設備	※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：「66-12-2 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：「66-12-1 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。

⑥ ほう酸水注入系ポンプ及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と同等であるため、それぞれ1台及び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水位及び温度については、有効性評価の解析条件としては明示されていないもの、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)に規定されている液位及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。
確認項目及び頻度は、保安規定第24条(ほう酸水注入系)に準用した対応とする。

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 定事検停止時に、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力が□MPa [gage]以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長
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水位および温度が図24-1, 2の範囲内にあることを確認する。	毎日1回	発電課長
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力が□MPa [gage]以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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液位及び温度を図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. 高圧炉心スプレイ系又は原子炉隔離時冷却系を起動し、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水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又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（非常用ディーゼル発電機含む。）又は原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa [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（非常用ディーゼル発電機含む。）又は原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa [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。

(3) 要求される措置

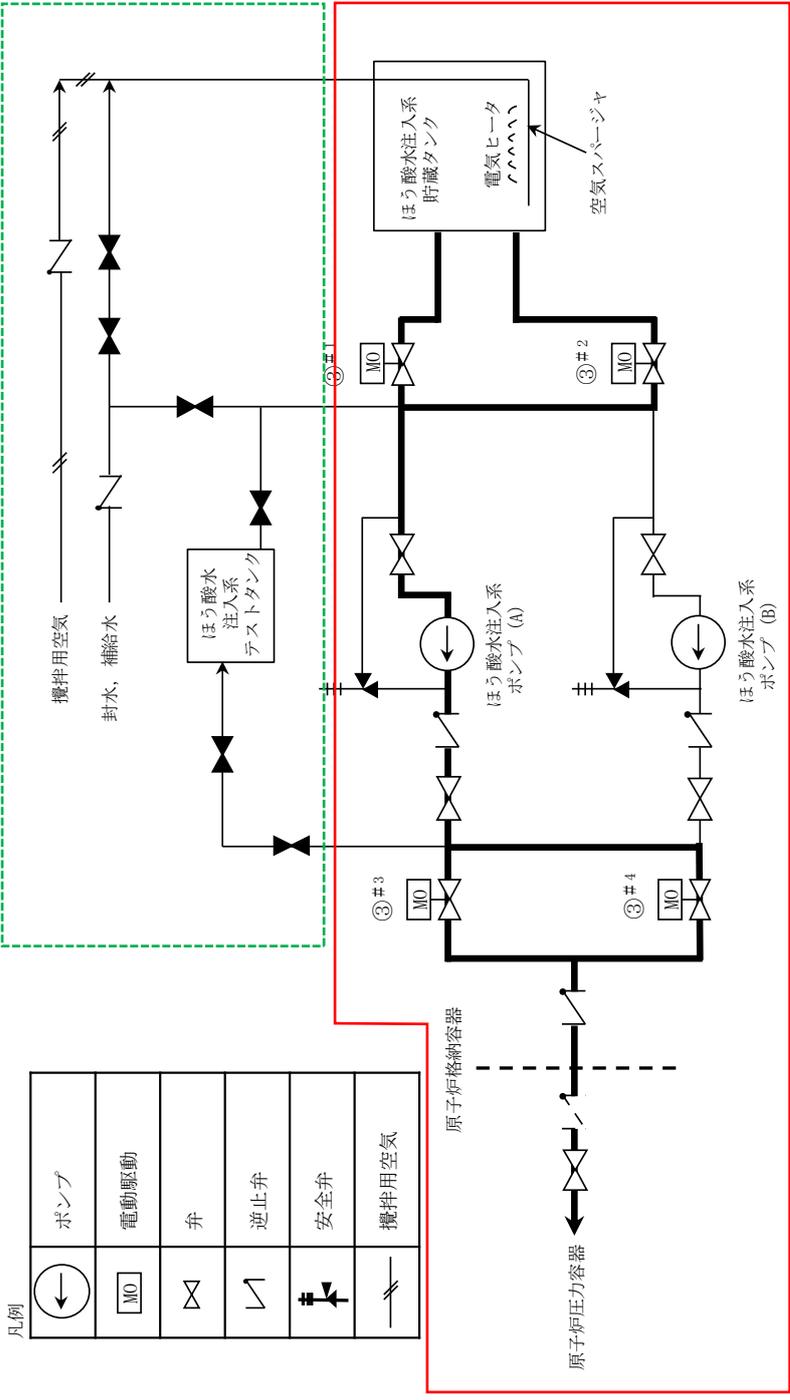
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. ほう酸水貯蔵タンクの液位および温度が図24-1, 2の範囲内にならない場合	A1. 発電課長は、ほう酸水貯蔵タンクの水位および温度を図24-1, 2の範囲内に復旧する。	3日間
B. ほう酸水注入系が動作不能の場合	B1. 1. 発電課長は、高圧炉心スプレイ系を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備 ^{※5} が動作可能であることを確認する。 または B1. 2. 発電課長は、原子炉隔離時冷却系を起動し、動作可能であることを確認する ^{※6} 。 および B2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに
C. 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. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。	速やかに

※5：高圧炉心スプレイ系非常用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。

※6：原子炉圧力が1.04MPa [gage]以上の場合。

66-2-3 の範囲
赤枠にて示す

自主対策設備

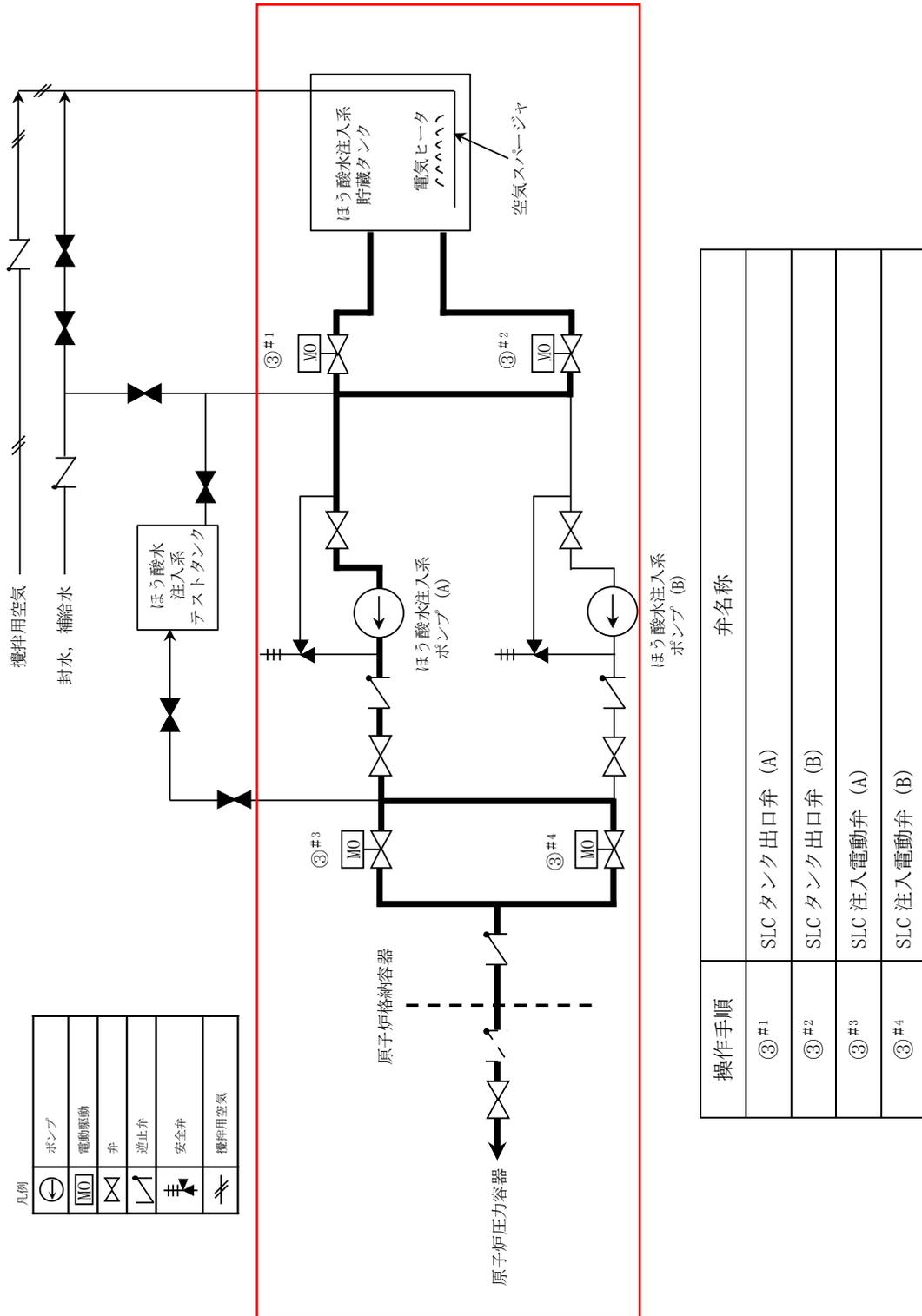


操作手順	弁名称
③#1, ③#2	SLC タンク 出口弁 (A) / (B)
③#3, ③#4	SLC 注入 電動弁 (A) / (B)

#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弁があることを示す。

第 1.2-11 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入 (ほう酸水注入系貯蔵タンク使用) 概要図

66-2-3 の範囲
赤枠にて示す



#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弁があることを示す。

第 1.8-22 図 ほろ酸水注入系による原子炉圧力容器へのほろ酸水注入 概要図

設計仕様
 関連個所を赤枠にて示す

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) 高圧代替注水系

a. 高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数	1
容 量	約 90.8m ³ /h
全 揚 程	約 882m

(2) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入系ポンプ

第 6.1.2-3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

b. ほう酸水注入系貯蔵タンク

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濃度 約 13wt%）
停止時実効増倍率	$k_{eff} \leq 0.95$
反応度印加速度	最低 0.001 $\Delta k / \text{min}$
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
揚 程	約 860m

設定根拠
 関連個所を赤線にて示す

O2 ⑥ VI-1-1-4-4-3-1-1 RI

名 称	<u>ほう酸水注入系ポンプ</u> *1	
容 量	m ³ /h/個	<u> </u> 以上 (9.78)
吐 出 圧 力	MPa	<u> </u> 以上 (8.43)
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.18/吐出側 10.79
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	<u> </u>
個 数	—	2
注記*1 : 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 (ほう酸水注入系) 及び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原子炉格納容器安全設備 (ほう酸水注入系) と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設 ほう酸水注入系ポンプは、設計基準対象施設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、発電用原子炉を未臨界に移行するために設置する。 ・重大事故等対処設備 重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸水注水設備 (ほう酸注入系) として使用するほう酸水注入系ポンプは以下の機能を有する。 ほう酸水注入系ポンプは、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設置する。 系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプにより原子炉圧力容器に十分な量のほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界に移行する設計とする。 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 (ほう酸水注入系) として使用するほう酸水注入系ポンプは以下の機能を有する。 ほう酸水注入系ポンプは、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設置する。 系統構成は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系統を介してほう酸水注入系貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、他の注水設備と合わせて発電用原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止できる設計とする。 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原子炉格納容器安全設備 (ほう酸水注入系) として使用するほう酸水注入系ポンプは以下の機能を有する。 ほう酸水注入系ポンプは、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、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設置する。 		

O 2 © VI-1-1-4-4-3-1-1 R 1

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系ポンプによりほう酸水注入系統を介してほう酸水を原子炉圧力容器に注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）への落下を防止又は遅延できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの容量は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容積*2全てを [] *3で原子炉圧力容器に注入する必要があることから、 [] m³/h/個以上*4とする。

重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入系ポンプの容量は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 [] m³/h/個以上とする。

公称値については要求される容量を上回る 9.78m³/h/個とする。

注記*2：ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容積は、タンクのオーバーフロー有効容積である [] m³とする。

*3：ほう酸水の注入時間は、炉水中のボロン濃度変化限度を基に設定する。

ボロン濃度変化限度は、最低反応度印加速度 0.001 Δk/min を上回るボロン注入速度として [] ppm/min 以上とし、また炉水中にほう酸水を均一に分散させるため [] ppm/min 以下に設定する。

停止余裕 [] Δk 以上にするために必要なボロン濃度は、平成 22 年 10 月 26 日付け平成 22・09・15 原第 5 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-4-4 制御能力についての計算書」より、 [] ppm に不完全混合に対する余裕をとった [] ppm とする。

以上より、許容注入時間は以下のとおりとなる。

[]

上記より、ほう酸水の注入時間は [] となる。

*4：ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注入の必要容量は、許容注入時間の最長時間が []、ほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容量が [] m³であることから、以下のとおりとなる。

[]

上記より、ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注入の必要容量は [] m³/h となる。

2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は [] MPa からほう酸水注入系を必要とする最大運転圧力に至るまでの全圧力範囲で原子炉圧力容器に定格量を注入できるものとして、下記を考慮する。

① 原子炉圧力（主蒸気逃がし安全弁の安全弁最低吹出圧力に静水頭を考慮した値）： [] MPa

② 配管・機器圧力損失： [] MPa

ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力は①～②の合計 [] MPa 以上とする。

ほう酸水注入系ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、 [] MPa 以上とする。

公称値については [] 8.43MPa とする。

対応する設計事故対処設備
 関連個所を赤枠にて示す

第5.1-1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	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する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へ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。</p> <p>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。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	<p>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）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	フロントライン系故障時 高圧代替注水系による 発電用原子炉の冷却	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室からの手動操作により高圧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代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。
	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	<p>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。</p>
	サポート系故障時 代替電源設備による 原子炉隔離時冷却系の復旧	<p>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 125V 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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備により 125V 充電器に給電し、直流電源を供給する。 ・可搬型代替直流電源設備等により直流電源を供給する。

<p>対応手段等</p>	<p>監視及び制御</p>	<p>「高圧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 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）等により監視する。</p> <p>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。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動する場合は、高圧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 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系ポンプ出口流量、復水貯蔵タンク水位等により監視する。</p> <p>現場での弁の手動操作により高圧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 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）、高圧代替注水系ポンプ出口流量等により監視する。</p> <p>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。</p>
	<p>重大事故等の進展抑制</p>	<p>ほう酸水注入系による進展抑制</p> <p>原子炉隔離時冷却系及び高圧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、ほう酸水注入系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。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>フロントライン系故障時</p>	<p>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代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧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代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>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、高圧代替注水系の運転を継続する。</p>

第5.1-1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熔融炉心を冷却するための手順等		
方針目的	<p>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、原子炉格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却することにより、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、熔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。</p> <p>また、熔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。</p>	
対応手段等	原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却	原子炉格納容器下部注水系による原子炉格納容器下部への注水
		<p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に達した場合は、以下の手段により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションチェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。 ・代替循環冷却系により注水できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) により注水する。 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) により注水できない場合は、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) , 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 等により注水する。 <p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉圧力容器が破損した場合は、原子炉格納容器下部に落下した熔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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションチェンバを水源として、代替循環冷却系又は原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) により注水する。 ・代替循環冷却系又は原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) により注水できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 又は原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) により注水する。 ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 又は原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) により注水できない場合は、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) を水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) , 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 等により注水する。 <p>なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) 及び原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による注水は、海を水源として利用できる。</p>

<p>対応手段等</p>	<p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p>	<p>原子炉圧力容器への注水</p>	<p>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る原子炉圧力容器へのほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、復水貯蔵タンクを水源として、高圧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、サブプレッションチェンバを水源として、代替循環冷却系により注水する。 ・代替循環冷却系により注水できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水できない場合は、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）を水源として、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。 <p>なお、低圧代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に達した場合の原子炉格納容器下部への初期水張りは、スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用可能な場合は、代替循環冷却系により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。代替循環冷却系により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用できない場合は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）又は原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器が破損した場合の原子炉格納容器下部への注水は、代替循環冷却系に異常がなく、交流電源及び水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている場合は、代替循環冷却系又は原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <p>代替循環冷却系及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が使用できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）又は原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p>

保安規定第66条

表66-3 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」

66-3-1 「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

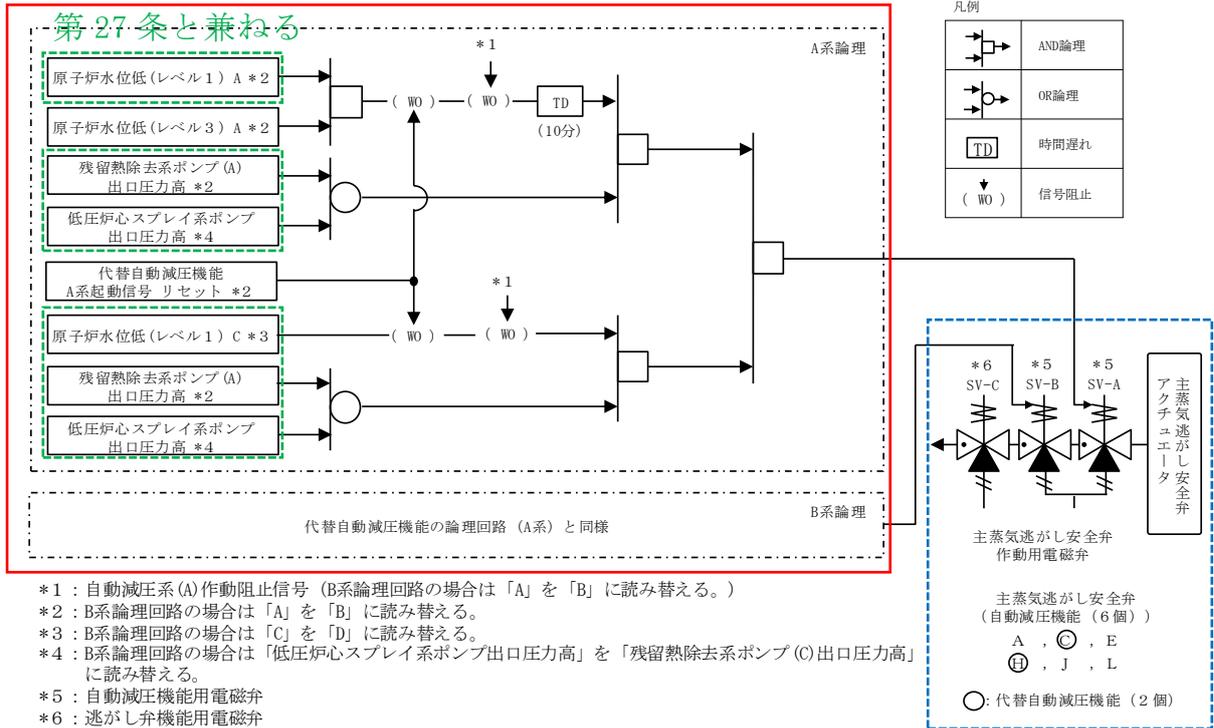
- (1) 設置変更許可申請書 添付十 (同等な機能を有することの説明)

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考												
<p>表66-3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備</p> <p>66-3-1 代替自動減圧機能①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="457 1596 604 2792"> <tr> <td data-bbox="457 2445 506 2792">項目②</td> <td data-bbox="457 1596 506 2445">運転上の制限③</td> </tr> <tr> <td data-bbox="506 2445 604 2792">代替自動減圧機能</td> <td data-bbox="506 1596 604 2445">代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作可能であること※1</td> </tr> </table>	項目②	運転上の制限③	代替自動減圧機能	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作可能であること※1	<p>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。自動減圧系作動阻止機能については、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。</p> <p>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。</p> <p>③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できよう、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）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））</p> <ul style="list-style-type: none"> • 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、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。 • 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。 <p>④ 代替自動減圧回路（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、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧である原子炉の状態として「運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合）」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 各要素について、代替自動減圧回路（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論理回路に入力される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）</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 代替自動減圧機能論理回路：A系又はB系のいずれかが動作可能であれば機能を達成できるので1系を動作可能であるべきチャンネル数とする。 2. 原子炉水位異常低（L1）：「2 out of 2」回路であることから、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。 									
項目②	運転上の制限③													
代替自動減圧機能	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作可能であること※1													
<table border="1" data-bbox="688 1596 1192 2792"> <thead> <tr> <th data-bbox="688 2475 814 2792">適用される原子炉の状態④</th> <th data-bbox="688 1952 814 2475">要素⑤</th> <th data-bbox="688 1596 814 1952">動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）⑥</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="814 2475 898 2792">運転</td> <td data-bbox="814 1952 898 2475">原子炉水位異常低（L1）※2</td> <td data-bbox="814 1596 898 1952">2チャンネル</td> </tr> <tr> <td data-bbox="898 2475 982 2792">起動</td> <td data-bbox="898 1952 982 2475">原子炉水位低（L3）</td> <td data-bbox="898 1596 982 1952">1チャンネル</td> </tr> <tr> <td data-bbox="982 2475 1192 2792">高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)</td> <td data-bbox="982 1952 1192 2475">低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力高※2 または 残留熱除去系ポンプ出口圧力高※2 自動減圧系作動阻止機能</td> <td data-bbox="982 1596 1192 1952">2チャンネル※3 ※4</td> </tr> </tbody> </table>	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	原子炉水位異常低（L1）※2	2チャンネル	起動	原子炉水位低（L3）	1チャンネル	高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)	低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力高※2 または 残留熱除去系ポンプ出口圧力高※2 自動減圧系作動阻止機能	2チャンネル※3 ※4		
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	原子炉水位異常低（L1）※2	2チャンネル												
起動	原子炉水位低（L3）	1チャンネル												
高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)	低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力高※2 または 残留熱除去系ポンプ出口圧力高※2 自動減圧系作動阻止機能	2チャンネル※3 ※4												
<p>※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・修理のために当該チャンネルまたは論理回路をバイパスして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みなさない。</p> <p>※2：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。</p> <p>※3：A系論理は低圧炉心スプレイスおよび残留熱除去系A系の各1チャンネルをいい、B系論理は残留熱除去系B系および残留熱除去系C系の2チャンネルをいう。</p> <p>※4：「66-1-3 ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）」において運転上の制限等を定める。</p>														

保安規定 第66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 ^{*5} 。	定事検 停止時	計測制御課長		
2. 原子炉水位異常低 (L1)	947cm以上 ^{*6} (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転、起動および高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)において、動作不能でないことを指しにより確認する ^{*7} 。 チャンネル校正を実施する ^{*8} 。	1ヶ月に 1回	発電課長	3. 原子炉水位低 (L3): 片系1チャンネルであるため、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. 低圧炉心スプレイス系ポンプ出口圧力高又は残留熱除去系ポンプ出口圧力高: A系論理は低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系A系の各1チャンネルをいい、B系論理は残留熱除去系B系及び残留熱除去系C系の1チャンネルであるため、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。 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 (機能の確認), 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 (チャンネル校正の実施, 論理回路機能の確認), 5 (チャンネル校正の実施, 論理回路機能の確認), 6 (チャンネル校正) 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) の論理回路及びチャンネルに設定されている設定値確認及び機能確認と同様の確認を行う。 原子炉水位異常低 (L1) は, 設計及び工事計画認可申請書に基づき設定値を記載する。(添付-2) 原子炉水位低 (L3) は, 自動減圧系計装の設定値を記載する。(添付-2) 低圧炉心スプレイス系ポンプ出口圧力高及び残留熱除去系ポンプ出口圧力高は, 保安規定第27条 (計測および制御設備) の自動減圧系計装の設定値と同様とする。(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。 代替自動減圧回路 (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, 3, 4, 5 (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ヶ月に1回とする。	
3. 原子炉水位低 (L3)	1,344cm以上 ^{*6} (圧力容器零レベルより)	原子炉の状態が運転、起動および高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)において、動作不能でないことを指しにより確認する ^{*7} 。 チャンネル校正を実施する ^{*8} 。	1ヶ月に 1回	発電課長		
4. 低圧炉心スプレイス系ポンプ出口圧力高	0.98 MPa[gage] ^{*6} ^{*10}	原子炉の状態が運転、起動および高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)において、動作不能でないことを指しにより確認する ^{*7} 。 チャンネル校正を実施する ^{*8} 。 論理回路機能を確認する ^{*9} 。	定事検 停止時	計測制御課長		
5. 残留熱除去系ポンプ出口圧力高	0.69 MPa[gage] ^{*6} ^{*10}	原子炉の状態が運転、起動および高温停止 (原子炉圧力が0.77MPa[gage]以上の場合)において、動作不能でないことを指しにより確認する ^{*7} 。 チャンネル校正を実施する ^{*8} 。	1ヶ月に 1回	発電課長		
		チャンネル校正を実施する ^{*8} 。	定事検 停止時	計測制御課長		

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考									
	論理回路機能を確認する ^{※9} 。	定事検 停止時	計測制御課長										
6. 始動タイム 10分以下	チャンネル校正を実施する ^{※8} 。	定事検 停止時	計測制御課長										
	論理回路機能を確認する ^{※9} 。	定事検 停止時	計測制御課長										
<p>※5：「機能を確保する」とは、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用いる。</p> <p>※6：代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に使用する設定値に適用する。</p> <p>※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用いる。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。</p> <p>※8：「チャンネル校正を実施する」とは、センサにあらかじめ定められた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号が発生または指示値を示すよう調整することを用いる。</p> <p>※9：「論理回路機能を確保する」とは、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用いる。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。</p> <p>※10：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p>													
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件^⑧</th> <th>要求される措置^⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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</td> <td>A1. 発電課長は、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^{※12}。および A2. 発電課長は、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。</td> <td>6時間</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>B1. 発電課長は、高温停止にする。および B2. 発電課長は、原子炉圧力を 0.77MPa[gage]未満にする。</td> <td>30日間 24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※11：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。</p> <p>※12：「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。</p>					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	A1. 発電課長は、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 ^{※12} 。および A2. 発電課長は、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	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. 発電課長は、高温停止にする。および B2. 発電課長は、原子炉圧力を 0.77MPa[gage]未満にする。	30日間 24時間 36時間
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	A1. 発電課長は、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 ^{※12} 。および A2. 発電課長は、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											
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. 発電課長は、高温停止にする。および B2. 発電課長は、原子炉圧力を 0.77MPa[gage]未満にする。	30日間 24時間 36時間											
<p>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。</p> <p>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))</p> <p>【論理回路，原子炉水位異常低(L1)，原子炉水位低(L3)，低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力高，残留熱除去系ポンプ出口圧力高，始動タイム】</p> <p>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)</p> <p>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。</p> <p>A2. 当該システムを復旧する。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AOTT上限である「30日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>													

66-3-1 の範囲
赤枠にて示す



主蒸気逃がし安全弁(ADS 機能付き)の機能は、第39条で整理。

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)

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

6.8.2.2 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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路は，自動減圧系とは別の制御盤に収納することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ出口圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの主蒸気逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが，自動減圧系と電氣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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，他の設備と電氣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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）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。

代替高圧窒素ガス供給系は，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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，想定される重大事故等時に
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有効燃料棒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，

主蒸気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）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に作動する設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、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、主蒸気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高圧窒素ガス供給系（非常用）で1セット8本、代替高圧窒素ガス供給系で1セット3本の合計1セット11本使用する。保有数は、1セット11本に加えて、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11本の合計で22本を保管する。

8-6-111

6.8.2.4 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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、中央制御室及び原子炉建屋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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力以下の場合に主蒸気逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力の2倍となった場合においても主蒸気逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガ

設計仕様
 関連個所を赤枠にて示す

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) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

個 数	1
-----	---

(2) 高圧窒素ガスポンペ

本 数	11（予備 11）
容 量	約 47L（1 本当たり）
充填圧力	約 15MPa [gage]
使用箇所	原子炉建屋地上 1 階
保管場所	原子炉建屋地上 1 階

設定根拠
 関連箇所を赤枠及び下線にて示す

4.4 代替自動減圧回路（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の原子炉の有する減圧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、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させる。
設 定 値	<u>原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 以上</u>
設 定 範 囲	原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 以上、かつ、954.6cm 以下

【設定根拠】

・作動信号の設定値

設定値は、次の事項を考慮し原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 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、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力確立を条件に、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有効燃料棒上端より高い設定とする。

・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 947cm に計装誤差 3.8cm を考慮した 950.8cm とする。

設定範囲はセット値 950.8cm に対して計装誤差 3.8cm を差し引いた 947cm から、計装誤差 3.8cm を加算した 954.6cm 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 1216cm より低く設定する。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より 1278cm 下。

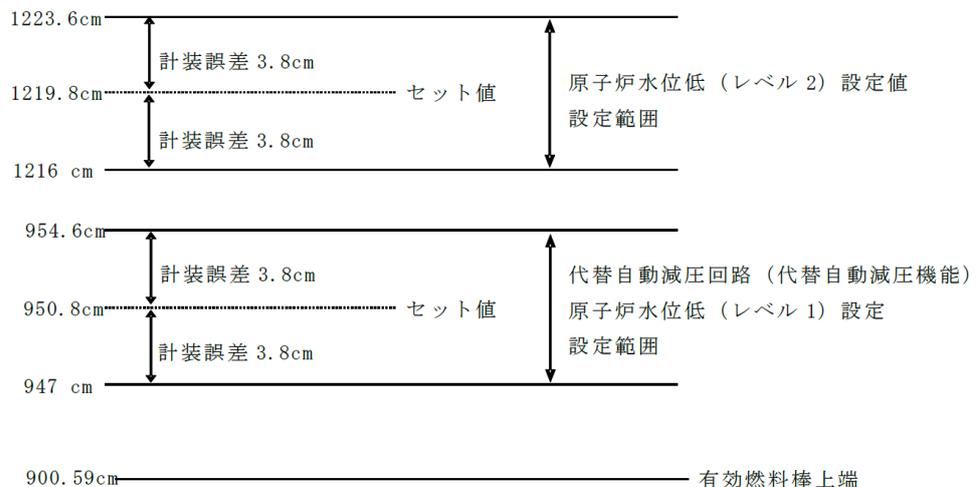


図 4.4-1 原子炉水位低（レベル1）設定値の概要図

O2 ⑥ VI-1-5-2 R1E

表 3.4.3-7 工学的安全施設等（代替自動減圧回路（代替自動減圧機能））の起動信号一覧表

工学的安全施設等の 起動信号の種類		検出器及び起動信号				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	
代替自動減圧回路 代替自動減圧機能	原子炉水位低 (レベル1)	原子炉水位 検出器	4	2*1	原子炉圧力容 器零レベル*2 より 947cm以上	ATWS緩和設備（自 動減圧系作動阻止 機能）が作動した 場合

注記*1：代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動回路は、2個の検出器からなるA、B2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個の検出器が同時に動作すれば、1系統以上の代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）作動となる。

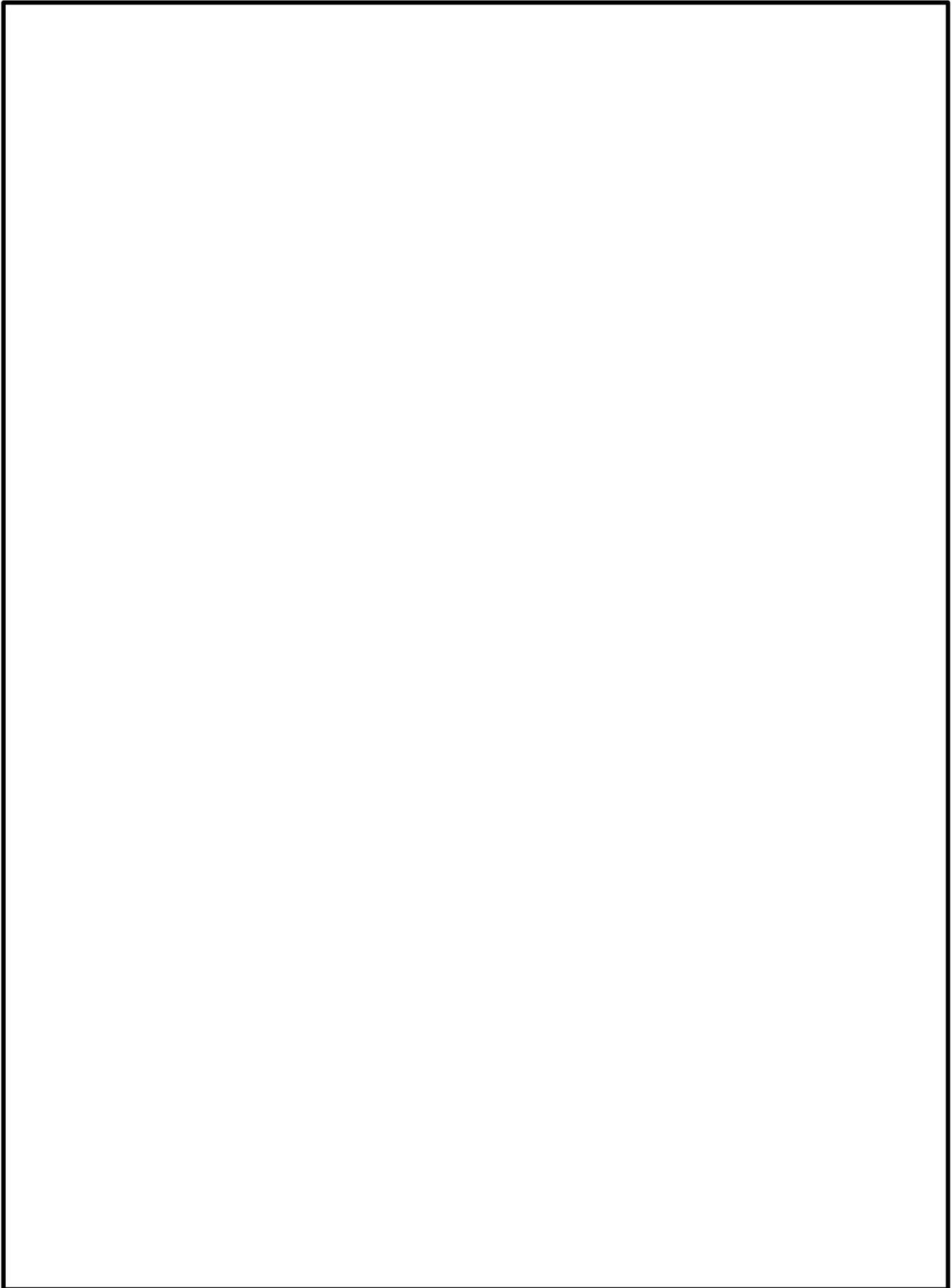
*2：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より1278cm下。

O 2 ⑥ VI-1-5-3 R 2

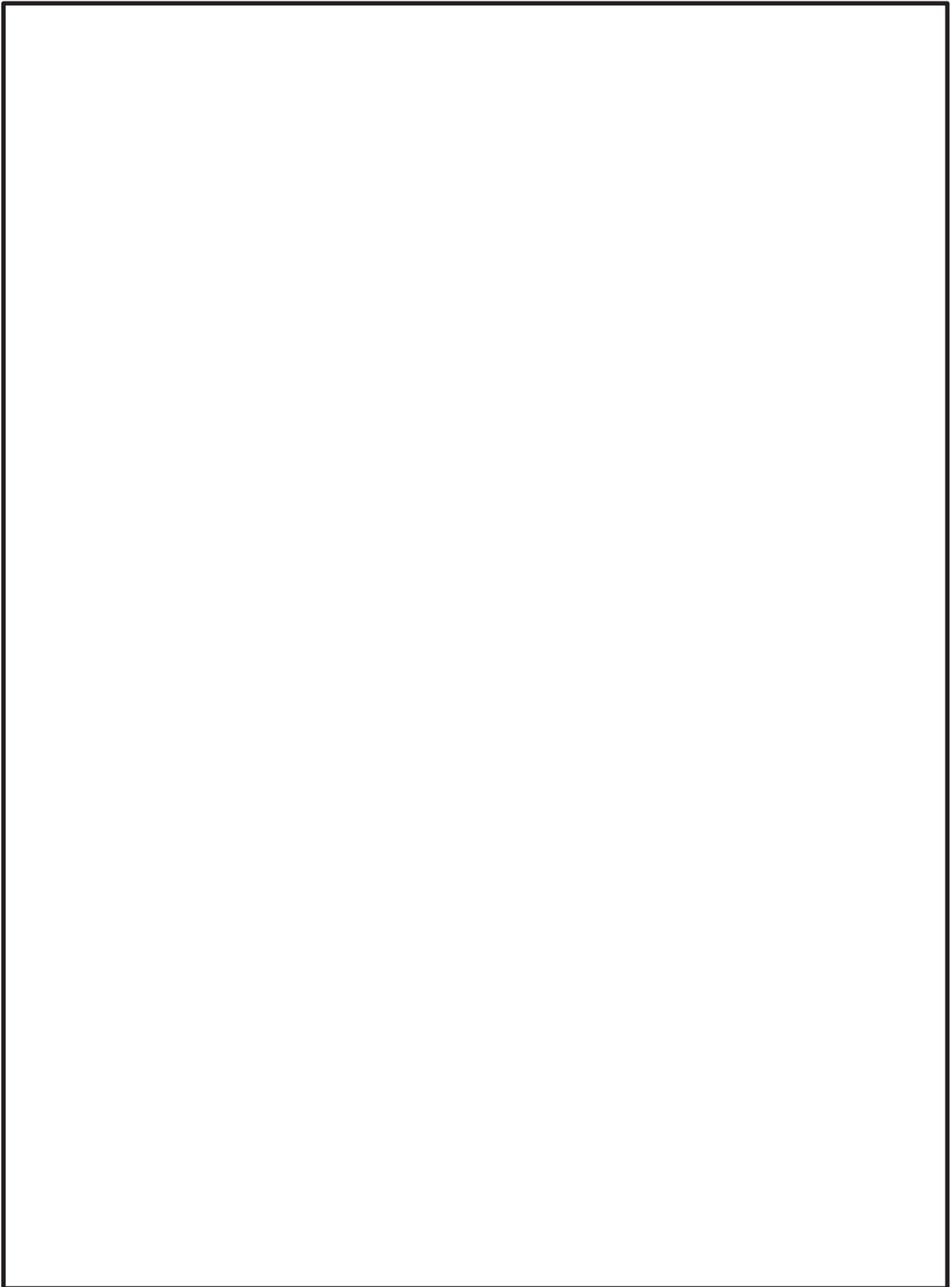
設定値根拠
関連箇所を下線にて示す



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

同等な性能を有することの説明
 関連個所を赤枠にて示す

第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

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		
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する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。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、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。</p>	
対応手段等	フロントライン系故障時	<p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉が減圧できない場合は、代替自動減圧回路（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。</p>
		<p>手動操作による減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により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主蒸気逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。</p>
	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気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、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・125V代替蓄電池により直流電源を確保する。その後、125V代替蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型代替直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・主蒸気逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。

対応手段等	サポート系故障時	高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保	<p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ガスボンベに切り替える。</p>
		代替高圧窒素ガス供給系による減圧	<p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベからの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、使用可能な高圧窒素ガスボンベと取り替える。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を、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、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）により発電用原子炉を減圧する。</p>
		主蒸気逃がし安全弁の復旧	<p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により主蒸気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、主蒸気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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備等により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備により125V充電器に給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	<p>炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器内が高圧の状態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気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、主蒸気逃がし安全弁の手动操作により発電用原子炉を減圧する。</p>	

<p>対応手段等</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA発生時</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合は、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。</p> <p>漏えい箇所の隔離ができない場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、主蒸気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。</p> <p>原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋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。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、低压注水系又は低压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、主蒸気逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>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系(低压注水モード)又は低压炉心スプレイ系が運転している場合は、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。</p> <p>サポート系故障時</p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備等により主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合は、代替交流電源設備により125V充電器を充電することで直流電源を確保し、主蒸気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。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系(常用)の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、高圧窒素ガス供給系(非常用)により主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系(常用)及び主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の駆動源である高圧窒素ガス供給系(非常用)の窒素が喪失し、主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)に窒素を供給し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)にて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を、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、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)により発電用原子炉を減圧する。</p>

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、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。
	主蒸気逃がし安全弁の 背圧対策	主蒸気逃がし安全弁を、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、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な、より高い圧力の窒素を供給する。
	インターフェイスシステム LOCAによる溢水の影響	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及び原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定は、床漏えい検出器、放射線モニタ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 発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、防護具を着用する。
	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66条

表66-3 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」

66-3-2 「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 運転上の制限に関する所要数

(1) 設置変更許可申請書 添付+追補1 (対応手順)

66-3-2 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が可能であること*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
	可搬型代替直流電源設備	※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	※7

※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」の運転上の制限も確認する。

※3：「66-12-2 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：「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※6：「66-12-1 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：「66-12-4 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。

(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	計測制御課長

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）及び第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、安全弁機能及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が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、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、起動及び高温停止（原子炉圧力が0.77MPa〔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、起動及び高温停止」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11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66条 条文		記載の説明	備考										
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件⑧</th> <th>要求される措置⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 動作可能な主蒸気逃がし安全弁が所要数を満たしていない場合</td> <td> <p>要求される措置⑨</p> <p>A1. 発電課長は、高压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</p> <p>A2. 発電課長は、原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa〔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</p> <p>A3. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td> <p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>10日間</p> </td> </tr> <tr> <td>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</td> <td> <p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および</p> <p>B2. 発電課長は、低温停止にする。</p> </td> <td> <p>24時間</p> <p>36時間</p> </td> </tr> </tbody> </table>				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たしていない場合	<p>要求される措置⑨</p> <p>A1. 発電課長は、高压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</p> <p>A2. 発電課長は、原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa〔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</p> <p>A3. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>10日間</p>	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	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および</p> <p>B2. 発電課長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>⑨ 要求される措置について記載する。</p> <p>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。</p> <p>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、高压炉心スプレイ系及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。</p> <p>A3. A1. 及び 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。</p> <p>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又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。</p>
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たしていない場合	<p>要求される措置⑨</p> <p>A1. 発電課長は、高压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</p> <p>A2. 発電課長は、原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa〔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</p> <p>A3. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>10日間</p>											
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	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および</p> <p>B2. 発電課長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>											

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注水系を使用した注水への移行を目的として、主蒸気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、主蒸気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

- ・主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。
- ・主復水器が使用不可能であるが、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。

ii. 急速減圧の場合

- ・低圧注水系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、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。
- ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、主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。

iii. 炉心損傷後の減圧の場合

- ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系統^{*2}以上が使用可能である場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な

場合。

iv. 注水手段がない場合

- ・炉心損傷後において、原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20%上の位置）に到達した場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。

※1:「低圧注水系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ー系、低圧炉心スプレー系、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代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水系のうち 1 系統以上起動することをいう。

※2:「低圧注水系 1 系統」とは、低圧炉心スプレー系、残留熱

除去系（低圧注水モード）、復水給水系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）又はろ過系のいずれか 1 系統をいう。

(b) 操作手順

主蒸気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 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、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に指示する。

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

運転員（中央制御室）A は、原子炉冷却材温度変化率が $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 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

運転員（中央制御室）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。

[主蒸気逃がし安全弁による減圧]

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に主蒸気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に指示する。

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

運転員（中央制御室）A は、原子炉冷却材温度変化率が $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ を超えないように主蒸気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

運転員（中央制御室）A は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を 6 個開放できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて 6 個開放する。

②^c 判断基準 iii：炉心損傷後の減圧の場合

運転員（中央制御室）A は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動で開放できない場合は、開可能な主蒸気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。

②^d 判断基準 iv：注水手段がない場合

運転員（中央制御室）A は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動で開放できない場合は、開可能な主蒸気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。

③ 運転員（中央制御室）A は、サブプレッションプール水の温度上昇防止のため、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1 名で対応が可能である。作業開始を判断してから手動操作による減圧を開始するまでの所要時間は以下のとおり。

- ・タービンバイパス弁による減圧：5 分以内で可能
- ・主蒸気逃がし安全弁による減圧：5 分以内で可能

保安規定第66条

表66-3 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」

66-3-3 「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) 設計及び工事計画認可申請書 説明書 (所要数)

(4) SA46条補足説明資料 (設定根拠)

保安規定 第66条 条文

66-3-3 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) 可搬型代替直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能であること (2) 高圧窒素ガス供給系（非常用）が動作可能であること※1 (3) 代替高圧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	可搬型代替直流電源設備による機能回復	1 2 5 V 直流電源切替盤	1 個
	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復	可搬型代替直流電源設備	※2
運転 起動 高温停止	高圧窒素ガス供給系（非常用）	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	1 組
		高圧窒素ガスボンベ	8 本※3
		常設代替交流電源設備	※4
	代替高圧窒素ガス供給系	可搬型代替交流電源設備	※5
		高圧窒素ガスボンベ	3 本※6
		常設代替交流電源設備	※4
		可搬型代替交流電源設備	※5
	代替所内電気設備	※7	

※1：必要な弁および配管を含む。

※2：「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※3：A系4本およびB系4本をいう。

※4：「66-12-1 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。

※5：「66-12-2 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：A系またはB系3本をいう。

※7：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

記載の説明

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よう、可搬型代替直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能であること並びに高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧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であっても、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。

可搬型代替直流電源設備による機能回復と、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復は、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、どちらからによる機能回復が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、起動及び高温停止（原子炉圧力が0.77MPa [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、起動及び高温停止」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 1 2 5 V 直流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可搬型蓄電池は主蒸気逃がし安全弁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1組（10個）を所要数とする。高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスボンベは主蒸気逃がし安全弁を動作させ、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8本（A系4本、B系4本）を所要数とする。

代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベは主蒸気逃がし安全弁を動作させ、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3本（A系又はB系3本）を所要数とする。（添付-3）

