女川原子力発電所保安規定審査資料							
資料番号	T S - 2 5						
提出年月日	2023年12月14日						

女川原子力発電所2号炉

LCO, AOT及びサーベイランスの設定

(「運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更」の反映)

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。

2023年12月東北電力株式会社

2023年2月3日に提出した「TS-25(改 2)女川原子力発電所2号炉LCO,AOT及びサーベイランスの設定」並びに2023年9月12日に提出した「保-02(改 8)女川原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書補足説明資料」のうち、今回の変更に関連する箇所を抜粋のうえ提示

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)

変更を抜粋して掲載

- 66-5-4 原子炉補機代替冷却水系
- 66-8-1 静的触媒式水素再結合装置
- ・66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制
- 66-12-1 常設代替交流電源設備
- ・66-12-2 可搬型代替交流電源設備
- ・66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ
- ・66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備

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	大以时に発竜用原士炉を木脇系に9 つにめの設備。 備考
			ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)		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
		ATWS緩和設備 (代替制御棒挿	制御棒駆動機構	運転及び起動	第22条	「第22条 制御棒のスクラム機能」で整理
		入機能)による制 御棒緊急挿入	制御棒駆動水圧系配管	建和及び起到	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
7		原子炉再循環ポ ンプ停止による原	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	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
1 0			非常用交流電源設備	建粒及び起動	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
ト ラ		ATWS緩和設備 (自動減圧系作 動阻止機能)によ	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	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
イン系	原子炉保護系	動阻立機能力による原子炉出力急 上昇防止	非常用交流電源設備	LOHA)	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
故障			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
時			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	ほう酸水注入系 配管・弁	運転及び起動	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
		(特による原士が出力抑制)	非常用交流電源設備	運転及び起動	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)	非常用交流電源設備	運転及び起動	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理

/A det	機能喪失を	1	1	表 【1.2/45余 原士炉 適用される		カ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	想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	原子炉の状態	保安規定	備考
			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		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		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)
_		原子炉隔離時冷 却系による発電	補給水系配管] N-IT /] N-I - I - O-IVII a[gago] PA	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
重 大		用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	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)
事 故			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)
等			復水給水系配管・弁・スパージャ		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
処			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)
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
設			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
計基			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
準拡			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
張			サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理
			高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ		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	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。)		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		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		第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理

分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段	上了刀光电例25分 里入争成等对处設備定理 LCO対象SA設備	道用される 原子炉の状態	保安規定	カ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】 備考
	想走 9 るDB設備		ー 高圧代替注水系ポンプ	原士炉の状態	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	1	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	1	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	 運転,起動及び高温停止(原	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)
		の中央制御室からの操作による	燃料プール補給水系 弁	子炉圧力が1.04MPa[gage]以 上かつ原子炉起動時に実施	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)
		発電用原子炉の 冷却	原子炉冷却材浄化系 配管	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(系に含まれる)
			復水給水系 配管・弁・スパージャ		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)
フロ			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)
ا ک			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)
5	高圧炉心スプレイ系		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)
イン	原子炉隔離時冷却系		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)
系故			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)
時			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 「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、必要な電動弁の手動操作用レパ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(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)
		の現場操作によ る発電用原子炉	高圧代替注水系(注水系)配管・弁	子炉圧力が1.04MPa[gage]以 上かつ原子炉起動時に実施	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)
		の冷却	補給水系 配管	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(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)

分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段	上了刀光电別之方別。主人争成寺外处設開登堡 LCO対象SA設備	近	保安規定	カ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】
	35.た 9 るひ口放っ		原子炉隔離時冷却系ポンプ	原于产00人感	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
			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		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
	全交流動力電源	原子炉隔離時冷 却系の現場操作	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	第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
	常設直流電源系統	による発電用原 子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管·弁	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)
		1 19 057 [124]	補給水系 配管) OXETANEBUNG 1 BX/	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		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		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		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		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)
ポート		代替交流電源設	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)
ト 系		備による原子炉 隔離時冷却系へ の給電	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)
故障			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)
時			復水給水系 配管・弁・スパージャ		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」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		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
	全交流動力電源		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
			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		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		第41条	「第41条 原子炉隔離時冷却系」で整理(系に含まれる)
		一 柳 副 小 共 士 大	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)
		可搬型代替直流 電源設備による	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	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 却系への給電	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	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) OXETANEBON I BX	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		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

分類	機能喪失を	女川原 対応手段	于刀笼電所2号炉 里入事故等对処設備登埋 LCO対象SA設備	適用される	保安規定	カ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】
73 896	想定するDB設備	73FU 3 FX	原子炉水位(広帯域)	原子炉の状態	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
		宫圧代恭注水系	原子炉水位(SA広帯域) 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
		の中央制御室か		子炉圧力が1.04MPa[gage]以上かつ原子炉配力が1.04mpa[gage]以上かつ原子炉型	66-13-1 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
		らの操作による 発電用原子炉の	原子炉圧力			「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)	y one in management y pay	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
監			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
		高圧代替注水系 の現場操作によ	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	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
び	_	の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉圧力	TyricIn Notwiral Balei リ 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
制御			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
			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
		原子炉隔離時冷	原子炉水位(SA燃料域)	ALTER ALEXANO DIMENT IN CON-	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
		却系の現場操作 による発電用原	原子炉圧力	子炉圧力が1.04MPa[gage]以 上かつ原子炉起動時に実施	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
		子炉の冷却	原子炉圧力(SA)	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
重			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
大 事			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
故等		ほう酸水注入系	ほう酸水注入系 配管・弁	1	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)
の進	_	による進展抑制 (ほう酸水注入)	原子炉圧力容器	運転, 起動及び高温停止	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)
展抑			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)
制			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 原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための設備】

43.46	機能喪失を			処改加登理衣 【1.3/4 適用される		炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備】
分類	想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	原子炉の状態	保安規定	備考
			代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)		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
		減圧の自動化	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)(C,Hの2個)	運転, 起動及び高温停止(原 子炉圧力が0.77MPa[gage]以	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	上)	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)
7			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)
ロン			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
ا ا			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」では手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
イン	自動減圧系		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(手動滅圧)」で整理(系に含まれる)
系故			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(手動滅圧)」で整理(系に含まれる)
障時	手動	手動操作による	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(手動滅圧)」で整理(系に含まれる)
ич		減圧(主蒸気逃がし安全弁)	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(「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動滅圧)」で他表を参照)
		がし女主弁)	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)
		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(手動滅圧)」で整理(系に含まれる)
	常設直流電源系統		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(手動滅圧)」で整理(系に含まれる)
		主蒸気逃がし安	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	- 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
			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(手動滅圧)」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)
		1成形凹1及	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)
サポ			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
İ			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)
系故		うにのまどう!!!	主蒸気系 配管・弁		66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動滅圧)」で整理(系に含まれる)
障時		高圧窒素ガス供給系(非常用)に	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	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(系に含まれる)
		よる窒素確保	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)
	_		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	1	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)
		ス供給系による 原子炉減圧	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(「66-3-3 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)
	ļ					I .

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 原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための設備】

	100 00 0 0		女川原子力発電所2号炉 重大事故等对		<u>16条 原子</u>	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
			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 ス供給系による	代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁	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(系に含まれる)
ポー	_	主蒸気逃がし安 全弁の背圧対策	常設代替交流電源設備	连私, 起勤及0.同温序正	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)
ト系			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)
故障			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)
時		代替直流電源設 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)
	全交流動力電源 常設直流電源	代替交流電源設	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(「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照)
		備による復旧	可搬型代替交流電源設備	建物、起動及び同温停止	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)
原の子			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
破炉		高圧溶融物放出 /格納容器雰囲	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(系に含まれる)
防 納	_	気直接加熱の防 止	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	建転、起動及い同値停止	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)
止容器			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		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)
インク		発電用原子炉の 減圧	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(「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)
L O C			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)
C T	_		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)
発生は			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)
一			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)
テ ム		原子炉冷却材の 漏えい箇所の隔 離	HPCS注入隔離弁	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
		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	原子炉建屋ブローアウトパネル	運転、起動及び高温停止	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パネル」で整理。)

A) ter	機能喪失を	1		:衣 【1.4/4/宋 原士別 【 適用される	1	: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】
分類	想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	原子炉の状態	保安規定	備考
			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
			サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理
		残留熱除去系(低	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)
		圧注水モード)に よる発電用原子	原子炉圧力容器	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)
		炉の冷却	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
			サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理
重		低圧炉心スプレ	低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ		第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理(系に含まれる)
大事		イ系による発電用原子炉の冷却	原子炉圧力容器	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)
故等		UT UL CO JU TL WILL	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
対処			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)
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
設計			残留熱除去系ポンプ	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	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
基 準 拡			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)
張			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(原 子炉停止時冷却 モード)による発	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)
		モート川こよる発 電用原子炉から の除熱	原子炉再循環系 配管・弁・ジェットポンプ	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	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。)	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

分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	30	保安規定	: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】 備考
	y = = 0,2,00		復水移送ポンプ	177 77 13 0 170	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	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	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)
		低圧代替注水系	高圧炉心スプレイ系 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	なった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフ	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)
		電用原子炉の冷	原子炉圧力容器	ロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合	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)
		회	常設代替交流電源設備	(2)原子炉内から全燃料が	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	取出され, かつプールゲート が閉の場合	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59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理
			直流駆動低圧注水系ポンプ		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
	水モード)		復水貯蔵タンク	運転, 起動及び高温停止	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理 (「66-4-2 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)」で他表を参照
7			補給水系 配管		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(系に含まれる)
Ĺ			直流駆動低圧注水系 配管・弁		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(系に含まれる)
ر ا ا		低圧代替注水系 (常設/値流駆動 低圧注水系ポプ ブによる発電用 原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ		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(系に含まれる)
イン			燃料プール補給水系 弁		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(系に含まれる)
系	区圧が心スプレイ来		原子炉圧力容器		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(系に含まれる)
故障			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(「66-4-2低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)」で他表を参照)
時			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)(直流駆動低圧注水系ポンプ)」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)(直流駆動低圧注水系ポンプ)」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)(直流駆動低圧注水系ポンプ)」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・注水用ヘッダ・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	運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換※	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	残留熱除去系 配管·弁	※:原子炉が次に示す状態と	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)
		(可搬型)による発電用原子炉の冷	原子炉圧力容器	なった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーバーフ	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)
		却	常設代替交流電源設備	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	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	が閉の場合	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)
			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
	L	ļ	クト 巾 刀 ス 川 电 /		おりず木	・カッペ を中田 / 1 ビルル电域(以口(生性

分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段	ナガル电が25万 主ハ事成寺が定設開金座 LCO対象SA設備		保安規定	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】
	10 AL 7 W = D IX III		原子炉補機代替冷却水系	17)(1 // 42 // (1)	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)
		常設代替交流電	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
		源設備による残	サプレッションチェンバ	実売 お動みが方沢原ル	第46条	「第46条 サプレッ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	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)
		IΒ	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)
サポ			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
	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系		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)
系	(原子炉補器冷却海水		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
障	系を含む。)		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)
時			低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
		常設代替交流電源設備による低	サプレッションチェンバ	'字== +1 科 コ + / 古 '	第46条	「第46条 サブレッションプールの水位」で整理
		圧炉心スプレイ 系の復旧	低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ	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	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。	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)
溶		低圧代替注水系 (常設)(復水移送	高圧炉心スプレイ系 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)
融炉		ポンプ)による残存溶融炉心の冷	燃料プール補給水系 弁	(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプール	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)
心 が		井 谷 熊 が 心 の ホ	原子炉圧力容器	ゲートが開の場合	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			常設代替交流電源設備	(2)原子炉内から全燃料が 取出され,かつプールゲート	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)
炉			可搬型代替交流電源設備	が閉の場合	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)
圧 カ			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)
容器	_		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)
内 に			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)
· 残 存			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)
する			ホース・注水用ヘッダ・接続口	運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換※	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)
場	(ばたい共分して	補給水系 配管·弁	※:原子炉が次に示す状態と	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)
合			残留熱除去系 配管・弁	なった場合は適用しない。	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)
		存溶融炉心の冷 却	原子炉圧力容器	(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	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	取出され, かつプールゲート が閉の場合	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)