備考

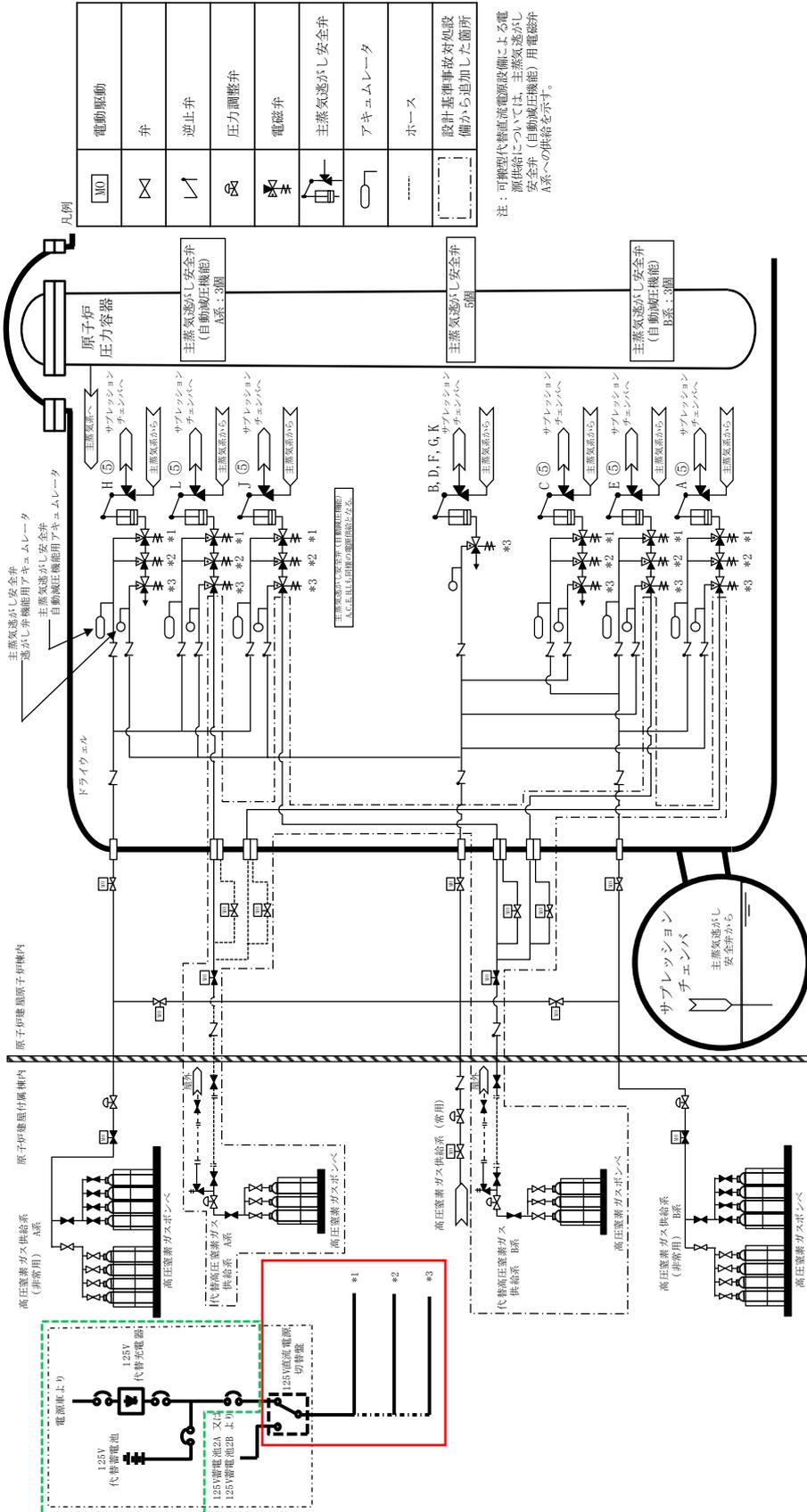
保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考									
<p>(2) 確認事項</p> <p>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4. 2)</p>													
<p>1. 可搬型代替直電流電源設備による機能回復</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、12.5V直電流電源切替盤が使用可能であることを外観点検により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table>					項目	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、12.5V直電流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ヶ月に1回	発電課長			
項目	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、12.5V直電流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ヶ月に1回	発電課長											
<p>2. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が136V以上であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>計測制御課長</td> </tr> <tr> <td>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可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。</td> <td>3ヶ月に1回</td> <td>防災課長</td> </tr> </tbody> </table>					項目	頻度	担当	1. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が136V以上であることを確認する。	定事検停止時	計測制御課長	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可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長
項目	頻度	担当											
1. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が136V以上であることを確認する。	定事検停止時	計測制御課長											
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可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長											
<p>3. 高圧窒素ガス供給系 (非常用)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 高圧窒素ガス供給系A系およびB系の供給圧力の設定値が1.13MPa [gage]以上に設定できることを確認するとともに、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁(A)、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁(B)、HPIN非常用窒素ガス入口弁(A)およびHPIN非常用窒素ガス入口弁(B)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>定事検停止時</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧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。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table>					項目	頻度	担当	1. 高圧窒素ガス供給系A系およびB系の供給圧力の設定値が1.13MPa [gage]以上に設定できることを確認するとともに、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁(A)、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁(B)、HPIN非常用窒素ガス入口弁(A)およびHPIN非常用窒素ガス入口弁(B)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	発電課長	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧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ヶ月に1回	発電課長
項目	頻度	担当											
1. 高圧窒素ガス供給系A系およびB系の供給圧力の設定値が1.13MPa [gage]以上に設定できることを確認するとともに、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁(A)、HPIN常用非常用窒素ガス連絡弁(B)、HPIN非常用窒素ガス入口弁(A)およびHPIN非常用窒素ガス入口弁(B)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	発電課長											
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧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ヶ月に1回	発電課長											
<p>4. 代替高圧窒素ガス供給系</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 代替高圧窒素ガス供給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、代替HPIN第一隔離弁および代替HPIN窒素排気出口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>定事検停止時</td> <td>発電課長</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧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。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table>					項目	頻度	担当	1. 代替高圧窒素ガス供給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、代替HPIN第一隔離弁および代替HPIN窒素排気出口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	発電課長	2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧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ヶ月に1回	発電課長
項目	頻度	担当											
1. 代替高圧窒素ガス供給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、代替HPIN第一隔離弁および代替HPIN窒素排気出口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	発電課長											
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、高圧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ヶ月に1回	発電課長											

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 第66条 条文	記載の説明		備考											
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1" data-bbox="619 1617 1753 2775"> <thead> <tr> <th data-bbox="619 2374 661 2775">条件⑧</th> <th data-bbox="619 1840 661 2374">要求される措置⑨</th> <th data-bbox="619 1617 661 1840">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="661 2374 871 2775">A. 可搬型代替直流電源設備による機能回復ができない場合 および 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復ができない場合</td> <td data-bbox="661 1840 871 2374">A1. 発電課長は、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ことをおよび A2.1. 発電課長は、代替措置※8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. 防災課長は、代替措置※8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 A3.1. 発電課長は、可搬型代替直流電源設備による機能回復が可能ない状態に復旧する。 または A3.2. 防災課長は、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能ない状態に復旧する。</td> <td data-bbox="661 1617 871 1840">速やかに 3日間 3日間 10日間 10日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="871 2374 1144 2775">B. 高圧窒素ガス供給系（非常用）が動作不能の場合 または 代替高圧窒素ガス供給系が動作不能の場合</td> <td data-bbox="871 1840 1144 2374">B1. 発電課長は、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. 発電課長は、代替措置※8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 B3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td data-bbox="871 1617 1144 1840">速やかに 3日間 10日間</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1144 2374 1753 2775">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</td> <td data-bbox="1144 1840 1753 2374">C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、低温停止にする。</td> <td data-bbox="1144 1617 1753 1840">24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※8：代替品の補充等をいう。 ※9：高圧窒素ガス供給圧力が「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。</p>	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	A. 可搬型代替直流電源設備による機能回復ができない場合 および 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復ができない場合	A1. 発電課長は、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ことをおよび A2.1. 発電課長は、代替措置※8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. 防災課長は、代替措置※8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 A3.1. 発電課長は、可搬型代替直流電源設備による機能回復が可能ない状態に復旧する。 または A3.2. 防災課長は、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能ない状態に復旧する。	速やかに 3日間 3日間 10日間 10日間	B. 高圧窒素ガス供給系（非常用）が動作不能の場合 または 代替高圧窒素ガス供給系が動作不能の場合	B1. 発電課長は、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. 発電課長は、代替措置※8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 B3. 発電課長は、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. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間 36時間	<p>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\squareMPa[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代替HPIIN第一隔離弁および代替HPIIN窒素排気出口弁を閉鎖させ、動作可能であることを確認する。</p> <p>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ヶ月に1回」とする。</p> <p>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。 可搬型代替直流電源設備による機能回復及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復は、両方とも機能回復ができない場合を条件として設定する。 高圧窒素ガス供給系（非常用）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。</p> <p>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系及びB系)が該当し、完了時間は“速やかに”とする。</p> <p>A2. 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（電源切替盤又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。</p> <p>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が動作可能である場合のAOTである「10日間」とする。</p> <p>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、自動減圧系の高圧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。</p> <p>B2. A2.と同様。ただし、代替措置とはポンベの補充等をいう。 B3. A3.と同様。 C1., C2 既保安規定と同様の設定とする。</p>	
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間												
A. 可搬型代替直流電源設備による機能回復ができない場合 および 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復ができない場合	A1. 発電課長は、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ことをおよび A2.1. 発電課長は、代替措置※8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. 防災課長は、代替措置※8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 A3.1. 発電課長は、可搬型代替直流電源設備による機能回復が可能ない状態に復旧する。 または A3.2. 防災課長は、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による機能回復が可能ない状態に復旧する。	速やかに 3日間 3日間 10日間 10日間												
B. 高圧窒素ガス供給系（非常用）が動作不能の場合 または 代替高圧窒素ガス供給系が動作不能の場合	B1. 発電課長は、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. 発電課長は、代替措置※8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 B3. 発電課長は、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. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間 36時間												

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

66-3-3の範囲
赤枠にて示す



凡例

MO	電動駆動
∞	弁
∨	逆止弁
⊗	圧力調整弁
⊗	電磁弁
⊗	主蒸気逃がし安全弁
○	アキュムレータ
----	ホース
⌈	設計基準事故対処設備から追加した箇所

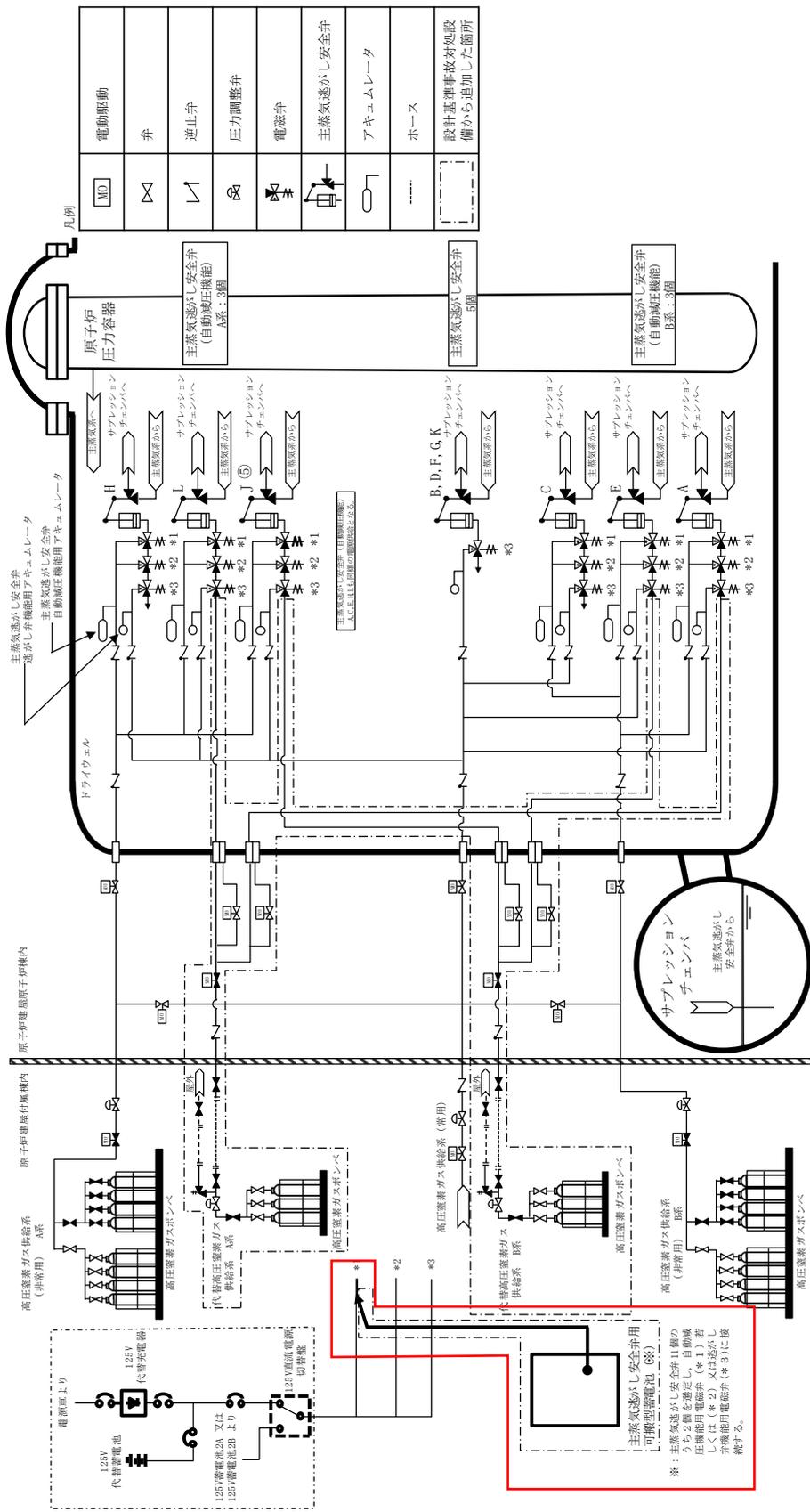
注：可搬型代替直流電源設備による電源供給については、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁A系への供給を示す。

弁名称	主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）
操作手順	⑤

第 1.3-6 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 概要図

66-12-5にて整理

66-3-3 の範囲
赤枠にて示す



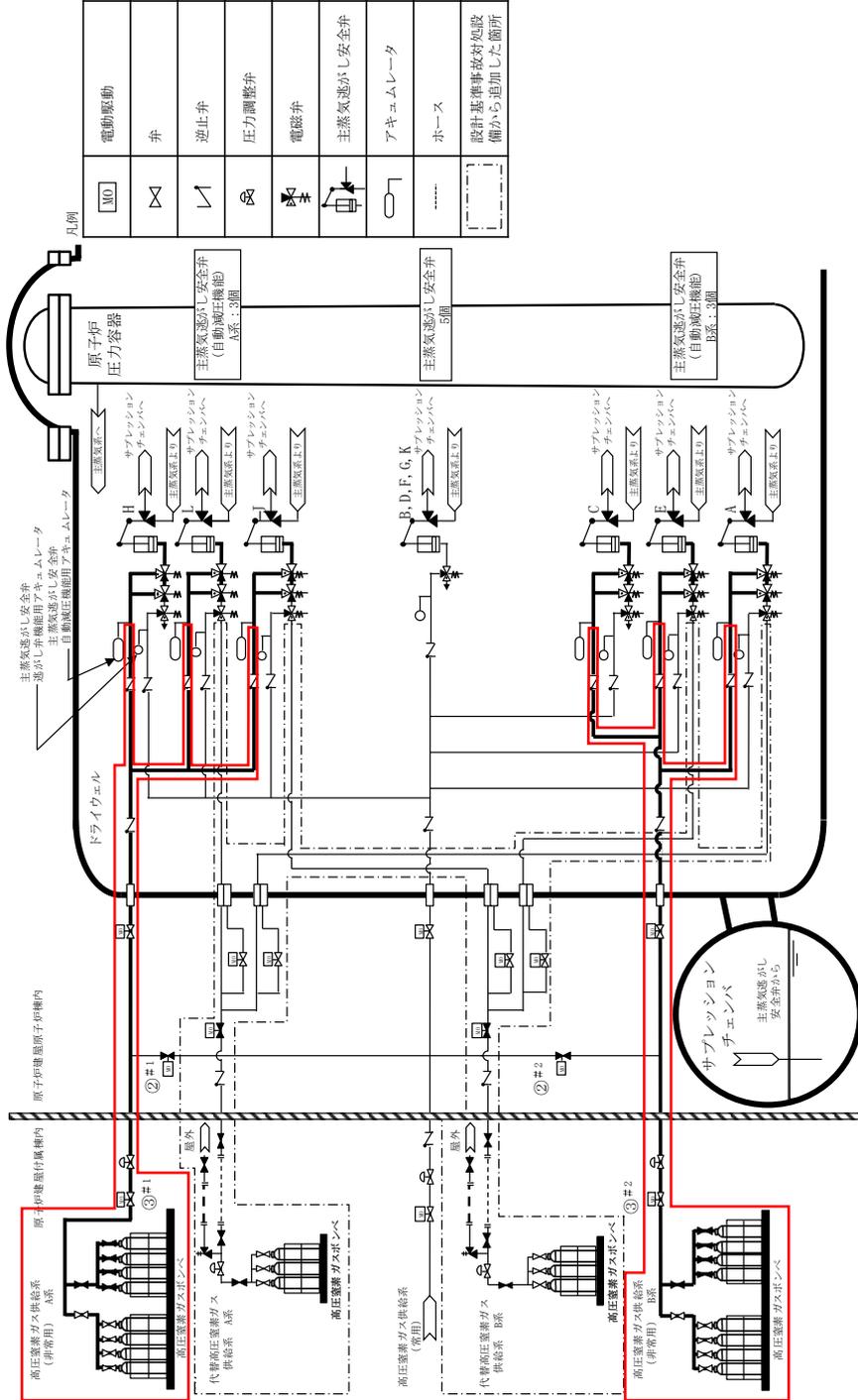
凡例

MD	電動駆動
∇	弁
∨	逆止弁
⊗	圧力調整弁
⊕	電磁弁
⊖	主蒸気逃がし安全弁
○	アキュムレータ
.....	ホース
[]	設計基準事故対処設備から追加した箇所

操作手順	弁名称
⑤	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能)

第 1.3-8 図 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 概要図

66-3-3-3 の範囲
赤枠にて示す

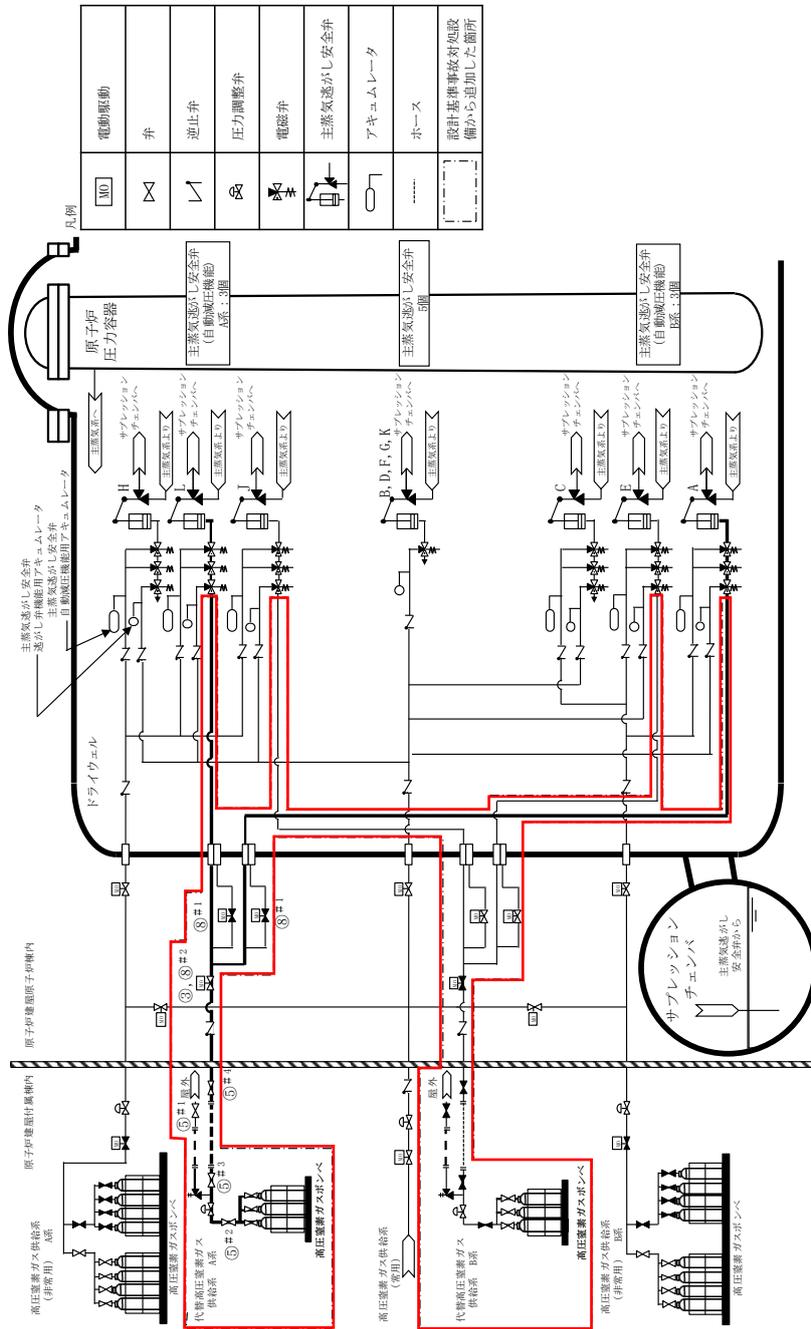


操作手順	弁名称
② #1	HP IN 非常用窒素ガス連絡弁 (A)
② #2	HP IN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (B)
③ #1	HP IN 非常用窒素ガス入口弁 (A)
③ #2	HP IN 非常用窒素ガス入口弁 (B)

#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弁があることを示す。

第 1.3-10 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 概要図

66-3-3 の範囲
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
③, ⑧ #2	代替 HPIN 第一隔離弁 (A)
⑤ #1	代替 HPIN 窒素ガスポンベラック安全弁出口ライン止め弁 (A)
⑤ #2	代替 HPIN 窒素ガスポンベラック供給止め弁 (A)
⑤ #3	代替 HPIN 窒素ガスポンベラック供給弁 (A)
⑤ #4	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A)
⑧ #1	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1), (A-2)

#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弁があることを示す。

第 1.3-12 図 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）開放 概要図

基準要求に関する説明
 関連個所を赤枠にて示す

添付資料 1.3.1

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/5)

技術的能力審査基準 (1.3)	番号	設置許可基準規則 (46 条)	技術基準規則 (61 条)	番号
<p>【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。</p>	①	<p>【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。</p>	<p>【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。</p>	⑦
<p>【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。</p>	—	<p>【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。</p>	<p>【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。</p>	—
<p>(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。</p>	②	<p>(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)。</p>	<p>(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)。</p>	⑧
<p>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ポンペを整備すること。</p>	③	<p>(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。</p>	<p>(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。</p>	⑨
<p>c) 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ポンペを整備すること。</p>	④	<p>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ポンペを配備すること。</p>	<p>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ポンペを配備すること。</p>	⑩
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	⑤	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑪
<p>(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。</p>	⑥	—	—	—
<p>(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)</p>	—	—	—	—
<p>(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。</p>	⑥	—	—	—

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

■ : 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	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	新設 既設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	ATWS 緩和設備 (自動減圧系 作動阻止機能)	新設							
	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) (C, H の 2 個)	既設							
	主蒸気系 配管 ・クエンチャ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
(主蒸気逃がし安全弁) 手動操作による減圧	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑦	(タービンバイパス弁) 手動操作による減圧	タービンバイパス弁	常設	5分	1名	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			
	主蒸気逃がし安全弁 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 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	所内常設蓄電式直流 電源設備	既設 新設							
	常設代替直流電源 設備	新設							
	可搬型代替直流電源 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							
可搬型代替直流電源設備による 主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源 設備	新設	① ② ⑦ ⑨	-	-	-	-	-	-
	125V 直流電源切替盤	新設							
	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能)	既設							
	主蒸気系 配管 ・クエンチャ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

■ : 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
主蒸気逃がし安全弁機能回復 <small>主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による</small>	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	新設	① ② ⑦ ⑨	-	-	-	-	-	-
	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能)	既設							
	主蒸気系 配管・クエンチャ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	-	-							
高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保	高圧窒素ガスポンペ	既設	① ③ ⑦ ⑩	-	-	-	-	-	-
	高圧窒素ガス供給系配管・弁	既設							
	主蒸気系 配管・弁	既設							
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	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							
	非常用交流電源設備	既設							
代替窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放	高圧窒素ガスポンペ	新設	① ⑦	-	-	-	-	-	-
	ホース・弁	新設							
	代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁	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							
	代替所内電気設備	新設							

※1 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

主蒸気逃がし安全弁は、代替高圧窒素ガス供給系を通常時の系統構成から、弁操作等によって重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続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。主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、治具による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建屋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、原子炉建屋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。

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の主蒸気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。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備の主蒸気逃がし安全弁の主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準事故対処設備としての主蒸気逃がし安全弁自動減圧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主蒸気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、設計基準事故対処設備と

同仕様で設計する。

主蒸気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主蒸気逃がし安全弁の主蒸気逃がし安全弁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主蒸気逃がし安全弁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主蒸気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可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、主蒸気逃がし安全弁 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 1 個 使用する。保有数は 1 セット 1 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 個の合計 2 個を保管する。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした蒸気を原子炉建屋外に排気して、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量を有する設計とする。

5.5.2.4 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。

主蒸気逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスポンベの容量の設定も含めて、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。

主蒸気逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等時において中央制御

6.8.2.2 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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路は，自動減圧系とは別の制御盤に収納することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ出口圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの主蒸気逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが，自動減圧系と電氣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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，他の設備と電氣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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）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。

代替高圧窒素ガス供給系は，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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，想定される重大事故等時に於いて，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有効燃料棒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，

主蒸気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）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に作動する設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベは、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、主蒸気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高圧窒素ガス供給系（非常用）で1セット8本、代替高圧窒素ガス供給系で1セット3本の合計1セット11本使用する。保有数は、1セット11本に加えて、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11本の合計で22本を保管する。

6.8.2.4 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。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、中央制御室及び原子炉建屋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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力以下の場合に主蒸気逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力の2倍となった場合においても主蒸気逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガ

設計仕様
 関連箇所を赤枠にて示す

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) 主蒸気逃がし安全弁

第 5.1-3 表 主蒸気系主要機器仕様に記載する。

(2) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

個 数	11
容 量	約 15L (1 個当たり)

(3) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

個 数	6
容 量	約 200L (1 個当たり)

(4) 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型 式	小型制御弁式鉛蓄電池
個 数	1 (予備 1)
容 量	約 24Ah
電 圧	120V
使用箇所	制御建屋地上 2 階
保管場所	制御建屋地上 2 階

(5) 原子炉建屋ブローアウトパネル

個 数	1
取付箇所	原子炉建屋地上 3 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) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

個 数	1
-----	---

(2) 高圧窒素ガスボンベ

本 数	11（予備 11）
容 量	約 47L（1 本当たり）
充填圧力	約 15MPa [gage]
使用箇所	原子炉建屋地上 1 階
保管場所	原子炉建屋地上 1 階

所要数
 関連個所を下線にて示す

名	称	<u>主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池</u>
容 量	Ah/組	24(20時間率)
個 数	組	<u>1(予備1)(1組当たり10個)</u>
<p>【設定根拠】 (概要) ・重大事故等対処設備 重大事故等時にその他発電用原子炉の附属施設のうち主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための可搬型電源設備として使用する主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、以下の機能を有する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、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設置する。</p> <p>系統構成は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び直流電源喪失）した場合に、直流電源の入力箇所に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することにより、主蒸気逃がし安全弁2個の作動に必要な電力を供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、主蒸気逃がし安全弁の作動に用いる電磁弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を差動させるために必要な容量は、常設直流電源系統に要求している24時間の容量とし、以下の通り、24Ah/組となる。</p> $C = \frac{1}{L} K I$ <p>C : 必要容量(Ah/組) L : 保守率 = 0.8(単位なし) K : 容量換算時間(時) I : 負荷電流(A) (参考文献：電池工業会規格「据置蓄電池の容量算法」(SBA S 0601-2014))</p> $C = \frac{1}{0.8} [26 \times 0.4] = 13 \text{Ah/組}$ <p>以上より、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、13Ah/組を上回る24Ah/組とする。</p> <p>2. 個数の設定根拠 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、重大事故等対処設備として自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁2個の作動に必要な電力を確保するために必要な個数として<u>1組(1組当たり10個)</u>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組を保管する。</p>		

O 2 ⑥ VI-1-1-4-8-1-2-1-4 R 1 E

設定根拠
 関連個所を下線にて示す

・ 高圧窒素ガスボンベ

名 称		<u>高圧窒素ガスボンベ</u>
容量	ℓ/本	約 47
最高使用圧力	MPa[gage]	約 15 ^注
機器仕様に関する注記		注：最高充填圧力を示す。

【設定根拠】

高圧窒素ガスボンベは、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、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）による高圧窒素ガスボンベからの窒素供給は、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])以下の場合に限定され、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力を超え最高使用圧力の2倍(854 kPa[gage])以下の場合には、代替高圧窒素ガス供給系による高圧窒素ガスボンベからの窒素供給により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う設計とする。

1. 高圧窒素ガスボンベ

高圧窒素ガスボンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で8本、代替高圧窒素ガス供給系で3本使用するため、必要となる本数は11本であり、負荷に直接接続する可搬型設備であることから、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し合計で22本を確保し、分散して配備する。

1.1 高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスボンベ容量

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスボンベは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）6弁（A系3弁、B系3弁）を開弁させた後、7日間開保持させるために必要な窒素量をもとに、1系列当たりの必要容量3本を上回る4本（2系列分として必要容量6本に対し計8本）を接続し使用する。

1系列当たりの高圧窒素ガスボンベの必要容量は、以下のとおり。

1.1.1 窒素消費量

(1) 高圧窒素ガス供給系(非常用) 1系列3弁を開動作するための消費量

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）1回作動時の窒素消費量は、1弁を

1 回作動させた場合に元の圧力に復帰させるために必要な窒素量から求められる。

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= \frac{(P_1[\text{MPa}(abs)] - P_2[\text{MPa}(abs)]) \times (V_1[\ell] + V_2[\ell])}{0.101325[\text{MPa}(abs)]} \\
 &= \frac{[\] - [\] \times (200[\ell] + [\][\ell])}{0.101325[\text{MPa}(abs)]} \\
 &= [\][\ell(\text{normal})]
 \end{aligned}$$

よって、3 弁開動作するためには $[\][\ell(\text{normal})] \times 3$ 弁 $\div [\][\ell(\text{normal})]$ 必要となる。

Q_1 : 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 1 弁 1 回作動に必要な窒素消費量 ($[\ell(\text{normal})]$)

P_1 : 自動減圧機能用アキュムレータ初期圧力 ($[\][\text{MPa}(abs)]$)
(運転時最低供給圧力 $[\][\text{MPa}(gage)] + 0.101325 [\text{MPa}(abs)]$)

P_2 : 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 作動後の自動減圧機能用アキュムレータ圧力 ($[\][\text{MPa}(abs)]$) *1

V_1 : 自動減圧機能用アキュムレータ容量 (200 $[\ell]$)

V_2 : 空気シリンダ容量 ($[\][\ell]$)

*1 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) の作動による窒素の圧力及び体積変化は短時間で起こるため断熱変化と考え窒素の断熱指数 1.4 より P_2 は下記のとおり求められる。

$$\begin{aligned}
 P_1 \times V_1^{1.4} &= P_2 \times (V_1 + V_2)^{1.4} \\
 P_2 &= P_1 \times \left(\frac{V_1}{V_1 + V_2} \right)^{1.4} \\
 &= ([\] + 0.101325) \times \left(\frac{200}{200 + [\]} \right)^{1.4} \\
 &= [\][\text{MPa}(abs)]
 \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設定根拠
関連個所を下線にて示す

・代替高压窒素ガス供給系

名 称		代替高压窒素ガス供給系
供給圧力	MPa[gage]	<input type="text"/> 以上
<p>【設定根拠】</p> <p><u>代替高压窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(1Pd=427 kPa[gage])を超え、原子炉格納容器の背圧により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な高压窒素ガス供給系（非常用）の窒素供給圧力が不足する可能性がある場合、より高压の窒素を供給することにより原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（2Pd=854kPa[gage]）の場合においても原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し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の設備として設置する。</u></p> <p>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の開動作条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_W + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \dots \dots \textcircled{1}$ <p>F_N : 代替高压窒素ガス供給系によるピストン押し上げ力 $F_N = P_N \times S_2$ P_N : 代替高压窒素ガス供給系圧力 S_2 : ピストン受圧面積 (=51070mm²)</p> <p>F_R : 原子炉圧力による弁体の揚力 $F_R = P_R \times S_1$ P_R : 原子炉圧力 (=0.854[MPa[gage]]*) S_1 : 主蒸気逃がし安全弁弁体受圧面積 (=14103mm²) * 保守的に格納容器圧力と均圧した状態まで減圧することを想定</p> <p>n : レバー比 (=6)</p> <p>F_{S2} : 空気シリンダスプリング荷重 (=2.95×10³[N])</p> <p>F_W : 空気シリンダ可動部重力 (=491[N])</p> <p>F_P : 原子炉格納容器圧力によるピストン押し下げ力 $F_P = P_P \times S_2$ P_P : 原子炉格納容器圧力 (=0.854[MPa[gage]]*) * 最高使用圧力の2倍(2Pd)まで過圧された状態を想定</p> <p>F_{S1} : 弁本体スプリング荷重 (=1.78×10⁵[N])</p> <p>F_F : ピストンOリング摩擦力 (=1.97×10³[N])</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

式①に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$ MPa[gage]のときに主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の開動作条件が成立する。

したがって、代替高压窒素ガス供給系の窒素供給圧力が \square MPa[gage] 以上のとき、格納容器内圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）を開動作させることができる。

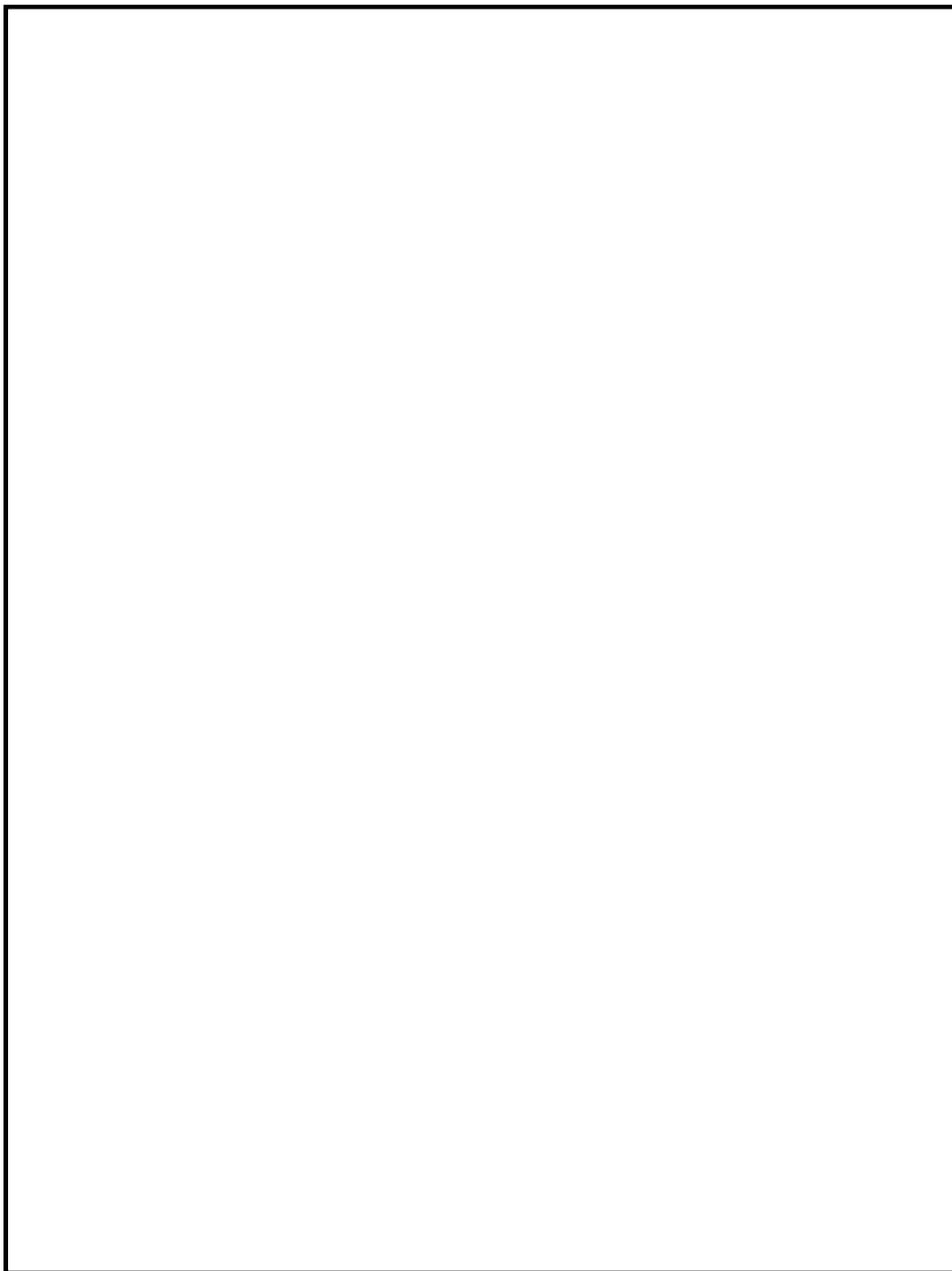


図 46-6-2 主蒸気逃がし安全弁構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定第66条

表66-4「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」

66-4-1「低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」

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）

(4) 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) まとめ資料（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）

表66-4 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

66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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 高 温 停 止	復水移送ポンプ※4	2台
	復水貯蔵タンク	※6
	可搬型代替交流電源設備	※7
	常設代替交流電源設備	※8
	所内常設蓄電式直流電源設備	※9
	代替所内電気設備	※10
	復水移送ポンプ※5	1台
	復水貯蔵タンク	※6
	可搬型代替交流電源設備	※7
	常設代替交流電源設備	※8
冷温停止 燃料交換※3	所内常設蓄電式直流電源設備	※9
	代替所内電気設備	※10

※1：必要な弁および配管を含む。

※2：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水ラインは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」、「第40条 非常用炉心冷却系その2」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条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、かつプールのゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合

※4：復水移送ポンプは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」および「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。

※5：当該設備が動作不能時は、「第40条 非常用炉心冷却系その2」の運転上の制限も確認する。

※6：「66-11-1 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。

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、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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
「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。」

④ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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、かつプールの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、かつプールの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、冷温停止及び燃料交換（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、かつプールの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、かつプールのゲートが閉の場合）」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 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）について、原子炉運転中の有効性評価（全交流動力電源喪失等）では、解析条件として復水移送ポンプ1台（最大 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ ）で注水することとしている。また、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、解析条件として復水移送ポンプ2台（最大 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ ）で注水することとしているため、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止では復水移送ポンプの所要数を2台とする。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、解析条件として復水移送ポンプ1台（最大 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ ）で注水することとしているため、原子炉

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ※7：「66-12-2 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。
- ※8：「66-12-1 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。
- ※9：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※10：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

の状態で冷温停止及び燃料交換（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、かつプールの水位が閉の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合) では復水移送ポンプの所要数を1台とする。(添付-2)

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が□m ³ /h以上で、揚程が□m以上および復水移送ポンプ2台で流量が□m ³ /h以上で、揚程が□m以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長
2. CRD復水入口弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であること、冷温停止および燃料交換※11においては、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する※12。	1ヶ月に1回	発電課長
4. 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※11において、RHR A系(B系) LPC I 注入隔離弁、RHRヘッドスプレイレイン洗浄流量調整弁、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁、MUWCサンプリング取止め弁及びFPMUWポンプ吸込弁が動作可能であること、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

※11：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、かつプールの水位が閉の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合

※12：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

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)

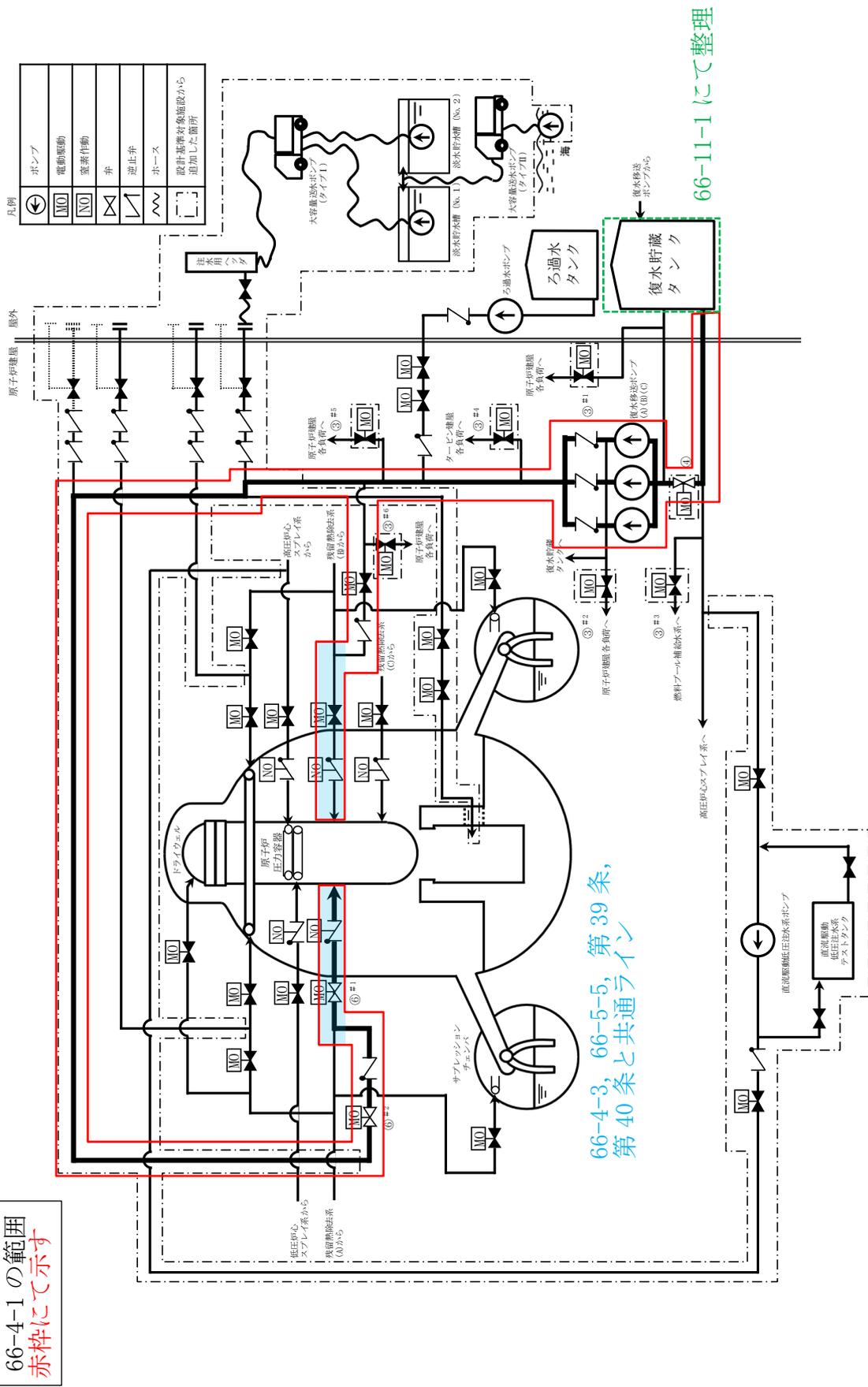
- a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)
 - 項目1 該当。
 - 確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付-2)
 - 定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。
- b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。)
 - 項目2, 3, 4が該当。
 - 弁動作確認は、当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として、RHR A系(B系) LPC I 注入隔離弁、RHRヘッドスプレイレイン洗浄流量調整弁、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁、CRD復水入口弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁、MUWCサンプリング取止め弁及びFPMUWポンプ吸込弁を対象とする。なお、項目2の弁は、プラント運転中に開閉試験を行うと、プラントに外乱(タービンラッシュ、蒸気喪失による復水器真空度悪化等)を与えるため、プラント停止中に試験を行う。
 - 項目3, 4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ヶ月に1回、動作確認を実施する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 第66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	A. 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)が動作不能の場合	A1. 発電課長は、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 ^{※13} 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。 および A2. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※15} が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該システム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。低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)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	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. 発電課長は、低圧注水系2系列および低圧炉心スプレイス系を起動し、動作可能であることを確認する。 ^{※16} および B2. 防災課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※15} が動作可能であることを確認する。 および B3. 発電課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 10日間	【運転、起動及び高温停止】 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を含む。)及び低圧炉心スプレイス系(非常用ディーゼル発電機を含む。)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。完了時間に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。 低圧代替注水系(可搬型)は重大事故等対処設備であり、また原子炉低圧時に十分な注水量を確保でき、かつ低圧注水系及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)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】 低圧代替注水系(可搬型)は、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)と同様に「 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 」以上の注水流量を有する。 【準備時間】 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の準備時間が約15分に対して、低圧代替注水系(可搬型)の準備時間が約385分要することから、事前準備等による時間短縮の補完措置を行い、15分以内に注水可能な体制を整える。(添付-3) A3. 当該システムを復旧する。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又は弁が故障した場合は、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)及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系列及び低圧炉心スプレイス系(接続する非常用ディーゼル発電機を含む。)が動作可能であることを確認する。 B2. A2.と同様。
低温停止 燃料交換 ^{※17}	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 A. 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)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	C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、低温停止にする。 A1. 発電課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長および防災課長は、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 ^{※13} とともに、その他の設備 ^{※18} が動作可能であることを確認する。	24時間 36時間 速やかに 速やかに	
※13: 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。				
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。				

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
<p>※14: 残りの低圧注水系2系列および低圧炉心スプレイス系ならびに非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※15: 低圧代替注水系（可搬型）をいう（時間短縮の補完措置を含む。）。</p> <p>※16: 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2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※17: 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、かつプールのゲートが開の場合 （2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合</p> <p>※18: 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。</p>	<p>B3. 当該システムを復旧する。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。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【冷温停止及び燃料交換（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、かつプールの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、かつプールのゲートが閉の場合）】</p> <p>A1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>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何れか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。高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系及び低圧注水系（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、かつ低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）に対して独立性を確保できることから採用した。</p> <p>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。</p> <p>【必要容量】 低圧代替注水系（可搬型）は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）と同様に「\square m^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24 m^3/h (原子炉停止1日後の燃料の崩壊熱である約14MW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。</p> <p>【準備時間】 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間が約15分に対して、低圧代替注水系（可搬型）の準備時間が約385分要することから、事前準備等による時間短縮の補完措置を行い、15分以内に注水可能な体制を整える。（添付-3）</p>	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

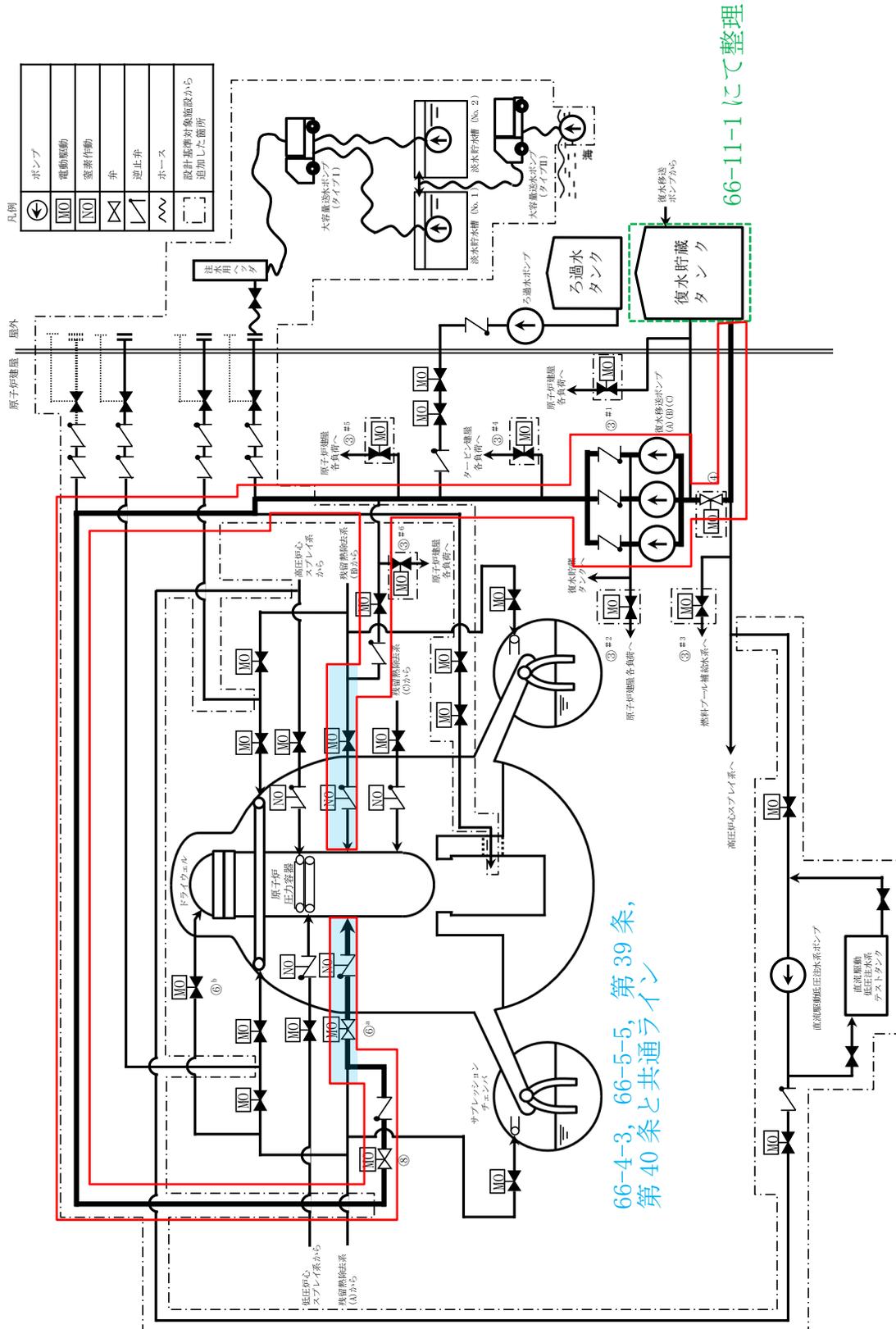


第1.4-8 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
③#1	CRD 復水入口弁
③#2	MUWC サンプリング取出止め弁
③#3	PPMUW ポンプ吸込弁
③#4	T/B 緊急時隔離弁
③#5	R/B B1F 緊急時隔離弁
③#6	R/B 1F 緊急時隔離弁
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁
⑥#1	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁
⑥#2	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.4-8 図 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (2/2)