 分類	機能喪失を	女川原 対応手段	子刀発電所2号炉 里大事故寺对処設備整理 LCO対象SA設備	適用される	□冷却材止 ┃ _{保安規定}	: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】 _{備考}
刀規	想定するDB設備	对心于权		原子炉の状態		
nuda.			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
溶 融			サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サブレッ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)
炉 心			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 が 存 原			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)
す子る炉	_	代替循環冷却系 による残存溶融	原子炉圧力容器	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(系に含まれる)
場圧		炉心の冷却	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)
合 力 容			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)
器 内			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)
(C			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)
		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	補給水系 配管・弁	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	66-4-1	「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)
フ			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)
ロン			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)
トラ			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)
イ ン	残留熱除去系(原子炉 停止時冷却モード)		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
系			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)
故障			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)
時			ホース・注水用ヘッダ・接続口	運転,起動,高温停止,冷温	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(可搬型)」で整理(系に含まれる)
			補給水系 配管・弁	停止及び燃料交換※	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	残留熱除去系 配管·弁	※:原子炉が次に示す状態と なった場合は適用しない。	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水(可搬型)」で整理(系に含まれる)
		(可搬型)による発 電用原子炉の冷	原子炉圧力容器	(1)原子炉水位がオーバーフ	66-4-3	「66-4-3 低圧代替注水(可搬型)」で整理(系に含まれる)
		却	常設代替交流電源設備	ロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合	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	(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	66-12-2	「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	N N N N N N N N N N N N N N N N N N N	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)
			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

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)
		常設代替交流電 源設備による残 留熟除去系(原子 炉停止時冷却	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
y			原子炉圧力容器	高温停止※1, 冷温停止及び 燃料交換※2	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)
ポ - - -			残留熱除去系 配管·弁	※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 一一水位付近で、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	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)
故障時					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 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】

八絎	機能喪失を	分片手机		サガル政備金柱及 1		最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】
分類	想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	原子炉の状態	保安規定	備考
重大		残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード)によ る発電用原子炉 からの除熱	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	高温停止※1、冷温停止及び燃料交換※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)原子炉水位がオーパーフ ロー水位付近で、かつブール ゲードが開の場合(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	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
事故等対処		残留熱除去系 (サプレッション プール水冷却 モード及び格納	残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)	運転,起動及び高温停止	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
設 備 (: 設	_	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(格納容器スプレイ冷却モード)	連転、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
計基			原子炉補機冷却海水ポンプ		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理
準 拡			原子炉補機冷却水ポンプ		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理
張			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・海水ストレーナ・サージタンク	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)
		原子炉補機冷却 水系(原子炉補機	原子炉補機冷却水系熱交換器		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)
		ホポパテアイ 冷却海水系を含む。)による除熱	貯留堰		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)
		む。川による味熟	取水口		第52条	「第52条 原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系」で整理(系に含まれる)
			取水路		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)
			海水ポンプ室		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
		原子炉格納容器 フィルタベント系 による原子炉格	原子炉格納容器フィルタベント系	運転, 起動及び高温停止	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」で整理
		納容器内の減圧 及び除熱(現場操 作含む。)	遠隔手動弁操作設備	左+44, 尼却及い同画庁上	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)
7			原子炉格納容器調気系 配管・弁		66-5-2	「66-5-2 耐圧強化ペント系」で整理(系に含まれる)
			遠隔手動弁操作設備		66-5-2	「66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理(系に含まれる)
ン ト ラ	残留熱除去系(原子炉 停止時冷却モード, サプ		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 サブレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁」で整理
イン	レッションプール水冷却 モード及び格納容器スプ	耐圧強化ベント	非常用ガス処理系 配管・弁		66-5-2	「66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理(系に含まれる)
系故	レイ冷却モード)	系による原子炉	排気筒	(実計・12番もなが言うと)	66-5-2	「66-5-2 耐圧強化ベント系」で整理(系に含まれる)
障時		格納容器内の減 圧及び除熱(現場	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(「66-5-2 耐圧強化ベント系」で他表を参照)
h-d		操作含む。)	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 (「66-5-2 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	「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	「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	「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	「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】

	100 (100		女川原士刀笼竜防2亏炉 里入事故		.5/48余 1	最終ビートジ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
			熱交換器ユニット		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 [)		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・除熱用ヘッダ・接続ロ		66-5-4 66-19-1	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」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(系に含まれる)
			原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク		66-5-4	「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		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)
		原子炉補機代替 冷却水系による 除熱	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)
ポープ	原子炉補機冷却水系		海水ポンプ室	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換	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)
ト系	/ 広フ には機会 サルケール		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)
故障	全交流動力電源		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)
時			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(サプレッ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】

	100 60 11		女川原子力発電所2号炉 重大事故		(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
			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
		1	サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」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)
重大		残留熱除去系 (格納容器スプレ	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)
事		イ冷却モード)に	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)
故等		よる原子炉格納 容器内の除熱	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
対			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
処設			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)
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
設			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
計			サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サブレッションブールの水位」で整理
基準		残留熱除去系 (サプレッション プール水冷却	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)
拡			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)
張		モード)によるサ	原子炉格納容器	建転、起勤及び同価管理	第43条	「第43条 格納容器および格納容器隔離弁」で整理
		ルの除熱	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	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		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 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	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)
炉			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)
心			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
損傷			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)
前			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)
のフ			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)
_	残留熱除去系(格納容	1	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)
ント	器スプレイ冷却モード)		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)
イン			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)
系故			ホース・注水用ヘッダ・接続口		66-19-1 66-6-2	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ I)」で整理(系に含まれる) 「66-6-2 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)
障		医乙桂松桃 亦四			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)
時		原子炉格納容器 代替スプレイ冷	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)
		却系(可搬型)に	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
		よる原子炉格納 容器内の冷却	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 (「66-6-2 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)
			代替所內電気設備		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)
		1	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)
		1	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
	L	L	7.11/11人//L电/// 电/// 电		あいい木	NOON ALBERT CANGERCALISTE