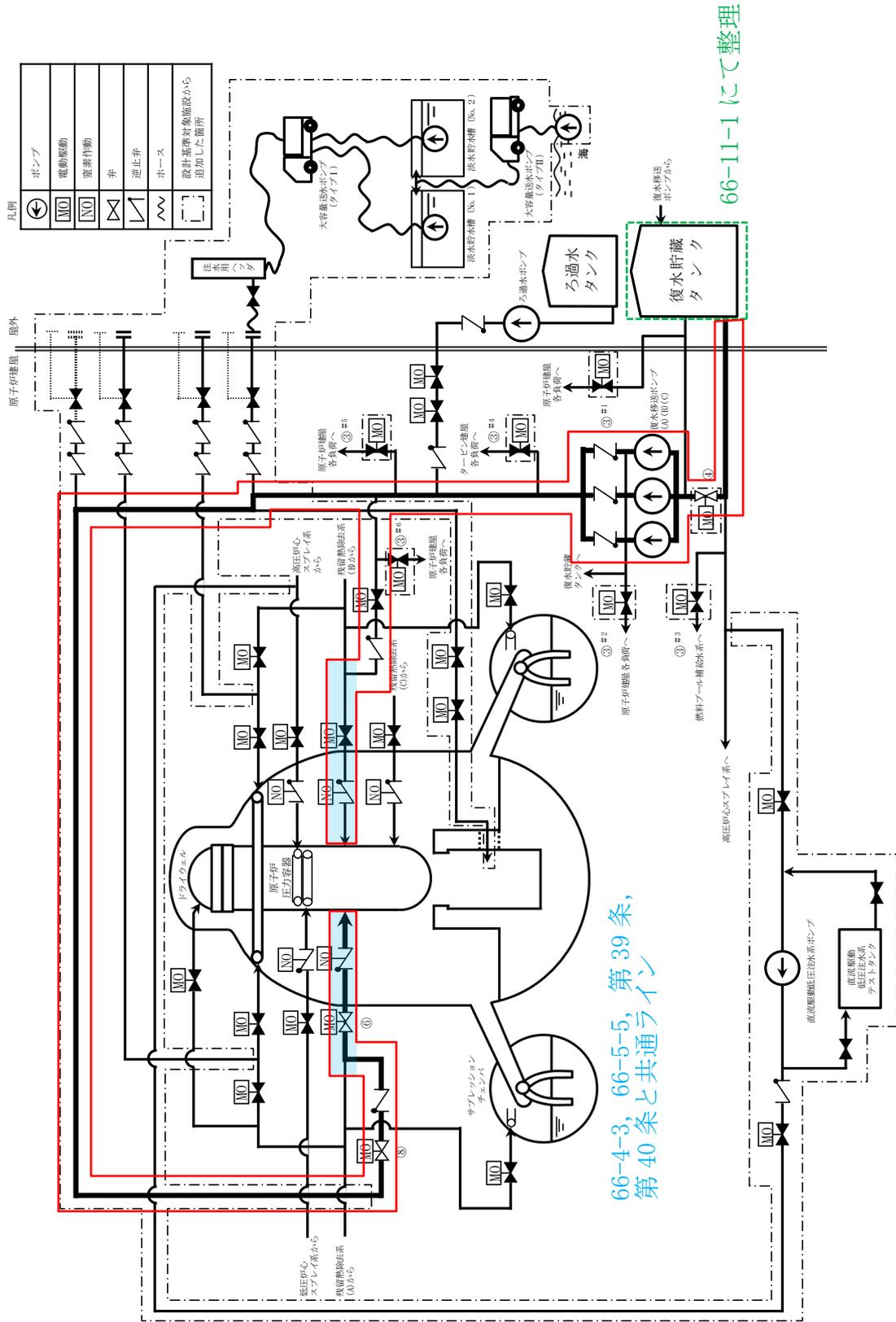


第 1.4-24 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
③ ^{#1}	CRD 復水入口弁
③ ^{#2}	MUWC サンプリング取出止め弁
③ ^{#3}	FPMUW ポンプ吸込弁
③ ^{#4}	T/B 緊急時隔離弁
③ ^{#5}	R/B B1F 緊急時隔離弁
③ ^{#6}	R/B 1F 緊急時隔離弁
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁
⑥ ^a	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁
⑥ ^b	RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.4-24 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却 概要図 (2/2)



第 1.4-33 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉压力容器への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
③#1	CRD 復水入口弁
③#2	MUWC サンプリング取出止め弁
③#3	FPMUW ポンプ吸込弁
③#4	T/B 緊急時隔離弁
③#5	R/B BIF 緊急時隔離弁
③#6	R/B 1F 緊急時隔離弁
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁
⑥	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.4-33 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図 (2/2)

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

5.6.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が、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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の直流駆動低圧注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な注水流量に対して、十分な容量を有する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）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。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に 1 セット 1 台使用する。保有数は 2 セット 4 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 5 台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給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。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬

設計仕様
 関連個所を赤枠にて示す

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) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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熔融炉心を冷却するための設備

台 数	2（予備 1）
容 量	約 100m ³ /h（1 台当たり）
全 揚 程	約 85m

b. 直流駆動低圧注水系ポンプ

台 数	1
容 量	約 82m ³ /h
全 揚 程	約 75m

(2) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

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. 残留熱除去系熱交換器

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。

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

(1) 原子炉格納容器下部注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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。

b. 代替循環冷却ポンプ

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) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済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) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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。

(4) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

様に記載する。

(5) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

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. 残留熱除去系熱交換器

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. 熱交換器ユニット

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に記載する。

d. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

第 4.3-1 表 使用済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。

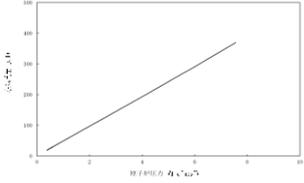
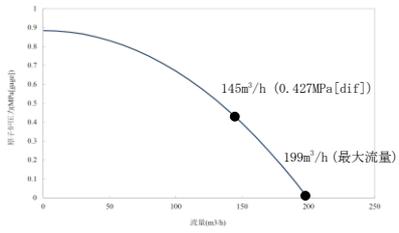
(6) 低圧代替注水系 (常設)

a. 復水移送ポンプ

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。

有効性評価
 関連個所を赤枠にて示す

第 7.1.1-2 表 主要解析条件 (高圧・低圧注水機能喪失) (3/4)

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)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	再循環ポンプが, 原子炉水位低 (レベル2) で 2 台全てがトリップ	原子炉再循環系のインターロックとして設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa [gage] × 2 個, 356t/h (1 個当たり) 7.44MPa [gage] × 3 個, 360t/h (1 個当たり) 7.51MPa [gage] × 3 個, 363t/h (1 個当たり) 7.58MPa [gage] × 3 個, 367t/h (1 個当たり)	逃がし安全弁の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) の 6 個を開することによる原子炉急速減圧 <small>〈原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個当たりの蒸気流量の関係〉</small> 	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
	低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	最大 199m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 <small>〈復水移送ポンプ 2 台による注水特性〉</small> 
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)	88m ³ /h にて格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
原子炉格納容器フィルタベント系等	格納容器圧力 0.427MPa [gage] における排出流量 10.0kg/s に対して, 原子炉格納容器第一隔離弁 (S/C ベント用出口隔離弁) を全開にて格納容器除熱	原子炉格納容器フィルタベント系等の設計値として設定	

第 7.4.2-2 表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）

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	原子炉圧力容器未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
	崩壊熱	約 14MW (9×9 燃料 (A型), 原子炉停止 1 日後※1)	平衡炉心の炉心平均燃焼度 33Gwd/t※2 を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値
	原子炉初期水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から +133cm)	原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値
	原子炉初期水温	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
	外部水源の温度	100℃	顕熱を考慮せず、原子炉水位低下を保守的に評価する条件として設定
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	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定して設定
		原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 喪失	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能を喪失するものとして設定
	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
関連する機器条件 重大事故等対策に	低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	100m ³ /h にて原子炉注水	復水移送ポンプの設計値に注入配管の流路圧損及び保守性を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却水系	16MW (原子炉冷却材温度 154℃, 海水温度 26℃において)	原子炉補機代替冷却水系の設計値として設定
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	熱交換器 1 基当たり約 8.8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 26℃において)	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の設計値として設定 (原子炉水位回復後は崩壊熱相当の注水を実施することで水位を維持するが、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) を実施することで原子炉内の崩壊熱を除去できるため、注水が不要となる)
関連する操作条件 重大事故等対策に	常設代替交流電源設備からの受電操作	事象発生 20 分後	事象判断時間を考慮して、事象発生 10 分後に常設代替交流電源設備から受電操作を開始し、操作時間として 10 分間を設定
	低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水準備操作	事象発生 25 分後	常設低压代替注水系ポンプを用いた低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の起動操作に要する時間を考慮して設定
	低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水操作	事象発生 2 時間後	事象の認知や操作時間を基に、時間余裕を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却水系運転操作	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備期間を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転操作	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系用いた残留熱除去系による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定

※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。通常運転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、崩壊熱評価は原子炉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 平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして 10%の保守性を考慮

設定根拠
 関連個所を赤線にて示す

名 称		復水移送ポンプ*	
容 量	m ³ /h/個	□ 以上, <u>□ 以上</u> , □ 以上, □ 以上, □ 以上, □ 以上	(100)
揚 程	m	□ 以上, <u>□ 以上</u> , □ 以上, □ 以上,	(85)
最高使用圧力	MPa	1.37	
最高使用温度	℃	66	
原 動 機 出 力	kW/個	45	
個 数	—	3	
注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系）と兼用。			
【設定根拠】 （概要） ・設計基準対象施設 復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵タンクに貯蔵されている復水を各使用系統先へ供給することを目的に設置する。 ・重大事故等対処設備 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（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。 復水移送ポンプは、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、発電用原子炉を冷却するために設置する。 系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。 復水移送ポンプは、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、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設置する。 系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、補給水系配管等を介して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。 復水移送ポンプは、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			

O2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R2

O2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R2

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、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、並びに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設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、原子炉格納容器内ドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで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、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ことができる設計とする。

またスプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ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原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、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、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、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。

1. 容量の設定根拠

1.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの容量は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、連続使用負荷と間欠使用負荷を考慮した復水移送ポンプ1個当たりの復水流量である \square m³/h/個を上回る容量として、 \square m³/h/個以上とする。

公称値については \square 100 m³/h/個とする。

1.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

1.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の容量 \square m³/h/個以上

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（低圧代替注水系）及び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原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））及び格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ1個で最大 \square m³/h のため、 \square m³/h/個以上とする。

1.2.2 低圧代替注水系として使用する場合の容量 \square m³/h/個以上

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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、LOCA 時注水機能喪失）において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で最大 \square m³/h のため、1個当たり \square m³/h 以上とする。

2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

O2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R2

1.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ 2 個で m³/h のため、1 個当たり m³/h 以上とする。

1.2.4 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時）から原子炉圧力容器破損までの間にドライウェル床面から 0.02 m の高さまで水張り可能な注水流量として、1 個当たり m³/h 以上とする。

1.2.5 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において溶融炉心冷却時には、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量として、1 個当たり m³/h 以上とする。

2. 揚程の設定根拠

2.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差 m
- ② 静水頭（ポンプ自動トリップレベルと復水使用設備の標高差） m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失 m

合計 m

上記より設計基準対象施設として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

公称値については 35 m とする。

2.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

2.2.1 低圧代替注水系として復水移送ポンプ 1 個で原子炉圧力容器へ m³/h 注水する場合の揚程 m 以上

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（低圧代替注水系）及び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原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

3

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

O2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R2

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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（低圧代替注水系）及び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原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m以上とする。

- 2.2.2 低圧代替注水系として復水移送ポンプ2個で原子炉压力容器へ m³/h 注水する場合の揚程 m以上

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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m以上とする。

- 2.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として復水移送ポンプ2個で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 m以上

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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m以上とする。

- 2.2.4 原子炉格納容器下部注水系として原子炉压力容器下鏡部温度 300℃到達時に復水移送ポンプ1個で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 m以上

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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

4 特開みの内容は商業機密の観点から公開できません。

同等な性能を有することの説明
 関連箇所を下線にて示す

添付資料 5.1.2

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、発生する崩壊熱は全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 5.1.8 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、「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、大気圧下と比べての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 1 時間である。計算は次の式で行った。

$$t_1 = (h_{100} - h_{52}) \times V_c / v_{52} / (Q \times 3600) = \text{約 } 1.12 [\text{h}]$$

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} : 初期条件(52℃, 大気圧)における比エンタルピ[kJ/kg] = 217.70

V_c : 保有水の体積 [m³] =

v_{52} : 初期条件(52℃, 大気圧)における水の比容積[m³/kg] = 0.001013

Q : 崩壊熱[kW] = 1.4×10^4

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位に至るまでの時間
燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の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時間と約4時間である。計算は次の式で行った。

$$t = t_1 + t_2$$

$$t_2 = (h_s - h_{100}) \times V_u / v_{100} / (Q \times 3600)$$

t : 燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位に至るまでの時間[h]

t₂ : 100℃到達から燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位に至るまでの時間[h]

h₁₀₀ : 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[m³]

(燃料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目安の水位までの保有水の体積) =

v₁₀₀ : 100℃の飽和水の比容積[m³/kg] = 0.00104346

Q : 崩壊熱[kW] = 1.4 × 10⁴

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24[m³/h]である。計算は次の式で行った。

$$(\text{注水前の蒸発量}) = (Q \times 3600) / (h_s - h_{100}) / \rho_{100}$$

ρ₁₀₀ : 100℃の水密度[kg/m³] = 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24[m³/h]である。なお、必要な注水量が大きくなるように、注水温度は保守的に100℃とした。計算は次の式で行った。

$$f = (Q \times 3600) / \{(h_s - h_f) / v_f\}$$

f : 必要な注水量[m³/h]

v_f : 注水(飽和水)の比容積[m³/kg]

(崩壊熱除去機能喪失時) = 0.00104346 (保守的に100℃とした)

(全交流動力電源喪失時) = 0.00104346 (保守的に100℃とした)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ [kJ/kg] = 2675.57
 h_f : 注水(飽和水)の比エンタルピ [kJ/kg]
 (崩壊熱除去機能喪失時) = 419.10 (保守的に100°Cとした)
 (全交流動力電源喪失時) = 419.10 (保守的に100°Cとした)
 Q : 崩壊熱 [kW] = 1.4×10^4

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) 主蒸気逃がし安全弁 (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 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。ここで主蒸気逃がし安全弁 (SRV) の逃がし弁機能が作動する最低圧力 (7.37MPa [gage]) に到達する時間等を求めた。

$$M_s \times v_s + M_l \times v_l = V_{all}$$

$$M_s + M_l = M_{all}$$

$$\Delta (h_s \times V_s / v_s + h_l \times V_l / v_l) = Q \Delta t$$

※初期状態の各変数は[0], SRV 作動圧力到達時の各変数は[1]で示す。

す。

M_s, M_l : 気相部の蒸気量, 液相部の水量 [kg]

初期 (大気圧, 原子炉水温 52°C) :

$$M_{s0} = \text{約 } \boxed{\quad} \text{ kg (飽和蒸気圧)}, M_{l0} = \text{約 } \boxed{\quad} \text{ kg}$$

M_{all} : 原子炉圧力容器内の蒸気及び冷却材の総量 [kg] = 約 $\boxed{\quad}$ kg

v_s, v_l : 飽和蒸気の比容積, 水の比容積 [m^3/kg]

初期 (大気圧, 原子炉水温 52°C) :

$$v_{s0} = 10.9637 \text{ m}^3/\text{kg}, v_{l0} = 0.00101308 \text{ m}^3/\text{kg}$$

SRV 作動圧力到達時 (7.37MPa [gage], 原子炉水温 290.3°C) :

$$v_{s1} = 0.0254248 \text{ m}^3/\text{kg}, v_{l1} = 0.00136741 \text{ m}^3/\text{kg}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

V_s, V_l : 気相部の体積, 液相部の体積[m³]

初期 (大気圧, 原子炉水温 52°C) :

$$V_{s0} = \text{約} \boxed{} \text{ m}^3, V_{l0} = \text{約} \boxed{} \text{ m}^3$$

V_{all} : 原子炉圧力容器の体積[m³] = 約 $\boxed{}$ m³

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°C) :

$$h_{s0} = \text{約} 2594.8 \text{ kJ/kg}, h_{l0} = \text{約} 217.7 \text{ kJ/kg}$$

SRV 作動圧力到達時 (7.37MPa[gage], 原子炉水温 290.3°C) :

$$h_{s1} = \text{約} 2766.2 \text{ kJ/kg}, h_{l1} = \text{約} 1291.5 \text{ kJ/kg}$$

Q : 崩壊熱量[kJ/s] = 約 1.4×10^4 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 (7.37MPa[gage], 原子炉水温 290.3°C) の液相部の水量[kg]

$$M_{l1} = \text{約} 2.80 \times 10^5 \text{ kg}$$

SRV 作動圧力到達時 (7.37MPa[gage], 原子炉水温 290.3°C) の液相部の体積[m³]

$$V_{l1} = \text{約} \boxed{} \text{ m}^3$$

事象発生後の時間[s]

$$\Delta t = \text{約} 2.2 \times 10^4 \text{ [s]} \rightarrow 6 \text{ 時間以上}$$

となり, 事象発生約 6 時間後までに約 1.8t 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 97m³ 増加し, 原子炉水位は燃料有効長頂部より約 9m 上 (通常運転水位より約 4m 高い位置) となる。SRV 作動圧力到達時 (7.37MPa[gage]) においては遮蔽評価に用いている 100°C 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, 燃料有効長頂部より約 7m 上 (通常運転水位より約 3m 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, 原子炉圧力容器は閉鎖状態において崩壊熱除去機能が喪失した後も, 主蒸気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 (6 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 7 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 (7.37MPa[gage]) までの時間は 4 時間以上となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

同等な性能を有することの説明
 関連個所を下線にて示す

第 7.4.2-2 表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）

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	原子炉圧力容器未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
	崩壊熱	約 14MW (9 × 9 燃料 (A 型), 原子炉停止 1 日後※1)	平衡炉心の炉心平均燃焼度 33GWd/t ^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値
	原子炉初期水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から +133cm)	原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値
	原子炉初期水温	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
	外部水源の温度	100℃	顕熱を考慮せず、原子炉水位低下を保守的に評価する条件として設定
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	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定して設定
		原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 喪失	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能を喪失するものとして設定
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	
関連する機器条件	低下代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	100m ³ /h にて原子炉注水	復水移送ポンプの設計値に注入配管の流路圧損及び保守性を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却水系	16MW (原子炉冷却材温度 154℃, 海水温度 26℃において)	原子炉補機代替冷却水系の設計値として設定
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	熱交換器 1 基当たり約 8.8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 26℃において)	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の設計値として設定 (原子炉水位回復後は崩壊熱相当の注水を実施することで水位を維持するが、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) を実施することで原子炉内の崩壊熱を除去できるため、注水が不要となる)
関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電操作	事象発生 20 分後	事象判断時間を考慮して、事象発生 10 分後に常設代替交流電源設備から受電操作を開始し、操作時間として 10 分間を設定
	低下代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水準備操作	事象発生 25 分後	常設低下代替注水系ポンプを用いた低下代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の起動操作に要する時間を考慮して設定
	低下代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水操作	<u>事象発生 2 時間後</u>	事象の認知や操作時間を基に、時間余裕を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却水系運転操作	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備期間を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転操作	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系用いた残留熱除去系による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定

※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。通常運転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、崩壊熱評価は原子炉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 平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして 10%の保守性を考慮

同等な機能を有することの説明（準備時間）
 関連個所を赤字にて示す

手順の項目	要員（数）	経過時間（分）							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子 炉圧力容器への注水	運転員（中央制御室）A 1	15分 原子炉圧力容器への注水							*原子炉冷却材喪失 事象が確認された場 合
		電源確認※1							
		系統構成、ポンプ起動※2 CUWボトムドレンライン元弁の閉操作（*）※2							

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.4-9-9 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

：事前準備により時間短縮

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 【原子炉・格納容器下部注水接続口 (北) 又は原子炉・格納容器下部注水接続口 (東) を使用する場合】	運転員 (中央制御室) A	電源確認 ^{※1}											操作手順 ③ ④、⑤ ⑩ ⑥ ^a ⑧ ⑥ ^a ⑧ ⑥ ^a	
		系統構成 ^{※2}												
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※3※4}												
		大容量送水ポンプ (タイプI) の移動、設置 ^{※5}												
		大容量送水ポンプ (タイプI) の起動 ^{※6}												
		送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}												
	重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※3※4}												
		ホースの敷設、接続 ^{※7}												
		送水準備・送水 (水張り・系統確認) ^{※6}												
		保管場所への移動 ^{※3※4}												
重大事故等対応要員G~I	注水用ヘッジ運搬、設置 ^{※8}													
	ホースの敷設、接続 ^{※7}													

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3：大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア及び第4保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッジの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※4：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

※5：大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※6：大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※8：注水用ヘッジの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッジの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4-13 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

□ : 事前準備により時間短縮

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 【原子炉・格納容器下部注水接続口 (建屋内) を使用する場合】	運転員 (中央制御室) A	電源確認 ^{※1}												操作手順 ③ ④, ⑤ ⑩ ⑥ ^b ⑥ ^b ⑧ ⑥ ^b ⑧ ⑥ ^b
		系統構成 ^{※2}												
	運転員 (現場) B, C	移動・扉開放 ^{※3}												
		保管場所への移動 ^{※4, ※5}												
	重大事故等対応要員A~C	3	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 ^{※6}											
			大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 ^{※7}											
			送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※7}											
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 ^{※4, ※5}											
			ホースの敷設, 接続 ^{※8, ※9}											
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※4, ※5}											
注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※9}														

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: 大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.4-14 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

□ : 事前準備により時間短縮

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
手順の項目 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 【原子炉・格納容器下部注水接続口(建屋内)を使用する場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)】	運転員(中央制御室) A	1													385分 原子炉圧力容器への注水	操作手順	
	電源確認 ^{※1}																
	系統構成 ^{※2}																
	注水開始、状況監視 ^{※2}																
	保管場所への移動 ^{※3※4}																
	保管場所への移動、設置 ^{※5}																
	大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動、設置 ^{※5}																
	大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動、設置 ^{※5}																
	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※6}																
	送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※6}																
保管場所への移動 ^{※3※4}																	
保管場所への移動、接続 ^{※3※7}																	
ホースの敷設、接続 ^{※3※7}																	
送水準備・送水(水張り・系統確認) ^{※8}																	
保管場所への移動 ^{※3※4}																	
注水用ヘッダ運搬、設置 ^{※8}																	
注水用ヘッダ運搬、設置 ^{※8}																	
ホースの敷設、接続、貫通孔の開放 ^{※3※7※10}																	
保管場所への移動 ^{※3※4}																	
保管場所への移動、接続、貫通孔の開放 ^{※3※7※10}																	
ホースの敷設、接続、貫通孔の開放 ^{※3※7※10}																	

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3：大容量送水ポンプ(タイプ1)の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア、第4保管エリア及び原子炉建屋内、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※5：大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6：大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9：緊急時対策所から原子炉建屋内までの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※10：水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.4-15 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

保安規定第66条

表66-4「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」

66-4-2「低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）」

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）

(4) 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 添付十追補1（準備時間）

66-4-2 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水系ポンプ）	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）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 高 温 停 止	直流駆動低圧注水系ポンプ	1台
	復水貯蔵タンク	※3
	低圧代替注水系（常設） （直流駆動低圧注水系ポンプ）	※4
	可搬型代替交流電源設備	※5
	常設代替交流電源設備	※6
	所内常設蓄電式直流電源設備	※7
	常設代替直流電源設備	※7

※1：必要な弁および配管を含む。

※2：直流駆動低圧注水系ポンプの注水ラインは、「66-4-2 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。

※3：「66-1-1-1 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。

※4：「66-1-2-2 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：「66-1-2-1 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。

※6：「66-1-2-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。

※7：「66-1-2-4 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）第四十七条（1.4）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よう、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）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。

・技術的能力審査基準1.13

「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要となる水は、重大事故等の収束に必要な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束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。

④ 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）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、炉心の著しい損傷が発生する可能性のある期間を機能維持期間とするが、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）については、炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シナシスグループのうち「全交流動力電源喪失（TBP）」に対応するために設けている設備である。全交流動力電源喪失（TBP）の起こりうる原子炉の状態は、プラント運転中に想定される重大事故であり、プラント停止時において期待する設備ではないことから、高温停止までをIC0適用期間とし、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」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 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）について、原子炉運転中の有効性評価（全交流動力電源喪失）では、直流駆動低圧注水系ポンプ1台（最大□m³/h）で注水することとしているため、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止では直流駆動低圧注水系ポンプの所要数を1台とする。（添付-2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(2) 確認事項</p>				
項目⑦	担当	頻度		
1. 直流駆動低圧注水系ポンプの流量が□m ³ /h以上で、揚程が□m以上であることを確認する。	原子炉課長	定事検停止時		
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、直流駆動低圧注水系ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	発電課長	1ヶ月に1回		
3. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、DCL Iポンプ吸込弁、DCL I注入流量調整弁、HPCS注入隔離弁およびFPMUWポンプ吸込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。	発電課長	1ヶ月に1回		
4. HP C S注入隔離弁の現場操作に必要な手動操作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。	発電課長	1ヶ月に1回		
<p>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)</p> <p>a. 性能確認(機能・性能が満足していることを確認する。)</p> <p>項目1が該当。</p> <p>確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付-2)</p> <p>定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。</p> <p>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。)</p> <p>項目2, 3, 4が該当。</p> <p>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、DCL Iポンプ吸込弁、DCL I注入流量調整弁及びFPMUWポンプ吸込弁並びに現場操作が必要な弁としてHP C S注入隔離弁を対象とする。</p> <p>項目2, 3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ヶ月に1回、動作確認を実施する。</p> <p>また、項目4については、現場操作に必要な手動操作レバー及びハンドルの取り付け状態に異常がないことを確認する。</p>				

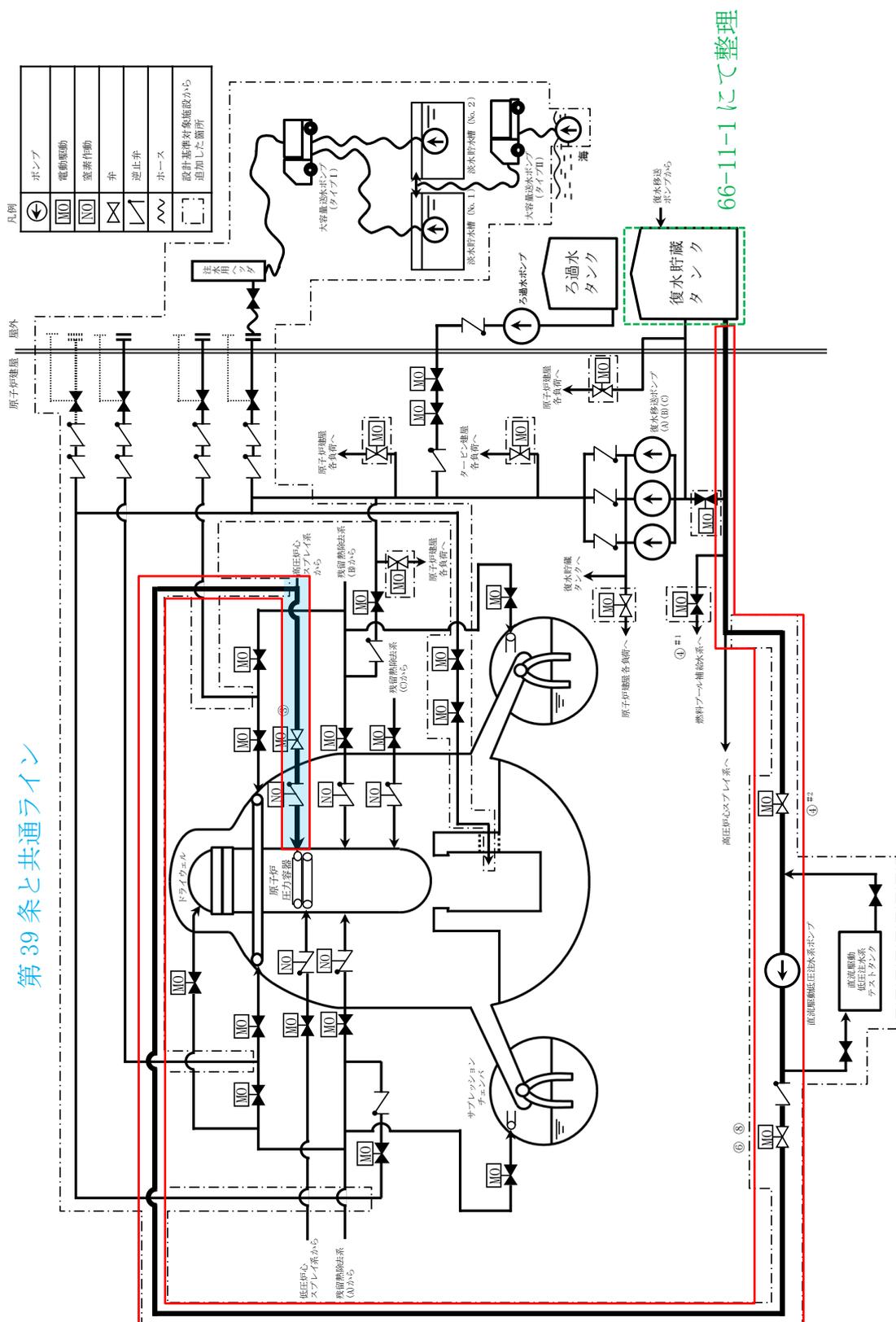
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
<p>(3) 要求される措置</p>				
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. 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)が動作不能の場合	A1. 発電課長は、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※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. 防災課長は、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。 および A3. 発電課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	24時間 36時間	
<p>※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：残りの低圧注水系2系列および低圧炉心スプレイス系ならびに非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※10：低圧代替注水系(可搬型)をいう(時間短縮の補充措置を含む。)</p>				
<p>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。 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)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。</p> <p>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))</p> <p>【運転、起動及び高温停止】 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を含む。)及び低圧炉心スプレイス系(非常用ディーゼル発電機を含む。)が該当する。</p> <p>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。完了時間に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。 低圧代替注水系(可搬型)は重大事故等対処設備であり、また原子炉低圧時に十分な注水量を確保でき、かつ低圧注水系及び低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)に対して独立性を確保できることから採用した。</p> <p>【必要容量】 低圧代替注水系(可搬型)は、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)と同様に「□m³/h」以上の注水流量を有する。</p> <p>【準備時間】 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)の準備時間が約35分であるのに対して、低圧代替注水系(可搬型)の準備時間が約385かかることから、事前準備等による時間短縮の措置を行い、35分以内に注水可能な体制を整える。(添付-3)</p> <p>A3. 当該システムを復旧する。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。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>				

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

66-4-2の範囲
赤枠にて示す

第 39 条と共通ライン



第 1.4-10 図 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
③	HPCS 注入隔離弁
④ ^{#1}	FPMUW ポンプ吸込弁
④ ^{#2}	DCLI ポンプ吸込弁
⑥ ⑧	DCLI 注入流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.4-10 図 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

5.6.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が、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。

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）の直流駆動低圧注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な注水流量に対して、十分な容量を有する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）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。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に 1 セット 1 台使用する。保有数は 2 セット 4 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 5 台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給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。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬

設計仕様
 関連個所を赤枠にて示す

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) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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熔融炉心を冷却するための設備

台 数	2（予備 1）
容 量	約 100m ³ /h（1 台当たり）
全 揚 程	約 85m

b. 直流駆動低圧注水系ポンプ

台 数	1
容 量	約 82m ³ /h
全 揚 程	約 75m

(2) 代替循環冷却系

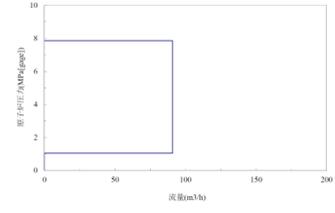
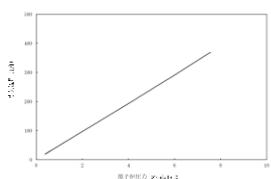
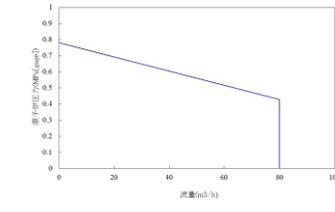
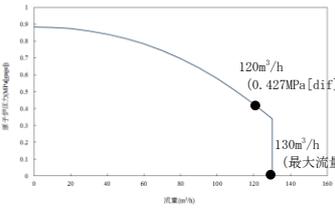
a. 代替循環冷却ポンプ

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. 残留熱除去系熱交換器

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。

第 7.1.3.4-2 表 主要解析条件 (全交流動力電源喪失 (T B P)) (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	主蒸気止め弁閉 (遅れ時間 : 0.06 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低 (レベル 2) にて自動起動 90.8m ³ /h (7.86MPa[gage]~1.04MPa[gage]において)	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 〈原子炉隔離時冷却系ポンプの注水特性〉 
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage] × 2 個, 356t/h (1 個当たり) 7.44MPa[gage] × 3 個, 360t/h (1 個当たり) 7.51MPa[gage] × 3 個, 363t/h (1 個当たり) 7.58MPa[gage] × 3 個, 367t/h (1 個当たり)	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		開固着した 1 個に加えて逃がし安全弁 (自動減圧機能) の 1 個を開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 1 個当たりの蒸気流量の関係〉 	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
	低压代替注水系 (常設) (直流駆動低压注水系ポンプ)	最大 80m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低压代替注水系 (常設) (直流駆動低压注水系ポンプ) の設計値として設定 〈直流駆動低压注水系ポンプによる注水特性〉 
	低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	最大 130m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 〈復水移送ポンプ 1 台による注水特性〉 

設定根拠
 関連個所を赤線にて示す

R 2
 VI-1-1-4-3-4-5-1
 ⑥
 O 2

名 称		直流駆動低圧注水系ポンプ
容 量	m ³ /h/個	 以上 (82)
揚 程	m	 以上 (75)
最高使用圧力	MPa	(吸込側)1.37 / (吐出側)1.70
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	37
個 数	—	1
—		
<p>【設定根拠】 (概要) ・重大事故等対処設備 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(低圧代替注水系)として使用する直流駆動低圧注水系ポンプは、以下の機能を有する。</p> <p>直流駆動低圧注水系ポンプは、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設置する。</p> <p>系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした直流駆動低圧注水系ポンプより、高圧炉心スプレィ系配管等を介して、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を防止する設計とする。</p> <p>1. <u>容量の設定根拠</u> 直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における容量は、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書類十)において有効性が確認されている流量である m³/hを上回る m³/h/個以上とする。</p> <p>公称値については 82m³/h/個とする。</p> <p>2. <u>揚程の設定根拠</u> 直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における揚程は、下記を考慮して決定する。</p> <p>① 水源と移送先の圧力差： m 重大事故等時の復水貯蔵タンクと原子炉の圧力差</p> <p>② 静水頭： m 復水貯蔵タンク HPCS 水源切替レベルと原子炉水位 (L-8) の標高差</p> <p>③ 配管・機器圧力損失： m</p> <p>④ 合計： m</p> <p>直流駆動低圧注水系ポンプの重大事故等時における揚程は、④の合計以上とし、 m以上とする。</p> <p>公称値については 75m とする。</p>		

□ : 事前準備により時間短縮

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 【原子炉・格納容器下部注水接続口 (建屋内) を使用する場合】	運転員 (中央制御室) A	電源確認 ^{※1}												操作手順 ③ ④、⑤ ⑩ ⑥ ^b ⑥ ^b ⑧ ⑥ ^b ⑧ ⑥ ^b
		系統構成 ^{※2}												
	運転員 (現場) B, C	移動・扉開放 ^{※3}												
		保管場所への移動 ^{※4, ※5}												
	重大事故等対応要員A~C	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 ^{※6}												
		大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 ^{※7}												
	重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※4, ※5}												
		ホースの敷設, 接続 ^{※8, ※9}												
	重大事故等対応要員G~I	保管場所への移動 ^{※4, ※5}												
		注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※9}												

- ※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
- ※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間
- ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
- ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
- ※6: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
- ※7: 大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
- ※8: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
- ※9: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.4-14 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

□ : 事前準備により時間短縮

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考						
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10							
手順の項目 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 【原子炉・格納容器下部注水接続口(建屋内)を使用する場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)】	運転員(中央制御室) A	1													385分 原子炉圧力容器への注水	操作手順		
	重大事故等対応要員A~C	3																
	重大事故等対応要員D~F	3																
	重大事故等対応要員G~I	3																
	運転員(現場) B, C 重大事故等対応要員J	3																

- ※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア、第4保管エリア及び原子炉建屋内、ホース延長回収車及び注水用ヘッジの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
- ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
- ※5: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※6: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
- ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
- ※8: 注水用ヘッジの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッジの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
- ※9: 緊急時対策所から原子炉建屋内までの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
- ※10: 水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.4-15 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

保安規定第66条

表66-4「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」

66-4-3「低圧代替注水系（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+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+追補1 (準備時間)

66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（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	大容量送水ポンプ（タイプI）	※4
起動	燃料補給設備	※5
高温停止	可搬型代替交流電源設備	※6
冷温停止	常設代替交流電源設備	※7
燃料交換※3	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：低圧代替注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-4-1 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-4-3 低圧代替注水系（可搬型）」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」、「第40条 非常用炉心冷却系その2」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条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、かつプールのゲートが開の場合
 - (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合
- ※4：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。
- ※5：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。
- ※6：「66-12-2 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：「66-12-1 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：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
(項目なし)	—	—

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
「重大事故等の収束となる水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加え、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。

④ 低圧代替注水系（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、かつプールの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、かつプールの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、冷温停止及び燃料交換（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、かつプールの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、かつプールのゲートが閉の場合」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 本表の主要な設備については、すべて他表にて設定することから、確認事項については記載しない。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。

<参考>大容量送水ポンプ（タイプI）
大容量送水ポンプ（タイプI）が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」に記載する。

大容量送水ポンプ（タイプI）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は容量及び揚程を以下に示す。

【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、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」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199m³/hであることから、199m³/h以上とする。

【揚程】

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に117.8m以上とする。

⑦

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、起動及び高温停止においては、2N要求設備である大容量送水ポンプ（タイプI）が1N未満となった場合又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。また、低圧代替注水系（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又は弁が動作不能の場合（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及び燃料交換（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、かつプールの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、かつプールのゲートが閉の場合）においては、1N未満と低圧注水系と共用する配管又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。

⑧

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、起動及び高温停止】

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を含む。）及び低圧炉心スプレイス（非常用ディーゼル発電機を含む。）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代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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AO T上限（1N未満）である「3日間」とする。

【必要容量】

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は「199m³/h」以上の注水流量を有する。

【準備時間】

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水は、低圧代替注水系（可搬

(3) 要求される措置

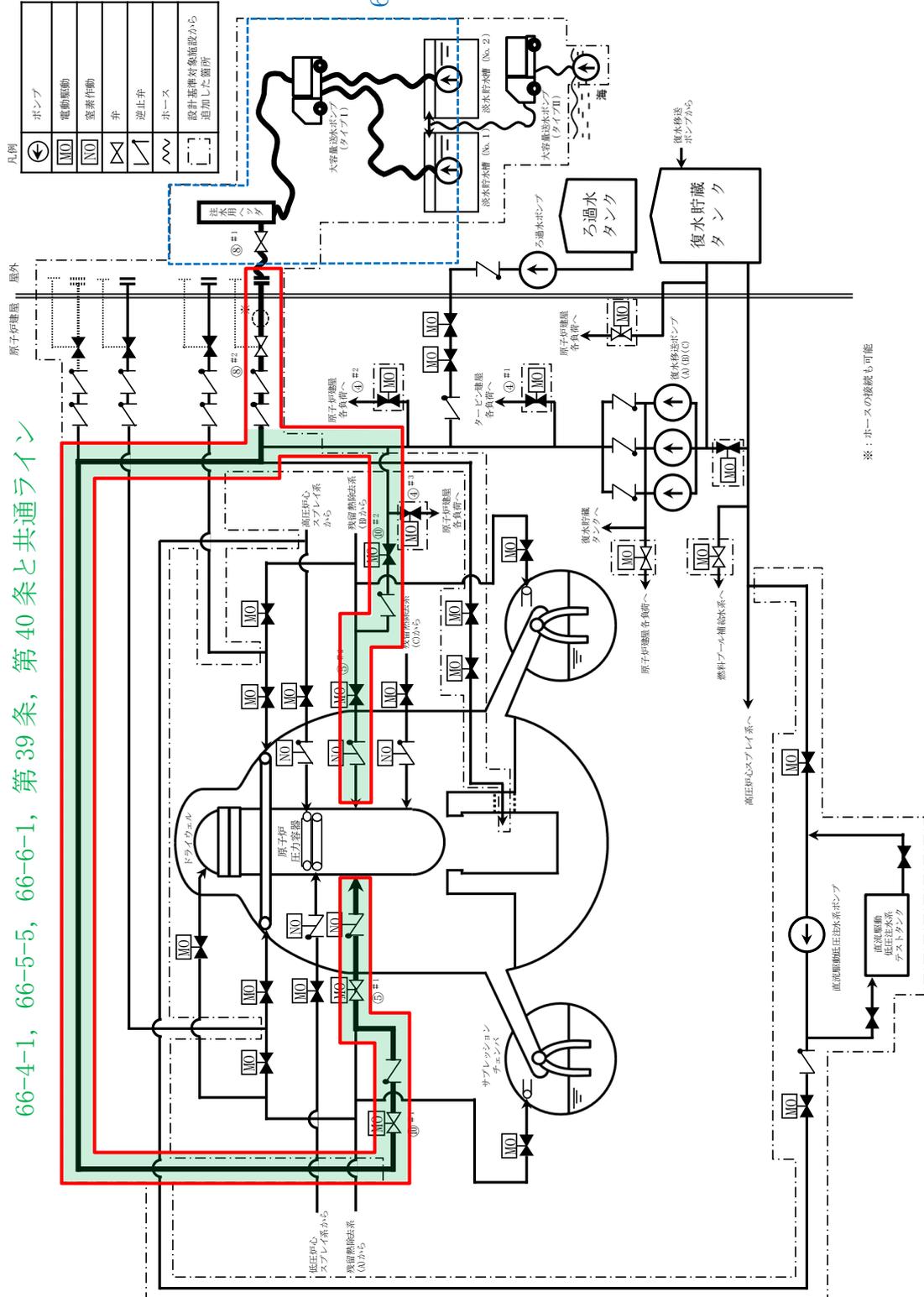
適用される原子炉の状態	条件⑦	要求される措置⑧	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	A1. 発電課長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する ^{※9} とともに、その他の設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 および A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間 30日間
	B. 低圧注水系と共用する配管または弁が動作不能の場合	B1. 発電課長は、低圧注水系2系列および低圧炉心スプレイス系を起動し、動作可能であることを確認する ^{※9} とともに、その他の設備 ^{※12} が動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、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. 発電課長は、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

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
冷温停止 燃料交換 ^{※13}	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 A. 低圧代替注水系（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	2 4 時間 3 6 時間	<p>C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、冷温停止にする。</p> <p>A1. 発電課長または防災課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、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。</p>	<p>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12)</p> <p>A3. 当該システムを復旧する。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。</p> <p>【要求される措置Bの考え方】 低圧注水系と共用する配管又は弁が故障した場合、低圧代替注水系（可搬型）及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。</p> <p>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系列及び低圧炉心スプレイス（接続する非常用ディーゼル発電機含む）が動作可能であることを確認する。</p> <p>B2. A2.と同様。</p> <p>B3. 当該システムを復旧する。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。</p> <p>C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p> <p>【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、かつプールの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、かつプールのゲートが閉の場合)】</p> <p>A1. 当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p> <p>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何れか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。高圧炉心スプレイス、低圧炉心スプレイス及び低圧注水系（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。</p> <p>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代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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。</p>

※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スならびに非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。
 ※11：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）をいう。
 ※12：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2台をいい、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、かつプールのゲートが開の場合
 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合
 ※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代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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。

66-4-3 の範囲
赤枠にて示す

66-4-1, 66-5-5, 66-6-1, 第 39 条, 第 40 条と共通ライン



66-19-1にて整理

第 1.4-12 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
④ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁
④ ^{#2}	R/B BIF 緊急時隔離弁
④ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁
⑤ ^{#1}	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁
⑤ ^{#2}	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁
⑧ ^{#1}	原子炉・格納容器下部注水弁
⑧ ^{#2}	緊急時原子炉東側外部注水入口弁
⑩ ^{#1}	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁
⑩ ^{#2}	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.4-12 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

同等な機能を有することの説明（基準時間）
 関連個所を赤枠にて示す

手順の項目	要員（数）	経過時間（分）												備考	
		10	20	30	40	50	60	70							
低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）による原子 炉圧力容器への注水	運転員（中央制御室）A 1	15分 原子炉圧力容器への注水												*原子炉冷却材喪失 事象が確認された場 合	
		電源確認※1													②
		系統構成、ポンプ起動※2 CUVボトムドレンライン元弁の閉操作（*）※2													

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4-9 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 【原子炉・格納容器下部注水接続口 (建屋内) を使用する場合】	運転員 (中央制御室) A	電源確認 ^{※1}												操作手順 ③ ④、⑤ ⑩ ⑥ ^b ⑥ ^b ⑧ ⑥ ^b ⑧ ⑥ ^b
		系統構成 ^{※2}												
	運転員 (現場) B, C	移動・扉開放 ^{※3}												
		注水開始, 状況監視 ^{※2}												
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※4, ※5}												
		大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 ^{※6}												
		大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 ^{※7}												
	重大事故等対応要員D~F	送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※7}												
		保管場所への移動 ^{※4, ※5}												
		ホースの敷設, 接続 ^{※8, ※9}												
	重大事故等対応要員G~I	送水準備・送水 (水張り・系統確認) ^{※7}												
		保管場所への移動 ^{※4, ※5}												
		注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※9}												
			ホースの敷設, 接続 ^{※8, ※9}											

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: 大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.4-14 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
運転員(中央制御室) A	1	電源確認 ^{※1}												③
		系統構成 ^{※2}												
重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※3,※4}												⑥ ^e
		大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動, 設置 ^{※5}												
【原子炉・格納容器下部注水接続口(建屋内)を使用する場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)】	3	保管場所への移動 ^{※3,※4}												⑥ ^e
		ホースの敷設, 接続 ^{※3,※7}												
重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※3,※4}												⑥ ^e
		注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※8}												
運転員(現場) B, C 重大事故等対応要員J	3	保管場所への移動 ^{※3,※4}												⑥ ^e
		ホースの敷設, 接続, 貫通孔の開放 ^{※3,※7,※10}												

385分 原子炉圧力容器への注水

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3：大容量送水ポンプ(タイプ1)の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、ホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※5：大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6：大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9：緊急時対策所から原子炉建屋内までの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※10：水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4-15 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

保安規定第66条

表66-5 「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」

66-5-1 「原子炉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)

添付-3 同等な機能を有することの説明

(1) SA48条・52条補足説明資料 (設定根拠)

表66-5 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

66-5-1 原子炉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
原子炉格納容器フィルタベント系	原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であると※1※2

適用される原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転	フィルタ装置	3個
	フィルタ装置出口側圧力開放板	1個
	フィルタ装置出口放射線モニタ	※3
	フィルタ装置出口水素濃度	※3
起動	可搬型窒素ガス供給装置	※4
	大容量送水ポンプ(タイプI)	※5
高温停止	可搬型代替直流電源設備	※6
	常設代替直流電源設備	※7
	所内常設蓄電式直流電源設備	※8
	燃料補給設備	※9