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】

			女川原子力発電所2号炉 重大事故		(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
			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)
	Ē		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
		常設代替交流電	サプレッションチェンバ	(字== +1=L フォグラ 1回 / jo .)	第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理
		源設備による残留熱除去系(格	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)
炉心		納容器スプレイ	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)
損		冷却モード)の復 旧	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)
傷前			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
o o	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。)		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
サポ	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水		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)
Τ̈́	系を含む。)		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
ト 系			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)
故		常設代替交流電	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
障 時		源設備による残	サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理
H-17		留熱除去系(サプレッションプール	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)
		水冷却モード)の	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)
		復旧	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)
			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)
		原子炉格納容器 代替スプレイ冷 却系原子炉格納容 器内の冷却	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		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)
炉			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)
心			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
損傷			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)
後			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)
のフ			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)
	残留熱除去系(格納容		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)
ント	器スプレイ冷却モード)		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
جَ ا			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)
イン			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)
系故			ホース・注水用ヘッダ・接続口		66-19-1 66-6-2	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ I)」で整理(系に含まれる) 「66-6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可機型)」で整理(系に含まれる)
障		原子炉格納容器	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)
時		代替スプレイ冷	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)
		却系(可搬型)に よる原子炉格納	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
		容器内の冷却	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 (「66-6-2 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)
		1	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)
		1	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
			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
		常設代替交流電	サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理
l			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)
炉心		納容器スプレイ 冷却モード)の復	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	建転、起勤及び同温停止	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)
損		がかたート)の復 旧	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)
傷 後	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。)		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
o o			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
サポ			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)
į į			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
ト			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)
故		常設代替交流電	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
時時		源設備による残	サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」で整理
		留熱除去糸(サブ	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)
		水冷却モード)の	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)
		復旧	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 重大事故等対処設備整理表 【1.7/50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段	女川原子力発電所2号炉 重大事故等対 LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
	TO ALL YOUR DEAL OF THE PARTY O		代替循環冷却ポンプ	77 7 VV	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
			サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サプレッ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)
		代替循環冷却系による原子炉格	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	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(系に含まれる)
		納容器内の減圧 及び除熱	ホース・接続口	建報、起動及び同温停止	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。)	l l	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
原			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)
子炉			フィルタ装置	運転、起動及び高温停止	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」で整理
格納			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ベント系」で整理
容器			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ベント系」で整理(系に含まれる)
の 過			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)
圧 破			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ベント系」で他表を参照)
損防			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ベント系」で整理(系に含まれる)
止		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 配管・弁		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)
		による原子炉格 納容器内の減圧	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)
		及び除熱(現場操 作含む。)	ホース・注水用ヘッダ・接続ロ		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 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 サブレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁」で整理
			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	「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ベント系」で他表を参照)
			常設代替直流電源設備		66-12-4	「66-12-4 常設代替直流設備」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)
			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ベント系」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ベント系」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・接続ロ		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)
		不活性ガス(窒素)	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・弁	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(系に含まれる)
		旦沃	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(「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			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
子 炉			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)
格納			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)
容器		負圧破損の防止	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)
の 過	_		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
圧 破			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
損防			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
正			燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理

分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段		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】								
		7170 1 12	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考						
			復水移送ポンプ		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)						
		原子炉格納容器	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)						
		下部注水系(常 設)(復水移送ポ	燃料プール補給水系 弁	実売 お動みが方沢原し	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)						
		ンプ)による原子 炉格納容器下部	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						
		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)						
			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)						
原子			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)						
炉格			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						
納容	_		サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サブレッ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)」で他条文を参照)						
器下			残留熱除去系 熱交換器・配管・弁・ストレーナ	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(系に含まれる)						
部に		原子炉格納容器 下部注水系(常 設) (代替循環内 却ポンプ(表 頭子炉格納容器 下部への注水	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)						
落下			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						
た			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						
溶融			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)						
炉心			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)						
の冷			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						
却			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・注水用ヘッダ・接続口		66-7-3 66-19-1	「66-7-2 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 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 下部注水系(可搬	補給水系 配管・弁		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)						
		型)による原子炉格納容器下部へ	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						
		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 (「66-7-3 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	タ川原丁刀光电別と写が 里入争収等列列 LCO対象SA設備	道用金埋衣 【1.6/31 適用される 原子炉の状態	保安規定	- 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】
	,_ ,		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 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」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)
		原子炉格納容器	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)
		代替スプレイ冷 却系(常設)によ	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)
		る原子炉格納容器下部への注水	燃料プール補給水系 弁	连拉, 应到及0.同温厅正	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)
		加工工品。407.11	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)
			所內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)
原子			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)
炉格			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
納容			サプレッションチェンバ	運転. 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サプレッ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)
器下			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)
部に			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)
落下		代替循環冷却系 による原子炉格 納容器下部への 注水	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)
Ĺ			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
た溶			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)
融炉			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)
心の			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)
冷 却			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 66-19-1	「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) 「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	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)
		代替スプレイ冷 却系(可搬型)に	スプレイ管	運転, 起動及び高温停止	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)
		よる原子炉格納 容器下部への注	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
		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 (「66-6-2 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			
			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)			
		低圧代替注水系 (常設)(復水移送	高圧炉心スプレイ系 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)			
			燃料プール補給水系 弁	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)」で整理(系に含まれる)			
		の注水	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)			
溶			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)			
融炉			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)			
心の			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)			
原子	-		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)			
炉格			ホース・注水用ヘッダ・接続口		66-4-3 66-19-1	「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)」で整理(系に含まれる)			
納容			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)			
器下		低圧代替注水系 (可搬型)による原 子炉圧力容器へ の注水	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)			
部へ			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)			
の 落			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)			
下遅			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)			
延			代替所內電気設備		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)			
防			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)			
止			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			
			サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サプレッ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)			
		代替循環冷却系 による原子炉圧	原子炉圧力容器	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(系に含まれる)			
			原子炉補機代替冷却水系	注和, 起到 从 0 同温序业	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	メ川原丁刀光电別と与か 主八争以寺列を LCO対象SA設備	<u>適用金埋衣 【1.6/31</u> 適用される 原子炉の状態	保安規定	P格納谷器下部の浴融炉心を冷却するための設備】 横考
	想定するDB設備		高圧代替注水系ポンプ	原子炉の状態	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)
溶			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)
融			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)
心の			高圧炉心スプレイ系 配管・弁	運転,起動及び高温停止(原	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	_	高圧代替注水系 による原子炉圧 力容器への注水	燃料プール補給水系 弁	子炉圧力が1.04MPa[gage]以 上かつ原子炉起動時に実施	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)
炉炉			原子炉冷却材浄化系 配管	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(系に含まれる)
納納			復水給水系 配管・弁・スパージャ		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)
容器下			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)
部			所內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)
落下			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)
遅 延			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)
防			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)
止			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 による原子炉圧	ほう酸水注入系貯蔵タンク	運転, 起動及び高温停止	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
		力容器へのほう	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)
		酸水注入	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】