※1: 必要な弁(遠隔手動弁操作設備含む)および配管を含む。

※2: 次の(1)または(2)の期間は運転上の制限を適用しない。

- (1) 原子炉の起動時にドライウエル点検を実施する場合であって、ドライウエル点検後の原子炉の状態が運転となるまでの期間
- (2) 原子炉の停止時にドライウエル点検を実施する場合であって、制御棒全挿入後の原子炉の状態が高温停止の期間

- ※3: 「66-13-1 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: 「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置」において運転上の制限等を定める。
- ※5: 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」において運転上の制限等を定める。
- ※6: 「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※7: 「66-12-4 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。
- ※8: 「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※9: 「66-12-7 燃料補給設備」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)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よう、常設重大事故等対処設備である原子炉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))

- ・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。
- ・技術的能力審査基準1.13
「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。

原子炉格納容器フィルタベント系は系統内での水素燃焼を防止するため、原子炉格納容器内に窒素封入し、酸素濃度を2.5%以下に管理することが要求されるが、ドライウエル点検を考慮し、次の(1)又は(2)の期間は運転上の制限を適用しない。

- (1) 原子炉の起動時にドライウエル点検を実施する場合であって、ドライウエル点検後の原子炉の状態が運転となるまでの期間
- (2) 原子炉の停止時にドライウエル点検を実施する場合であって、制御棒全挿入後の原子炉の状態が高温停止の期間

原子炉格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベント系は共用する弁及び配管等が存在することから、LCO判断を速やかに実施することができるよう、以下の通り、主要な弁が動作不能となった場合について、LCO逸脱となる条文を整理する。
なお、記載している条文のみがLCO逸脱となることを示すものではないため、必要に応じて他条文も確認する。

弁名称	原子炉格納容器フィルタベント系 (66-5-1)	耐圧強化ベント系 (66-5-2)	備考 (動作不能判断)
	要求される状態		
D/Wベント用出口隔離弁	開	開	<ul style="list-style-type: none"> 開できない場合 FCVS 及び耐圧強化ベントが動作不能となり 66-5-1 及び 66-5-2 が LCO 逸脱
S/Cベント用出口隔離弁	開	開	<ul style="list-style-type: none"> 開できない場合 FCVS 及び耐圧強化ベントが動作不能となり 66-5-1 及び 66-5-2 が LCO 逸脱
FCVSベントライン隔離弁 (A)	開	閉	<ul style="list-style-type: none"> 開できない場合 FCVS が動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが, FCVS が動作可能であるため 66-5-2 は LCO 逸脱とはならない
FCVSベントライン隔離弁 (B)	開	閉	<ul style="list-style-type: none"> 開できない場合 FCVS が動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが, FCVS が動作可能であるため 66-5-2 は LCO 逸脱とはならない
PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	閉	開	<ul style="list-style-type: none"> 開できない場合 FCVS が動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが, FCVS が動作可能であるため 66-5-2 は LCO 逸脱とはならない
PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	閉	開	<ul style="list-style-type: none"> 開できない場合 FCVS が動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 閉できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが, FCVS が動作可能であるため 66-5-2 は LCO 逸脱とはならない

④ 原子炉格納容器フィルタベント系は, 原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるため, また原子炉格納容器内における水素爆発を防止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ことから, 適用される原子炉の状態は「運転, 起動及び高温停止」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 フィルタ装置は3個, フィルタ装置出口側開放板は1個設置されており, これらの数を所要数とする。

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. フィルタ装置の性能を確認する。	定事検停止時	原子炉課長
2. フィルタ装置のスクラバ溶液の [] の濃度が [] 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。	定事検停止時の原子炉起動前に1回	原子炉課長
3. ベント用SGTS側隔離弁, 格納容器排気SGTS側止め弁, ベント用HVAC側隔離弁, 格納容器排気HVAC側止め弁, PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁, PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁, FCVSベントライン隔離弁(A), FCVSベントライン隔離弁(B), S/Cベント用出口隔離弁, D/Wベント用出口隔離弁および遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長
4. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において, 原子炉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ヶ月に1回	発電課長
5. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止においてフィルタ装置のスクラバ水位が [] mm以上および [] mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

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)

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が該当。

項目2では, [] の濃度が [] 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, [] の濃度及びpHが規定値以上であることを確認する。

定事検停止時の点検に合わせ, 性能確認を実施する。なお, 項目2については, 定事検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3, 4, 5が該当。

項目3について, 原子炉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4, 5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ヶ月に1回, 使用可能であることを確認する。なお, 項目5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)

<参考>大容量送水ポンプ(タイプI)

大容量送水ポンプ(タイプI)が下記の性能を満足していることの確認行為は, 「6-19-1 大容量送水ポンプ(タイプI)」に記載する。

大容量送水ポンプ(タイプI)を重大事故等時において, 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置水位調整(水張り)に使用する場合の容量及び揚程を以下に示す。

【必要容量】

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し10m³/h以上を注水可能な設計とする。(添付-2)

【揚程】

淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差, 静水頭, ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に21.6mとする。

枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

(3) 要求される措置

条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 原子炉格納容器フイルタベント系が動作不能の場合	<p>A1. 発電課長は、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※10とともに、その他の設備※11が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A2. 発電課長は、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※12が動作可能であることを確認する。</p> <p>および</p> <p>A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	<p>速やかに</p> <p>速やかに</p> <p>3日間</p>
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	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。</p> <p>および</p> <p>B2. 発電課長は、低温停止にする。</p>	<p>24時間</p> <p>36時間</p>

※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：非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系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。

※12：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。
原子炉格納容器フイルタベント系は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。(保安規定変更可係の基本方針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、炉心損傷防止及び格納容器破損防止の観点から最も有効と思われる残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サブレシジョンブール水冷却モード)(非常用ディーゼル発電機、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系含む。)が該当する。なお、原子炉水位の回復には残留熱除去系は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。

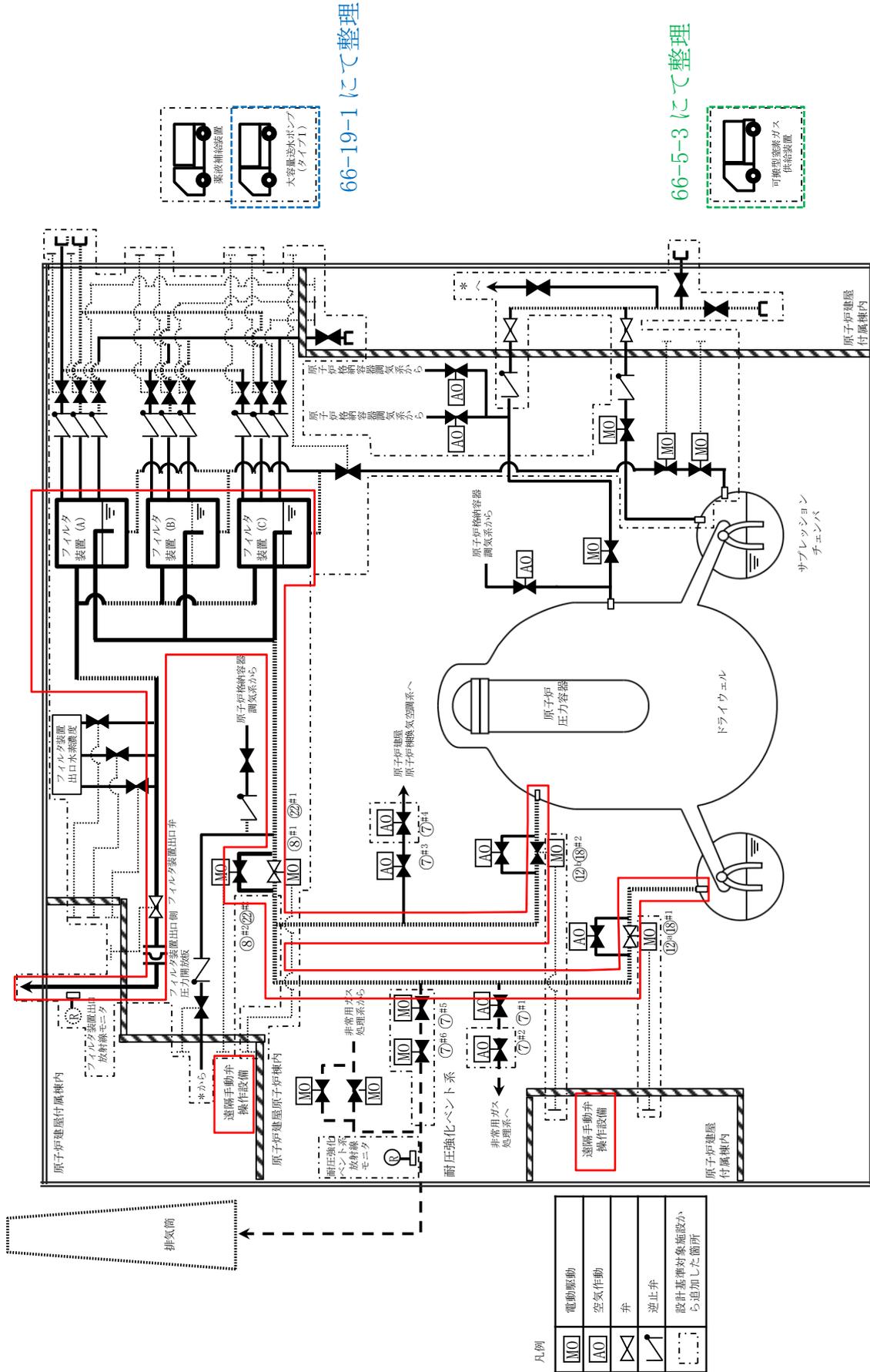
A3. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限である「3日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

操作手順	弁名称
⑦ ^{#1}	ベント用 SGTS 側隔離弁
⑦ ^{#2}	格納容器排気 SGTS 側止め弁
⑦ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑦ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑦ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑦ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑧ ^{#1} ⑫ ^{#1}	FCVS ベントトライン隔離弁 (A)
⑧ ^{#2} ⑫ ^{#2}	FCVS ベントトライン隔離弁 (B)
⑫ ^{#1} ⑬ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁
⑫ ^{#2} ⑬ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁

#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弁があることを示す。

第 1.5-4 図 原子炉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（現場操作含む。） 概要図 (2/2)

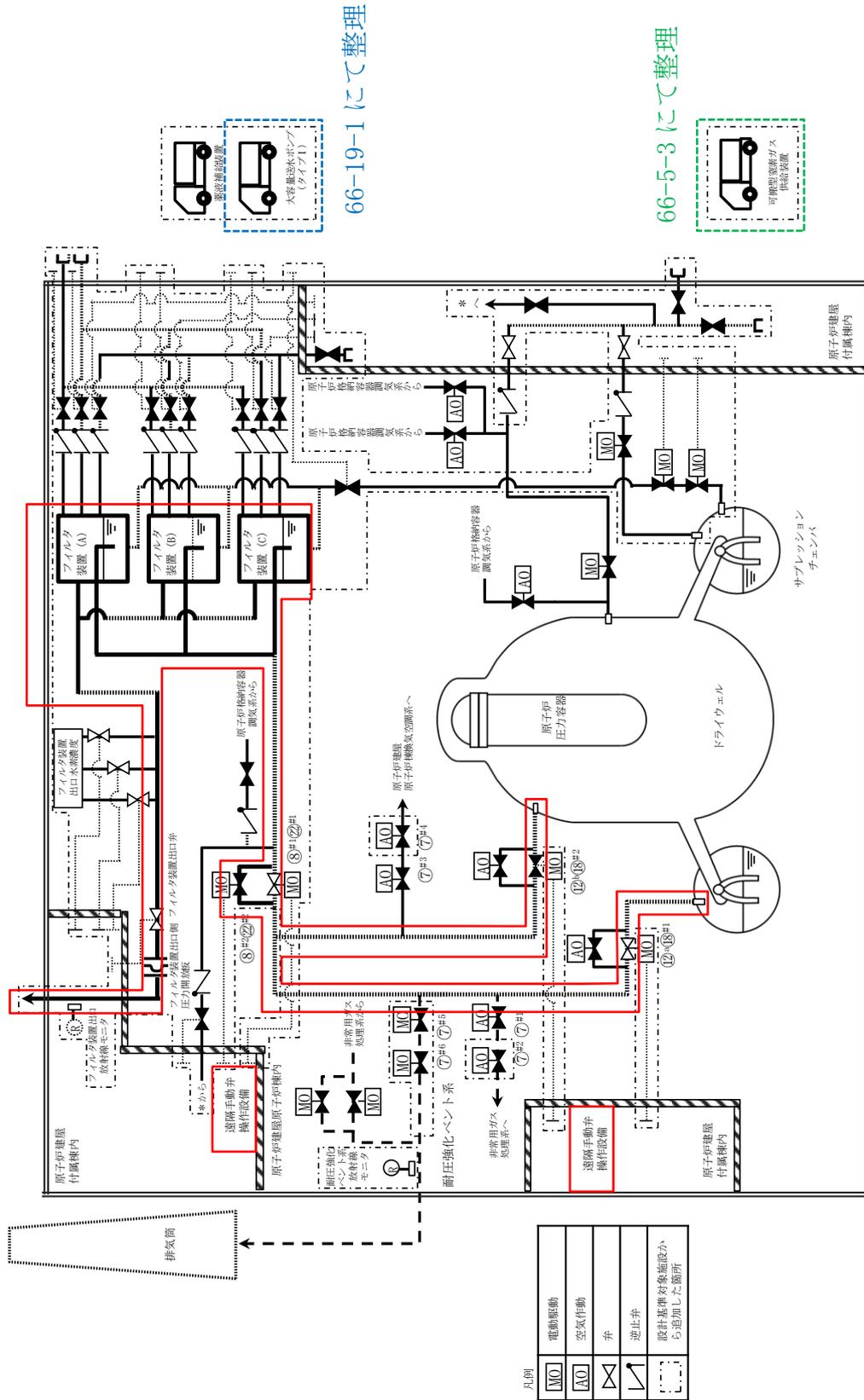


第 1.7-7 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む。） 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
⑦ ^{#1}	ベント用 SGTS 側隔離弁
⑦ ^{#2}	格納容器排気 SGTS 側止め弁
⑦ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑦ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑦ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑦ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑧ ^{#1} ⑫ ^{#1}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)
⑧ ^{#2} ⑫ ^{#2}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)
⑫ ^{#1} ⑬ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁
⑫ ^{#2} ⑬ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁

#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弁があることを示す。

第 1.7-7 図 原子炉格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む。） 概要図 (2/2)



第 1.9-4 図 原子炉格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
⑦ #1	ベント用 SGTS 側隔離弁
⑦ #2	格納容器排気 SGTS 側止め弁
⑦ #3	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑦ #4	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑦ #5	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑦ #6	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑧ #1 ⑫ #1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)
⑧ #2 ⑫ #2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)
⑫ ^a ⑬ #1	S/C ベント用出口隔離弁
⑫ ^b ⑬ #2	D/W ベント用出口隔離弁

#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弁があることを示す。

第 1.9-4 図 原子炉格納容器フイタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出 概要図 (2/2)

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

原子炉格納容器フィルタベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に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。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等時の排出経路と原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2個設置し、原子炉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。

代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要な原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレーが可能な容量を有する設計とする。

代替循環冷却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。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系は、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水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水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）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必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱

交換器ユニット1セット1台と大容量送水ポンプ（タイプI）1セット1台を使用する。また、大容量送水ポンプ（タイプI）は、注水設備及び水の供給設備との同時使用時には更に1セット1台使用する。熱交換器ユニットの保有数は、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。大容量送水ポンプ（タイプI）の保有数は、2セット4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5台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）は、想定される重大事故等時において、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、各システムの必要な容量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、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、原子炉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。フィルタ装置は3台を並列に設置し、フィルタ装置1台当たりの排出流量を同等とする設計とする。

フィルタ装置は、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、スクラバ溶液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バ溶液の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放射性よう素フィルタと組み合わせて99.8%以上確保できるpH値を維持できる設計とする。フィルタ装置のスクラバ溶液は、補給による水位の確保が可能な設計とし、また、フィルタ装置は3台を並列に設置し、各フィルタ装置の水位を同等にする設計とする。フィルタ装置の金属繊維フィルタは、想定される重大事故等

時において、金属繊維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。

フィルタ装置の放射性よう素フィルタ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。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉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。

代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは、原子炉建屋付属棟内に設置し、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。

代替循環冷却ポンプの操作は、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。

代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は、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。

代替循環冷却系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、中央制御室から遠隔で可能な設計とする。代替循環冷却系運転後における弁の操作は、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室から遠隔で可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

設計仕様
 関連箇所を赤枠にて示す

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) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

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. フィルタ装置出口側圧力開放板

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。

c. 遠隔手動弁操作設備

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. 可搬型窒素ガス供給装置

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に記載する。

(2) 耐圧強化ベント系

系統数 1

系統設計流量 約 10.0kg/s

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) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数	1
容 量	約 150m ³ /h
全 揚 程	約 80m

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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

基 数	1
伝熱容量	約 8.8MW

c. 熱交換器ユニット

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に記載する。

d. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

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

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

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	3
系統設計流量	約 10.0kg/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)
	99.8%以上 (無機よう素に対して)
	98 %以上 (有機よう素に対して)
材 料	
スクラバ溶液	<input type="text"/> (pH13 以上)
金属繊維フィルタ	ステンレス鋼
放射性よう素フィルタ	銀ゼオライト

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. フィルタ装置出口側圧力開放板

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 100kPa[gage]

c. 遠隔手動弁操作設備

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	4
-----	---

d. 可搬型窒素ガス供給装置

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に記載する。

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) 可搬型窒素ガス供給装置

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
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 220Nm ³ /h

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

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. フィルタ装置出口側圧力開放板

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。

c. 可搬型窒素ガス供給装置

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に記載する。

設定根拠
 関連個所を下線にて示す

名 称		フィルタ装置*
容 量	m ³ /個	□以上(□)
最高使用圧力	kPa	854
最高使用温度	℃	200
効 率	%	粒子状放射性物質 99.9 以上 無機よう素 99.8 以上 有機よう素 98 以上
個 数	—	3
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。		

【設定根拠】

(概要)

・ 重大事故等対処設備

圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置は、重大事故等時に以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラプチャディスクを経由し、原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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。

原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置は、重大事故等時に以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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ために設置する。

系統構成は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラプチャディスクを経由し、原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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ができる設計とする。

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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置は、重大事故等時に以下の機能を有する。

フィルタ装置は、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による爆発を防止するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラプチャディスクを経由し、原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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

1

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

R1-1-1-4-7-1-1 ⑥ O2

射線分解等により発生する原子炉格納容器内に滞留する水素を環境へ放出できる設計とする。

なお、フィルタ装置は1基(全3個)で構成し、3個のフィルタ装置は並列に設置する。

1. 容量の設定根拠

フィルタ装置の容量は、スクラバ溶液の保有水量を基に設定する。

スクラバ溶液の保有水量は、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納容器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最低水量を3個合計で [] t としているため、フィルタ装置の容量はスクラバ溶液のフィルタ装置1個あたりの最低水量 [] t を容積換算した [] m³/個以上とする。

公称値については [] m³/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

フィルタ装置を重大事故等時において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と同じ 854 kPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

フィルタ装置を重大事故等時において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と同じ 200 °C とする。

4. 効率の設定根拠

フィルタ装置の効率は、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 100 TBq を下回ることができる性能を有するものとして、原子炉格納容器フィルタベント系の運転範囲(原子炉格納容器圧力 [] ~854 kPa[gage])において、粒子状放射性物質除去効率 99.9 %以上とする。また、ガス状放射性元素の除去効率としては、無機元素に対して 99.8 %以上、有機元素に対しては 98 %以上の除去効率を得られる設計とする。

5. 個数の設定根拠

フィルタ装置は、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破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、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は、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、及び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、重大事故等対処設備として 3 個設置する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	フィルタ装置出口側ラブチャディスク*	
設定破裂圧力	kPa	100
個 数	—	1
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）及び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（原子炉格納容器フィルタベント系）と兼用。		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>・重大事故等対処設備</p> <p>圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置出口側ラブチャディスクは、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>フィルタ装置出口側ラブチャディスクは、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及び温度を低下させるために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷が生じた場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラブチャディスクを経由し原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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。</p> <p>原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置出口側ラブチャディスクは、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>フィルタ装置出口側ラブチャディスクは、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。</p> <p>系統構成は、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、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラブチャディスクを経由し原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃し場である大気へ輸送ができる設計とする。</p> <p>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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用するフィルタ装置出口側ラブチャディスクは、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>フィルタ装置出口側ラブチャディスクは、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による爆発を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、炉心の著しい損傷が生じた場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後にフィルタ装置出口側ラブチャディスクを経由し原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、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に滞留する水素を環境へ放出できる設計とする。</p>		

O 2 ⑥ VI-1-1-4-7-7-1-3 R 1

1. 設定破裂圧力の設定根拠

フィルタ装置出口側ラブチャディスクの設定破裂圧力は、ベント実施判断基準である原子炉格納容器の最高使用圧力 427 kPa よりも十分低い圧力とし、100 kPa とする。

2. 個数の設定根拠

原子炉格納容器フィルタベント系待機時に原子炉格納容器フィルタベント系内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との隔壁として 1 個設置する。

設定根拠
 関連個所を下線にて示す

別紙 4

スクラバ溶液の保有水量の設定根拠及び健全性について

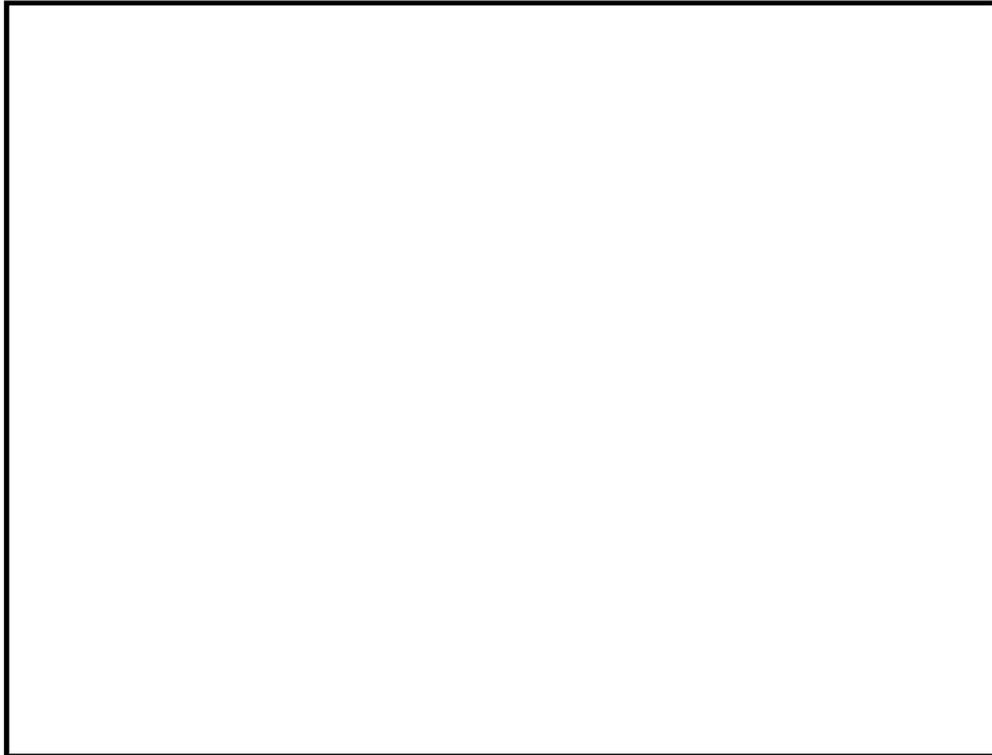
ベンチュリスクラバのスクラバ溶液について、その保有水量の設定根拠を示すとともに、その健全性が維持されることを確認する。

1. 保有水量の設定根拠

スクラバ溶液の保有水量は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量（以下「最小水量」という。）から、ベント開始初期に発生する蒸気凝縮による水位上昇時において、金属繊維フィルタが水没しない水量（以下「最大水量」という。）を考慮して、約 t と設定している。なお、初期水量（系統待機時）は上記を考慮し、補給期間の確保の観点から水量を大きく、かつ、上限水位にも余裕を持った値として、約 t と設定している。

スクラバ溶液の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を図 4-1 に示す。

(1) 最大水量について



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添 2-135

O 2 ⑥ VI-1-8-1-別添2 R 4

02 ⑥ VI-1-8-1-別添2 R4



(2) 最小水量について



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添 2-136

〇 2 ⑥ VI-1-8-1-別添 2 R 4



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添 2-137



○ 2 ⑥ VI-1-8-1-別添 2 R 4

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添 2-138

○ 2 ⑥ VI-1-8-1-1-別添 2 R 4

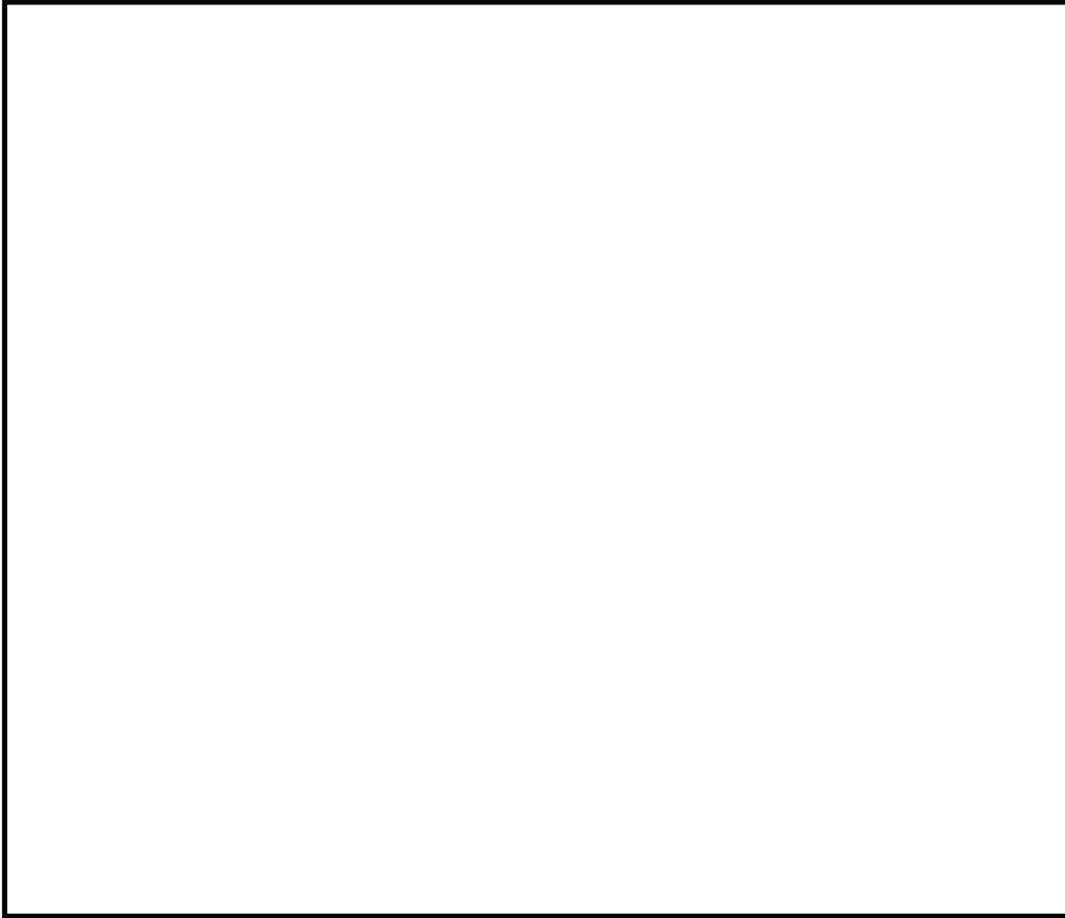


図 4-1 フィルタ装置水位の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添 2-139

(5) スクラバ溶液の管理について

(3)に記載したとおり、スクラバ溶液は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても、スクラバ溶液は pH7 以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラバ溶液の管理について以下に示す。なお、系統待機時の管理については、原子炉施設保安規定に規定する。

a. 系統待機時の管理

- ・施設定期検査時に の濃度が 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。
- ・スクラバ溶液が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント中の管理

- ・スクラバ溶液の水位を監視し、下限水位に至る場合においては、水及び薬液を補給する。

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後において、フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラバ溶液の水位が確保されていることを確認する。

2.2 スクラバ溶液の粘性

ベントにより原子炉格納容器からフィルタ装置にエアロゾルが移行すると、スクラバ溶液の粘性は、エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって、不溶性の場合はスクラバ溶液に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラバ溶液の粘性率の変化を保守的に評価した結果、その変化は十分小さく、DF への影響がないことを確認した。

(1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等時に原子炉格納容器内へ放出されるエアロゾルがベントによりフィルタ装置に移行することから、NUREG-1465に記載されている原子炉格納容器への放出割合を参照し、フィルタ装置内へ移行するエアロゾル量を基にスクラバ溶液への影響を評価する。なお、NUREG-1465では原子炉格納容器への放出過程（Early In-Vessel, Late In-Vessel等）ごとに原子炉格納容器への移行割合を与えており、本評価では事故後長期にわたってスクラバ溶液への影響を評価するため、放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。

ベント後のスクラバ溶液には、可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を表 4-4 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別添 2-150

設定根拠
 関連個所を下線にて示す

名	称	大容量送水ポンプ(タイプI)*
容	量	m ³ /h/個
揚	程	m
最高使用圧力	MPa	1.0 1.2
最高使用温度	℃	50
原 動 機 出 力	kW/個	847
個 数	—	4(予備1)
<p>注記* : 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールのスプレイ系)、原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備(低圧代替注水系、代替水源移送系)及び原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)並び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原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、低圧代替注水系)、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(原子炉格納容器フィルタベント系)及び圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)と兼用。</p>		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プール代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプI)は、以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプI)は、冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプI)により、代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備(燃料プールのスプレイ系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプI)は以下の機能を有する。</p> <p>大容量送水ポンプ(タイプI)は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプI)により、代替淡水源の水を燃料プール冷却浄化系配管等を経由してスプレイノズルから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう、使用済燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸散量を上回る量をスプレイできる設計とする。</p>		

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(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、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、代替淡水源から、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。

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(低圧代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

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(代替水源移送系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源である淡水貯水槽(No. 1)及び淡水貯水槽(No. 2)の淡水を補給水系等を経由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。

また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵タンクへ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ(タイプ I)は、海水を補給水系等を経由して復水貯蔵タンクへ供給できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し大容量送水ポンプ(タイプ I)により非常用取水設備である貯留駆、取水口、取水路又は海水ポンプ室を通じて海水を取水し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海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原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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、熔融し、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設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水をあらかじめ敷設した補給水系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、落下した熔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原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、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及び温度を低下させるために設置する。

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、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に設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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原子炉格納容器安全設備(低圧代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、代替淡水源の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器に注水することで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圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)は以下の機能を有する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)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、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、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、代替淡水源から、大容量送水ポンプ(タイプ I)により、フィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

- 1.1 燃料プール代替注水系として使用する場合の容量 114m³/h/個 以上
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故1」及び「想定事故2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114 m³/h/個以上を注水可能な設計とする。
- 1.2 燃料プールのスプレイ系として使用する場合の容量 126m³/h/個 以上
使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約9.7m³/hであり、また、NE106-12における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が200gpm(約45.4m³/h)である。さらに、スプレイノズル1個当たりの必要流量が42m³/hであり、スプレイノズル3個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため126m³/hが必要であることから、126m³/h/個以上をスプレイ可能な設計とする。
- 1.3 原子炉格納容器フィルタベント系として使用する場合の容量 10m³/h/個 以上
設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し、10m³/h/個以上を注水可能な設計とする。
- 1.4 低圧代替注水系として使用する場合の容量 199m³/h/個 以上
炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大199m³/h/個以上を注水可能な設計とする。
- 1.5 代替水源移送系として使用する場合の容量 150m³/h/個 以上
炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として150m³/h/個以上を補給可能な設計とする。
- 1.6 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合の容量 1200m³/h/個 以上
原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている伝熱容量16MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている伝熱容量14.7MWと同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な伝熱容量2.29MWを除熱可能な容量として20MWを、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量892m³/hに、海水ストレーナに必要な流量約300m³/hを考慮した1,200 m³/h/個以上を供給可能な設計とする。
- 1.7 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 50m³/h/個 以上
溶融炉心冷却時の注水流量は、崩壊熱による蒸発量相当として、50m³/h/個以上を注水可能な設計とする。
- 1.8 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の容量 88m³/h/個 以上
炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」、「LOCA時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/h/個以上をスプレイ可能な設計とする。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-2-2-1 R 1

2. 揚程の設定根拠

2.1 燃料プール代替注水系として使用する場合の揚程 42.1m 以上
 燃料プール代替注水系(常設配管)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。
 <燃料プール注水接続口(北)から使用済燃料プールへ注水する場合>

① 水源と注水先の圧力差 :	[]	m	
② 静水頭 :	[]	m	
③ ホース等の圧力損失 :			m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
④ 配管及び弁類の圧力損失 :	[]	m	

合計 : 42.1m

2.2 燃料プールのスプレイ系として使用する場合の揚程 116.1m 以上
 燃料プールのスプレイ系(常設配管)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差(スプレイノズル必要圧力)、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。
 <燃料プールのスプレイ接続口(北)から使用済燃料プールへスプレイする場合>

① 水源と注水先の圧力差 :	[]	m	(スプレイノズル必要圧力)
② 静水頭 :	[]	m	
③ ホース等の圧力損失 :			m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
④ 配管及び弁類の圧力損失 :	[]	m	

合計 : 116.1m

2.3 原子炉格納容器フィルタベント系として使用する場合の揚程 21.6m 以上
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。
 <フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合>

① 水源と注水先の圧力差 :	[]	m	
② 静水頭 :	[]	m	
③ ホース等の圧力損失 :			m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
④ 配管及び弁類の圧力損失 :	[]	m	

合計 : 21.6m

2.4 低圧代替注水系として使用する場合の揚程 117.8m 以上
 低圧代替注水系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。
 <原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から残留熱除去系(B)を経由して原子炉圧力容器へ注水する場合(199m³/h 注水可能な炉圧の場合)>

① 水源と注水先の圧力差 :	[]	m	
② 静水頭 :	[]	m	
③ ホース等の圧力損失 :			m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
④ 配管及び弁類の圧力損失 :	[]	m	

合計 : 117.8m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-2-2-1 R 1

2.5 代替水源移送系として使用する場合の揚程 30.8m 以上
 復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。
 <復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合>
 ① 水源と注水先の圧力差: m
 ② 静水頭: m
 ③ ホース等の圧力損失: m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
 ④ 配管及び弁類の圧力損失: m

合計: 30.8m

2.6 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合の揚程 94.8m 以上
 原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。
 <取水口からの送水の場合>
 ① 水源と注水先の圧力差: m
 ② 静水頭: m
 ③ ホース等の圧力損失: m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
 ④ 熱交換器ユニット内の圧力損失: m

合計: 94.8m

2.7 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の揚程 98.8m 以上
 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。
 <原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から原子炉格納容器下部へ注水する場合>
 ① 水源と注水先の圧力差: m
 ② 静水頭: m
 ③ ホース等の圧力損失: m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
 ④ 配管及び弁類の圧力損失: m

合計: 98.8m

2.8 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の揚程 95.0m 以上
 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。
 <格納容器スプレイ接続口(北)から残留熱除去系(A)を経由して原子炉格納容器内へスプレイする場合>
 ① 水源と注水先の圧力差: m
 ② 静水頭: m
 ③ ホース等の圧力損失: m(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価)
 ④ 配管及び弁類の圧力損失: m

合計: 95.0m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力の設定根拠
- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、「低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プール代替注水系(可搬型)、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、燃料プールのスプレイ系(可搬型)、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び代替水源移送系」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ1)の使用圧力は、これら系統の同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.0MPaとする。
- 3.2 「原子炉補機代替冷却水系(熱交換器ユニット)」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ1)の使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPaとする。
- 3.3 海を水源とし、「低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プール代替注水系(可搬型)、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、燃料プールのスプレイ系(可搬型)及び代替水源移送系」に使用する大容量送水ポンプ(タイプ1)の使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPaとする。
4. 最高使用温度の設定根拠
大容量送水ポンプ(タイプ1)の重大事故等時における使用温度は、二次格納施設外の環境条件が40℃であるため、それを上回る値として50℃とする。
5. 原動機出力の設定根拠
大容量送水ポンプ(タイプ1)の原動機出力は、流量1,440m³/h、揚程122mでの軸動力を考慮し、847kWとする。
6. 個数の設定根拠
大容量送水ポンプ(タイプ1)の必要となる容量は2個であり、「2n+α」の対象施設となることから、4個が必要容量となる。これに加えて、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。
また、2個以上同時に保守点検することのないよう運用することとした上で、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、1個を確保する。
以上より、合計で5個確保する。

同等な機能をもつ設備
 関連個所を下線にて示す

名 称		<u>耐圧強化ベント系</u> (系統容量)
最高使用圧力	kPa [gage]	854
最高使用温度	℃	171
設計流量	kg/s	<u>10.0</u>

【設定根拠】

1. 最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力である 854kPa [gage] とする。

炉心損傷前の原子炉格納容器ベントは、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力である 427 kPa [gage] に到達後、実施することとなる。そのため、実際に原子炉格納容器ベントが開始できるまでの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある 854kPa [gage] を耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする。

炉心損傷前に原子炉格納容器ベントを実施する、有効性評価「LOCA時注水機能喪失」シナリオにおける、原子炉格納容器圧力の推移について図 48-6-7 に示す。

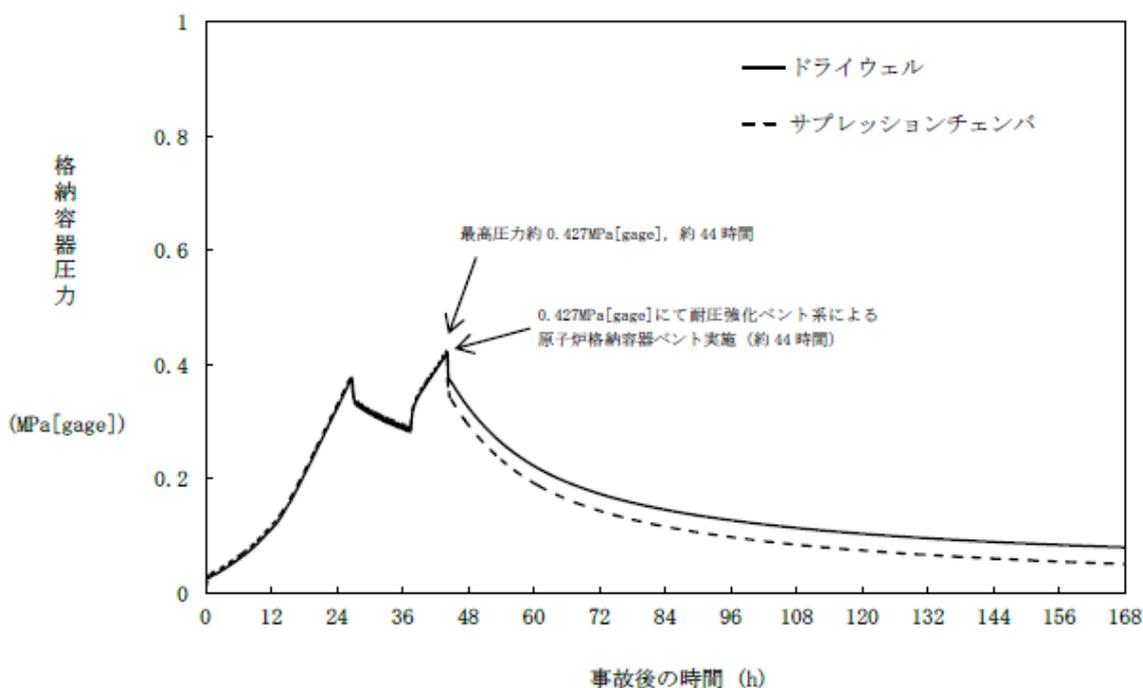


図 48-6-7 原子炉格納容器圧力の推移
 (有効性評価「LOCA時注水機能喪失」)

2. 最高使用温度

原子炉格納容器の最高使用温度である 171 °Cとする。

なお、炉心損傷前に原子炉格納容器ベントを実施する、有効性評価「LOCA 時注水機能喪失」シナリオにおける、原子炉格納容器ベント後の原子炉格納容器温度は 171 °C以下となることを確認している（図 48-6-8 参照）。そのため、原子炉格納容器に接続している耐圧強化ベント系の温度も 171 °C以下となる。

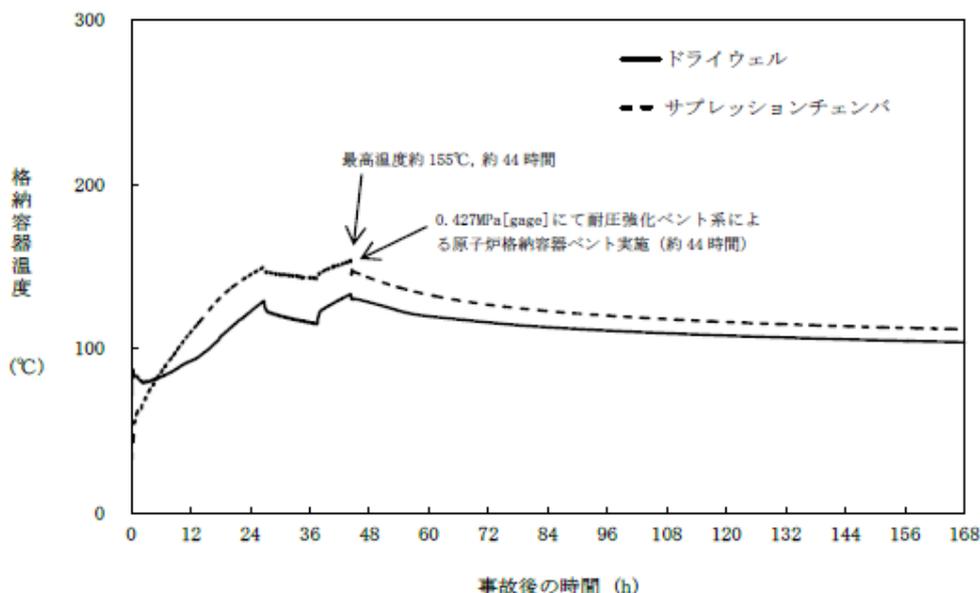


図 48-6-8 原子炉格納容器温度の推移 (LOCA 時注水機能喪失)

3. 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器が最高使用圧力にて原子炉格納容器ベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の 1%に相当する発生蒸気量 10.0 kg/s を排出可能な設計とする。

炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1%になるのは、原子炉停止から 2～3 時間後である。一方、有効性評価「LOCA 時注水機能喪失」シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約 44 時間後となっている。そのため、ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。よって耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することは可能である。

保安規定第66条

表66-5 「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」

66-5-2 「耐圧強化ベント系」

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 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)

66-5-2 耐圧強化ベント系①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
耐圧強化ベント系	耐圧強化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	所要数⑥
運転	※3
起動	※4
高温停止	※5
	※6
	※7
	※8

- ※1：必要な弁（遠隔手動弁操作設備含む）および配管を含む。
- ※2：当該系統が動作不能時は、原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であることを確認し、動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。
- ※3：「66-1-2-2 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：「66-1-2-5 可搬型代替直流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※5：「66-1-2-1 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。
- ※6：「66-1-2-4 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。
- ※7：「66-1-2-3 所内常設蓄電式直流電源設備」において運転上の制限等を定める。
- ※8：「66-1-2-6 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）
- 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耐圧強化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））
 - ・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。

耐圧強化ベント系に対して、原子炉格納容器フィルタベント系は同等な性能を有するとともに、上記基準要求も満足可能であることから、耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、原子炉格納容器フィルタベント系が動作可能であれば運転上の制限を満足しているとみなす。（添付-2）

原子炉格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベント系は共用する弁及び配管等が存在することから、LCO判断を速やかに実施することができよう、以下の通り、主要な弁が動作不能となった場合について、LCO逸脱となる条文を整理する。

なお、記載している条文のみがLCO逸脱となることを示すものではないため、必要に応じて他条文も確認する。

弁名称	原子炉格納容器フィルタベント系 (66-5-1)	耐圧強化ベント系 (66-5-2)	備考 (動作不能判断)
	要求される状態		
D/Wベント用 出口隔離弁	開	開	<ul style="list-style-type: none"> ■開できない場合 FCVS 及び耐圧強化ベントが動作不能となり 66-5-1 及び 66-5-2 が LCO 逸脱
S/Cベント用 出口隔離弁	開	開	<ul style="list-style-type: none"> ■開できない場合 FCVSV 及び耐圧強化ベントが動作不能となり 66-5-1 及び 66-5-2 が LCO 逸脱
FCVSベント ライン隔離弁 (A)	開	閉	<ul style="list-style-type: none"> ■開できない場合FCVSが動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 ■開できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため 66-5-2は LCO 逸脱とはならない
FCVSベント ライン隔離弁 (B)	開	閉	<ul style="list-style-type: none"> ■開できない場合FCVSが動作不能となり 66-5-1 が LCO 逸脱 ■開できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため 66-5-2は LCO 逸脱とはならない

記載の説明

PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	閉	開	<ul style="list-style-type: none"> 閉できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1がLC0逸脱 開できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため66-5-2はLC0逸脱とはならない
PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	閉	開	<ul style="list-style-type: none"> 閉できない場合FCVSが動作不能となり66-5-1がLC0逸脱 開できない場合耐圧強化ベントが動作不能となるが、FCVSが動作可能であるため66-5-2はLC0逸脱とはならない

④ 耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させ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ことから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」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 本表について、すべての設備を他表にて運転上の制限等を定めており、確認事項及び要求される措置についても他表にて記載していることから、運転上の制限(項目・運転上の制限・適用される原子炉の状態・設備)のみを記載する。

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(機能・性能が満足していることを確認する。)
 項目1が該当。
 耐圧強化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、定事検停止時に閉閉試験を実施する。

項目1については、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。

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。
 原子炉運転中は隔離弁の動作確認はできないため、状態確認等により使用可能であることを確認する。

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(A)、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁(B)、ベント用SGTS側隔離弁、格納容器排気SGTS側止め弁、ベント用HVAC側隔離弁、格納容器排気HVAC側止め弁、FCVSベントライン隔離弁(A)、FCVSベントライン隔離弁(B)、PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁、PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁、S/Cベント用出口隔離弁、D/Wベント用出口隔離弁および遠隔手動弁操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

(3) 要求される措置

条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 耐圧強化ベント系が動作不能の場合※ ⁹	A1. 発電課長は、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※ ¹⁰ とともに、その他の設備※ ¹¹ が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間
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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間 36時間

※9：耐圧強化ベント系が動作不能の場合でも、原子炉格納容器フィルターベント系が動作可能であれば運転上の制限を満足しているのみならず。

※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：非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系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。

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。
耐圧強化ベント系は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。