			女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設		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
			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
		可加空至糸ハヘ	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 于	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	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(系に含まれる)
		水素爆発防止	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)
-1k		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		66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」で整理
水素爆			フィルタ装置出口放射線モニタ	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(「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」で他表を参照)
発			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)
よる	遊り	濃度による原子 炉格納容器内の	格納容器內水素濃度(D/W)	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(「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)
原子			格納容器內水素濃度(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 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)
炉格	_	格納容器内雰囲 気計装による原 子炉格納容器内	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(「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)
納容			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 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)
器の			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
破損		の水素濃度及び 酸素濃度監視	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
防止			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)
1 -			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
		代替電源による 必要な設備への	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
			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】

	1# 6c + a -		女川原子力発電所2号炉 重大事故等対処設		: 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
			静的触媒式水素再結合装置	停止及び燃料交換器	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 再結合装置によ る水素濃度抑制	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	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	ゲートが開め場合 (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閉止装置については、「表66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル」で整理
水素濃度制御による原子炉	-	原子炉建屋内の 水素濃度監視	原子炉建屋内水素濃度	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	66-8-2	「66-8-2 原子炉建屋内の水素濃度」で整理
建 建 屋		代替電源による必要な設備への	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※ ※: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	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
等の			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
損傷			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
防止		給電	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	が閉の場合	66-12-5	「66-12-5 可搬型代替直流電源設備」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
		原子炉格納容器フィルタベント系	フィルタ装置出口側圧力開放板	運転, 起動及び高温停止	66-5-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタベント系」で整理
		による原子炉格納容器内の水素	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ベント系」で整理(系に含まれる)
		の排出	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)

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】

₩₩₩₩₩₩		メ川原丁刀光电別25万 里八字以		1.11/34末	使用済然科ノールの介ವ寺のための設備』
機能設大を 想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	週用される 原子炉の状態	保安規定	備考
		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)
	歴史コール 仕禁	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)
	注水系(常設配	ホース・注水用ヘッダ・接続ロ	使用済燃料プールに照射さ	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(系に含まれる)
	燃料プールへの	燃料プール冷却浄化系配管・弁	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)
確の動吟主で(峻料プ	江水	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)
ル水の補給)		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)
がなれる かりはぬりを 10分		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)
	による使用済燃	ホース・注水用ヘッダ	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(系に含まれる)
	水	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)
_	使用済燃料プー ルからの漏えい 抑制	サイフォン防止機能	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 燃料ブール代替注水系」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 燃料プールスプレイ系」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)
	燃料プールスプ	ホース・注水用ヘッダ・接続口		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(系に含まれる)
	管)による使用済	燃料プール冷却浄化系配管・弁	使用済燃料プールに照射さ れた燃料を貯蔵している期間	66-9-2	「66-9-2 燃料プールスプレイ系」で整理(系に含まれる)
	スプレイ	スプレイノズル		66-9-2	「66-9-2 燃料プールスプレイ系」で整理
		使用済燃料プール		66-9-2	「66-9-2 燃料プールスプレイ系」で整理(系に含まれる)
_		燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-9-2 燃料プールスプレイ系」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(「66-9-2 燃料プールスプレイ系」で他表を参照)
	### #시크	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)
	レイ系(可搬型)	スプレイノズル	使用済燃料プールに昭射さ	66-9-2	「66-9-2 燃料プールスプレイ系」で整理
	料プールへのス	ホース・注水用ヘッダ		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) 「66-9-1 大容量送水ポンプ(タイプ I)」で整理(系に含まれる)
	1777	使用済燃料プール		66-9-2	「66-9-2 燃料プールスプレイ系」で整理(系に含まれる)
		燃料補給設備		66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (「66-9-2 燃料プールスプレイ系」で他表を参照)
	機能喪失を 想定するDB設備 残留熱除去系(燃料プールの補給) 燃料プール冷却浄化系	### ### ### ### ### ### ### ### ### ##	機能喪失を 想定するDB設備	機能乗失を 制定するDB設備	## 現実するDB設備

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】

	100 60 10 6		メ川原ナノ発電所25分 里入事故		1.11/54余	使用済燃料フ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			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)
済燃			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
料プ			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)
いル			ホース		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)
発か 生ら	_	大気への放射性 物質の拡散抑制	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(「66-10-1 大気への放射性物質の拡散抑制」で他表を参照)
時の 大			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)
量 の			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)
水の			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)
漏 え			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		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 使用済燃料ブール監視設備」で整理
事故			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 使用済燃料ブール監視設備」で整理
等時			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 使用済燃料ブール監視設備」で整理
に のお			使用済燃料プール監視カメラ		66-9-4	「66-9-4 使用済燃料ブール監視設備」で整理
監視使		代替電源による 給電	常設代替交流電源設備	使用多燃料プールに昭射さ	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理
用			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
済燃			所內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
料 プ			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
ル			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
る 使 水 用			燃料プール冷却浄化系ポンプ		66-9-3	「66-9-3 使用済燃料ブールの除熱」で整理
蒸済気燃			燃料プール冷却浄化系熱交換器		66-9-3	「66-9-3 使用済燃料ブールの除熱」で整理
に料よプ		燃料プール冷却			66-9-3	「66-9-3 使用済燃料ブールの除熱」で整理(系に含まれる)
る一悪ル	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水	浄化系による使 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	66-9-3	「66-9-3 使用済燃料ブールの除熱」で整理(系に含まれる)
影か響ら	系含む)	の除熱	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)
の発防生			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)
止す			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】

	機能喪失を	1		設備整埋表 【1.12/55 適用される		「 「 「 「 「 「 「 「 」 「 」 「 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し
分類	想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	原子炉の状態	保安規定	備考
又炉 は心			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)
使の 用著			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)
済し燃い			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)
料損プ傷			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
及 損ルび	_	大気への放射性 物質の拡散抑制	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)
傷内原 の子	_		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)
燃炉 料格			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)
体納 等容			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)
の器 著の			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)
し 破 い 損		海洋への放射性 物質の拡散抑制	シルトフェンス	運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換	66-10-2	「66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理
原子			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)
炉建			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)
屋周			ホース		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)
空に			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
機お燃け	_		泡消火薬剤混合装置		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
料る 火航		への泡消火	貯留堰	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)
災空機			取水口	I	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)
會 突			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)
に よ			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)
航航			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)

	機能喪失を			別2位は開発性及 【III 適用される		直大事故等の収束に必要となる水の供給設備】 ────────────────────────────────────
分類	想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	原子炉の状態 連転,起動,高温停止,冷温	保安規定	備考
		原子炉冷却材圧 カバウンダリ高 圧時の原子炉圧	復水貯蔵タンク	連転、 ke助, 向 二 p・ル 7 / 二 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	66–11–1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
		力容器への注水	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	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)	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
			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
	サプレッション・チェンバ		復水貯蔵タンク	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次に示す状態と なった場合は適用しない。	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理
復水貯蔵タンな		原子炉冷却材圧 カパウンダリ低 圧時の原子炉圧 力容器への注水	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	(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、かつブールゲートが閉り場合	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
クを水源と			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
した対応		原子炉格納容器内の冷却		連転 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 が即の場合	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
	-	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク	連転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換※ ※:原子炉が次恒赤す状態と 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 が開の場合	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)	'문부' 선택·표·((숙영년·)	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
サプレ		原子炉冷却材圧 カバウンダリ高	サプレッションチェンバ	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブレッションプールの水位」で整理
源。		圧時の原子炉圧 力容器への注水	高圧炉心スプレイ系(高圧炉心スプレイ系ポンプ)	左+4, だ対及い同温だ工	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
i.	復水貯蔵タンク	原子炉冷却材圧	サプレッションチェンバ		第46条	「第46条 サブレッションプールの水位」で整理
がチ		カバウンダリ低圧時の原子炉圧	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
応ェバ		力容器への注水	低圧炉心スプレイ系(低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

分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
サプレ	復水貯蔵タンク	原子炉冷却材圧カパ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
ッシ		原ナ炉恰納谷裔	サプレッションチェンバ	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブレッションプールの水位」で整理
ョン			残留熱除去系(残留熱除去系ポンプ)	理転, 応期及い高温学正	第39条	「第39条 非常用炉心冷却系その1」で整理
チェ	-	原子炉圧力容器 への注水及び原 子炉格納容器内	サプレッションチェンバ	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブレッションプールの水位」で整理
ンバを水源とした対応			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
			サプレッションチェンバ	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブレッ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	代替循環冷却系(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
			原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)		66-7-2	「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

	機能喪失を	_		対処設偏登埋表 【1.1 適用される		重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】 T
分類	機能を大を 想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	原子炉の状態	保安規定	備考
			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)
		大容量送水ポン プ(タイプ I)によ	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)
		る送水	ホース・注水用ヘッダ・接続ロ	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
	復水貯蔵タンク		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
淡水貯水槽を水	サブレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧 カパウンダリ低 吐時の原子炉圧 力容器への注水		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 が関の場合	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)
源 と し		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)(大容量送水ボンプ(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 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)
た 対		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	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ベント系」で他表を参照)
応			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)
			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 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
	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)	停止及び燃料交換 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)
		下部への注水	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)		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)
			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	66-9-1 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
		使用済燃料プー	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 66-19-1	「66-9-1 燃料ブール代替注水系」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
	_	ルへの注水/ス プレイ	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)		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
			燃料ブールスプレイ系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプ I), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ, スプレイノズル等)		66-9-2 66-19-1	「66-9-2 燃料ブールスプレイ系」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

			女川原丁刀笼电师25岁 里入争议寺		3/50余 5	直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
			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
			ホース延長回収車	運転,起動,高温停止,冷温 停止燃料交換及び使用済燃	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	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(系に含まれる)
		T = = 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	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)
		大容量送水ポンプによる送水(各	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)
		種注水)	ホース・注水用ヘッダ・接続ロ	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 66-11-3 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(「66-11-3 海水移送設備」で他表を参照)
海		大容量送水ポン プによる送水(各種供給)	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
を水			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
源と			ホース延長回収車	各表で要求される期間	66-19-1 66-19-2	各表の系に含まれる
L			貯留堰	各表で要求される期間	66-19-1 66-19-2	各表の系に含まれる
た対			取水口		66-19-1 66-19-2	各表の系に含まれる
応			取水路		66-19-1 66-19-2	各表の系に含まれる
			海水ポンプ室		66-19-1	各表の系に含まれる
			ホース・接続ロ	各表で要求される期間	66-19-2 66-5-4 66-10-1 66-11-3 66-19-1 66-19-2	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(「66-11-3 海水移送設備」で他表を参照)
				運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換※		
		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	低圧代替注水系(可搬型)(大容量送水ポンプ(タイプ I)、 (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	66-19-1 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)	運転, 起動及び高温停止	66-19-1 66-6-2	「66-19-1 大容量送水ポンブ(タイブ I)」で整理 「66-19-1 大容量送水ポンブ(タイブ 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)