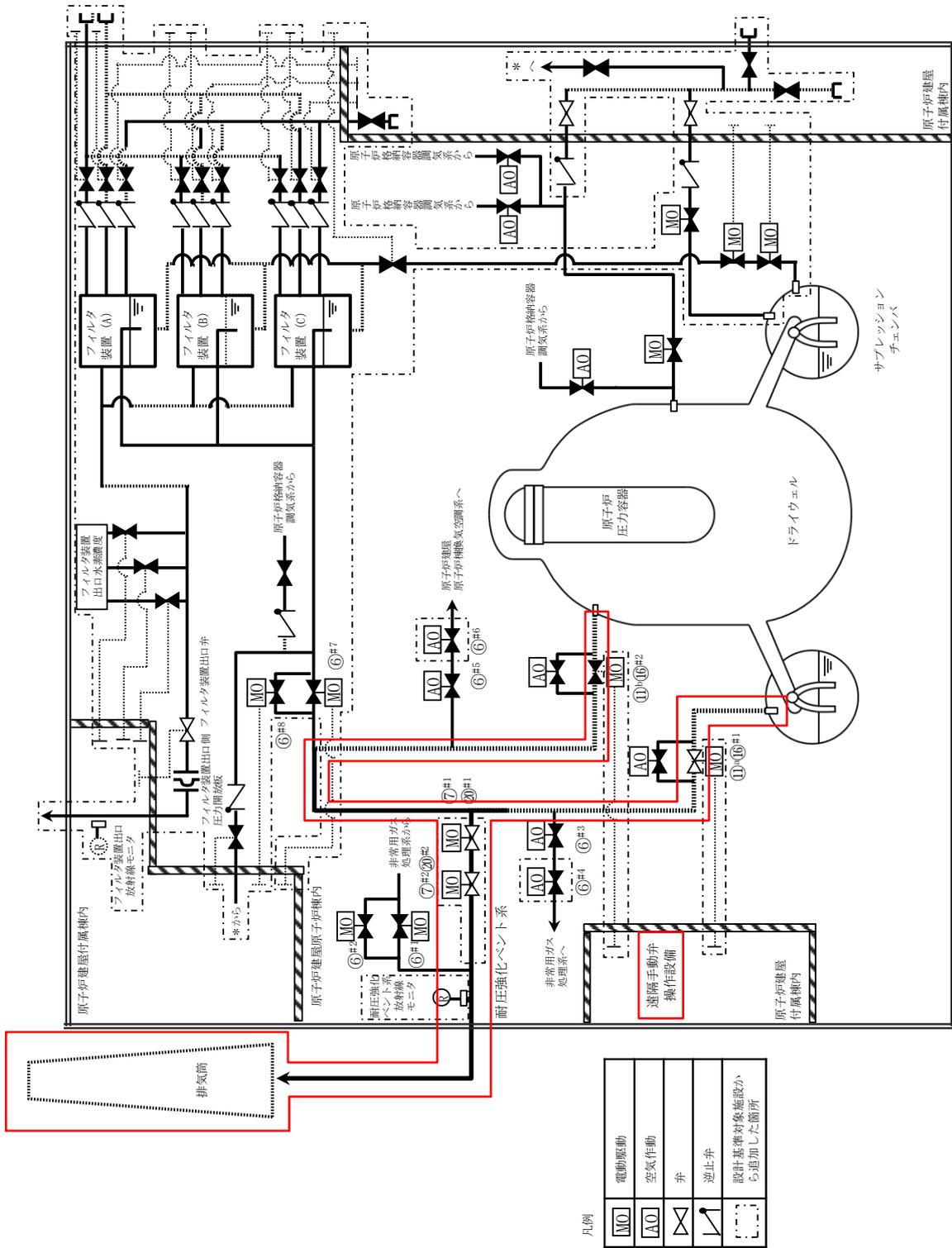
⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2),(3))

A1. 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、炉心損傷防止及び格納容器破損防止の観点から最も有効と思われる残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード、サブレシジ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及び原子炉補機冷却海水系含む)が該当する。

A2. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限である「3日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

66-5-2 の範囲
赤枠にて示す



第 1.5-17 図 耐圧強化ベンント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む。） 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
⑥ ^{#1}	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)
⑥ ^{#2}	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)
⑥ ^{#3}	ベント用 SGTS 側隔離弁
⑥ ^{#4}	格納容器排気 SGTS 側止め弁
⑥ ^{#5}	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑥ ^{#6}	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑥ ^{#7}	FCVS ベントトライン隔離弁 (A)
⑥ ^{#8}	FCVS ベントトライン隔離弁 (B)
⑦ ^{#1} ⑩ ^{#1}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑦ ^{#2} ⑩ ^{#2}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑪ ^a ⑪ ^b #1	S/C ベントト用出口隔離弁
⑪ ^a ⑪ ^b #2	D/W ベントト用出口隔離弁

#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弁があることを示す。

第 1.5-17 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む。） 概要図 (2/2)

基準要求に関する説明
 関連箇所を赤枠にて示す

添付資料 1.5.1

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/5)

技術的能力審査基準 (1.5)	番号	設置許可基準規則 (48 条)	技術基準規則 (63 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、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（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。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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必要な設備を施設しなければならない。</p>	③
<p>【解釈】 1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。</p>	—	<p>【解釈】 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。</p>	<p>【解釈】 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。</p>	—
<p>(1) 炉心損傷防止 a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク (UHS) の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮すること。 また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	②	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	④
		—	—	—

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

技術的能力審査基準 (1.5)	番号	設置許可基準規則 (48 条)	技術基準規則 (63 条)	番号
—	—	<p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム (UHSS) の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	<p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム (UHSS) の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	⑥
		<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第 50 条 3 b) に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第 65 条 3 b) に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	⑦

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/5)

■ : 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					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	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
原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む。)	原子炉格納容器フィルタベント系	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	原子炉格納容器フィルタベント系による (現場操作含む。)	薬液補給装置	可搬	230分	3人 (5人*)	自主対策とする理由は本文に記載
	遠隔手動弁操作設備	新設			排水設備	常設	20分	3人	自主対策とする理由は本文に記載
	-	-			-	-	-	-	-
原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む。)	原子炉格納容器調気系配管・弁	既設 新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	遠隔手動弁操作設備	新設							
	原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む。)	既設							
	非常用ガス処理系配管・弁	既設							
	排気筒	既設							
	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							
	代替所内電気設備	新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
可搬型代替直流電源設備	新設								

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) へホースを接続する場合に必要な要員

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
関連個所を下線にて示す

故等時に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、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、通常時は熱交換器ユニットを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。また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却水系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

5.10.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は、原子炉停止後約 44 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排出し、その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、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容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット 1 セット 1 台と大容量送水ポンプ（タイプ I） 1 セット 1 台を使用す

る。また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、注水設備及び水の供給設備との同時使用時には更に 1 セット 1 台使用する。熱交換器ユニットの保有数は、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。大容量送水ポンプ（タイプ I）の保有数は、2 セット 4 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 5 台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系による発電原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に加えて、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため、各系統の必要な伝熱容量及びポンプ流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

5.10.2.4 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。

耐圧強化ベント系は、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。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）の操作は、想定される重大事故等時において、遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋付属棟内から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される電動の隔離弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

設計仕様
 関連個所を赤枠にて示す

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) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

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. フィルタ装置出口側圧力開放板

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。

c. 遠隔手動弁操作設備

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. 可搬型窒素ガス供給装置

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に記載する。

(2) 耐圧強化ベント系

系 統 数	1
系 統 設 計 流 量	約 10.0kg/s

保安規定第66条

表66-5 「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」

66-5-3 「可搬型窒素ガス供給装置」

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)

66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
可搬型窒素ガス供給装置	可搬型窒素ガス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	可搬型窒素ガス供給装置	1台
	常設代替交流電源設備	※2
	燃料補給設備	※3

※1：必要な弁および配管を含む。

※2：「66-12-1 常設代替交流電源設備」にて運転上の制限等を定める。

※3：「66-12-7 燃料補給設備」に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. 可搬型窒素ガス供給装置の吐出圧力が□kPa[gage], 流量が□Nm ³ /h (窒素純度□vol%以上※4)にて)であることを確認する。	定事検停止時	防災課長
2. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、可搬型窒素ガス供給装置が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長
3. ベント用SGTS側隔離弁, 格納容器排気SGTS側止め弁, ベント用HVAC側隔離弁, 格納容器排気HVAC側止め弁, PCV耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁, PCV耐圧強化ベント用連絡配管止め弁, FCVSベントライン隔離弁(A), FCVSベントライン隔離弁(B), S/Cベント用出口隔離弁, D/Wベント用出口隔離弁, D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁およびS/C側PSA窒素供給ライン第一隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長

※4：酸素濃度1%未満であることをもって確認する。

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) 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、可搬型重大事故等対処設備である可搬型窒素ガス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。

④ 可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉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原子炉格納容器フィルタベント系と同様に「運転、起動及び高温停止」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 可搬型窒素ガス供給装置は、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くことから、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)

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, 3が該当。

項目2については、「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ランス頻度の考え方に基づき3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。

項目3について、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。

枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

(3) 要求される措置

条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 可搬型窒素ガス供給装置が動作不能の場合	A1. 発電課長は、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※5とともに、その他の設備※6が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、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※7が動作可能であることを確認する。 および A3. 防災課長は、代替措置※8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. 防災課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに
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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	速やかに 3日間 10日間 24時間 36時間

※5：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※6：非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系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。

※7：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：代替品の補充等をいう。

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。
可搬型窒素ガス供給装置は1N要求設備であるため、可搬型窒素ガス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。原子炉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、残留熱除去系(低圧注水モード、格納容器スプレイ冷却モード、サブレシジ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及び原子炉補機冷却海水系含む)を設定する。

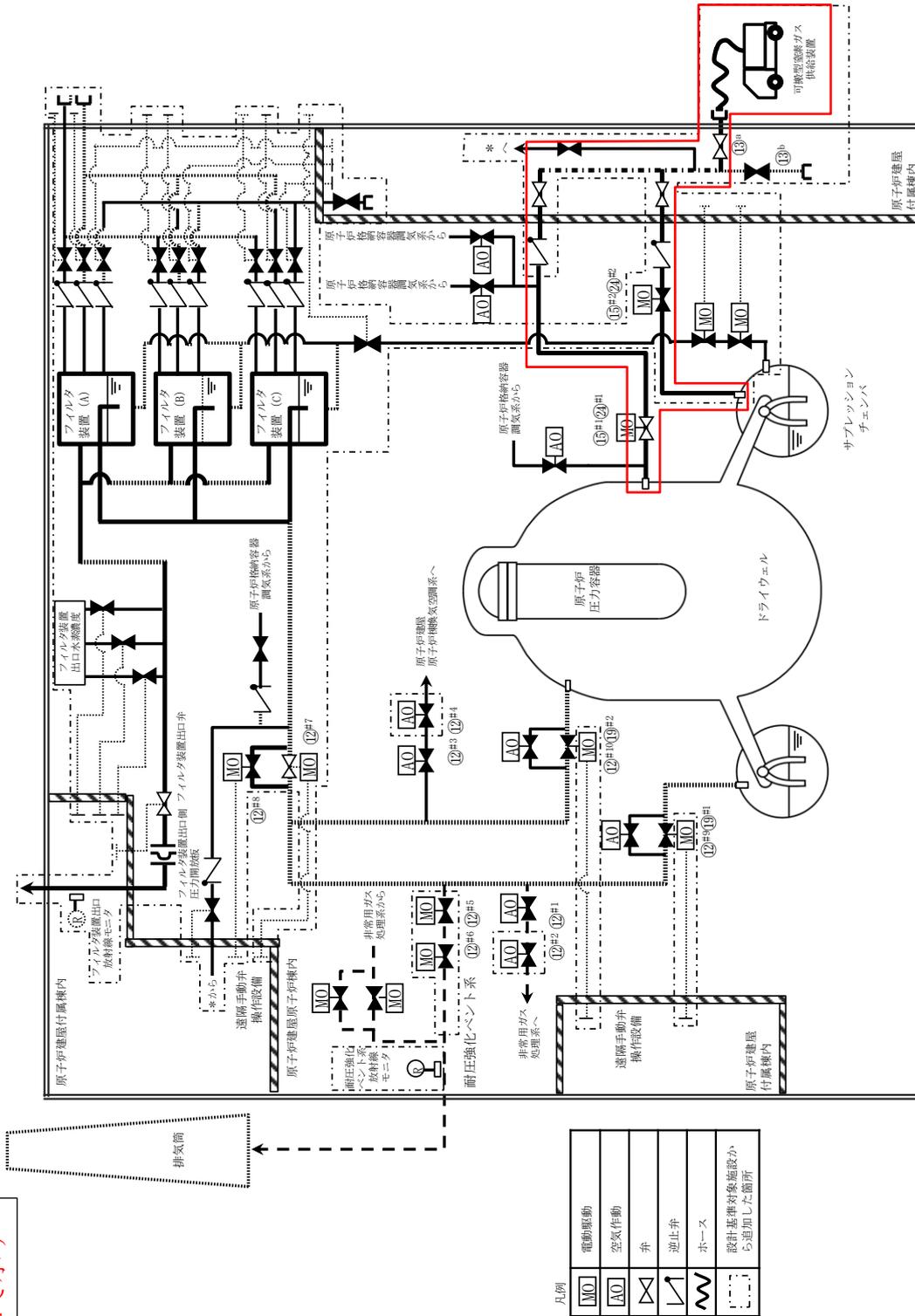
A2. 原子炉格納容器フィルタベント系と同様に、可燃性ガス濃度制御系を設定し、動作可能であることを“速やかに”確認する。

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(可搬型窒素ガス供給装置の補充等)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. 当該システム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。

66-5-3 の範囲
赤枠にて示す

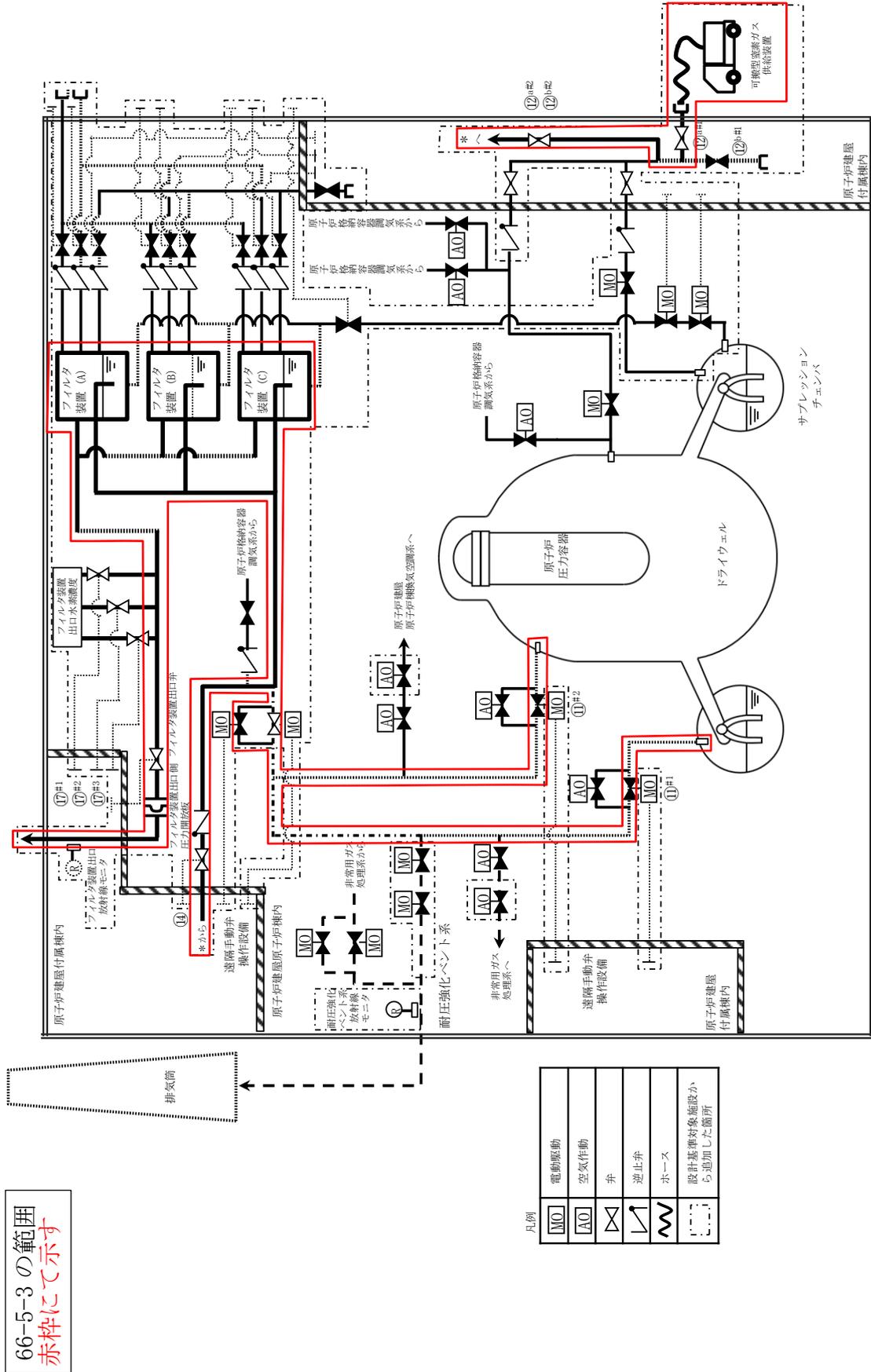


第 1.7-12 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
⑫ ^{#1}	ベント用 SGT5 側隔離弁
⑫ ^{#2}	格納容器排気 SGT5 側止め弁
⑫ ^{#3}	ベント用 HVAC 側隔離弁
⑫ ^{#4}	格納容器排気 HVAC 側止め弁
⑫ ^{#5}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁
⑫ ^{#6}	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁
⑫ ^{#7}	FCVS ベントライン隔離弁 (A)
⑫ ^{#8}	FCVS ベントライン隔離弁 (B)
⑫ ^{#9} ⑭ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁
⑫ ^{#10} ⑭ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁
⑬ ^a	PSA 窒素供給ライン元弁
⑬ ^b	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁
⑮ ^{#1} ⑳ ^{#1}	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁
⑮ ^{#2} ⑳ ^{#2}	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁

#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弁があることを示す。

第 1.7-12 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (2/2)



66-5-3 の範囲
赤枠にて示す

凡例

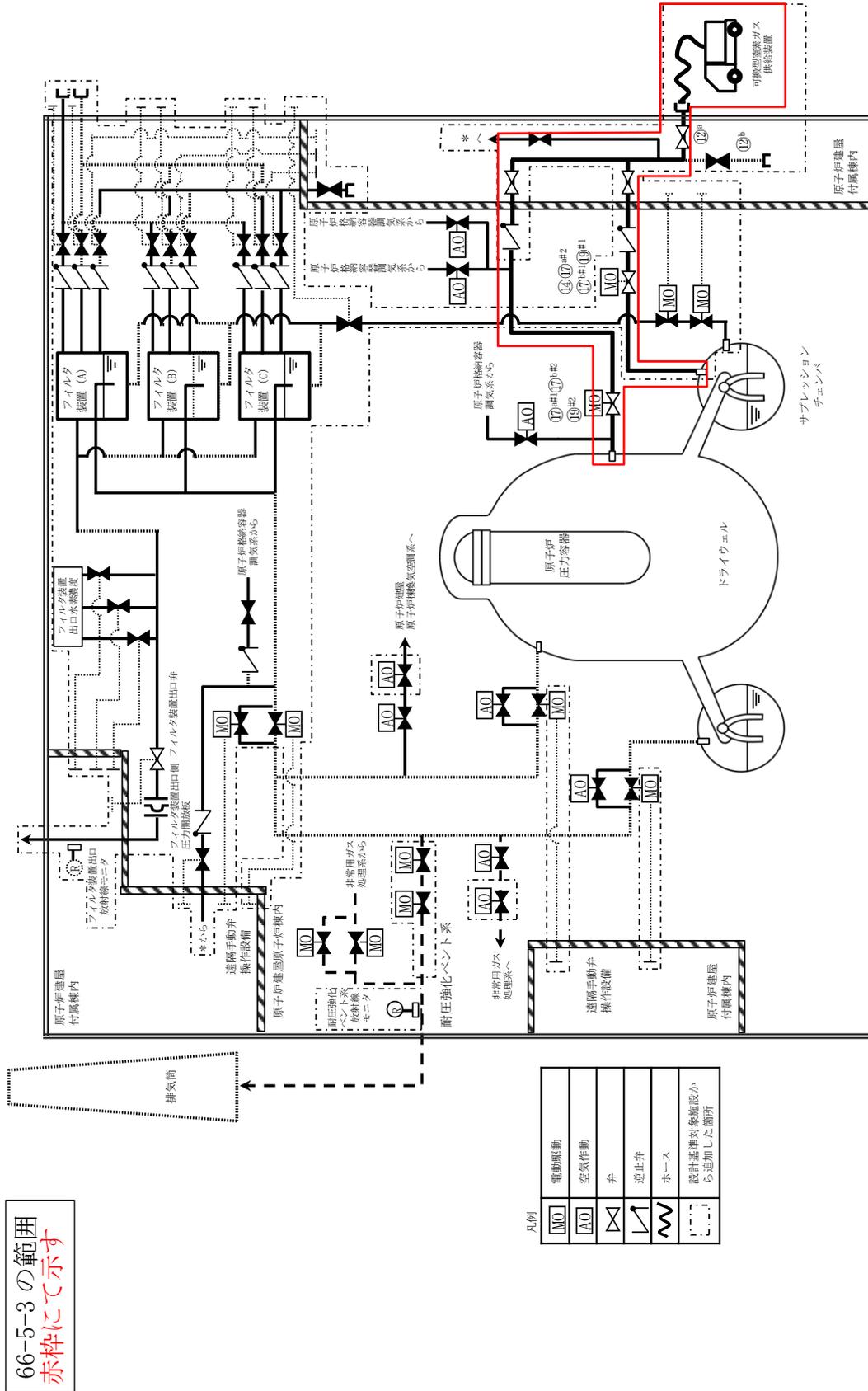
MO	電動駆動
AO	空気作動
△	弁
∩	逆止弁
〰	ホース
⋯	設計基準適合施設から追加した箇所

第 1.7-14 図 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素パージ 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
① ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁
① ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁
⑫ ^{#1}	PSA 窒素供給ライン元弁
⑫ ^{b#1}	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁
⑫ ^{#2} ⑫ ^{b#2}	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁
⑭	FCVS PSA 側窒素補給ライン止め弁
⑰ ^{#1}	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁
⑰ ^{#2}	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁
⑰ ^{#3}	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁

#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弁があることを示す。

第 1.7-14 図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ページ 概要図 (2/2)



第 1.9-2 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
⑫ ^a	PSA 窒素供給ライン元弁
⑫ ^b	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁
⑭⑰ ^{a#2} ⑰ ^{b#1} ⑱ ^{#1}	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁
⑰ ^{a#1} ⑰ ^{b#2} ⑱ ^{#2}	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁

#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弁があることを示す。

第 1.9-2 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (2/2)

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

載する。原子炉補機代替冷却水系の多様性、位置的分散については、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

9.5.2.2 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。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

可搬型窒素ガス供給装置は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

格納容器内水素濃度（D/W）、格納容器内水素濃度（S/C）、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、他の設備と電気的な分離を行うことで、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。

可搬型窒素ガス供給装置は、想定される重大事故等時において、原子炉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及び酸素を排出する前までに、原子炉格納容器内の水素及び酸素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。

格納容器内水素濃度（D/W）、格納容器内水素濃度（S/C）、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、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。

格納容器内水素濃度（D/W）、格納容器内水素濃度（S/C）、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、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きる設計とする。

9.5.2.4 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。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

可搬型窒素ガス供給装置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。

格納容器内水素濃度（D/W）及び格納容器内水素濃度（S/C）は、原子炉格納容器内に設置し、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。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、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。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の操作は、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。

設計仕様
 関連個所を赤枠にて示す

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) 可搬型窒素ガス供給装置

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
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 220Nm ³ /h

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

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. フィルタ装置出口側圧力開放板

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。

c. 可搬型窒素ガス供給装置

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に記載する。

設定根拠
 関連箇所を下線にて示す

名 称	可搬型窒素ガス供給装置*	
容 量	m ³ /h/個 [normal]	<input type="text"/> 以上 (220)
吐 出 圧 力	kPa	<input type="text"/> 以上 (427)
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	1 (予備 1)
注記* : 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (原子炉格納容器フィルタベント系)、並びに圧力低減設備その他の安全設備のうち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 (原子炉格納容器フィルタベント系)、及び圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) と兼用。		
【設定根拠】 (概要) ・重大事故等対処設備 重大事故等時に圧力低減設備その他の安全設備のうち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 (可搬型窒素ガス供給系) として使用する可搬型窒素ガス供給装置は、以下の機能を有する。 可搬型窒素ガス供給装置は、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、可搬型窒素ガス供給装置と接続口を可搬型ホースで接続し、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器に窒素を注入することにより、原子炉格納容器を不活性化及び原子炉格納容器の負圧破損を防止できる設計とする。 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 (原子炉格納容器フィルタベント系) として使用する可搬型窒素ガス供給装置は、以下の機能を有する。 可搬型窒素ガス供給装置は、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原子炉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及び温度を低下させるために設置する原子炉格納容器フィルタベント系のベント停止に向け、可搬型窒素ガス供給装置と接続口を可搬型ホースで接続し、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内に窒素を注入することにより、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化及び原子炉格納容器の負圧破損を防止できる設計とする。 重大事故等時に圧力低減設備その他の安全設備のうち圧力逃がし装置 (原子炉格納容器フィルタベント系) として使用する可搬型窒素ガス供給装置は、以下の機能を有する。 可搬型窒素ガス供給装置は、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破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる原子炉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、可燃性ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置と接続口を可搬型ホースで接続し、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内に窒素を注入することにより、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化及び原子炉格納容器の負圧破損を防止できる設計とする。		

O 2 ⑥ VI-1-1-4-7-5-5-1 R 1

重大事故等時に圧力低減設備その他の安全設備のうち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（原子炉格納容器フィルタベント系）として使用する可搬型窒素ガス供給装置は、以下の機能を有する。

可搬型窒素ガス供給装置は、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する原子炉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水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にするために、可搬型窒素ガス供給装置と接続口を可搬型ホースで接続し、原子炉格納容器調気系を介して原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内に窒素を注入することにより、原子炉格納容器及び原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化及び原子炉格納容器の負圧破損防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置を重大事故等時に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）のうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）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原子炉格納容器への供給量が窒素純度 vol% において m³/h[normal] であることから、 m³/h/個[normal] 以上とし、可搬型窒素ガス供給装置 1 個を使用する。

公称値については、 220 m³/h/個[normal] とする。

2. 吐出圧力の設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置の重大事故等時における吐出圧力は、重大事故等対策における有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）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、可搬型窒素ガス供給装置を使用する場合の原子炉格納容器の圧力が kPa 未満であるため、それを上回る kPa 以上とする。

公称値は、 427kPa とする。

3. 原動機出力の設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置を重大事故等時に使用する場合の原動機出力は、圧縮機メーカーによる開発段階で、 kW/個の原動機出力であれば性能上問題ないことを確認している。

以上より、可搬型窒素ガス供給装置の原動機出力は kW/個 とする。

4. 個数の設定根拠

可搬型窒素ガス供給装置（原動機含む。）は、原子炉格納容器内及び原子炉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 個及び故障時又は保守点検による待機除外時のバックアップ用の予備 1 個を保管する。

保安規定第66条

表66-5 「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」

66-5-4 「原子炉補機代替冷却水系」

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)

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 添付十追補1 (自主対策設備に関する説明)

(2) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

66-5-4 原子炉補機代替冷却水系①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
原子炉補機代替冷却水系	原子炉補機代替冷却水系2系列* ¹ が動作可能であること* ²

適用される 原子炉の状態④	設 備⑤	所要数⑥
運 転	大容量送水ポンプ (タイプI)	※3
起 動	熱交換器ユニット	1台×2※ ⁴ ※ ⁵
高温停止	常設代替交流電源設備	※6
低温停止	燃料補給設備	※7

※1：1系列とは、熱交換器ユニット1台およびホースをいう。

※2：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原子炉補機冷却水系*⁸のA系およびB系のループ配管、残留熱除去系熱交換器、サージタンク、主要配管上の手動弁、電動弁および接続口を含む流路を構成できることを含む。

なお、動作可能であるべき原子炉補機冷却水系（接続口含む。）は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止においては、A系およびB系の計2系列、原子炉の状態が低温停止および燃料交換においては、A系またはB系どちらから1系列とする。

※3：「66-19-1 大容量送水ポンプ (タイプI)」において運転上の制限等を定める。

※4：熱交換器ユニットは、第1保管エリアおよび第3保管エリアに1セットずつ分散配置されていること。

※5：淡水ポンプおよび除熱ヘッダを含む。

※6：「66-12-1 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：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

※8：原子炉補機冷却水系のA系の冷却ラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」と兼ねる。動作不能時は、「66-5-5 代替循環冷却系」の運転上の制限も確認する。

また、当該系統が動作不能時は、「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」の運転上の制限も確認する。

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）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原子炉補機代替冷却水系2系列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。

- ・技術的能力審査基準1.13

「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。

熱交換器ユニットを接続する原子炉補機冷却水系の流路について、原子炉の状態が「運転、起動、高温停止」においてはA系・B系共に必要だが、「低温停止、燃料交換」においては、A系又はB系どちらから使用可能であればよい。

④ 原子炉補機代替冷却水系は、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及び使用済燃料プールに照射された燃料体を貯蔵している期間を機能維持期間として適用する必要があることから、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、低温停止及び燃料交換」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 大容量送水ポンプ（タイプI）は他表にて運転上の制限を記載する。熱交換器ユニットは、1セット1台で必要なポンプ容量及び伝熱容量を確保できる設計としている。また、熱交換器ユニットは、可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水を供給するもの）であり2N要求設備に該当することから、所要数は2セット2台とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1）、添付-2）

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 熱交換器ユニットの淡水ポンプの流量および揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が \square m ³ /h 以上で揚程が \square m 以上。	2年に1回	原子炉課長
2. RCW常用冷却水供給側分離弁(A), RCW常用冷却水供給側分離弁(B), RCW常用冷却水戻り側分離弁(A), RCW常用冷却水戻り側分離弁(B), RCW代替冷却水不要負荷分離弁(A), およびRCW代替冷却水不要負荷分離弁(B)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	発電課長
3. 熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長
4. RHR熱交換器(A)冷却水出口弁, RHR熱交換器(B)冷却水出口弁, FPC熱交換器(A)冷却水出口弁およびFPC熱交換器(B)冷却水出口弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

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)

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。

「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、熱交換器ユニットについては2年に1回性能確認を実施する。

確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき設定する。(添付-2)

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, 4が該当。

項目2は、プラント運転中に当該弁を閉すると下流側(負荷)の機器類の冷却水が遮断され、原子炉安全上好ましくないことからプラント停止中で負荷を停止可能な時期に試験を行う。

項目3は、「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ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。

項目4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ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。

(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. 動作可能な原子炉補機代替冷却水系が2系列未満1系列以上の場合	A1. 防災課長は、残りの原子炉補機代替冷却水系が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、原子炉補機代替冷却水系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、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. 1. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。 または A3. 2. 防災課長は、代替措置※12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. 防災課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに 10日間 10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。
原子炉補機代替冷却水系は2N要求設備であるため、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においては、動作可能な台数が2N未満(1N以上)となった場合(条件A)と1N未満となった場合(条件B)を条件として記載する。
原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換においては、2N未満(1N以上)と1N未満とで要求される措置が同じになるため2N未満となった場合を条件として記載する。
(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

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、起動及び高温停止】
A1. 動作可能な原子炉補機代替冷却水系が2系列未満1系列以上となった場合には、残りの原子炉補機代替冷却水系が動作可能であることを確認する。動作確認の結果、動作可能な原子炉補機代替冷却水系が1系列以上の場合には、条件Aで要求される措置を継続して実施し、1系列未満の場合には条件Bへ移行し、条件Bで要求される措置を実施する。なお、完了時間は“速やかに”とする。

A2. 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準事故対処設備”である原子炉補機代替冷却水系、原子炉補機代替冷却水系及び全交流動力電源(非常用ディーゼル発電機)が該当する。

A3. 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自主対策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「大容量送水ポンプ(タイプI)による除熱」が該当し、完了時間は対応する設計基準準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。
「大容量送水ポンプ(タイプI)による除熱」は、原子炉補機代替冷却水系よりも時間を要することから、準備時間の短縮等の補完措置を実施する。(添付-3)

A3. 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代替措置(可搬型ポンプ又は熱交換器ユニットの補充等)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準事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。

A4. 当該システム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又は自主対策設備が動作可能である場合のAOT上限(2N未満(1N以上))である「30日間」とする。

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 高温停止	B. 動作可能な原子炉補機代替冷却水系が1系列未満の場合	B1. 発電課長は、原子炉補機冷却水系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、その他の設備 ^{※10} が動作可能であることを確認する。 および B2. 1. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備 ^{※11} が動作可能であることを確認する。 または B2. 2. 防災課長は、代替措置 ^{※12} 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 B3. 防災課長は、当該システム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. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管または弁が動作不能の場合	C1. 発電課長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。 および C2. 発電課長は、原子炉補機冷却水系B系を起動し、動作可能であることを確認する ^{※9} とともに、その他の設備 ^{※13} が動作可能であることを確認する。 および C3. 発電課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 10日間

- B1. A2. と同様。
- B2. 1. A3. 1. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。
- B2. 2. A3. 2. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「3日間」とする。
- B3. A4. と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。

【要求される措置Cの考え方】

原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が故障した場合は、要求される措置 A1. 又は B1. 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52条（原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系）で原子炉補機冷却水系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。

C1. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁は、代替循環冷却系に使用することから原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合、“速やかに”代替循環冷却系を動作不能とみなす。

C2. A1. と同様の考え方であるが、原子炉補機冷却水系1系列が動作不能の状態であることから、残りの原子炉補機冷却水系1系列（原子炉補機冷却海水系及び非常用ディゼル発電機含む。）が動作可能であることを“速やかに”確認する。

C3. 当該システムを復旧する。完了時間は保安規定第52条（原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系）で定める原子炉補機冷却水系1系列が動作不能の場合の完了時間「10日間」を準用する。

適用される原子炉状態	条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
運転中の原子炉状態 運転中の原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管または弁が動作不能の場合	D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管または弁が動作不能の場合	D1. 発電課長は、原子炉補機冷却水系A系を起動し、動作可能であることを確認する※9ととも に、その他の設備※13が動作可能であることを確認する。 および D2. 発電課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに 10日間
	E. 条件A, B, CまたはDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 発電課長は、高温停止にする。 および E2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間 36時間
低温停止 燃料交換	A. 動作可能な原子炉補機代替冷却水系が2系列未満の場合 または 原子炉補機冷却水系と共用する配管または弁が動作不能の場合	A1. 発電課長または防災課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 1. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。 または A2. 2. 防災課長は、代替措置※12を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに 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：残りの原子炉補機冷却水系1系列、原子炉補機冷却海水系2系列および非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※11：大容量送水ポンプ（タイプI）にて原子炉補機冷却水系の淡水側に海水直接通水を行う除熱をいう。

※12：代替品の補充等。

※13：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系1系列および非常用ディーゼル発電機1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

D1. C2. と同様。
D2. C3. と同様。

E1., E2. 既保安規定と同様の設定とする。

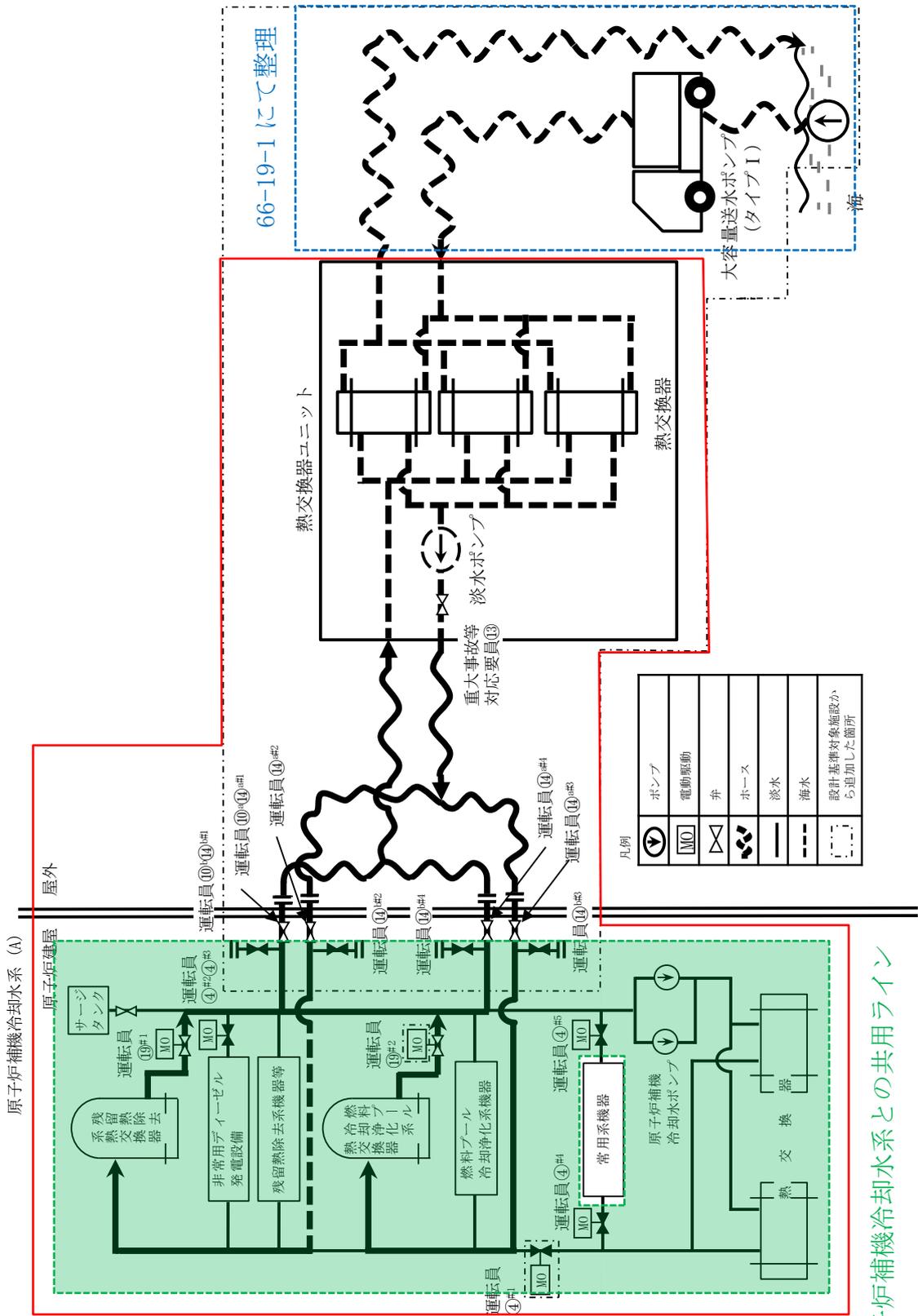
【低温停止及び燃料交換】

A1. 当該システム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. 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自主対策設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。

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代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を“速やかに”開始する。

66-5-4 の範囲
赤枠にて示す



第52条 原子炉補機冷却水系との共用ライン

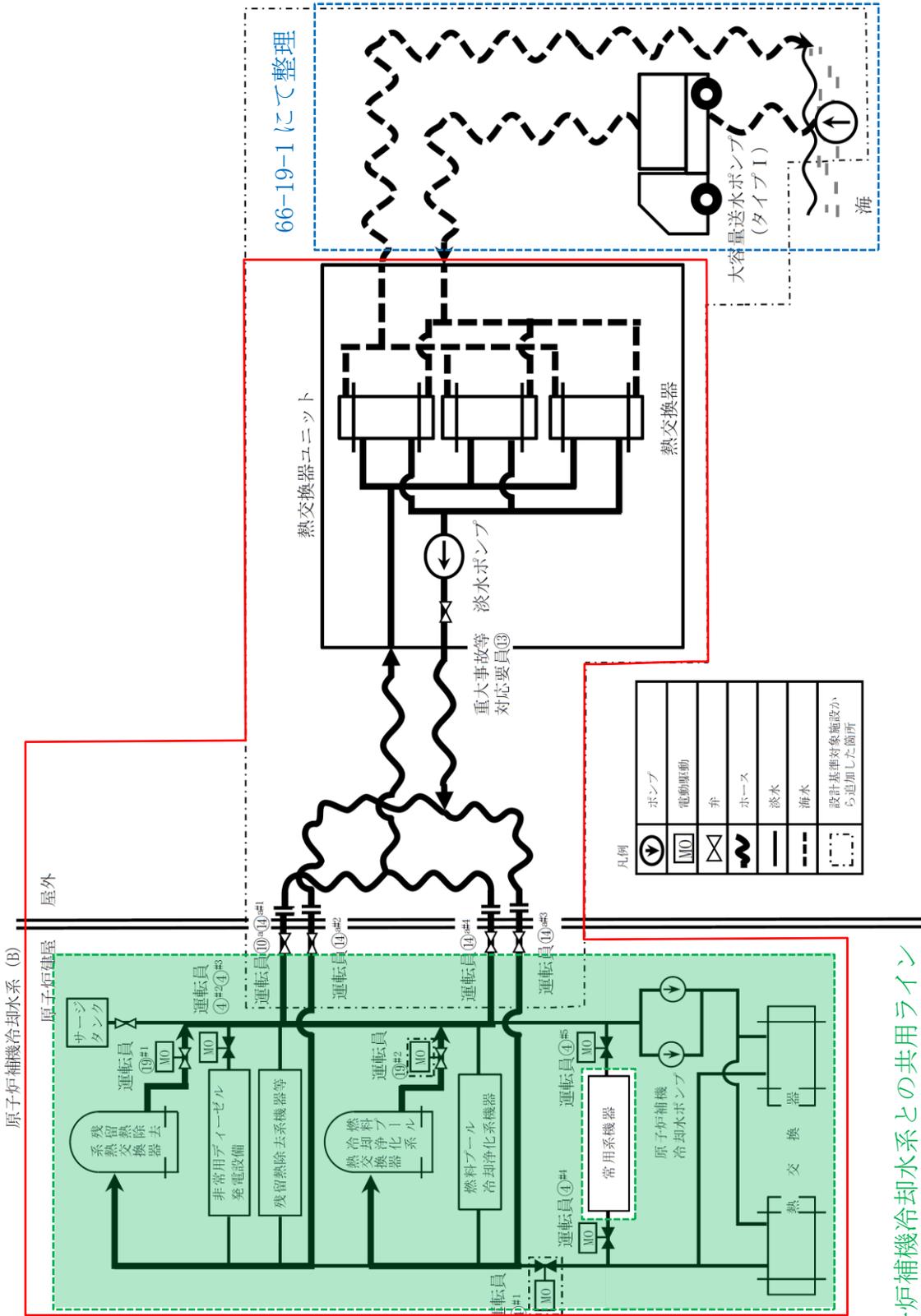
第 1.5-20 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
運転員④ ^{#1}	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)
運転員④ ^{#2}	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (A)
運転員④ ^{#3}	非常用 D/G (A) 冷却水出口弁 (C)
運転員④ ^{#4}	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (A)
運転員④ ^{#5}	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (A)
運転員⑩ ^a ⑭ ^{a#1}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)
運転員⑩ ^b ⑭ ^{b#1}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)
運転員⑭ ^{a#2}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)
運転員⑭ ^{a#3}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)
運転員⑭ ^{a#4}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)
運転員⑭ ^{b#2}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)
運転員⑭ ^{b#3}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (C)
運転員⑭ ^{b#4}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (C)
運転員⑲ ^{#1}	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁
運転員⑲ ^{#2}	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁
重大事故等対応要員⑬	淡水ポンプ出口弁

#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弁があることを示す。

第 1.5-20 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

66-5-4 の範囲
赤枠にて示す



第 52 条 原子炉補機冷却水系との共用ライン

第 1.5-24 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称
運転員④ ^{#1}	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)
運転員④ ^{#2}	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (B)
運転員④ ^{#3}	非常用 D/G (B) 冷却水出口弁 (D)
運転員④ ^{#4}	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (B)
運転員④ ^{#5}	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (B)
運転員⑩ ^o ⑭ ^{o#1}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)
運転員⑭ ^{o#2}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)
運転員⑭ ^{o#3}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)
運転員⑭ ^{o#4}	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)
運転員⑰ ^{#1}	RHR 熱交換器 (B) 冷却水出口弁
運転員⑰ ^{#2}	FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁
重大事故等対応要員⑬	淡水ポンプ出口弁

#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弁があることを示す。

第 1.5-24 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 概要図 (2/2)

設計仕様 関連個所を赤枠にて示す

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) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

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. フィルタ装置出口側圧力開放板

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。

c. 遠隔手動弁操作設備

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. 可搬型窒素ガス供給装置

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に記載する。

(2) 耐圧強化ベント系

系 統 数	1
系 統 設 計 流 量	約 10.0kg/s

(3) 原子炉補機代替冷却水系

a. 熱交換器ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料プール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 20MW (1組当たり)
------	----------------

(海水温度 26℃において)

淡水ポンプ

台 数	1
-----	---

容 量	約 730m ³ /h
-----	------------------------

揚 程	約 70m
-----	-------

b. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

第 4.3-1 表 使用済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。

設定根拠
 関連個所を下線にて示す

名 称	<u>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器)</u>	
容量 (設計熱交換量)	MW/台	<input type="text"/> 以上 (20.0)
最高使用圧力	MPa	淡水側 1.18 / 海水側 1.20
最高使用温度	℃	淡水側 70 / 海水側 50
伝 熱 面 積	m ² /台	<input type="text"/> 以上 (<input type="text"/>)
個 数	—	6 (予備 3)
車 両 個 数	—	2 (予備 1)
—		
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>重大事故等時に、原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系) として使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) は、以下の機能を有する。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) 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に設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) は、設計基準対象施設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。</p> <p>系統構成は、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サブプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) 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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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に設置する。</p> <p>系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-6-3-1 R 1

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）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、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設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）に海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系熱交換器等で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット 1 台に設置される熱交換器 3 個の合計の容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去可能な容量を基に設定しており、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において確認されている容量が 18.3 MW であるため MW/台以上とする。

公称値については、 20.0 MW/台とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側の最高使用圧力 1.18MPa

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）を重大事故等時において使用する場合の淡水側の圧力は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の最高使用圧力と同じ 1.18MPa とする。

2.2 海水側の最高使用圧力 1.20MPa

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）を重大事故等時において使用する場合の海水側の圧力は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力と同じ 1.20MPa とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側の最高使用温度 70℃

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）を重大事故等時において使用する場合の淡水側の温度は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用温度と同じ70℃とする。

3.2 海水側の最高使用温度 50℃

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）を重大事故等時において使用する場合の海水側の温度は、海水出口温度約46℃を上回る50℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）を重大事故等時において使用する場合の伝熱面積は、要求される容量□ MW/台を満足するために必要な伝熱面積□ m²/台以上とする。

公称値については、要求される伝熱面積と同じ□ m²/台とする。

5. 個数の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）は、重大事故等対処設備とし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個数である3個を車両ごとに設置する。

6. 車両個数の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの車両個数は、重大事故等対処設備としての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車両個数として2台、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台を設置する。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-6-3-1 R 1 E

設定根拠
 関連個所を下線にて示す

名 称	<u>原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ)</u>	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (730)
揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (70)
最高使用圧力	MPa	1.18
最高使用温度	℃	70
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
個 数	—	2 (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原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却水系) として使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) は、以下の機能を有する。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (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に設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) にて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) は、設計基準対象施設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、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) の故障又は全交流動力電源の喪失により、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、サブプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) にて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、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に設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (ポンプ) にて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ (タイプ I) により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

R 2
VI-1-1-4-3-6-3-2
O 2 ⑥

とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）にて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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、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設置する。

系統構成は、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）にて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するために、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）にて循環運転を行うとともに、大容量送水ポンプ（タイプ I）により原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）に海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系熱交換器等で発生した熱を最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の容量は、最大必要冷却水量となる原子炉補機冷却水系熱交換器ユニットを原子炉建屋北側付近で使用する場合の残留熱除去系熱交換器（A）、燃料プール冷却浄化系熱交換器（A）、補機等に必要冷却水を同時に供給できる容量とする。

① 残留熱除去系熱交換器（A）	: 約 <input style="width: 50px;" type="text"/> m ³ /h
② 燃料プール冷却浄化系熱交換器（A）	: 約 <input style="width: 50px;" type="text"/> m ³ /h
③ 補機等	: 約 <input style="width: 50px;" type="text"/> m ³ /h
<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系ポンプ（A）メカシール冷却器 ・ 残留熱除去系ポンプ（A）モータ軸受冷却器 ・ 燃料プール冷却浄化系ポンプ（A）軸受冷却器 ・ その他換気空調系 	
④ 合計	: <input style="width: 50px;" type="text"/> m ³ /h/個

上記より、原子炉補機冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）の容量は、 m³/h/個を上回る m³/h/個以上とする。

公称値については、 730 m³/h/個とする。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-6-3-2 R 2

2. 揚程の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の揚程は、下記を考慮する。

① 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット内圧力損失		m
② ホース等の圧力損失		m
③ 配管・機器圧力損失		m
④ 合計		m

上記より、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の揚程は、 mを上回る m以上とする。

公称値については、 70 mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の圧力は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用圧力と同じ 1.18MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の温度は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用温度と同じ 70℃ とする。

5. 原動機出力の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮し決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW/個)

P_w : 水動力 (kW/個)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s/個) = 730 / 3600

H : 揚程 (m) = 70

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{730}{3600}\right) \times \text{}}{\text{} / 100}$$

≒ kW/個

上記より、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）を重大事故等時において使用する場合の原動機出力は必要軸動力を上回る出力として kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（ポンプ）は、重大事故等対処設備とし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個数である 2個，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個の合計3個設置する。

<p>自主対策設備に関する説明 関連個所を赤枠にて示す</p>
--

場合は、常設代替交流電源設備を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。

残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
- ・ 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）
- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
- ・ 常設代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉補機代替冷却水系による除熱で使用する設備のうち、熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・除熱用ヘッダ・接続口、原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク、残留熱除去系熱交換器、貯留堰、取水口、取水路、海水ポンプ室、常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

原子炉補機代替冷却水系と併せて使用する設備のうち、常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

また、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スプレイ冷却モード）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、「審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止できる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あ

わせて、その理由を示す。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）

原子炉補機冷却水系の淡水側に直接海水を送水することから、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）と併せて使用することで最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段として有効である。

c. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」及び「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（徴候ベース）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.5-1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.5-2 表、第 1.5-3 表）。

同等の機能を有することの説明
 関連箇所を赤字にて示す

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11				
原子炉補機代替冷却水系A系 による補機冷却水確保 (取水口から海水を取水す る場合(海側ルート))	運転員(中央制御室) A	電源確認 ^{※1}														操作手順
		系統構成 ^{※2}														
	運転員(現場) B, C	移動・扉開放(熱交換器ユニット接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※3}														
		水張り, 空気抜き ^{※4}														
		保管場所への移動 ^{※5※6}														
	重大事故等対応要員A~C	大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動・設置 ^{※7}														
		ホースの敷設, 接続 ^{※8※9}														
		大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動 ^{※9}														
		送水準備, 送水(熱交換器ユニット(海水側)水張り, 系統確認) ^{※9}														
		保管場所への移動 ^{※5※6}														
重大事故等対応要員D~F	熱交換器ユニットの移動 ^{※10}															
	ホースの敷設, 接続 ^{※8※9}															
	送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※11}															
	熱交換器ユニットの起動 ^{※11}															

435分 原子炉補機代替冷却水系による
補機冷却水確保

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプ1)及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※6: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※10: 熱交換器ユニットの移動距離として, 第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※11: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5-21 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 (取水口から海水を取水する場合(海側ルート))
 タイムチャート

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)											備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11				
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保 (取水口から海水を取水する場合 (山側ルート))	運転員 (中央制御室) A	電源確認 ^{※1}														操作手順
		系統構成 ^{※2}														
	運転員 (現場) B, C	移動・扉開放 (熱交換器ユニット接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※3}														
		水張り, 空気抜き ^{※4}														
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※5※6}														
		大容量送水ポンプ (タイプI) の移動・設置 ^{※7}														
		ホースの敷設, 接続 ^{※8※9}														
	重大事故等対応要員D~F	送水準備, 送水 (熱交換器ユニット (海水側) 水張り, 系統確認) ^{※9}														
		保管場所への移動 ^{※5※6}														
		熱交換器ユニットの移動 ^{※10}														
			送水準備, 送水 (熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※11}													
		ホースの敷設, 接続 ^{※8※9}														
		熱交換器ユニットの起動 ^{※11}														

原子炉補機代替冷却水系による 535分 補機冷却水確保

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び扉開放の扉開放操作時間と余裕を見込んだ時間
 ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※6: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動距離として, 第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9: 大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※10: 熱交換器ユニットの移動距離として, 第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※11: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.5-22 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 (取水口から海水を取水する場合 (山側ルート)) タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11						
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保(海水ポンプ室から海水を取水する場合)	運転員(中央制御室) A	電源確認 ^{※1}																
		系統構成 ^{※2}																
	運転員(現場) B, C	移動・扉開放(熱交換器ユニット接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※3}																
		水張り 空気抜き ^{※4}																
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※5※6}																
		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動・設置, 防塵密閉放 ^{※7※8}																
		ホースの敷設 接続 ^{※9※11}																
		大容量送水ポンプ(タイプI)の起動 ^{※9}																
	重大事故等対応要員D~F	送水準備, 送水(熱交換器ユニット(海水側)水張り, 系統確認) ^{※9}																
		保管場所への移動 ^{※5※6}																
		熱交換器ユニットの移動 ^{※10}																
		ホースの敷設, 接続 ^{※9※11}																
送水準備, 送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※12}																		

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間
 ※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※6: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※7: 設計状況を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間と大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として, 第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間
 ※10: 熱交換器ユニットの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※11: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※12: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.5-23 図 原子炉補機代替冷却水系 A 系による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水を取水する場合) タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11				
原子炉補機代替冷却水系B系による補機冷却水確保(取水口から海水を取水する場合(海側ルート))	運転員(中央制御室) A	電源確認 ^{※1}														操作手順 i. ③ i. ④ i. ⑬ i. ⑩ ^a , ⑩ ^b , ⑩ ^c , ⑩ ^d ii. ① ii. ④ ii. ⑧ ii. ⑨, ⑩, ⑬
		系統構成 ^{※2}														
	運転員(現場) B, C															
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※4※5}														
		大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動・設置 ^{※6}														
		ホースの敷設、接続 ^{※4※7}														
	重大事故等対応要員D~F	大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動 ^{※8}														
		送水準備、送水(熱交換器ユニット(海水側)水張り, 系統確認) ^{※8}														
		送水準備、送水(熱交換器ユニット水張り, 系統確認) ^{※10}														

原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 535分

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ(タイプ1)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア及び第4保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 大容量送水ポンプ(タイプ1)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原燃建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間
 ※10: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.5-25 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保(取水口から海水を取水する場合(海側ルート))
 タイムチャート

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)											備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11				
原子炉補機代替冷却水系B系による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水を取水する場合)	運転員 (中央制御室) A	電源確認 ^{※1}														操作手順
		系統構成 ^{※2}														
	運転員 (現場) B, C															
		送水準備, 送水 (熱交換器ユニット (海水側) 水張り, 系統確認) ^{※9}														
	重大事故等対応要員A~C															
		保管場所への移動 ^{※10}														
		大容量送水ポンプ (タイプI) の移動・設置, 防潮壁開放 ^{※6※7}														
	重大事故等対応要員D~F															
		保管場所への移動 ^{※10}														
		大容量送水ポンプ (タイプI) の起動 ^{※9}														

原子炉補機代替冷却水系による
補機冷却水確保

485分

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※6: 設計状況を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間
 ※7: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※10: 熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間
 ※11: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.5-27 図 原子炉補機代替冷却水系 B 系による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水を取水する場合) タイムチャート

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)											備考							
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11								
大容量送水ポンプ (タイプ I) による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水を取水する場合)	運転員 (中央制御室) A	電源確認 ^{※1}														大容量送水ポンプ (タイプ I) による補機冷却水確保 540分	操作手順			
		系統構成 ^{※2}																		
	運転員 (現場) B, C	移動, 系統構成 ^{※2, ※3}																	i. ③	
		移動, 通水操作 ^{※2, ※3}																	i. ④	
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※4, ※5}																		i. ⑩
			大容量送水ポンプ (タイプ I) の移動・設置, 防潮壁開放 ^{※6, ※7}																	i. ⑤
		ホースの敷設, 接続 ^{※8, ※9}																		i. ⑥
		大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動 ^{※9}																		ii. ①
		送水準備, 送水 (水張り, 系統確認) ^{※9}																		ii. ②, ④
		送水準備, 送水 (水張り, 系統確認) ^{※9}																		ii. ④
重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※4, ※5}																ii. ⑦, ⑧, ⑨			
		除熱用ヘッダの運搬, 設置 ^{※10}															ii. ①			
	送水準備, 送水 (水張り, 系統確認) ^{※9}																ii. ④			
	送水準備, 送水 (水張り, 系統確認) ^{※9}																ii. ⑤, ⑥			

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間に見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、第5保管エリアから第9保管エリアまでの移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間に見込んだ時間
 ※5: 緊急時対策所から第9保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間に見込んだ時間
 ※7: 設計状況を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間
 ※8: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※10: 除熱用ヘッダの運搬距離として、第1保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び除熱用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.5-29 図 大容量送水ポンプ (タイプ I) による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水を取水する場合) タイムチャート

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)											備考						
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11							
大容量送水ポンプ (タイプ I) による補機冷却水確保 (取水口から海水を取水する場合)	運転員 (中央制御室) A	電源確認 ^{※1}															操作手順		
		系統構成 ^{※2}																i. ③	
		移動, 系統構成 ^{※2※3}																i. ④	
	運転員 (現場) B, C	移動, 系統構成 ^{※2※3}																	i. ④
		移動, 系統構成 ^{※2※3}																	i. ④
		移動, 系統構成 ^{※2※3}																	i. ④
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※4※5}																	i. ⑤
		保管場所への移動 ^{※4※5}																	i. ⑤
		保管場所への移動 ^{※4※5}																	i. ⑤
		保管場所への移動 ^{※4※5}																	i. ⑤
		保管場所への移動 ^{※4※5}																	i. ⑤
		保管場所への移動 ^{※4※5}																	i. ⑤
重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※4※5}																i. ⑤		
	保管場所への移動 ^{※4※5}																i. ⑤		
	保管場所への移動 ^{※4※5}																i. ⑤		
	保管場所への移動 ^{※4※5}																i. ⑤		
	保管場所への移動 ^{※4※5}																i. ⑤		
	保管場所への移動 ^{※4※5}																i. ⑤		

大容量送水ポンプ (タイプ I) による補機冷却水確保 575分

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ (タイプ I) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 除熱用ヘッダの運搬距離として、第1保管エリアから原予付建屋付近までを想定した移動時間及び除熱用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.5-30 図 大容量送水ポンプ (タイプ I) による補機冷却水確保 (取水口から海水を取水する場合) タイムチャート

保安規定第66条

表66-5 「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」

66-5-5 「代替循環冷却系」

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)

66-5-5 代替循環冷却系①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
代替循環冷却系	代替循環冷却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	代替循環冷却ポンプ※3	1台
	サブレーションチェンバ	※4
	原子炉補機代替冷却水系	※5
	常設代替交流電源設備	※6
	代替所内電気設備	※7
	燃料補給設備	※8

※1：必要な弁および配管を含む。

※2：代替循環冷却系の注水ラインは、「66-4-1 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)」、「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型)」、「66-5-5 代替循環冷却系」、「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」、「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」、「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)」、「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)」、「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」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：代替循環冷却系ポンプは、「66-5-5 代替循環冷却系」および「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)」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。

※4：「第46条 サブレーションプールの水位」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」において運転上の制限等を定める。

※6：「66-12-1 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：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

※8：「66-12-7 燃料補給設備」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)第五十条(1.7) 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よう、常設重大事故等対処設備である代替循環冷却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、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。

④ 代替循環冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器の圧力及び温度を低下並びに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ことから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」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 代替循環冷却ポンプは、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に必要な流量を1台で供給できる設計として、運転上の制限の所要数を1台とする。(添付-2)

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 代替循環冷却ポンプの流量が $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 以上で、揚程が $\square \text{ m}$ 以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長
2. RHR MUWC 連絡第一弁およびRHR MUWC 連絡第二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	発電課長
3. T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁およびR/B B1F 緊急時隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長
4. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長
5. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、代替循環冷却ポンプバイパス弁、代替循環冷却ポンプ吸込弁、代替循環冷却ポンプ流量調整弁、RHR A系LPCI注入隔離弁、RHR 熱交換器(A)バイパス弁、RHR A系格納容器スプレイ隔離弁およびRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長
6. 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、RHR B系LPCI注入隔離弁およびRHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

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)

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。

確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(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, 4, 5, 6が該当。

項目2, 3の対象弁の動作確認は以下の理由からプラント停止中に行う。

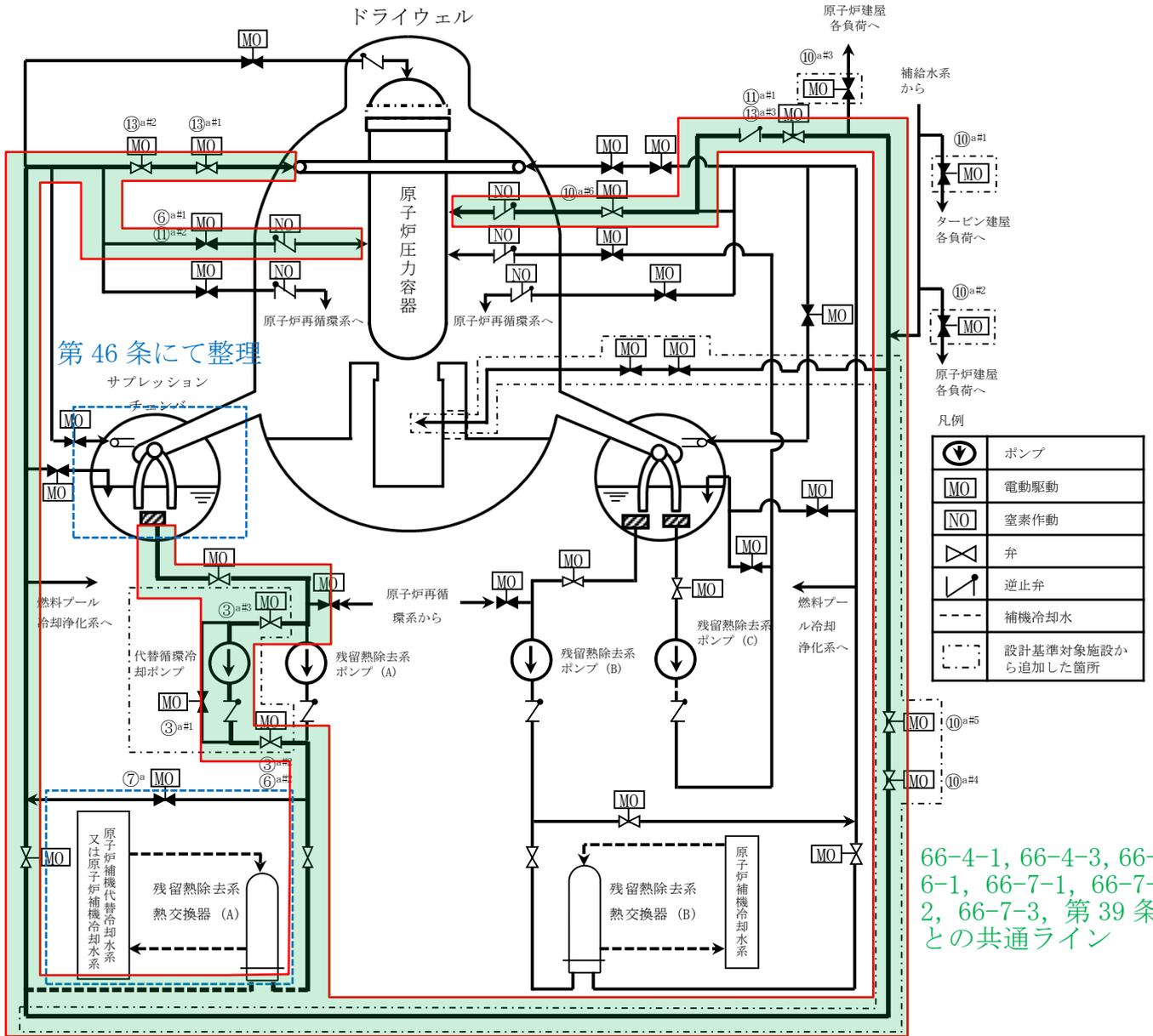
・RHR MUWC 連絡第一弁及びRHR MUWC 連絡第二弁は、開操作を実施すると、残留熱除去系の系統としての独立性に影響を与え、原子炉安全上好ましくないことからプラント停止中に動作確認を行う。

・T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及びR/B B1F 緊急時隔離弁は、プラント運転中に開閉試験を行うと、プラントに外乱(タービングラウンドシール蒸気喪失による復水器真空度悪化等)を与えるため、プラント停止中に動作確認を行う。

項目4, 5, 6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ヶ月に1回、動作確認を実施する。

枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

66-5-5 の範囲
赤枠にて示す



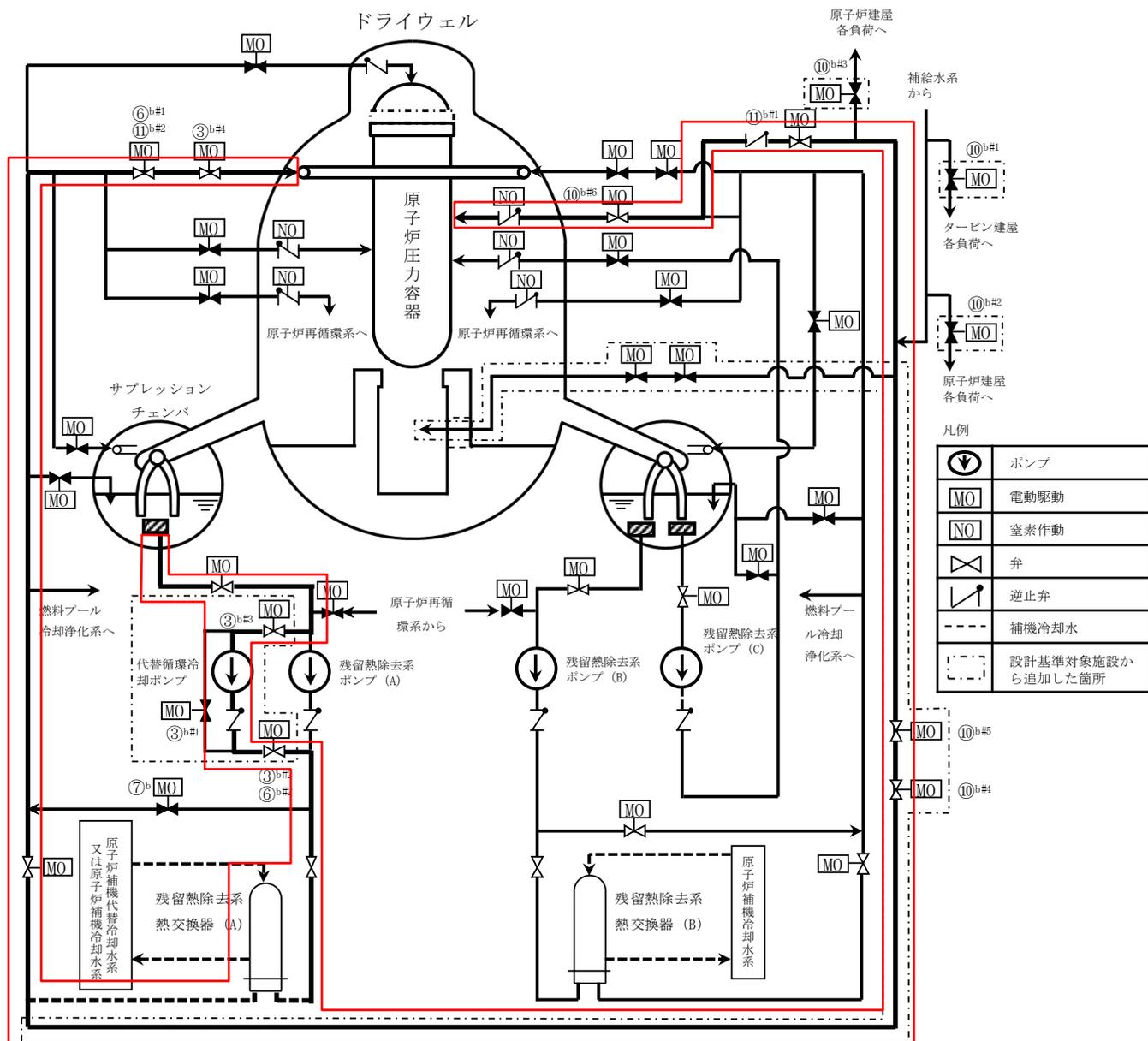
66-5-4にて整理

第1.7-5図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/4)
(原子炉圧力容器への注水から実施する場合)

操作手順	弁名称
③ ^{a#1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁
③ ^{a#2} ⑥ ^{a#2}	代替循環冷却ポンプ流量調整弁
③ ^{a#3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁
⑥ ^{a#1} ⑪ ^{a#2}	RHR A系 LPCI 注入隔離弁
⑦ ^a	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁
⑩ ^{a#1}	T/B 緊急時隔離弁
⑩ ^{a#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁
⑩ ^{a#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁
⑩ ^{a#4}	RHR MUWC 連絡第一弁
⑩ ^{a#5}	RHR MUWC 連絡第二弁
⑩ ^{a#6}	RHR B系 LPCI 注入隔離弁
⑪ ^{a#1} ⑬ ^{a#3}	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁
⑬ ^{a#1}	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁
⑬ ^{a#2}	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.7-5 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図 (2/4)
(原子炉圧力容器への注水から実施する場合)



第 1.7-5 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(3/4)
(原子炉格納容器内へのスプレーから実施する場合)

操作手順	弁名称
③ ^{b#1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁
③ ^{b#2} ⑥ ^{b#2}	代替循環冷却ポンプ流量調整弁
③ ^{b#3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁
③ ^{b#4}	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁
⑥ ^{b#1} ⑪ ^{b#2}	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁
⑦ ^b	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁
⑩ ^{b#1}	T/B 緊急時隔離弁
⑩ ^{b#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁
⑩ ^{b#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁
⑩ ^{b#4}	RHR MUWC 連絡第一弁
⑩ ^{b#5}	RHR MUWC 連絡第二弁
⑩ ^{b#6}	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁
⑪ ^{b#1}	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.7-5 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(4/4)
(原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合)

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

原子炉格納容器フィルタベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に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。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等時の排出経路と原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2個設置し、原子炉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。

代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要な容量を有する設計とする。

代替循環冷却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。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系は、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水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水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）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必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱

交換器ユニット1セット1台と大容量送水ポンプ（タイプI）1セット1台を使用する。また、大容量送水ポンプ（タイプI）は、注水設備及び水の供給設備との同時使用時には更に1セット1台使用する。熱交換器ユニットの保有数は、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。大容量送水ポンプ（タイプI）の保有数は、2セット4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5台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）は、想定される重大事故等時において、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、各システムの必要な容量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、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、原子炉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。フィルタ装置は3台を並列に設置し、フィルタ装置1台当たりの排出流量を同等とする設計とする。

フィルタ装置は、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、スクラバ溶液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バ溶液の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放射性よう素フィルタと組み合わせて99.8%以上確保できるpH値を維持できる設計とする。フィルタ装置のスクラバ溶液は、補給による水位の確保が可能な設計とし、また、フィルタ装置は3台を並列に設置し、各フィルタ装置の水位を同等にする設計とする。フィルタ装置の金属繊維フィルタは、想定される重大事故等

設計仕様
 関連箇所を赤枠にて示す

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) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数	1
容 量	約 150m ³ /h
全 揚 程	約 80m

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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

基 数	1
伝熱容量	約 8.8MW

c. 熱交換器ユニット

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に記載する。

d. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

第 4.3-1 表 使用済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。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

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	3
系統設計流量	約 10.0kg/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) 99.8%以上 (無機よう素に対して) 98 %以上 (有機よう素に対して)
材 料	
スクラバ溶液	<input type="text"/> (pH13 以上)
金属繊維フィルタ	ステンレス鋼
放射性よう素フィルタ	銀ゼオライト

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設定根拠
 関連個所を下線にて示す

名 称	代替循環冷却ポンプ*	
容 量	m ³ /h/個	<input type="text"/> 以上 (150)
揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (80)
最高使用圧力	MPa	(吸込側) 1.37 / (吐出側) 3.73
最高使用温度	℃	186
原 動 機 出 力	kW/個	90
個 数	—	1
注記*: 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(代替循環冷却系)及び圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)と兼用。		
【設定根拠】 (概要) ・重大事故等対処設備 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(代替循環冷却系)として使用する代替循環冷却ポンプは、以下の機能を有する。 代替循環冷却ポンプは炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するために設置する。 系統構成は代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで、原子炉圧力容器に残存する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原子炉格納容器安全設備(代替循環冷却系)として使用する代替循環冷却ポンプは、以下の機能を有する。 代替循環冷却ポンプは、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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。 系統構成は代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を經由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水することで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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。 代替循環冷却ポンプは、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。 系統構成は代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止できる設計とする。 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原子炉格納容器安全設備(原子炉格納容器下部注水系)として使用する代替循環冷却ポンプは、以下の機能を有する。		

O 2 ⑥ VI-1-1-4-7-4-1 R 2

O 2 ⑥ VI-1-1-4-7-4-1 R 2

代替循環冷却ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ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するために設置する。

系統構成は代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器下部への注水又は原子炉格納容器内へスプレイした水がドライウエル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ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。

1. 容量の設定根拠
 代替循環冷却ポンプの重大事故等時における容量は、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書類十）において有効性が確認されている流量として m³/h/個以上とする。

公称値については 150m³/h/個とする。

2. 揚程の設定根拠
 代替循環冷却ポンプの重大事故等時における揚程は、原子炉压力容器注水経路、原子炉格納容器スプレイ経路及び原子炉格納容器下部注水経路のうち、必要揚程が最も大きくなる原子炉压力容器注水経路において、下記を考慮して決定する。

① 水源と移送先の圧力差： m
 重大事故等時のサブプレッションチェンバと原子炉の圧力差

② 静水頭： m
 サブプレッションプール水位低と主蒸気配管ノズルのレベル差

③ 配管・機器圧力損失： m

④ 合計： m

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における揚程は、④の合計以上とし、 m以上とする。

公称値については 80m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 吸込側：1.37MPa
 代替循環冷却ポンプの重大事故等時における吸込側の使用圧力は、下記を考慮して決定する。

① 静水頭： MPa
 ポンプ設置床と真空破壊装置のレベル差

② 重大事故等時のサブプレッションチェンバ圧力： MPa

③ 合計： MPa

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における吸込側の使用圧力は、③の合計以上とし、残留熱除去系の使用圧力と同じ 1.37MPa とする。

3.2 吐出側：3.73MPa
 代替循環冷却ポンプの重大事故等時における吐出側の使用圧力は、下記を考慮して決定する。

① 静水頭： MPa
 ポンプ設置床と真空破壊装置のレベル差

② 重大事故等時のサブプレッションチェンバ圧力： MPa

③ ポンプ縮切揚程： MPa
 ポンプ縮切揚程： m

④ 合計： MPa

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における吐出側の使用圧力は、④の合計以上とし、残留熱除去系の使用圧力と同じ 3.73MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替循環冷却ポンプの重大事故等時における使用温度は、重大事故等時における代替循環冷却ポンプ使用時のサブプレッションプール水の最高水温 150℃を上回る 186℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する代替循環冷却ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW/個)

P_w : 水動力 (kW/個)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s/個) = 150/3600

H : 揚程 (m) = 80

η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{150}{3600}\right) \times 80}{\text{} / 100}$$

$$= \text{} \text{ kW/個}$$

上記から、代替循環冷却ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 90kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

代替循環冷却ポンプ (原動機含む) は、重大事故等対処設備として原子炉圧力容器へ注水、原子炉格納容器内へスプレイ、並びに原子炉格納容器下部へ注水するために必要な個数である 1 個を設置する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定第66条

表66-5 「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」

66-5-6 「原子炉格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視」

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)

(2) 設置変更許可申請書 添付八 (系統図)

66-5-6 原子炉格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視①

(1) 運転上の制限

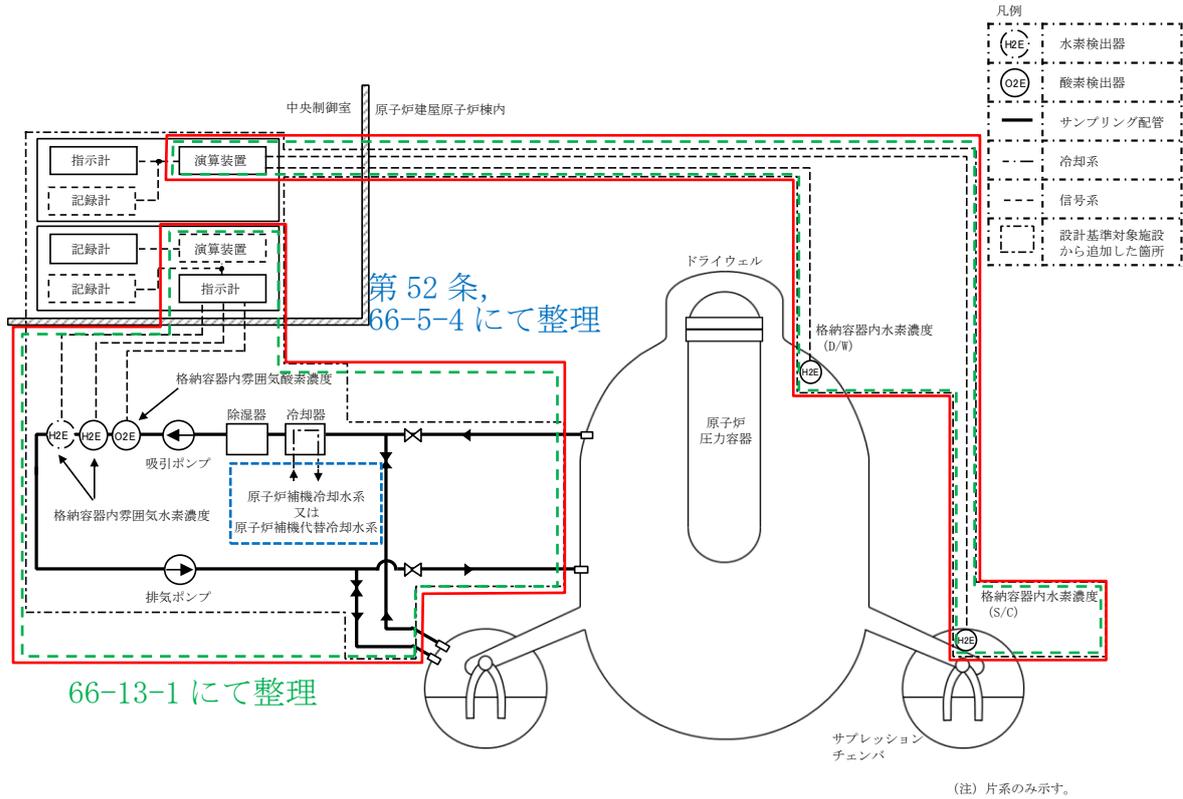
項目②	運転上の制限③
原子炉格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視	原子炉格納容器内水素濃度および酸素濃度監視設備が動作可能であること

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	格納容器内水素濃度 (D/W)	※1
	格納容器内水素濃度 (S/C)	※1
	格納容器内雰囲気水素濃度	※1
	格納容器内雰囲気酸素濃度	※1

※1：「66-13-1 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。なお、格納容器内雰囲気酸素濃度は、「第48条 格納容器の酸素濃度」と兼ねる。動作不能時は、運転上の制限も確認する。

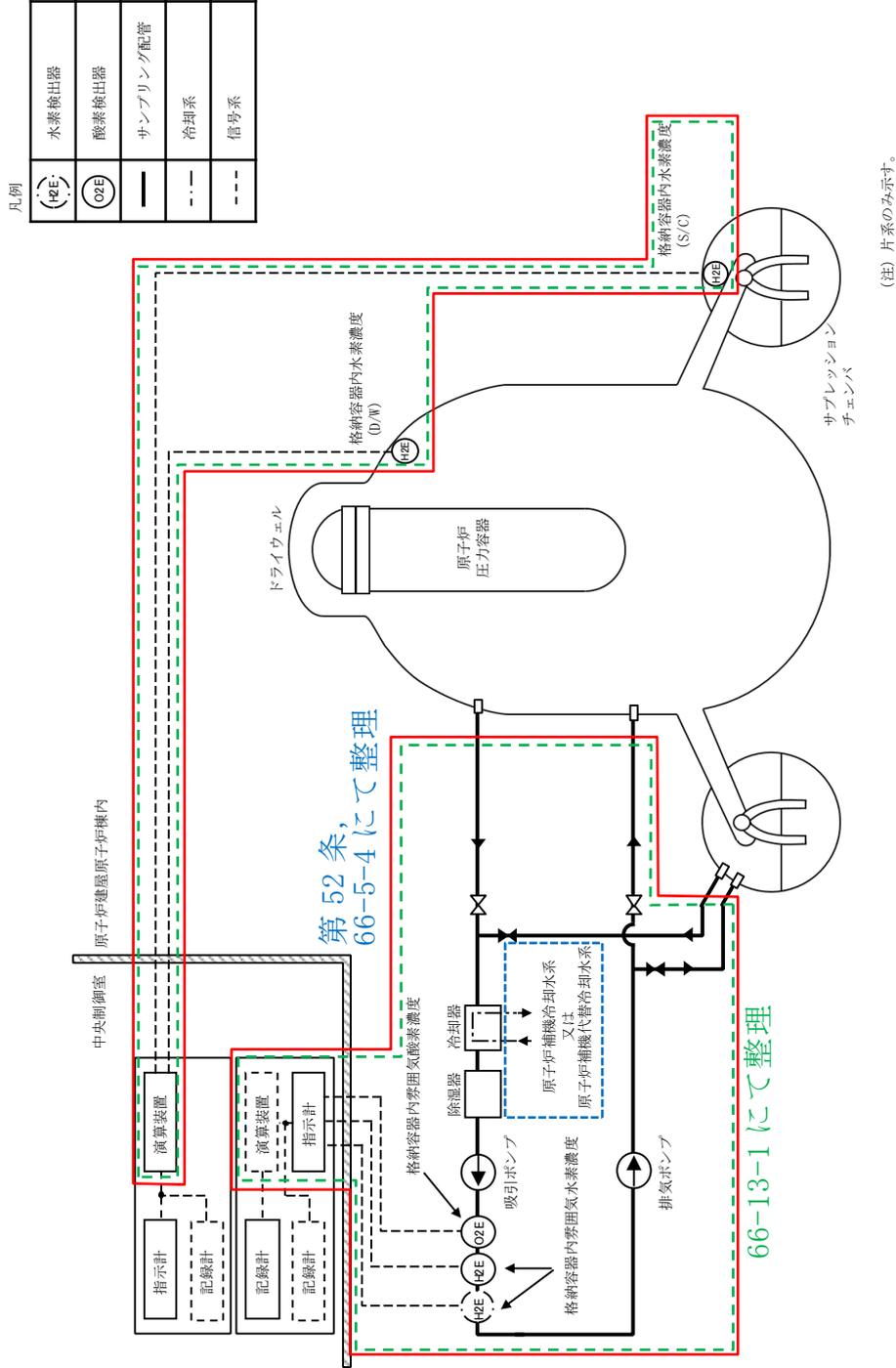
- ① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十二条（1.9）が該当する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できよう、原子炉格納容器内の水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4.3（1））
 - ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十二条（1.9）
「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
- ④ 原子炉格納容器内の水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備は、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を防止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ことから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」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 本表について、すべての設備を他表にて運転上の制限等を定めており、確認事項及び要求される措置についても他表にて記載していることから、運転上の制限（項目・運転上の制限・適用される原子炉の状態・設備）のみを記載する。

66-5-6 の範囲
赤枠にて示す



第 1.9-8 図 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監視 概要図

66-5-6 の範囲
赤枠にて示す



第 9.5-3 図 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概要図（原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視）

保安規定第66条

表66-6 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」

66-6-1 「原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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) 設置変更許可申請書 添付十 (有効性評価)

(4) 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 添付十追補1 (準備時間)

表66-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) ①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) ²	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 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	復水移送ポンプ※3	2台
	復水貯蔵タンク	※4
	常設代替交流電源設備	※5
	可搬型代替交流電源設備	※6
	代替所内電気設備	※7
	所内常設蓄電式直流電源設備	※8

- ※1：必要な弁および配管を含む。
- ※2：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) のスプレイラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」、「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設)」、「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)」、「第39条 非常用炉心冷却系その1」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。
- ※3：復水移送ポンプは、「66-4-1 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)」、「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設)」および「66-7-1 格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。
- ※4：「66-11-1 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。
- ※5：「66-12-1 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。
- ※6：「66-12-2 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：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。
- ※8：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」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) 第四十九条 (1. 6) 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、常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (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) 第四十九条 (1. 6) 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (手順等)」として、(1) 格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる、(2) 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及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 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。
- ④ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 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及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため、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ことから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」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 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) について、有効性評価 (格納容器破損モード (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) では、解析条件として復水移送ポンプ2台 (□m³/h) でスプレイすることとしているため、復水移送ポンプの所要数を2台とする。(添付-2)

枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が \square m^3/h 以上で、揚程が \square m 以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が \square m^3/h 以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	発電課長
2. CRD復水入口弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F緊急時隔離弁、R/B 1F緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長
3. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する※9。	1ヶ月に1回	発電課長
4. 原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、MUWCサンプリング取出止め弁、FPMUWポンプ吸込弁、RHRヘッドスプレイン洗浄流量調整弁、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁、RHR A系格納容器スプレイン流量調整弁、RHR B系格納容器スプレイン流量調整弁、RHR A系格納容器スプレイン流量調整弁、RHR B系格納容器スプレイン流量調整弁、CRD復水入口弁、MUWCサンプリング取出止め弁、FPMUWポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁を対象とする。 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ヶ月に1回とするが、CRD復水入口弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁及び復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ラインと、プラントに外乱（タービンラシードシール蒸気喪失による復水器真空度悪化等）を与えるため、プラント停止中に動作確認を行う。	1ヶ月に1回	発電課長

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

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(機能・性能が満足していることを確認する。)
項目1が該当。

定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。
確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付-2)

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, 4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、RHRヘッドスプレイン洗浄流量調整弁、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁、RHR A系格納容器スプレイン流量調整弁、RHR B系格納容器スプレイン流量調整弁、RHR A系格納容器スプレイン流量調整弁、CRD復水入口弁、MUWCサンプリング取出止め弁、FPMUWポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁を対象とする。

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ヶ月に1回とするが、CRD復水入口弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁、R/B 1F 緊急時隔離弁及び復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ラインと、プラントに外乱(タービンラシードシール蒸気喪失による復水器真空度悪化等)を与えるため、プラント停止中に動作確認を行う。

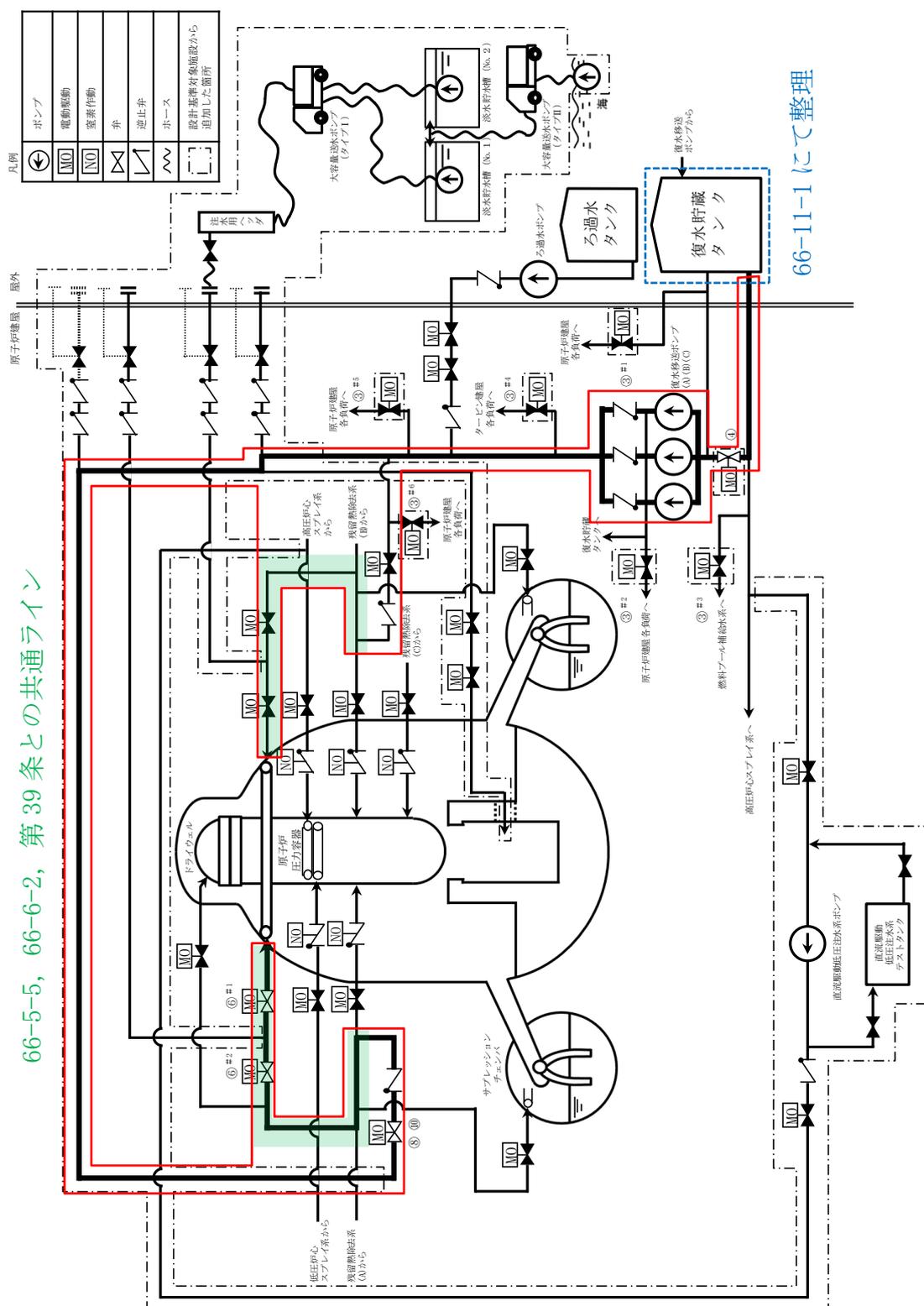
枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

操作手順	弁名称
③#1	CRD 復水入口弁
③#2	MUWC サンプリング取出止め弁
③#3	FPMUW ポンプ吸込弁
③#4	T/B 緊急時隔離弁
③#5	R/B BIF 緊急時隔離弁
③#6	R/B IF 緊急時隔離弁
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁
⑥#1	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁
⑥#2	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.6-9 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図 (2/2)

66-6-1 の範囲
赤枠にて示す



第1.8-10 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
③ #1	CRD 復水入口弁
③ #2	MUWC サンプリング取出口止め弁
③ #3	FPMOW ポンプ吸込弁
③ #4	T/B 緊急時隔離弁
③ #5	R/B BIF 緊急時隔離弁
③ #6	R/B 1F 緊急時隔離弁
④	復水貯蔵タンク 常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁
⑥ #1	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁
⑥ #2	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁
⑧ ⑩	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.8-10 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (2/2)

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

ばさない設計とする。

9.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ2台におけるポンプ流量が、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スプレイ流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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプI）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スプレイ流量を有するものを1セット1台使用する。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は2セット4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5台を保管する。

大容量送水ポンプ（タイプI）は、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各システム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。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、各システム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。

9.2.2.4 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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、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。

復水移送ポンプの操作は、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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で操作が可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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

設計仕様
関連個所を赤枠にて示す

第 9.2-1 表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済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 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) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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熔融炉心を冷却するための設備

台 数	2（予備 1）
容 量	約 100m ³ /h（1 台当たり）
全 揚 程	約 85m

b. 直流駆動低圧注水系ポンプ

台 数	1
容 量	約 82m ³ /h
全 揚 程	約 75m

(2) 代替循環冷却系

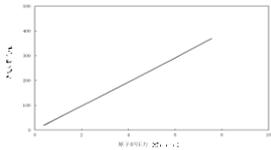
a. 代替循環冷却ポンプ

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. 残留熱除去系熱交換器

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。

第 7.2.2-2 表 主要解析条件(高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/3)

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)	短時間であるが、原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時の蒸気加減弁急閉及び主蒸気止め弁閉による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル 3) 信号にてスクラムするものとして設定
	再循環ポンプ	原子炉水位低 (レベル 2) 到達時に停止	短時間であるが、原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失と同時にトリップせず、原子炉水位低 (レベル 2) 到達時に停止するものとして設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2個, 356t/h(1個当たり) 7.44MPa[gage]×3個, 360t/h(1個当たり) 7.51MPa[gage]×3個, 363t/h(1個当たり) 7.58MPa[gage]×3個, 367t/h(1個当たり)	逃がし安全弁の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) の 2 個の開放による原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係> 	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
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設)	88m³/h にて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	50m³/h にて格納容器下部に注水	熔融炉心の冠水が継続可能な流量として設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)	88m³/h にて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
代替循環冷却系	循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 50m³/h、格納容器スプレイへ 100m³/h にて流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定	
原子炉補機代替冷却水系	代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量: 14.7MW (サブプレッションプール水温 150℃, 海水温度 26℃において)	原子炉補機代替冷却水系の設計値として設定	
重大事故等対策に関連する操作条件	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20% 上の位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器の破損前の初期水張り)	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃ に到達したことを確認して開始し、ドライウェル水位が 0.23m に到達したことを確認した場合に停止する	格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による熔融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
	原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器の破損後の注水)	原子炉圧力容器破損以降、ドライウェル水位が 0.02m まで低下した場合に開始し、0.23m に到達した場合に停止	炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による熔融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.640MPa[gage] 到達時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定
	代替循環冷却系による格納容器除熱操作※	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し設定

※本格納容器破損モードの評価事故シナジスは原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に原子炉補機代替冷却水系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を設定する。

設定根拠
 関連個所を下線にて示す

名 称		復水移送ポンプ*
容 量	m ³ /h/個	□以上, □以上, □以上, □以上, □以上, □以上 (100)
揚 程	m	□以上, □以上, □以上, □以上, □以上, □以上 (85)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	45
個 数	—	3
注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設の うち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部 注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系）と兼用。		

【設定根拠】
 (概要)

- ・設計基準対象施設
 復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵タンクに貯蔵されている復水を各使用系統先へ供給することを目的に設置する。
- ・重大事故等対処設備
 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（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

 復水移送ポンプは、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、発電用原子炉を冷却するために設置する。

 系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

 復水移送ポンプは、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、熔融し、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設置する。

 系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、補給水系配管等を介して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

 復水移送ポンプは、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

O 2 ⑥ VI-1-1-A-3-5-2-1 R 2

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、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、並びに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設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、原子炉格納容器内ドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで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、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ことができる設計とする。

またスプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ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原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、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、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、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。

1. 容量の設定根拠

1.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの容量は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、連続使用負荷と間欠使用負荷を考慮した復水移送ポンプ1個当たりの復水流量である \square m³/h/個を上回る容量として、 \square m³/h/個以上とする。

公称値については \square 100 m³/h/個とする。

1.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

1.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の容量 \square m³/h/個以上

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（低圧代替注水系）及び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原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））及び格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ1個で最大 \square m³/h のため、 \square m³/h/個以上とする。

1.2.2 低圧代替注水系として使用する場合の容量 \square m³/h/個以上

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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、LOCA 時注水機能喪失）において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で最大 \square m³/h のため、1個当たり \square m³/h 以上とする。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R 2

1.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ 2 個で m³/h のため、1 個当たり m³/h 以上とする。

1.2.4 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡部温度 300 °C 到達時）から原子炉圧力容器破損までの間にドライウェル床面から 0.02 m の高さまで水張り可能な注水流量として、1 個当たり m³/h 以上とする。

1.2.5 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において溶融炉心冷却時には、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量として、1 個当たり m³/h 以上とする。

2. 揚程の設定根拠

2.1 設計基準対象施設
 設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差，静水頭，機器，配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

① 水源と注水先の圧力差： m
 ② 静水頭（ポンプ自動トリップレベルと復水使用設備の標高差）： m
 ③ 機器，配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より設計基準対象施設として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