	機分: 南 片 ナ		女川原子力発電所2号炉 重大事故等		3/56条 重	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	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 66-7-3	「66-19-1 大容量送水ポンブ(タイブ I)」で整理 「66-19-1 大容量送水ポンブ(タイブ I)」で整理(系に含まれる) 「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)
		下部への注水	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)		66-19-1 66-6-2	「66-19-1 大容量送水ポンブ(タイブ I)」で整理 「66-19-1 大容量送水ポンブ(タイブ 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)
			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)		66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料ブール代替注水系」で整理 「66-9-1 燃料ブール代替注水系」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 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ I)」で整理(系に含まれる)
		使用済燃料プールへの注水/ス	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)	使用済燃料プールに照射さ	66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料ブール代替注水系」で整理 「66-9-1 燃料ブール代替注水系」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 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイプ I)」で整理(系に含まれる)
		プレイ	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), ホース延長回収車, ホース・注水用ヘッダ・接続口, スプレイ/ズル等)	れた燃料を貯蔵している期間	66-9-2 66-19-1	「66-9-2 燃料ブールスプレイ系」で整理 「66-9-2 燃料ブールスプレイ系」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 「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系(可搬型)(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, スプレイノズル等)		66-9-2 66-19-1	「66-9-2 燃料ブールスプレイ系」で整理 「66-9-2 燃料ブールスプレイ系」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 「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。)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。)(原子炉補機冷却水ボンブ及び原子炉補機冷却海水ボンブ)	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
海	_	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 66-19-1	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水系」で整理
を水		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」で他多を参照)
源と			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)
し た			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
対 応			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(「66-10-1 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	「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)
			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
			泡消火薬剤混合装置		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	ホース	運転,起動,高温停止,冷温	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)
		への泡消火	貯留堰	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)
		1	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となる水の供給設備】

	1# Ar == 4. +	,	女川原子力発電所2号炉 重大事故等 	3/56条 重	<u> </u>		
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	
とン入ほ しク系う たを貯酸	_	原子炉圧力容器へのほう酸水注	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	
対水蔵水応源タ注		水	ほう酸水注入系(ほう酸水注入系ポンプ)	AETAI REMINO INIMETI AE	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		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)	
		淡水貯水槽を水	大容量送水ポンプ(タイプ I)	運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換(原子炉が	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)	
		源とした大容量 送水ポンプ(タイ	ホース延長回収車	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	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		プ I)による復水 貯蔵タンクへの補 給	ホース・注水用ヘッダ・接続口	で、かつプールゲートが開の 場合 (2)原子炉内から全燃	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)	
貯 蔵		752	補給水系 配管·弁	料が取出され,かつプール ゲートが閉の場合)	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)	
タンク			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)	
水水		海を水源とした大 容量送水ポンプ (多ない)ではよる 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)	
を 補	_		大容量送水ポンプ(タイプ I)	運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換(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)	66-19-1	「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)	
給す			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)	
る た			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)	
め の			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)	
対 応			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			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)	
貯水			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)	
槽へ		海丸ル海 ロナナ	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)	
水 ccを	_	海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ Ⅱ)による		運転,起動,高温停止,冷温	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)	
応補給		淡水貯水槽への	取水口	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)	
する		110-244	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)	
ため			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)	
の 対			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となる水の供給設備】

	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	
		高圧炉心スプレ イ系の水源の切 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)	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のための水源」で整理	
			サプレッションチェンバ	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サプレッションプールの水位」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	
			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)	
		淡水から海水へ の切替え(復水貯			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)	
		蔵タンクへ補給する水源の切替え		運転,起動,高温停止,冷温	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)	
水		る水源の切替え (淡水貯水槽から 補給している場 合))	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)	
源を切り			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)	
切 り 替			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)	
える			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)	
ための対応			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)原子炉が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(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	
			サプレッションチェンバ	運転, 起動及び高温停止	第46条	「第46条 サブレッションプールの水位」で整理	
		部水源への切替え(外部水源(復 人水時酸水次)から内が高水源(サブ ら内がヨンチェンパ)への切替え、 (水)の切替え、 (水)の切替え、	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)	66-4-1	「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	

			女川原十刀完電所2		心設備登理	E表 【1.14/57条 電源設備】
分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
			非常用ディーゼル発電機	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
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	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デイタンク	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
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンク	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
		非常用交流電源 設備による給電	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	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
重			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)
大 事 故			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	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)
等 対	-		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
<u>処</u> 設 備			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)
設			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	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)
基準			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
拡張			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
		非常用直流電源 設備による給電	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	
			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	
		常設代替交流電源設備による給電	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)	
代 替	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)		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)	
交流			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		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 設			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)	
備に			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	
よ る 給			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)	
電			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)	
		可伽那丛林衣茨	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)	
		可搬型代替交流 電源設備による 給電	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)	
			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)	

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
			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
				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
代替		所内常設蓄電式 直流電源設備に	120V 尤 电 奋 Z A	停止及ひ燃料父孾	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理
直流		よる給電		運転, 起動, 高温停止, 冷温 停止及び燃料交換		「66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備」で整理
電源	非常用交流電源設備		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)
備に	(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備		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)
よる給				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
電		常設代替直流電源設備による給	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
		雷		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)

			女川原十刀発電所2		心設備登理	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
			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 可搬型代替交流電源設備」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)
代			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)
替直	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	可搬型代替直流 電源設備による 給電	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)
流電源			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)
設 備	非常用直流電源設備 (常設直流電源系統喪		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)
による	失)		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)
給電			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)~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)