公称値については 85 m とする。

2.2 重大事故等対処設備
 重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

2.2.1 低压代替注水系として復水移送ポンプ 1 個で原子炉圧力容器へ m³/h 注水する場合の揚程 m 以上

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（低压代替注水系）及び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原子炉格納容器安全設備（低压代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差，静水頭，機器，配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R 2

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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（低圧代替注水系）及び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原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.2 低圧代替注水系として復水移送ポンプ 2 個で原子炉圧力容器へ m³/h 注水する場合の揚程 m 以上

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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として復水移送ポンプ 2 個で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 m 以上

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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.4 原子炉格納容器下部注水系として原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時に復水移送ポンプ 1 個で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 m 以上

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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

4

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R 2

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.5 原子炉格納容器下部注水系として復水移送ポンプ 1 個で溶融炉心を冷却する場合の揚程 m 以上

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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭（復水貯蔵タンクオーバーフロー水位と本系統最下端の標高差）： m (≒ MPa)
- ② 縮切揚程： m (≒ MPa)

上記より、復水移送ポンプの最高使用圧力は、①と②の合計 MPa を上回る 1.37 MPa とする。

3.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

3.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用法、水源が設計基準対象施設の使用法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。

3.2.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用法、水源が設計基準対象施設の使用法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。

3.2.3 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa
復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用方法、水源が設計基準対象施設の使用法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

4.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、復水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせて 66 °Cとする。

4.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

4.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の最高使用温度 66 °C

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66 °Cとする。

4.2.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の最高使用温度 66 °C

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66 °Cとする。

4.2.3 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の最高使用温度 66 °C

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの温度が設計基準対象施設の温度と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、66 °Cとする。

5. 原動機出力の設定根拠

5.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW/個)

P_w : 水動力 (kW/個)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s/個) = 100/3600

O 2 ⑥ VI-1-1-A-3-5-2-1 R 2 E

H : 揚程 (m) = 85
 η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{100}{3600}\right) \times 85}{\text{ / 100} } = \text{ kW/個}$$

上記から、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力は必要軸動力を上回る 45 kW/個とする。

5.2 重大事故等対処設備

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の原動機出力は、重大事故等時の容量及び揚程が最も高くなる低圧代替注水系において使用する場合の軸動力を基に設定する。

$$P_w = 10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \cdot 100$$

(引用文献：J I S B 0 1 3 1-2002 ターボポンプ用語)

$$P = \frac{10^{-3} \cdot \rho \cdot g \cdot Q \cdot H}{\eta / 100}$$

ここで、

P : 軸動力 (kW/個)
 P_w : 水動力 (kW/個)
 ρ : 密度 (kg/m³) = 1000
 g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
 Q : 容量 (m³/s/個) = / 3600
 H : 揚程 (m) =
 η : ポンプ効率 (%) = (設計計画値)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{\text{}{3600}\right) \times \text{}}{\text{ / 100} } = \text{ kW/個}$$

上記から、重大事故等対処設備として使用する場合の原動機出力は必要軸動力を上回る値として、設計基準対象施設と同仕様で設計し、45 kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

復水移送ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として復水貯蔵タンクに貯蔵されている復水を各使用系統へ供給するために必要な個数である 3 個を設置し、内 1 個を常時運転とする。

復水移送ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として 3 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

事前準備により時間短縮

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考						
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10							
原子炉格納容器代替スプレイ格納系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ	運転員(中央制御室) A	1													385分 原子炉格納容器内へのスプレイ	操作手順		
	重大事故等対応要員A~C	3														電原確認 ^{※1} 注水開始, 状況監視 ^{※2} 保管場所への移動 ^{※3※4} 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 ^{※5} 大容量送水ポンプ(タイプI)起動 ^{※6} 送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※6}		③ ⑧ ④ ^a ⑥
	重大事故等対応要員D~F	3														保管場所への移動 ^{※3※4} ホースの敷設, ^{※3※7} 送水準備・送水(水張り・系統確認) ^{※6}		④ ^a ⑥, ⑨
	重大事故等対応要員G~I	3														保管場所への移動 ^{※3※4} 注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※8} ホースの敷設, 接続 ^{※3※7}		④ ^a

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.6-14 図 原子炉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へのスプレイ タイムチャート

事前準備により時間短

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系(可搬型)による 原子炉格納容器内へのスプレ イ 【格納容器スプレ接続口 (建屋内)を使用する場合 (故意による大型航空機の 衝突その他のアロリズムに による影響がある場合)】	運転員(中央制御室) A	電源確認 ^{※1}												385分 原子炉格納容器内へのスプレイ	操作手順		
	1																
	3	保管場所への移動 ^{※3※4}															
	3	重大事故等対応要員A~C															
	3	重大事故等対応要員D~F															
	3	重大事故等対応要員G~I															
	3	運転員(現場) B, C 重大事故等対応要員J															

- ※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間
- ※3: 大容量送水ポンプ(タイプI)の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、第4保管エリア及び原子炉建屋内、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
- ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
- ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
- ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
- ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
- ※9: 緊急時対策所から原子炉建屋内までの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
- ※10: 水密扉等の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

第 1.6-16 図 原子炉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へのスプレイ タイムチャート

保安規定第66条

表66-6 「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」

66-6-2 「原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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+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+追補1 (準備時間)

保安規定 第66条 条文

66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が動作可能であること

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	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3
	燃料補給設備	※4
	常設代替交流電源設備	※5
	可搬型代替交流電源設備	※6
	代替所内電気設備	※7

※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：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）のスプレイラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」,「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）」,「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）」,「第39条 非常用炉心冷却系その1」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：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。

※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-12-1 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。

※6：「66-12-2 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：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
(項目なし)	—	—

記載の説明

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十九条（1. 6）
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よう、可搬型重大事故等対処設備である原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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）第四十九条（1. 6）
「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（手順等）」として、（1）格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、（2）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及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
「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。

④ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却させ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ことから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」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 本表の主要な設備については、すべて他表にて設定することから、確認事項については記載しない。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。

<参考>大容量送水ポンプ（タイプI）
大容量送水ポンプ（タイプI）が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」に記載する。

大容量送水ポンプ（タイプI）を重大事故等時において、格納容器スプレイ時に使用する場合の容量及び揚程を以下に示す。

【必要容量】

備考

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」、「LOCA時注水機能喪失」、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ流量が88m³/hであることから、88m³/h以上とする。

【揚程】

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプI)の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に95.0m以上とする。

(3) 要求される措置

条件⑦	要求される措置⑧	完了時間
A. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)が動作不能の場合	A1. 発電課長は、格納容器スプレイ系I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ことをおよび A2. 発電課長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故対処設備※10が動作可能であることを確認することをおよび A3. 防災課長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	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. 発電課長は、高温停止にすることをおよび B2. 発電課長は、低温停止にすることをおよび	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：起動した格納容器スプレイ系に接続する非常用ディーゼル発電機1台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※10：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)をいう。

⑦ 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、起動及び高温停止においては、2N要求設備である大容量送水ポンプ(タイプI)がIN未満となった場合又は当該システムに期待されている機能を達成するためのシステム構成(接続口を含む)ができない場合(条件A)は、当該システムの機能を満足できないことから条件として記載する。

⑧ 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”残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)(非常用ディーゼル発電機含む)が該当する。

A2. 動作不能となった重大事故対処設備と同等な機能を有する重大事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は技術的能力で整理した原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)が該当し、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。

【必要容量】

・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)は「□m³/h」以上のスプレイ流量を有する。

【準備時間】

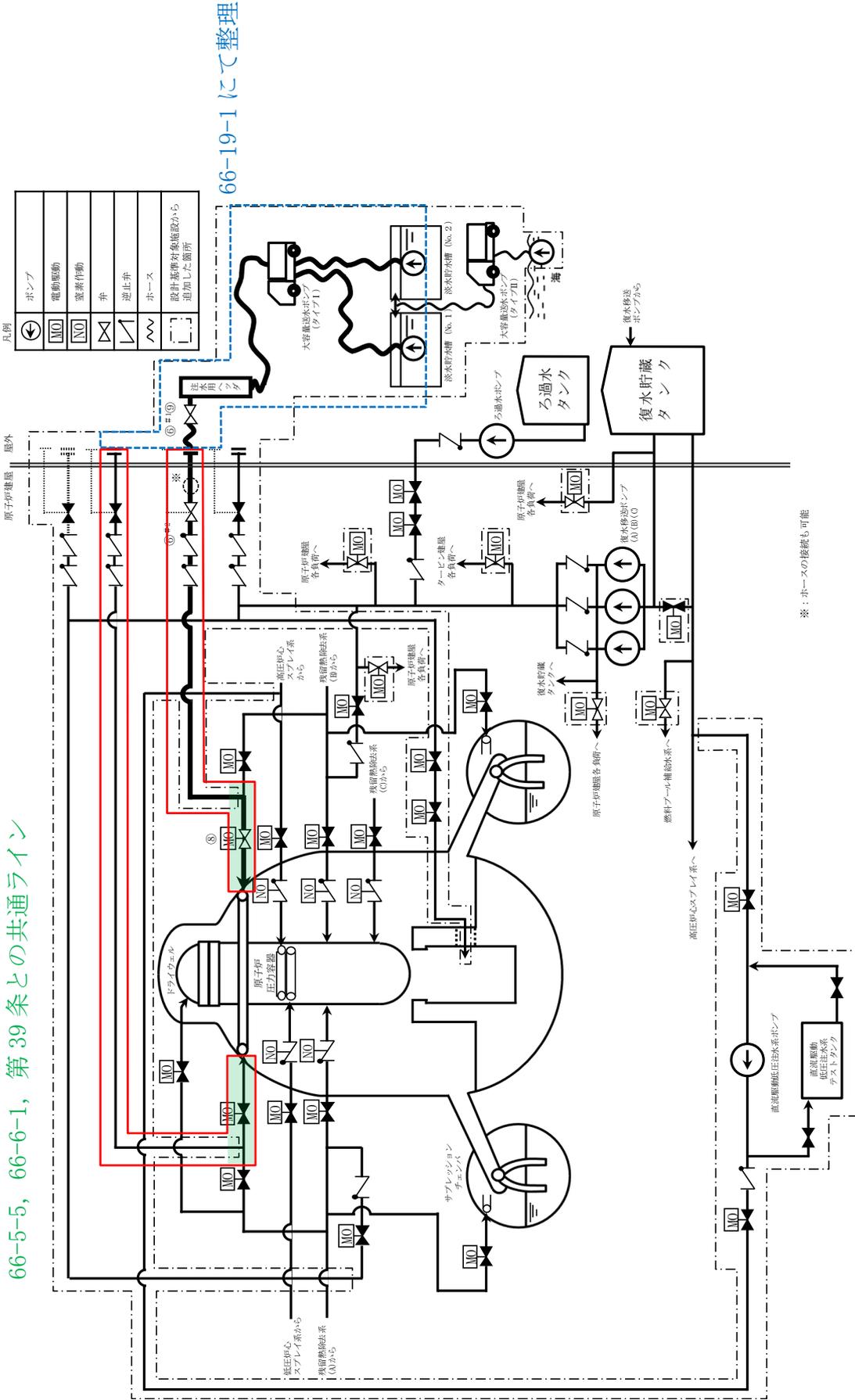
・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイは、いずれも原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)よりも短時間で準備できることから、時間短縮の補完措置は不要。(添付-2)
A3. 当該システムを復旧する。完了時間は当該機能と同等な機能を持つ重大事故対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

66-6-2 の範囲
赤枠にて示す

66-5-5, 66-6-1, 第 39 条との共通ライン



第 1.6-13 図 原子炉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へのスプレイ 概要図（1/2）

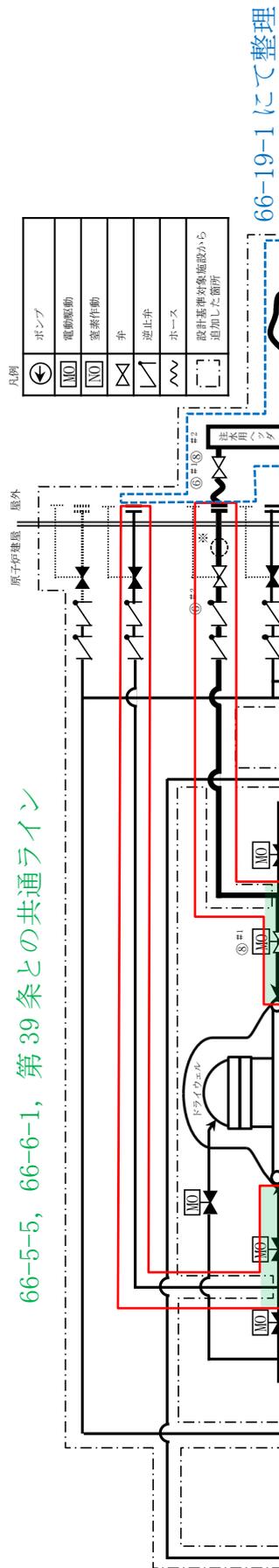
操作手順	弁名称
⑥ #1 ⑨	格納容器スプレイ弁
⑥ #2	RHR B 系格納容器代替スプレイ注入元弁
⑧	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁

#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弁があることを示す。

第 1.6-13 図 原子炉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へのスプレイ 概要図 (2/2)

66-6-2 の範囲
赤枠にて示す

66-5-5, 66-6-1, 第 39 条との共通ライン



第 1.8-14 図 原子炉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下部への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
④ #1 ⑧ #2	格納容器スプレイ弁
⑥ #2	RHR B 系格納容器代替スプレイ注入元弁
⑧ #1	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁

#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弁があることを示す。

第 1.8-14 図 原子炉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下部への注水 概要図（2/2）

同等な機能を有することの説明 (準備時間)
 関連個所を赤字にて示す

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70				
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ	運転員 (中央制御室) A	20分 原子炉格納容器内へのスプレイ										操作手順
		電源確認※1 系統構成, ポンプ起動※2										
	1											② ③~⑥, ⑧

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)

第 1.6-10 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考							
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10								
原子炉格納容器代替スプレ イ格納系(可搬型)による 原子炉格納容器内へのスプ レイ 【格納容器スプレ接続ロ (北)又は格納容器スプレ イ接続口(東)を使用する 場合】	運転員(中央制御室) A	1														385分 原子炉格納容器内へのスプレイ	操作手順		
				電源確認 ^{※1}														③	
																		⑧	

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3：大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※5：大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※6：大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.6-14 図 原子炉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へのスプレイ タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系(可搬型)による 原子炉格納容器内へのスプレ レイ 【格納容器スプレイ接続口 (建屋内)を使用する場 合】	運転員(中央制御室) A	電源確認 ^{※1}												操作手順 ③ ⑥ ④ ^b ④ ^b ⑥ ④ ^b ⑥, ⑨ ④ ^b	
		1													
	運転員(現場) B, C	移動・扉開放 ^{※3}													
		2													
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※5}												
			大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 ^{※6}												
			大容量送水ポンプ(タイプI)起動 ^{※7}												
			送水準備・送水(水張り・系統監視) ^{※7}												
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 ^{※5}												
			ホースの敷設, 接続 ^{※8}												
送水準備・送水(水張り・系統確認) ^{※7}															
ホースの敷設, 接続 ^{※8}															
重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※5}													
		注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※9}													
		ホースの敷設, 接続 ^{※8}													

385分 原子炉格納容器内へのスプレイ

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.6-15 図 原子炉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へのスプレイ タイムチャート

保安規定第66条

表66-7「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」

66-7-1「原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」

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) 設置変更許可申請書 添付十（有効性評価）

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 添付十追補1（準備時間）

表66-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

66-7-1 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 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 高温停止	復水移送ポンプ※3	1台
	復水貯蔵タンク	※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
	所内常設蓄電式直流電源設備	※8

- ※1：必要な弁および配管を含む。
- ※2：原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の注水ラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」, 「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)」, 「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ)」および「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)」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：復水移送ポンプは、「66-4-1 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)」, 「66-6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設)」および「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)」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。
- ※4：「66-11-1 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。
- ※5：「66-12-2 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：「66-12-1 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：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。
- ※8：「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」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よう、原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 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 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。
- ④ 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 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、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ことから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」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 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) について、有効性評価 (格納容器破損モード (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)) において原子炉格納容器下部注水系 (原子炉圧力容器下鏡部温度 300 °C到達時) から原子炉圧力容器破損までの間にドライウェル床面から 0.02m の高さまで水張り可能な注水流量として、復水移送ポンプ 1 台 (□m³/h) としているため、所要数を 1 台とする。(添付-2)

枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

(2) 確認事項

項目⑦	頻度	担当
1. 復水移送ポンプ1台運転にて流量が□m ³ /h以上で、揚程が□m以上および流量が□m ³ /h以上で、揚程が□m以上であることを確認する。	定事検停止時	発電課長
2. CRD復水入口弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁, R/B 1F 緊急時隔離弁および復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	発電課長
3. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する*9。	1ヶ月に1回	発電課長
4. 原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において、MU WC サンプリング取出止め弁, FPMUWポンプ吸込弁, 原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁および原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

*9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

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(機能・性能が満足していることを確認する。)
項目1が該当。

定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。確認する流量及び揚程は、設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき、設定する。(添付-2)

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, 4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、CRD復水入口弁, MUWCサンプリング取出止め弁, FPMUWポンプ吸込弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁, R/B 1F 緊急時隔離弁, 復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁, 原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁及び原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁を対象とする。

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ヶ月に1回とするが、CRD復水入口弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁, R/B 1F 緊急時隔離弁及び復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁は、プラント運転中に開閉試験を行うと、プラントに外乱(タービンランドシール蒸気喪失による復水器真空度悪化等)を与えるため、プラント停止中に動作確認を行う。

枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

(3) 要求される措置

条件⑧	要求される措置⑨	完了時間
A. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）が動作不能の場合	A1. 発電課長は、低圧注水系3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※11が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長または防災課長は、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. 発電課長は、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. 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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間 36時間

※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：非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※12：原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）をいう。（時間短縮の補完措置を含む。）

記載の説明

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。
原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）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)）

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。原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は緩和設備のため、設計基準事故対処設備に該当するものがない。そのため、その目的に応じて対応する設計基準事故対処設備の完了時間を参考として設定する。原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）に期待する機能は、「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、溶融し、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である。低圧注水系の機能が健全であれば、炉心の著しい損傷への進展を防止できる。従って、対応する設計基準事故対処設備としては、炉心の冷却に寄与する低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む。）を設定する。なお、原子炉水位の回復には残留熱除去系は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. 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）」の技術的能力で整理した原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）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】

原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の注水量は「□m³/h」であり、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時）から原子炉圧力容器破損までの間にドライウエル床面から0.02mの高さまで水張り可能な注水流量である「□m³/h」以上の注水流量を有する。

【準備時間】

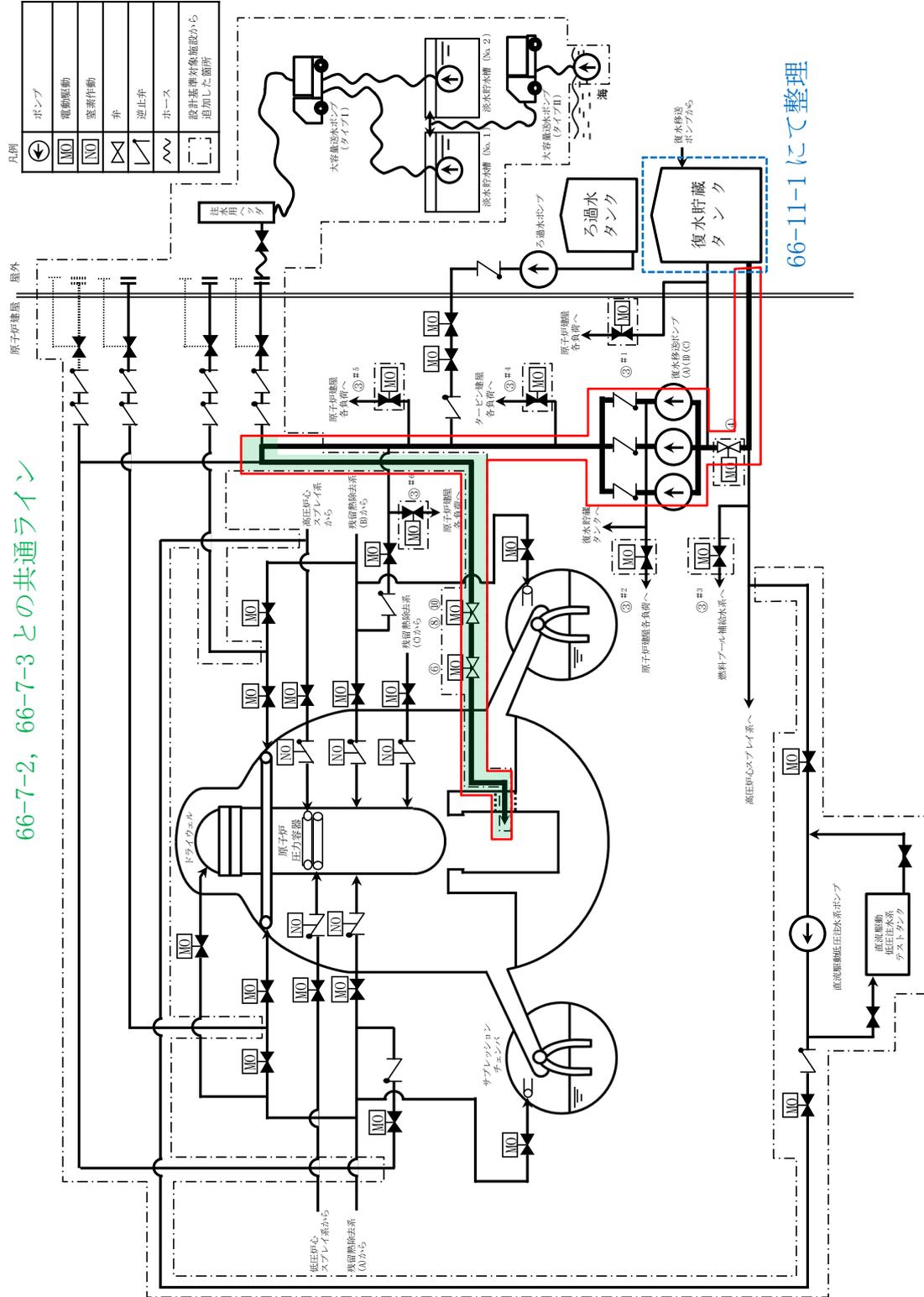
原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間が約15分に対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の準備時間は約20分であり事前準備等による時間短縮の補完措置を行い、15分以内に注水開始可能な体制を整える。（添付-3）

A3. 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持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。

B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。

枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

66-7-1 範囲
赤枠にて示す



第 1.8-4 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
③ #1	CRD 復水入口弁
③ #2	MUWC サンプリング取出止め弁
③ #3	FPMOW ポンプ吸込弁
③ #4	T/B 緊急時隔離弁
③ #5	R/B BIF 緊急時隔離弁
③ #6	R/B 1F 緊急時隔離弁
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁
⑥	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁
⑧ ⑩	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁

#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弁があることを示す。

第 1.8-4 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

より他の系統と隔離し、重大事故等時に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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に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。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時は大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

9.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の代替循環冷却ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量に対して、十分な容量を有す

る設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却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。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は2セット4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5台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給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。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレー系（常設配管）又は燃料プールのスプレー系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、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。

9.4.2.4 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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは、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。

復水移送ポンプの操作は、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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の系統構成に必要な

設計仕様
関連個所を赤枠にて示す

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) 原子炉格納容器下部注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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。

b. 代替循環冷却ポンプ

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) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済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) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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。

(4) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕

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) 低圧代替注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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熔融炉心を冷却するための設備

台 数	2（予備 1）
容 量	約 100m ³ /h（1 台当たり）
全 揚 程	約 85m

b. 直流駆動低圧注水系ポンプ

台 数	1
容 量	約 82m ³ /h
全 揚 程	約 75m

(2) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

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. 残留熱除去系熱交換器

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。

設定根拠
 関連個所を下線にて示す

名 称	復水移送ポンプ*	
容 量	m ³ /h/個	□以上, □以上, □以上, □以上, □以上, □以上 (100)
揚 程	m	□以上, □以上, □以上, □以上, □以上, □以上 (85)
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	45
個 数	—	3

注記* : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）及び原子炉格納施設の
 うち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部
 注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系）と兼用。

【設定根拠】
 (概要)

- 設計基準対象施設
 復水移送ポンプは、設計基準対象施設として復水貯蔵タンクに貯蔵されている復水を各使用
 系統先へ供給することを目的に設置する。
- 重大事故等対処設備
 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
 代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

 復水移送ポンプは、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、発電用原子炉を冷却するために設置する。

 系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介し
 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原子炉格納容器安
 全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

 復水移送ポンプは、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、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設置する。

 系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、補給水系配管等を介して原
 子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分
 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原子炉格納容器安
 全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能
 を有する。

 復水移送ポンプは、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

1 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R 2

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、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、並びに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設置する。

系統構成は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、原子炉格納容器内ドライウェルスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで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、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ことができる設計とする。

またスプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ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原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する復水移送ポンプは、以下の機能を有する。

復水移送ポンプは、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、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管等を介して、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。

1. 容量の設定根拠

1.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの容量は、施設時と系統構成を含めて変わらないため、連続使用負荷と間欠使用負荷を考慮した復水移送ポンプ1個当たりの復水流量である m³/h/個を上回る容量として、 m³/h/個以上とする。

公称値については 100 m³/h/個とする。

1.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

1.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

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（低圧代替注水系）及び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原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））及び格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ1個で最大 m³/h のため、 m³/h/個以上とする。

1.2.2 低圧代替注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上

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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、事故シーケンスグループ（高圧・低圧注水機能喪失、LOCA 時注水機能喪失）において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ2個で最大 m³/h のため、1個当たり m³/h 以上とする。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R 2

1.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請添付書類十）のうち、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において有効性が確認されている容量が復水移送ポンプ 2 個で m³/h のため、1 個当たり m³/h 以上とする。

1.2.4 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡部温度 300 °C 到達時）から原子炉圧力容器破損までの間にドライウェル床面から 0.02 m の高さまで水張り可能な注水流量として、1 個当たり m³/h 以上とする。

1.2.5 原子炉格納容器下部注水系として使用する場合の容量 m³/h/個以上
 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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの容量は、格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）において溶融炉心冷却時には、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量として、1 個当たり m³/h 以上とする。

2. 揚程の設定根拠

2.1 設計基準対象施設
 設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

① 水源と注水先の圧力差： m
 ② 静水頭（ポンプ自動トリップレベルと復水使用設備の標高差）： m
 ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より設計基準対象施設として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m を上回る m 以上とする。

公称値については 85 m とする。

2.2 重大事故等対処設備
 重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

2.2.1 低压代替注水系として復水移送ポンプ 1 個で原子炉圧力容器へ m³/h 注水する場合の揚程 m 以上

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（低压代替注水系）及び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原子炉格納容器安全設備（低压代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R 2

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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（低圧代替注水系）及び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原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.2 低圧代替注水系として復水移送ポンプ 2 個で原子炉圧力容器へ m³/h 注水する場合の揚程 m 以上

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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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（低圧代替注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として復水移送ポンプ 2 個で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 m 以上

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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合計 m

上記より、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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.4 原子炉格納容器下部注水系として原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時に復水移送ポンプ 1 個で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 m 以上

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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

O 2 ⑥ VI-1-1-4-3-5-2-1 R 2

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合 計 m

上記より、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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

2.2.5 原子炉格納容器下部注水系として復水移送ポンプ 1 個で溶融炉心を冷却する場合の揚程 m 以上

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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と注水先との圧力差、静水頭、機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

- ① 水源と注水先の圧力差： m
- ② 静水頭： m
- ③ 機器、配管及び弁類の圧力損失： m

合 計 m

上記より、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原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器下部注水系）として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、 m 以上とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

3.1 設計基準対象施設

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭（復水貯蔵タンクオーバーフロー水位と本系統最下端の標高差）： m (≒ MPa)
- ② 締切揚程： m (≒ MPa)

上記より、復水移送ポンプの最高使用圧力は、①と②の合計 MPa を上回る 1.37 MPa とする。

3.2 重大事故等対処設備

重大事故等時における復水移送ポンプの使用時の値を以下に示す。

3.2.1 低圧代替注水系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa

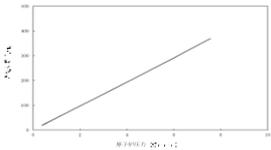
復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用手法、水源が設計基準対象施設の使用手法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。

3.2.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として使用する場合の最高使用圧力 1.37 MPa

復水移送ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等時に使用する復水移送ポンプの使用手法、水源が設計基準対象施設の使用手法、水源と同仕様であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、1.37 MPa とする。

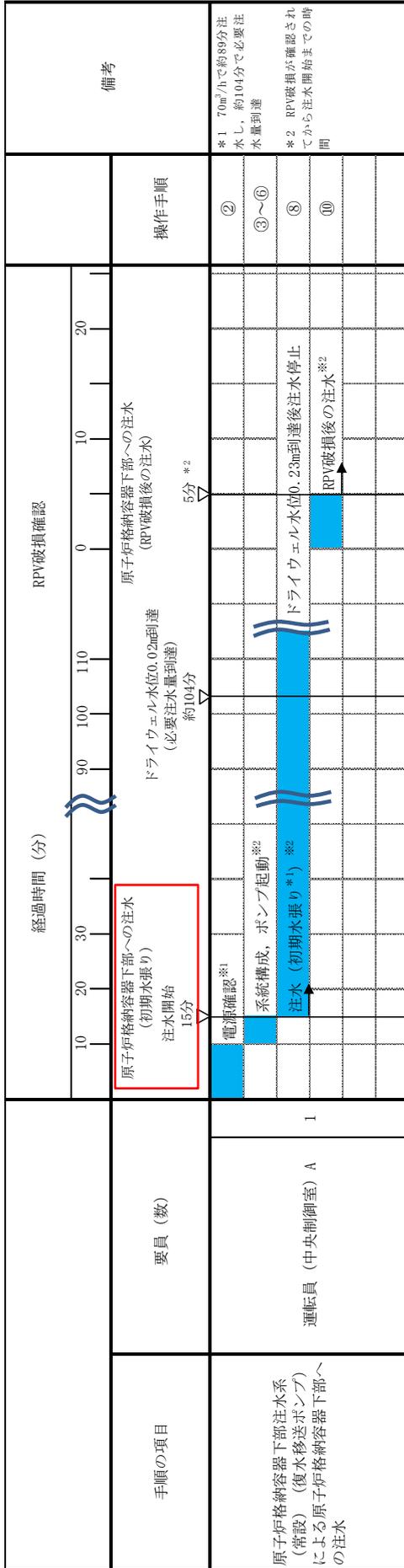
有効性評価
 関連個所を赤枠にて示す

第 7.2.2-2 表 主要解析条件(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/3)

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)	短時間であるが、原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時の蒸気加減弁急閉及び主蒸気止め弁閉による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル 3) 信号にてスクラムするものとして設定
	再循環ポンプ	原子炉水位低 (レベル 2) 到達時に停止	短時間であるが、原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失と同時にトリップせず、原子炉水位低 (レベル 2) 到達時に停止するものとして設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa [gage] × 2 個, 356t/h (1 個当たり) 7.44MPa [gage] × 3 個, 360t/h (1 個当たり) 7.51MPa [gage] × 3 個, 363t/h (1 個当たり) 7.58MPa [gage] × 3 個, 367t/h (1 個当たり)	逃がし安全弁の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) の 2 個の開放による原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係> 	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
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設)	88m³/h にて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	50m³/h にて格納容器下部に注水	溶融炉心の冠水が継続可能な流量として設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)	88m³/h にて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	代替循環冷却系	循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 50m³/h、格納容器スプレイへ 100m³/h にて流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却水系	代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量: 14.7MW (サブプレッションプール水温 150°C, 海水温度 26°Cにおいて)	原子炉補機代替冷却水系の設計値として設定	
重大事故等対策に関連する操作条件	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20% 上の位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器の破損前の初期水張り)	原子炉压力容器下鏡部温度が 300°C に到達したことを確認して開始し、ドライウエル水位が 0.23m に到達したことを確認した場合に停止する	格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
	原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器の破損後の注水)	原子炉压力容器破損以降、ドライウエル水位が 0.02m まで低下した場合に開始し、0.23m に到達した場合に停止	炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却操作	格納容器圧力 0.640MPa [gage] 到達時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定
	代替循環冷却系による格納容器除熱操作*	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し設定

※本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に原子炉補機代替冷却水系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を設定する

同等な機能を有することの説明
 関連箇所を赤枠にて示す



※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.8-5 図 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

事前準備により時間短縮

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		備考
		RPV破損確認		
原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水	運転員(中央制御室)A	10	20	原子炉格納容器下部への注水(初期水張り)注水開始注水継続20分 電源確認※1 系統構成,ポンプ起動※2 注水(初期水張り※1)※2 注水継続 注水確認※2 注水継続 注水継続 注水継続
		30	110	
		90	110	ドライウェル水位0.02m到達(必要注水量到達)約98分 注水継続5分※2 原子炉格納容器下部への注水(RPV破損後の注水)注水継続
		10	20	原子炉格納容器下部への注水(約78分注水し,約98分で必要注水量到達) ※2 RPV破損が確認されてから注水確認までの時間

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間を見込んだ時間

第 1.8-7 図 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

保安規定第66条

表66-7「原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」

66-7-2「原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）」

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）

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 添付十追補1（準備時間）

66-7-2 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）	原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）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	代替循環冷却ポンプ※3	1台
	サブレシジョンチェンバ	※4
	原子炉補機代替冷却水系	※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：原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の注水ラインは、「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）」および「66-7-3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。
- ※3：代替循環冷却ポンプは、「66-5-5 代替循環冷却系」および「66-7-2 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）」の設備を兼ねる。動作不能時は、各条の運転上の制限も確認する。
- ※4：「第46条 サブレシジョンプールの水位」において運転上の制限等を定める。
- ※5：「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」において運転上の制限等を定める。
- ※6：「66-12-1 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：「66-12-6 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、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）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
「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必要な水源地とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに加えて、設計基準事故及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために、必要な手順等を定めること。
- ④ 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）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、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ことから、適用される原子炉の状態は「運転、起動及び高温停止」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 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）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、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流量を1台で供給できる設計としていることから、運転上の制限を1台とする。（添付-2）

(2) 確認事項		項目⑦	頻度	担当
1.	代替循環冷却ポンプ1台運転にて流量が \square m^3/h 以上で、揚程が \square m 以上であることを確認する。		定事検停止時	発電課長
2.	RHR MUWC連絡第一弁, RHR MUWC連絡第二弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁およびR/B 1F 緊急時隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。		定事検停止時	発電課長
3.	原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において, 代替循環冷却ポンプを起動し, 動作可能であることを確認する。		1ヶ月に1回	発電課長
4.	原子炉の状態が運転, 起動および高温停止において, 代替循環冷却ポンプバイパス弁, 代替循環冷却ポンプ吸込弁, 代替循環冷却ポンプ流量調整弁, 原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁および原子炉格納容器下部注水仕切弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。		1ヶ月に1回	発電課長

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)

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。

定事検停止時の点検に合わせ, 性能確認を実施する。

確認する流量及び揚程は, SA補足まとめ資料の記載に基づき, 設定する。(添付-2)

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, 4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, RHR MUWC連絡第一弁, RHR MUWC連絡第二弁, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁, R/B 1F 緊急時隔離弁, 代替循環冷却ポンプバイパス弁, 代替循環冷却ポンプ吸込弁, 代替循環冷却ポンプ流量調整弁, 原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁及び原子炉格納容器下部注水仕切弁を対象とする。

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ヶ月に1回とするが, RHR MUWC連絡第一弁及びRHR MUWC連絡第二弁は, 開操作を実施すると, 残留熱除去系の系統としての独立性に影響を与え, 原子力安全上好ましくないことからプラント停止中に動作確認を行う。

また, T/B 緊急時隔離弁, R/B B1F 緊急時隔離弁及びR/B 1F 緊急時隔離弁は, プラント運転中に開閉試験を行うと, プラントに外乱 (タービングランドシール蒸気喪失による復水器真空度悪化等) を与えるため, プラント停止中に動作確認を行う。

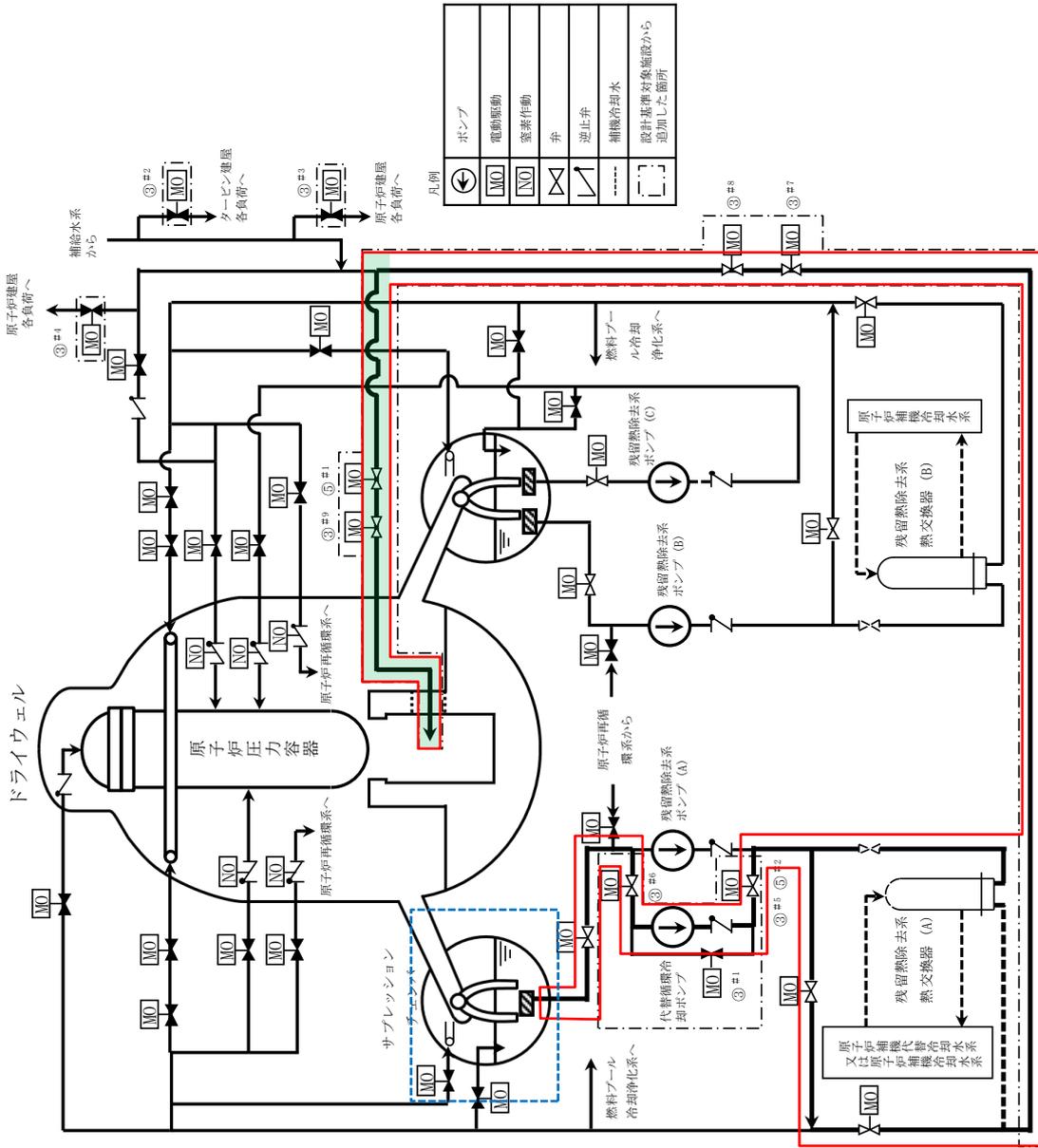
枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考								
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件⑧</th> <th>要求される措置⑨</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が動作不能の場合</td> <td> <p>A1. 発電課長は、低圧注水系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。</p> <p>A2. 発電課長は、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。</p> <p>A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p> </td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td> <p>B1. 発電課長は、高温停止にする。</p> <p>B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p> </td> <td>3日間 30日間 24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※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：原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）をいう。</p>		条件⑧	要求される措置⑨	完了時間	A. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が動作不能の場合	<p>A1. 発電課長は、低圧注水系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。</p> <p>A2. 発電課長は、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。</p> <p>A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに	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	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。</p> <p>B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	3日間 30日間 24時間 36時間	<p>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。 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）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。</p> <p>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)</p> <p>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。原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は緩和設備のため、設計基準事故対処設備に該当するものがない。そのため、その目的に応じて対応する設計基準事故対処設備の完了時間を参考として設定する。原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）に期待する機能は、「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、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する」ことである。低圧注水系の機能が健全であれば、炉心の著しい損傷への進展を防止できる。従って、対応する設計基準事故対処設備としては、炉心の冷却に寄与する低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む。）を設定する。なお、原子炉水位の回復には残留熱除去系は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。</p> <p>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格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）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。</p> <p>【必要容量】 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水量は、「□m³/h」であり、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時）から原子炉圧力容器破損までの間にドライウェル床面から0.02mの高さまで水張り可能な注水流量である「□m³/h」以上の注水流量を有する。</p> <p>【準備時間】 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の準備時間が約20分に対して、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間は約15分であることから、事前準備等による時間短縮の補充措置は不要である。（添付-3）</p> <p>A3. 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持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>
条件⑧	要求される措置⑨	完了時間									
A. 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）が動作不能の場合	<p>A1. 発電課長は、低圧注水系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。</p> <p>A2. 発電課長は、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。</p> <p>A3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</p>	速やかに									
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	<p>B1. 発電課長は、高温停止にする。</p> <p>B2. 発電課長は、冷温停止にする。</p>	3日間 30日間 24時間 36時間									

枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

66-7-2の範囲
赤枠にて示す

66-7-1, 66-7-3との共通ライン



第 1.8-6 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
③ #1	代替循環冷却ポンプバイパス弁
③ #2	T/B 緊急時隔離弁
③ #3	R/B BIF 緊急時隔離弁
③ #4	R/B IF 緊急時隔離弁
③ #5 ⑤ #2	代替循環冷却ポンプ流量調整弁
③ #6	代替循環冷却ポンプ吸込弁
③ #7	RHR MUWC 連絡第一弁
③ #8	RHR MUWC 連絡第二弁
③ #9	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁
⑤ #1	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁

第 1.8-6 図 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (2/2)

所要数・必要容量
関連箇所を下線にて示す

より他の系統と隔離し、重大事故等時に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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に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。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時は大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を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。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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。

9.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）の代替循環冷却ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量に対して、十分な容量を有す

る設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却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。また、原子炉補機代替冷却水系との同時使用時には更に1セット1台使用する。保有数は2セット4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5台を保管する。

また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給との同時使用を考慮して、各システム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。さらに、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレー系（常設配管）又は燃料プールのスプレー系（可搬型）のいずれか1系統の使用を考慮して、各システム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。

9.4.2.4 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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の復水移送ポンプは、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。

復水移送ポンプの操作は、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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）の系統構成に必要な

設計仕様
 関連箇所を赤枠にて示す

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) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数	1
容 量	約 150m ³ /h
全 揚 程	約 80m

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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

基 数	1
伝熱容量	約 8.8MW

c. 熱交換器ユニット

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) 原子炉格納容器下部注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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。

b. 代替循環冷却ポンプ

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) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済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) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）

a. 復水移送ポンプ

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。

(4) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 4.3-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

設定根拠
 関連個所を下線にて示す

名 称		代替循環冷却ポンプ
容量	m ³ /h	150 (注1), 88 以上 (注2), <u>80 以上 (注3)</u> , (150 (注4))
全揚程	m	80 以上 (注1), 28.3 以上 (注2), <u>27.8 以上 (注3)</u> , (80 (注4))
最高使用圧力	MPa[gage]	吸込側 1.37 / 吐出側 3.73
最高使用温度	℃	186
原動機出力	kW	<input type="text"/> (注1), 90 (注4)
機器仕様に関する注記		<p>注1：原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器へスプレイする場合の要求値を示す。</p> <p>注2：原子炉格納容器内へスプレイする場合の要求値を示す。</p> <p>注3：原子炉格納容器下部へ注水する場合の要求値を示す。</p> <p>注4：公称値を示す。</p>
<p>【 設 定 根 拠 】</p> <p>代替循環冷却ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替循環冷却系に使用する代替循環冷却ポンプは、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原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプにより、残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の限界温度・限界圧力 (200℃, 2Pd (854kPa[gage])) を超えないよう原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。また、原子炉格納容器内へスプレイすることで、スプレイした水がドライウエル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保可能な設計とする。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系 (常設) (代替循環冷却ポンプ) として使用する代替循環冷却ポンプは、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、熔融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために使用する。原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、熔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設計とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

系統構成は、サブプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプより、残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器下部へ注水することで、落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。

1. 容量

1.1 代替循環冷却ポンプで原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器へスプレイする場合の容量 $150\text{m}^3/\text{h}$ (注1) / $150\text{m}^3/\text{h}$ (注4)

代替循環冷却ポンプの容量は、炉心損傷後の格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」又は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている循環流量として、約 $150\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉への注水流量が約 $50\text{m}^3/\text{h}$ ，原子炉格納容器へのスプレイ流量が約 $100\text{m}^3/\text{h}$ ）を有する設計とする。

1.2 代替循環冷却ポンプで原子炉格納容器内へスプレイする場合の容量 $88\text{m}^3/\text{h}$ (注2) / $150\text{m}^3/\text{h}$ (注4)

代替循環冷却ポンプの容量は、原子炉格納容器内へスプレイした水がドライウエル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、原子炉格納容器内の温度及び圧力の抑制に必要なスプレイ流量として、約 $88\text{m}^3/\text{h}$ 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）で原子炉格納容器下部へ注水する場合の容量 $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上 (注3) / $150\text{m}^3/\text{h}$ (注4)

代替循環冷却ポンプの容量は、運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、溶融炉心・コンクリート相互作用において、原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡部温度 300°C 到達時）から原子炉圧力容器破損までの間にドライウエル床面から 0.02m の高さまで水張り可能な注水流量として $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上、また、溶融炉心冷却時には、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量として $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とする。

2. 揚程

2.1 代替循環冷却ポンプで原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器へ約 $150\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉への注水流量が約 $50\text{m}^3/\text{h}$ ，原子炉格納容器内へのスプレイ流量が約 $100\text{m}^3/\text{h}$ ）注水する場合の揚程 80m

代替循環冷却ポンプで原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程は、水源と移送先の圧力差（サブプレッションチェンバと原子炉の圧力差）、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

	原子炉注水	原子炉格納容器 スプレイ
水源と注水先の圧力差	約 <input type="text"/> m	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m	約 <input type="text"/> m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約 <input type="text"/> m	約 <input type="text"/> m
合 計	約 80.0 m	約 34.0 m

以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却ポンプの揚程は、80m 以上とする。

2.2 代替循環冷却ポンプで原子炉格納容器へ 88m³/h スプレイする場合の揚程 28.3m

代替循環冷却ポンプで原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約 <input type="text"/> m
合 計	約 28.3 m

以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却ポンプの揚程は、28.3m 以上とする。

2.3 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）で原子炉格納容器下部へ 80m³/h 注水する場合の揚程 27.8m

代替循環冷却ポンプで原子炉格納容器下部へ注水する場合の揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約 <input type="text"/> m
合 計	約 27.8 m

以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却ポンプの揚程は、27.8m 以上とする。

3. 最高使用圧力

(1) ポンプ吸込側

代替循環冷却ポンプ吸込側配管の最高使用圧力は、接続する残留熱除去系ポンプ吸込側配管の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) ポンプ吐出側

代替循環冷却ポンプ吐出側配管の最高使用圧力は、下記を考慮する。

- | | | | | |
|------------------|---|---|----------------------|-----|
| ① サプレッションチェンバの圧力 | : | 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ② 静水頭 | : | 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ③ 最高許容締切揚程 | : | 約 | <input type="text"/> | MPa |
| ④ ①～③の合計 | : | 約 | <input type="text"/> | MPa |

代替循環冷却ポンプ吐出側配管の最高使用圧力は④を上回る値とし、残留熱除去系ポンプ吐出側配管の最高使用圧力に合わせ、3.73MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

代替循環冷却ポンプの最高使用温度は、接続する残留熱除去系配管の最高使用温度 186℃に合わせて 186℃とする。

5. 原動機出力

代替循環冷却ポンプの原動機出力は、流量 150m³/h 時の軸動力を基に設定する。

代替循環冷却ポンプの流量が 150m³/h、揚程 80m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$\begin{aligned}
 P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= \{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times (150/3600) \times 80\} / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/h) = 150

H : 揚程 (m) = 80 (図 51-6-2 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 51-6-2 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として 90kW とする。

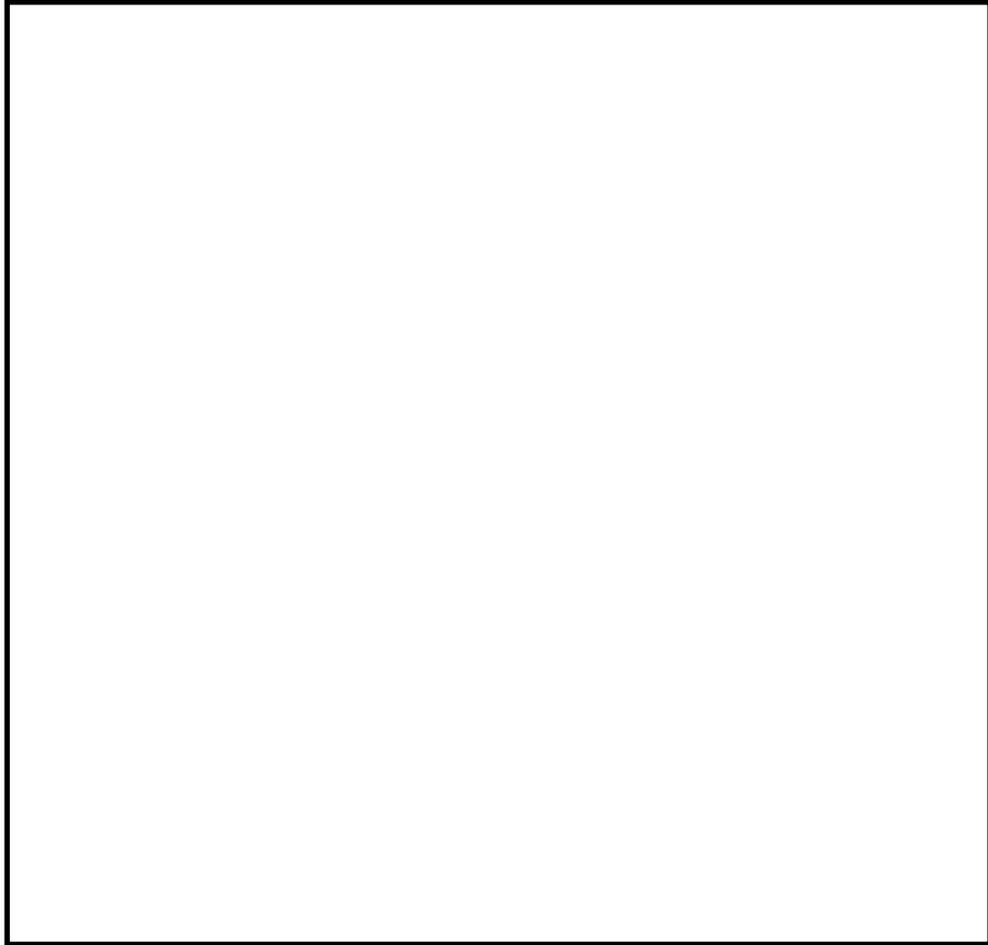


図 51-6-2 代替循環冷却ポンプ性能曲線

【参考】

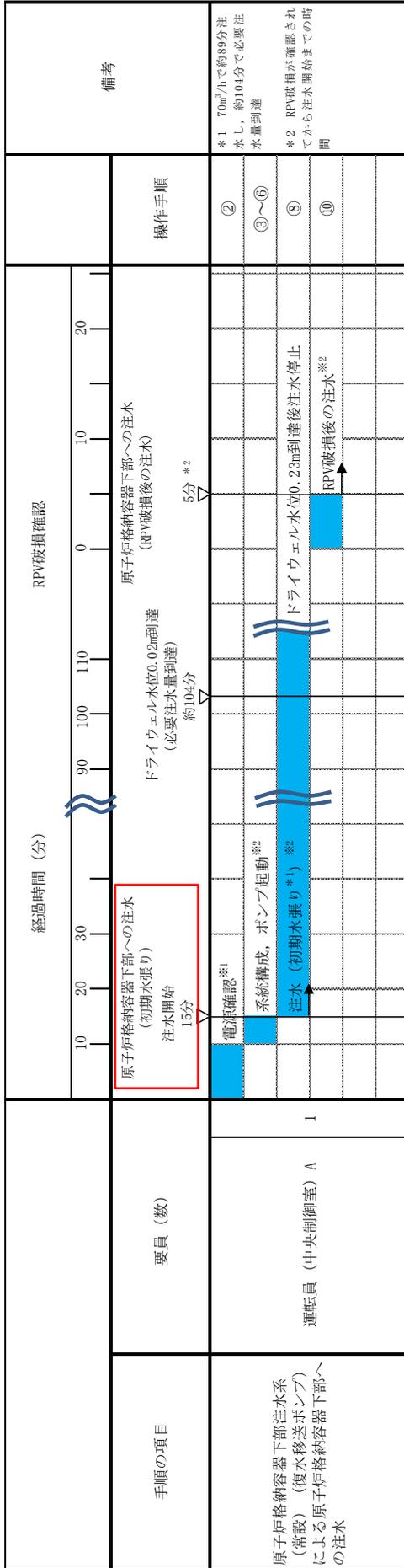
代替循環冷却ポンプは「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」において、熔融炉心を冷却するために原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へのスプレイ流量を約 150m³/h で注水する手順を整備している。

代替循環冷却ポンプで原子炉圧力容器への注水又は原子炉格納容器内へのスプレイ流量を 150m³/h とした場合、水源と移送先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失は、以下のとおり 80m 以下となることから、上記の手順が成立することを確認している。

	原子炉注水	原子炉格納容器 スプレイ
水源と注水先の圧力差	約 <input type="text"/> m	約 <input type="text"/> m
静水頭	約 <input type="text"/> m	約 <input type="text"/> m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約 <input type="text"/> m	約 <input type="text"/> m
合 計	約 74.8 m	約 35.6 m

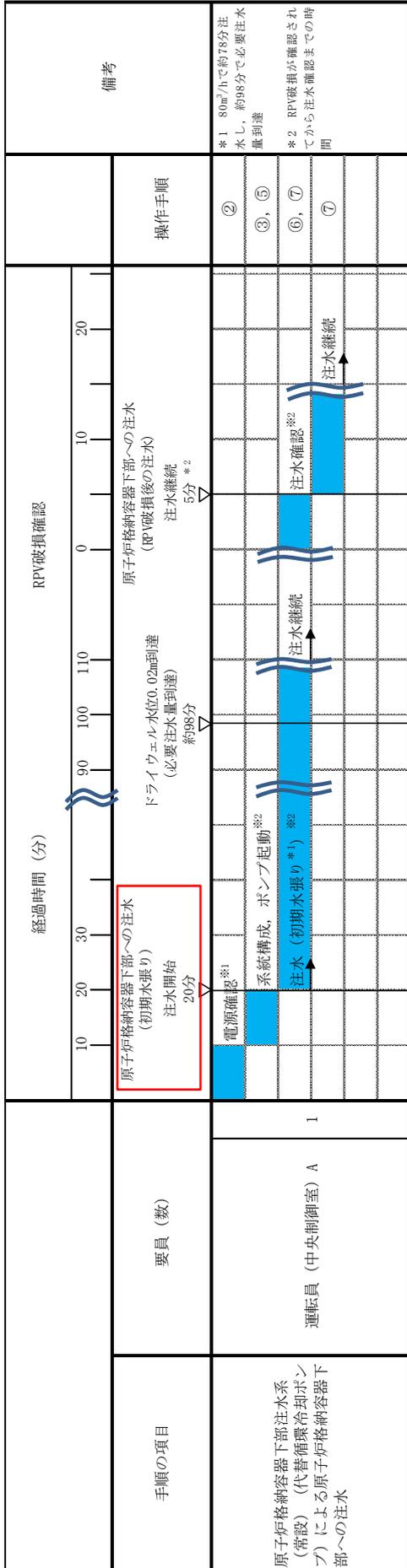
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

同等な機能を有することの説明
 関連箇所を赤枠にて示す



※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.8-5 図 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



保安規定第66条

表66-7 「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」

66-7-3 「原子炉格納容器下部注水系（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+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+追補1 (準備時間)

66-7-3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）①

(1) 運転上の制限

項目②	運転上の制限③
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	原子炉格納容器下部注水系（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	大容量送水ポンプ（タイプI）	※3
	燃料補給設備	※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：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：原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の注水ラインは、「66-5-5 代替循環冷却系」,
「66-7-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）」、「66-7-2 原
子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）」および「66-7-3 原子炉格
納容器下部注水系（可搬型）」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：「66-19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」において運転上の制限等を定める。

※4：「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。

※5：「66-12-2 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：「66-12-1 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：「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	頻度	担当
(項目なし)	—	—

記載の説明

① 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よう、可搬型重大事故等対処設備である原
子炉格納容器下部注水系（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
「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」として設計基準事故の収束に必
要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することに
加えて、設計基準事故及び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、必要な手順等を定めること。

④ 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）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、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ことから、適用される原子炉の状態
は「運転、起動及び高温停止」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 本表の主要な設備については、すべて他表にて設定することから、確認事項につい
ては記載しない。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
系統構成がでない場合の措置として、要求される措置を記載する。

<参考>大容量送水ポンプ（タイプI）
大容量送水ポンプ（タイプI）が下記の性能を満足していることの確認行為は、「66-
19-1 大容量送水ポンプ（タイプI）」に記載する。

大容量送水ポンプ（タイプI）を重大事故等時において、原子炉格納容器下部注水時に
使用する場合の容量及び揚程を以下に示す。

【必要容量】

溶融炉心冷却時の注水流量は、崩壊熱による蒸発量相当として、「50m³/h」以上を注水
可能な設計とする。

【揚程】

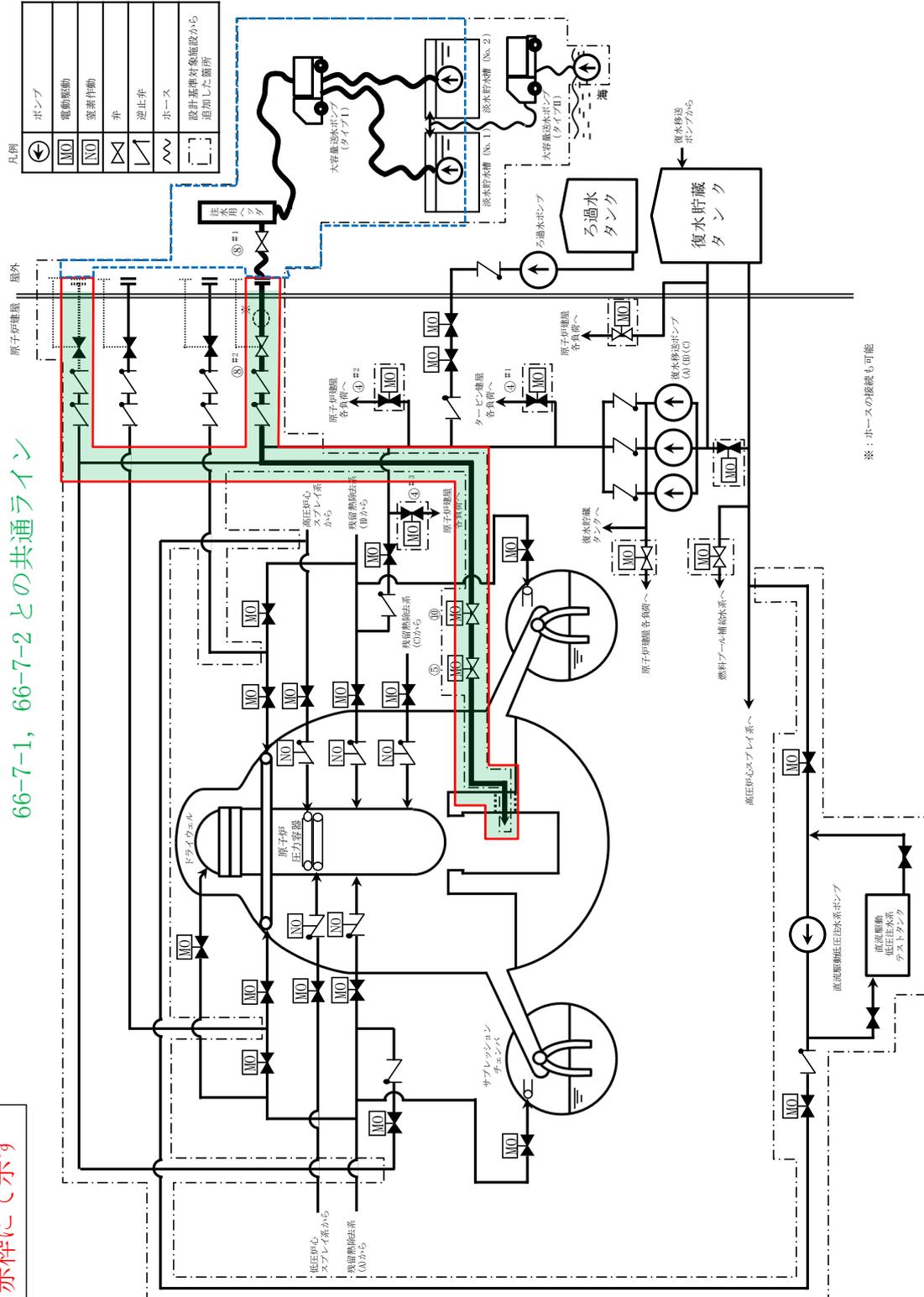
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）の揚程
は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホ
ース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に「98.8m」以上に設定する。

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考								
<p>(3) 要求される措置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件⑦</th> <th>要求される措置⑧</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)が動作不能の場合</td> <td>A1. 発電課長は、低圧注水系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. 発電課長は、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。 および A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。</td> <td>3日間 30日間 24時間 36時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※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：原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)または原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)をいう。</p>		条件⑦	要求される措置⑧	完了時間	A. 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)が動作不能の場合	A1. 発電課長は、低圧注水系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. 発電課長は、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。 および A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに	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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。	3日間 30日間 24時間 36時間	<p>⑦ 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、起動及び高温停止においては、2N要求設備である大容量送水ポンプ(タイプI)が1N未達となった場合又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。</p> <p>⑧ 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))</p> <p>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確認することが基本的な考え方であるが、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)は重大事故等緩和設備のため、もとの設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)に期待する機能である「原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することの前提である炉心損傷防止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、具体的には低圧注水系(非常用ディーゼル発電機含む。)が動作可能であることを“速やかに”確認する。なお、原子炉水位の回復には残留熱除去系は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。</p> <p>A2. 動作不能となった重大事故等対処設備と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原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)及び原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)が該当し、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未達)である「3日間」とする。</p> <p>【必要容量】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)は「\square m^3/h」及び原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)は「\square m^3/h」であり、溶融炉心冷却時の崩壊熱による蒸発量相当の注水流量「\square m^3/h」以上の注水流量を有する。 <p>【準備時間】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水ポンプ)及び原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)は、いずれも原子炉格納容器下部注水系(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) <p>A3. 当該系統を復旧する。完了時間は当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。</p> <p>B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>
条件⑦	要求される措置⑧	完了時間									
A. 原子炉格納容器下部注水系(可搬型)が動作不能の場合	A1. 発電課長は、低圧注水系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. 発電課長は、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。 および A3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに									
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. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、低温停止にする。	3日間 30日間 24時間 36時間									

枠囲みの内容は商業機密から観点から公開できません。

66-7-2の範囲
赤枠にて示す

66-7-1, 66-7-2との共通ライン

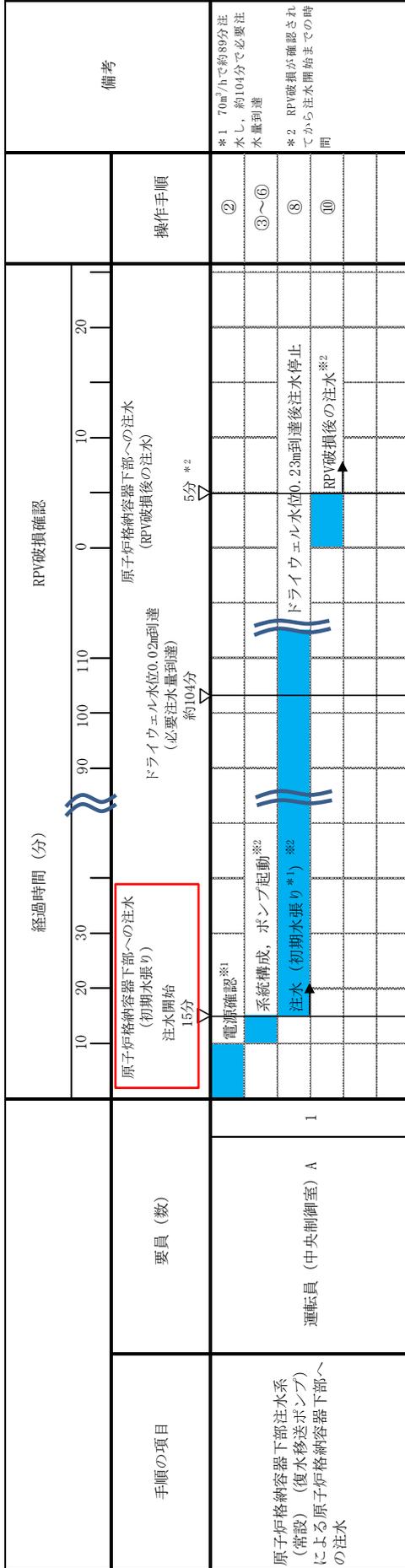


66-19-1にて整理

第 1.8-8 図 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

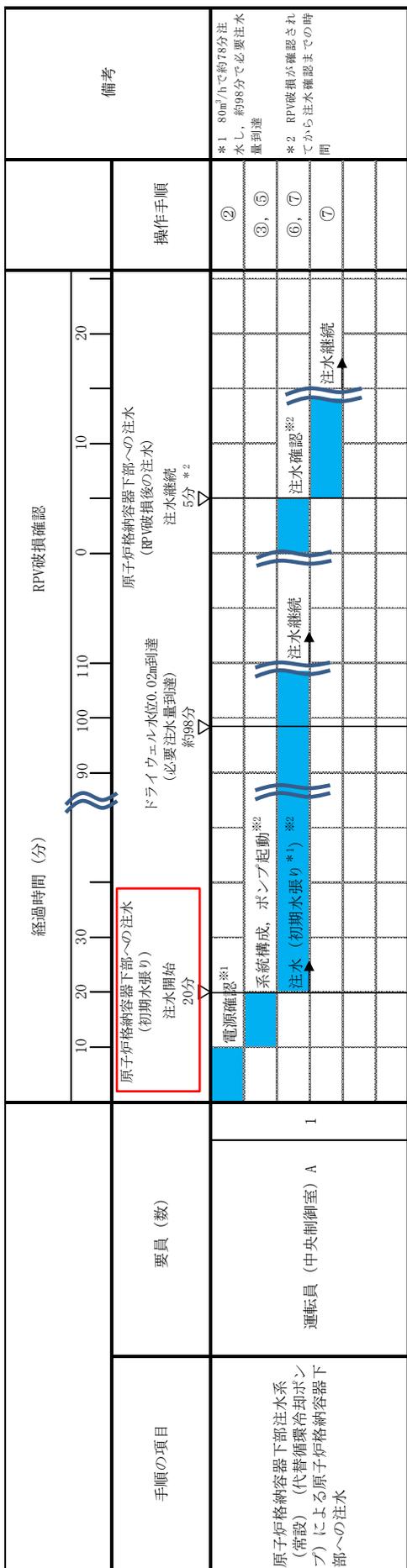
※：ホースの接続も可能

同等な機能を有することの説明
 関連箇所を赤枠にて示す



※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.8-5 図 原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間を見込んだ時間

第 1.8-7 図 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 【原子炉・格納容器下部注水接続口 (北) 又は原子炉・格納容器下部注水接続口 (東) を使用する場合】	運転員 (中央制御室) A	電源確認 ^{※1}													操作手順 ③ ④, ⑤ ⑩ ⑥ ^a ⑧ ⑥ ^a ⑧ ⑥ ^a	
		系統構成 ^{※2}														
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 ^{※3※4}														
		大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動, 設置 ^{※5}														
		大容量送水ポンプ (タイプ1) 起動 ^{※6}														
		送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}														
	重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 ^{※3※4}														
		ホースの敷設, 接続 ^{※7}														
	重大事故等対応要員G~I	保管場所への移動 ^{※3※4}														
		注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※6}														
		ホースの敷設, 接続 ^{※7}														

原子炉格納容器下部への注水 (RPV破損後の注水) 385分

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ1) の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.8-9 図 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート (1/2)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格 納容器下部への注水 【原子炉・格納容器下部注 水接続口 (建室内) を使用 する場合】	運転員 (中央制御室) A	電源確認 ^{※1}												原子炉格納容器下部への注水 (RPV破損後の注水)	操作手順 ③ ④、⑤ ⑩ ⑥ ^b ⑥ ^b ⑧ ⑥ ^b ⑧ ⑥ ^b
		系統構成 ^{※2}													
	運転員 (現場) B, C	移動・扉開放 ^{※3}													
		保管場所への移動 ^{※4, ※5}													
	重大事故等対応要員A~C	3	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 ^{※6}												
			大容量送水ポンプ (タイプI) 起動 ^{※7}												
			送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※7}												
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 ^{※4, ※5}												
			ホースの敷設, 接続 ^{※8, ※9}												
			送水準備・送水 (水張り・系統確認) ^{※7}												
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※4, ※5}												
			注水用ヘッダ運搬, 設置 ^{※9}												
ホースの敷設, 接続 ^{※8, ※9}															

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア、第4保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※5: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※7: 大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※8: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間
 ※9: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.8-9 図 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート (2/2)

保安規定第66条

表66-8 「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」

66-8-1 「静的触媒式水素再結合装置」

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)

添付-3 同等な機能を有することの説明

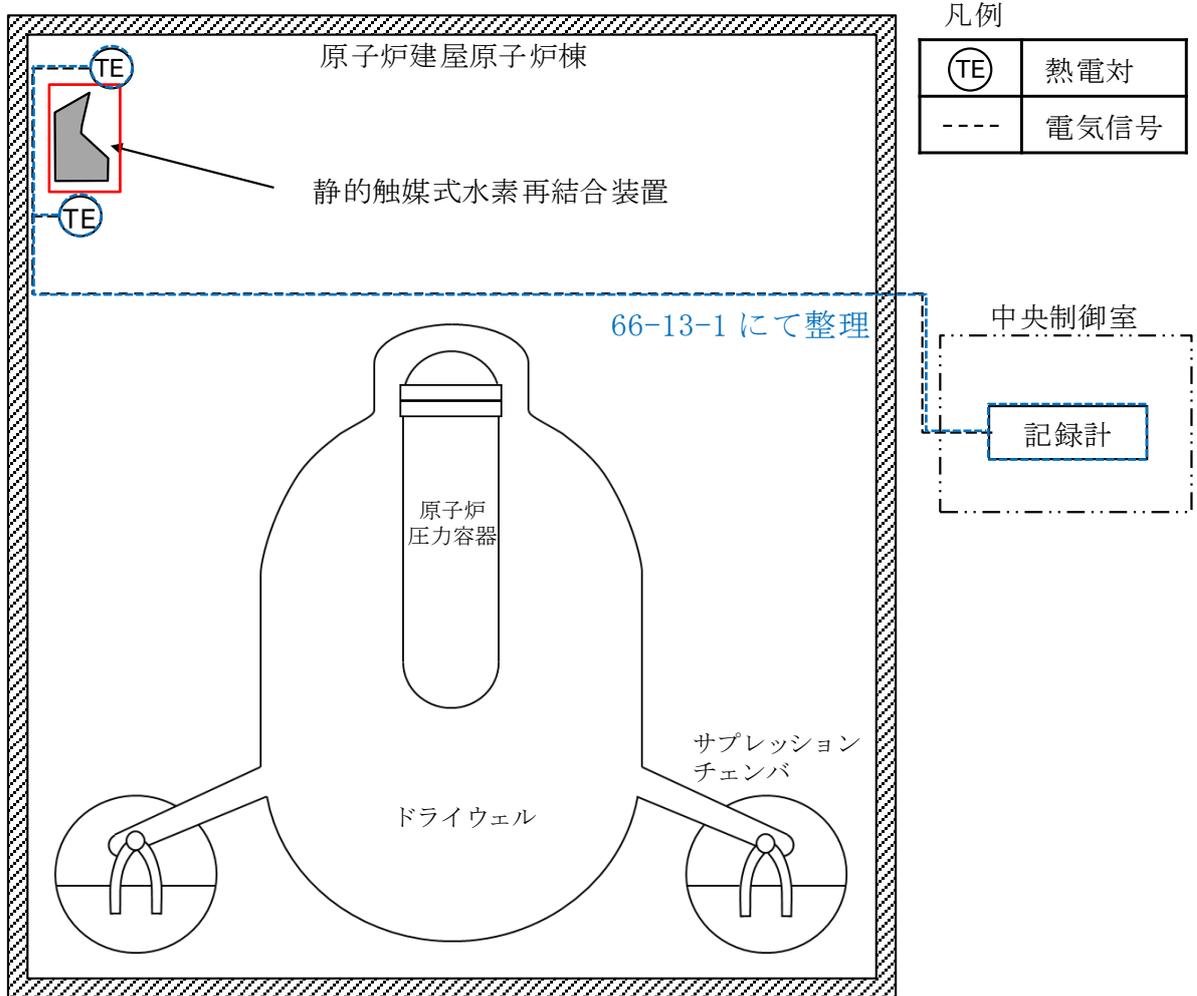
(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (自主対策設備に関する説明)

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考																					
<p>表66-8 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</p> <p>66-8-1 静的触媒式水素再結合装置①</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="457 1635 596 2778"> <tr> <td>項目②</td> <td>運転上の制限③</td> </tr> <tr> <td colspan="2">静的触媒式水素再結合装置</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="638 1635 921 2778"> <tr> <td>適用される原子炉の状態④</td> <td>設備⑤</td> <td>所要数⑥</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※1</td> <td>静的触媒式水素再結合装置</td> <td>19個</td> </tr> <tr> <td>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</td> <td>※2</td> </tr> </table> <p>※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、かつプールのゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合</p> <p>※2：「66-13-1 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。</p> <p>(2) 確認事項</p> <table border="1" data-bbox="1201 1635 1520 2778"> <thead> <tr> <th>項目⑦</th> <th>頻度</th> <th>担当</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを確認する。</td> <td>定事検停止時</td> <td>原子炉課長</td> </tr> <tr> <td>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※3において、所要数の静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを外観点検により確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> <td>発電課長</td> </tr> </tbody> </table> <p>※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、かつプールのゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合</p>	項目②	運転上の制限③	静的触媒式水素再結合装置		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※1	静的触媒式水素再結合装置	19個	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	※2	項目⑦	頻度	担当	1. 静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉課長	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※3において、所要数の静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長	<p>① 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。</p> <p>② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）</p> <p>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静的触媒式水素再結合装置の所要数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））</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設ける（手順を定める）こと。 <p>④ 静的触媒式水素再結合装置及び静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、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建屋等の損傷を防止するための設備であり、原子炉内に燃料を装荷している期間及び使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間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、かつプールの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、かつプールのゲートが閉の場合は、燃料プール代替注水系により使用済燃料プール水位が維持可能であ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、冷温停止及び燃料交換（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、かつプールの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、かつプールのゲートが閉の場合」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1））</p> <p>⑤ ②に含まれる設備</p> <p>⑥ 静的触媒式水素再結合装置は、原子炉格納容器からの水素ガス漏えい量を想定し、19個設置されている。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（1）、添付-2）</p> <p>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）</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 静的触媒式水素再結合装置の定事検停止時の確認事項は、触媒カートリッジの機能確認を行い水素処理能力を確認する。 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つき常設設備は1ヶ月に1回、外観点検にて動作可能であることを確認する。 	
項目②	運転上の制限③																						
静的触媒式水素再結合装置																							
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※1	静的触媒式水素再結合装置	19個																					
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	※2																					
	項目⑦	頻度	担当																				
1. 静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	原子炉課長																					
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※3において、所要数の静的触媒式水素再結合装置が動作可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	発電課長																					

保安規定 第66条 条文		記載の説明		備考
(3) 要求される措置 原子炉の 運転 起 高温停止	条件⑧ A. 動作可能な静的触媒式水素再結合装置が所要数を満足していない場合	要求される措置⑨ A1. 発電課長は、低圧注水系3系列を起動し、動作可能であることを確認する*4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 A2. 発電課長は、当該機能を補完する自主対策設備*6が動作可能であることを確認する。 および A3. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	完了時間 速やかに 3日間 10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。 静的触媒式水素再結合装置及び静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、1N要求設備であるため、動作可能な個数が所要数未満となった場合を条件として記載する。 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、起動及び高温停止】 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確認することが基本的な考え方であるが、静的触媒式水素再結合装置は重大事故等緩和設備のため、もとの設計基準事故対処設備に該当するものがない。このため、静的触媒式水素再結合装置に期待する機能である「炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する」ことの前段階である炉心損傷防止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、具体的には低圧注水系が動作可能であることを“速やかに”確認する。なお、原子炉水位の回復には残留熱除去系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. 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(原子炉建屋ベント)が動作可能であることを目視点検等により確認する。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。 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する観点から、原子炉建屋ベントを開放し、原子炉建屋燃料取替床天井部に滞留した水素を大気へ排出することで、原子炉建屋内部における水素の滞留を防止できるため、静的触媒式水素再結合装置の機能を代替できる。(添付-3) A3. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、当該機能を補完する自主対策設備が動作可能である場合のAOT上限である「10日間」とする。 B1., B2. 既保安規定と同様の規定とする。 【冷温停止及び燃料交換(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、かつプールの水位が閉の場合又は(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合)】 A1. 当該設備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. 【運転、起動及び高温停止】におけるA1.と同様の考え方で、炉心損傷防止の観点から、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が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自主対策設備が動作可能であることを目視点検等により“速やかに”確認する。 A4. 原子炉内から全燃料が取出された場合も考慮し、使用済燃料プールの水位及び温度の確認を“速やかに”行い使用済燃料プールに異常がないことを確認する。
	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 A. 動作可能な静的触媒式水素再結合装置が所要数を満足していない場合	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および B2. 発電課長は、冷温停止にする。 A1. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、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*5とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する*8。 および A3. 発電課長は、当該機能を補完する自主対策設備*6が動作可能であることを確認する。 および A4. 発電課長は使用済燃料プール水位がオーバーフロー水位付近であることおよび水温が65℃以下であることを確認する。	完了時間 速やかに 速やかに 速やかに 速やかに	

※4: 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。
 ※5: 非常用ディーゼル発電機2台、原子炉補機冷却水系2系列および原子炉補機冷却海水系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。
 ※6: 原子炉建屋ベント設備をいう。
 ※7: 原子炉が次に示す状態となった場合(1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールの水位が閉の場合(2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合
 ※8: 「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。

66-8-1 範囲
赤枠にて示す



(注) 19個のうち4個の静的触媒式水素再結合装置の入口側及び出口側に熱電対を設置

第 9.6-2 図 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概要図(静的触媒式水素再結合装置による水素濃度の上昇抑制)

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

9.6.2.2 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。

静的触媒式水素再結合装置は，原子炉建屋燃料取替床壁面近傍に設置し，他の設備と独立して作動する設計とするとともに，重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度は，他の設備と電氣的な分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は，静的触媒式水素再結合装置内の水素流路を妨げない配置及び寸法とすることで，静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.6.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

静的触媒式水素再結合装置は，想定される重大事故等時において，有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する水素（約 990kg）が，原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において，ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても，原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。

また，静的触媒式水素再結合装置は，原子炉棟内の水素の効率的な除去を考慮して分散させ，適切な位置に配置する。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は，静的触媒式水素再結合装置作

設計仕様
 関連箇所を赤枠にて示す

第 9.6-1 表 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の主要機器仕様

(1) 静的触媒式水素再結合装置

種 類	触媒式
個 数	19
水素処理容量	約 0.5kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 100℃, 大気圧 において)

(2) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

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) 原子炉建屋内水素濃度

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。

自主対策設備に関する説明
 関連個所を下線にて示す

- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

なお、原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水は、淡水貯水槽の淡水だけでなく、淡水タンクの淡水又は海水も利用できる。

(c) 水素排出による原子炉建屋等の損傷防止

i. 原子炉建屋ベント設備による水素排出

原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいし、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋ベント設備を開放し、原子炉建屋燃料取替床天井部の水素を大気へ排出することで、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋ベント設備による水素排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋ベント設備
- ・大容量送水ポンプ（タイプⅡ）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース
- ・放水砲
- ・燃料補給設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合装置、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置、原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋内水素濃度、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、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流

電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。

これらの選定した設備は、「審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・原子炉ウェルに注水するための設備（原子炉格納容器頂部注水系（常設）及び原子炉格納容器頂部注水系（可搬型））

原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、原子炉格納容器頂部を冷却してドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制できることから有効である。

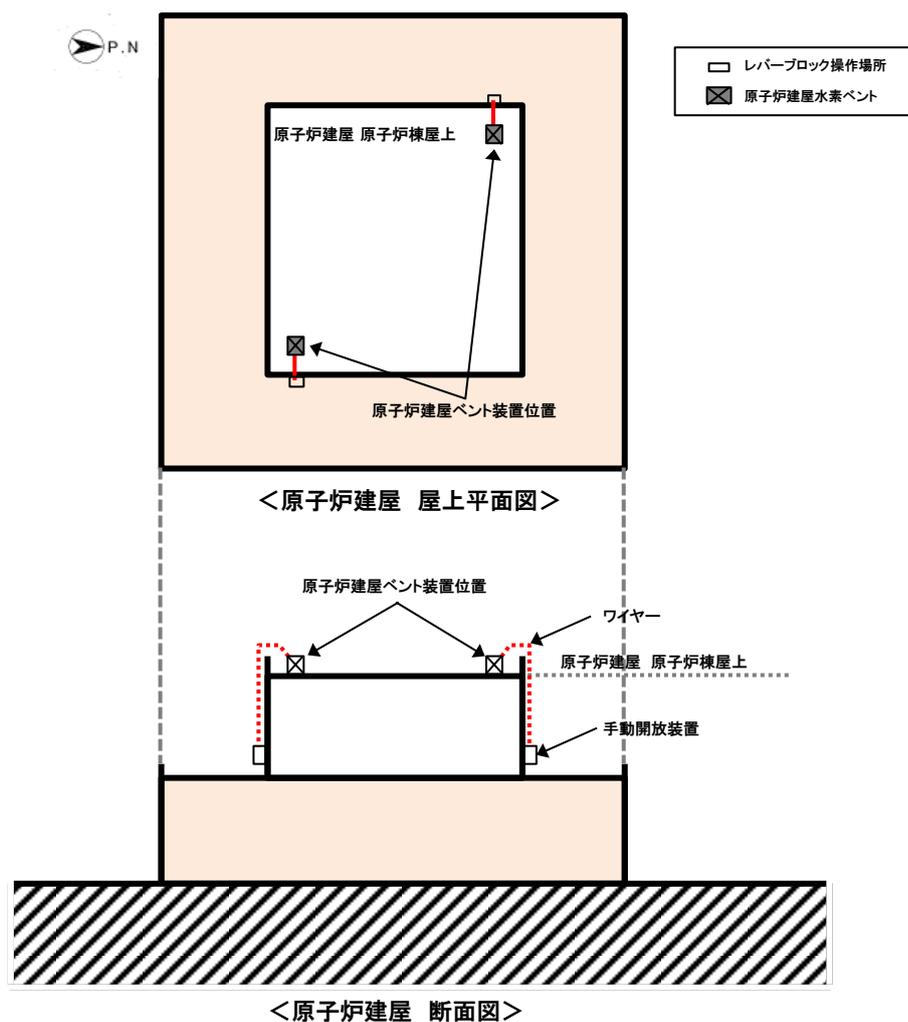
- ・原子炉建屋ベント設備

原子炉建屋燃料取替床の天井部を開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が静的触媒式水素再結合装置で処理しきれない場合において、水素を排出することで、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段として有効である。

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時操作手順書（設備別）



第 1.10-11 図 原子炉建屋ベント設備 概要図

保安規定第66条

表66-8 「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」

66-8-2 「原子炉建屋内の水素濃度監視」

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)

添付-3 代替パラメータに関する説明

(1) 設置変更許可申請書 添付八 (代替パラメータ)

66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度監視①

(1) 運転上の制限	運転上の制限③
項目②	原子炉建屋水素濃度監視設備が動作可能であること

適用される原子炉の状態④	設備⑤	動作可能であるべきチャンネル数⑥
運転起高温停止冷温停止燃料交換※1	原子炉建屋内水素濃度	7

※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、かつプールのゲートが開の場合
 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合

(2) 確認事項	項目⑦	頻度	担当
1. チャンネル校正を実施する。		定事検停止時	計測制御課長
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※2において、動作不能でないことを指示により確認する。		1ヶ月に1回	発電課長

※2：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、かつプールのゲートが開の場合
 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールのゲートが閉の場合

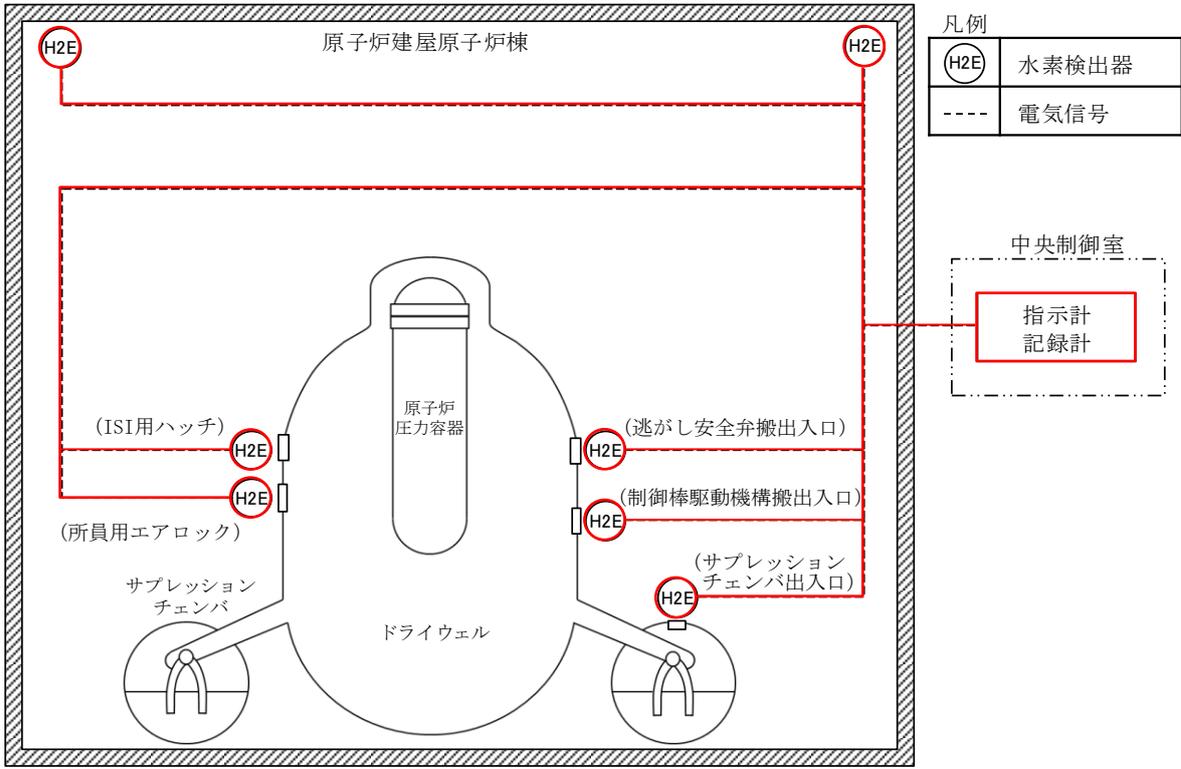
- ① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（1. 10）が該当する。
- ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付-1）
- ③ 以下の条文要求が運転段階においても維持できるよう、原子炉建屋水素濃度監視設備の動作可能であるべきチャンネル数を運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（11））
 - ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（1. 10）
 「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（手順等）」として、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を定めること。
- ④ 原子炉建屋水素濃度監視設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備であり、原子炉内に燃料を装荷している期間及び使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間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、かつプールの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、かつプールのゲートが閉の場合は、燃料プール代替注水系により使用済燃料プール水位が維持可能であ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、冷温停止及び燃料交換（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、かつプールの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、かつプールのゲートが閉の場合）」とする。（保安規定変更に係る基本方針4. 3（11））
- ⑤ ②に含まれる設備
- ⑥ 原子炉建屋地下2階に1チャンネル、地下1階に1チャンネル、地上1階に3チャンネル及び地上3階に2チャンネルの計7チャンネル設置され、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計としている。（添付-1, 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。
 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）の各チャンネルと同様、校正を行う。
 - 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。
 通常運転中の確認事項は、指示値により動作不能でないことの確認（振切れや他の計器との差異の有無等の確認）を行う。

(3) 要求される措置		記載の説明		備考
適用される原子炉の状態	要件⑧	要求される措置⑨	完了時間	<p>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に合わせるものとし、1ヶ月に1回とする。</p> <p>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。 原子炉建屋水素濃度監視設備は、1N要求設備であるため、動作可能であるべきチャンネル数未満となった場合を条件として設定する。</p> <p>⑨ 要求される措置を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(2)、(3)) 当該設備は「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」に設定されている設備であり、主要パラメータに原子炉建屋水素濃度監視設備、代替パラメータに静的触媒式水素再結合装置動作監視装置が設定されているため、「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」と同様の設定としている。</p> <p>【運転、起動及び高温停止】 A1.1. 当該パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータの他チャンネルが動作可能であることを“速やかに”確認する。(添付-3) A1.2. 当該パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、代替パラメータである静的触媒式水素再結合装置動作監視装置が動作可能であることを“速やかに”確認する。(添付-3) A2. 当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」と同様の設定とし、当該設備の他チャンネルが動作可能であること又は代替パラメータとして設定されている静的触媒式水素再結合装置動作監視装置が動作可能であることを確認すること重大事故等対処設備のAOT上限である「30日間」とする。 B1. 原子炉建屋燃料取替床の原子炉建屋水素濃度監視設備は2チャンネル設置されるが、そのすべてのチャンネルが動作不能の場合又は原子炉建屋水素濃度監視設備7チャンネルすべてが共通要因等により同時に動作不能となった場合は、「炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する」ことの前段階である原子炉格納容器内の水素濃度を監視する観点で最も実効的な原子炉格納容器内の水素濃度監視設備を確認対象として選定することとし、動作可能であることを“速やかに”確認する。 B2. 当該機能を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」と同様の設定とし、監視機能が全喪失となることから「3日間」とする。 C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。</p>
運転	A. 動作可能な原子炉建屋水素濃度監視設備がチャンネル数を満足していない場合	A1.1. 発電課長は、他チャンネルの原子炉建屋水素濃度監視設備が動作可能であることを確認する。 または A1.2. 発電課長は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長は、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 30日間	
起動	B. 原子炉建屋燃料取替床の原子炉建屋水素濃度監視設備2チャンネル動作不能の場合 または 原子炉建屋水素濃度監視設備がすべて動作不能の場合	B1. 発電課長は、原子炉格納容器内の水素濃度監視設備が動作可能であることを確認する。 および B2. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 3日間	
高温停止	C. 条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 発電課長は、高温停止にする。 および C2. 発電課長は、低温停止にする。	24時間 36時間	
冷温停止 燃料交換※3	A. 動作可能な原子炉建屋水素濃度監視設備がチャンネル数を満足していない場合	A1. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	

※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、かつプールの水位が閉の場合
 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールの水位が閉の場合

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	<p>【冷温停止及び燃料交換（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、かつプールの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、かつプールのゲートが閉の場合）】</p> <p>A1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。</p>	

66-8-2 の範囲
赤線にて示す



第 9.6-3 図 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
概要図（原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定）

所要数・必要容量
関連個所を下線にて示す

9.6.2.2 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。

静的触媒式水素再結合装置は，原子炉建屋燃料取替床壁面近傍に設置し，他の設備と独立して作動する設計とするとともに，重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度は，他の設備と電気的な分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は，静的触媒式水素再結合装置内の水素流路を妨げない配置及び寸法とすることで，静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.6.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

静的触媒式水素再結合装置は，想定される重大事故等時において，有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する水素（約 990kg）が，原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において，ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても，原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。

また，静的触媒式水素再結合装置は，原子炉棟内の水素の効率的な除去を考慮して分散させ，適切な位置に配置する。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は，静的触媒式水素再結合装置作

動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。

原子炉建屋内水素濃度は、原子炉建屋燃料取替床の天井付近に分散させた適切な位置に配置し、想定される重大事故等時において、原子炉棟内の水素濃度を測定できる設計とする。また、原子炉建屋内水素濃度は、原子炉建屋燃料取替床以外の水素が漏えいする可能性の高いエリアにも設置し、水素の早期検知及び滞留状況を把握できる設計とする。

9.6.2.4 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。

静的触媒式水素再結合装置、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度は、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。

9.6.2.5 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」に示す。

静的触媒式水素再結合装置、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

静的触媒式水素再結合装置は、水素と酸素が流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とする。静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び原子炉建屋内水素濃度は、中央制御室で監視が可能な設計とする。

設計仕様
 関連個所を赤枠にて示す

第 9.6-1 表 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の主要機器仕様

(1) 静的触媒式水素再結合装置

種 類	触媒式
個 数	19
水素処理容量	約 0.5kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 100°C, 大気圧 において)

(2) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

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) 原子炉建屋内水素濃度

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。

設備仕様
 関連個所を赤枠にて示す

(53) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	1
計測範囲	0 ～ 5 MPa[gage]

(54) 復水移送ポンプ出口圧力

個 数	1
計測範囲	0 ～ 1.5MPa[gage]

(55) 原子炉建屋内水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数	7
計測範囲	0 ～ 10vol%

(56) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数	8
計測範囲	0 ～ 500℃

代替パラメータに関する説明
関連箇所を赤枠にて示す

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	①高圧代替注水系ポンプ出口流量 ①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ①直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ①原子炉格納容器下部注流量 ②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 ②復水移送ポンプ出口圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (SAM帯域) ③原子炉水位 (SAM燃料域)	①復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量及び原子炉格納容器下部注流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態における流量により推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力及び復水移送ポンプ出口圧力が正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵タンク水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量を優先する。
圧力抑制室水位		①主要パラメータの他チャネル ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ③代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③残留熱除去系ポンプ出口圧力 ③低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力	①圧力抑制室水位のIチャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッショントラチェンバのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイレイン系ポンプの出口流量から、これらのポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 ③圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッショントラチェンバのプール水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイレイン系ポンプの出口圧力から、これらのポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②静的触媒式水素再結合装置監視装置	①原子炉建屋内水素濃度のIチャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②静的触媒式水素再結合装置監視装置 (静的触媒式水素再結合装置入口及び出口の差温度から水素濃度を推定) により推定する。
原子炉建屋内酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内酸素放射線モニタ (O/W) ②格納容器内酸素放射線モニタ (S/C) ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	①格納容器内酸素濃度のIチャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内酸素放射線モニタ (O/W) 又は格納容器内酸素放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することにより、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入が無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。