	機能喪失を		I	ラル 里人争以寺刈り 適用される		表 【1.14/57条 電源設備】
分類	想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	原子炉の状態	保安規定	備考
				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
				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
人 代 替				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
所内				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
電 気 設	非常用所内電気設備	代替所内電気設	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
備に	非市用川州电 X1改開	備による給電		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
よ る 給			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
電				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
				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)
				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)
				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
				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
燃				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
料補	_	燃料補給設備に よる補給		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)
給				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)
				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	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 「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	
視 機 能	1	代替パラメータに よる推定	重要代替計器 「1.15/58条 計装設備②」参照	各計器が要求される原子炉 の状態に従う	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	
喪失	計器の計測範囲(把握	代替パラメータに よる推定	重要代替計器 「1.15/58条 計装設備②」参照	各計器が要求される原子炉 の状態に従う	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	
時	能力)を超えた場合	可搬型計測器による計測	可搬型計測器	運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換	66-13-3	「66-13-3 可搬型計測器」で整理	
		代替電源(交流)	常設代替交流電源設備	運転,起動,高温停止,冷温	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備」で整理	
計		からの給電	可搬型代替交流電源設備	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	
器電			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	
源喪	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	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	
失時			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	
'		代替所内電気設 備による給電	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	
		可搬型計測器による計測	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	
_	_	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)	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	
補助			6-2D母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理	
パラ			6-2H母線電圧		66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理	
ý I			4-2C母線電圧	運転,起動,高温停止,冷温	66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理	
9			4-2D母線電圧	停止及び燃料交換	66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理	
電源	_	_	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	
関係			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	
Ü			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	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	
メ の 他 タパ			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	
他タパ ~~ラ そ			代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力	注44, 此别从い同/画学生	66-13-2	「66-13-2 補助パラメータ」で整理	

		女川原十刀発電所2号炉 里	<u> </u>	生	0/00米
分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備([]記載)※ ※LCO対象SA設備(代替パラメータ)の機能を満足す る確認計器として記載、運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、 代替パラメータが複数あることを示す	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉圧力 容器内の温 度	原子炉圧力容器温度	①主要バラメータの他の検出器 ②原子炉圧力(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(SA広帯域) 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った場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーパーフ ロー水位付近で、かつプール ゲートが開の場合 取出され、かつブールゲート 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
原子炉圧力容器内の圧	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	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
д	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(燃料域) ③原子炉水位(8燃料域) ③原子炉水位(8水板) ③原子炉水位(8水料域) ③原子炉下力容器温度	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
原子炉圧力水容器内の水	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	①主要バラメータの他チャンネル ②原子炉水位(SA広帯域) ②高手炉水位(SA広帯域) 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(残留熱除去系へ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高圧が開た場所と対して流量 ③高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③強性原心スプレイ系ポンプ出口流量 ④原子炉圧力(SA) ④原子炉圧力(SA)	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	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
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 残留熱除去系へ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ブ出口流量 ②(南子炉隔離時冷却系ポンブ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンブ出口流量 ②選番熱除去系ポンブ出口流量 ②残留熱除去系ポンブ出口流量 ②残留熱除去系ポンブ出	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	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

	1	メ川ホーカ元电川25万 3		-T-IX 1	07 00 X 11 X X X III 2 X
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
	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広帯域)	運転, 起動及び高温停止※ ※原子炉圧力が1,04MPa[g age]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ライン洗浄流量) 機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広帯域)	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
	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
原子炉圧力 容器への注	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
水量	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(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
	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[g age]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、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)原子炉水位がナーバーフ ロー水位付近で、かつプール	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
	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)	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	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

		女川原士刀宪電所25岁 里	<u> </u>	<u> </u>	5/ 50 未 引表改幅 2 1
分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA股備 自主対策股備([]記載)※ ※LCO対象SA股備(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
	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)	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウェル水位 ③ドライウェル温度 ③ドライウェル温度 ③ドライウェル圧力 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
原子炉格納容器への注	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ドライウェル水位 ②ドライウェル温度 ②ドライウェル圧力 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
水量	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ドライウェル水位 ②ドライウェル温度 ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	歴44、た到及い同。原で上	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ドライウェル水位		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
	ドライウェル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウェル圧力 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
原子炉格納 容器内の温 度	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サプレッションブール水温度 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
IX	サプレッ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
原子炉格納 容器内の圧	ドライウェル圧力	①圧力抑制室圧力②ドライウェル温度③ビドライウェル圧力	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
力	压力抑制室圧力 	①ドライウェル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③[圧力抑制室圧力]	AETA, 心効めい同原げ止	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

		女川原十刀発電所2号炉 9	E八字以子/7, 20以 师正	生化 [1]	5/ 50 朱 们表的佣仓1
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
	圧力抑制室水位	①主要バラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ②廃留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系へ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原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量 ②原子炉格納容器であた。 ②原子炉格納容器であた。 ②原子炉格納容器であた。 ③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 位	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(残留熱除去系へッドスプレイ ライン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系日系格納容器 冷却ライン洗浄流量) ②原子炉格納容器代替スプレイ流量 ②作者循環冷却ポンブ出口流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 3種水貯蔵タンク水位	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
	ドライウェル水位	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(残留熱除去系へッドスプレイ ライン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系日系格納容器 冷却ライン洗浄流量) ②原子炉格納容器代替スプレイ流量 ②作者循環冷却ポンブ出口流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 3種水貯蔵タンク水位		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
	格納容器內水素濃度(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
原子炉格納 容器内の水 素濃度	格納容器內水素濃度(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
	格納容器內雰囲気水素濃度	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) ②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	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
射線量率	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]		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任制御棒位置指示系〕	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
ガスは血扰	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

		メ川ホーカ元电川と与か 3		生以 [1.1	
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股備 ※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
	サプレッ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
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①サプレッ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
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷 却系)	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広帯域) ③原子炉圧力容器温度	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ドライウェル水位 ②ドライウェル温度 ②ドライウェルほカ 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
	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		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ドライウェル圧力 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
ンクの確保	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	·李···································	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
(原子炉格納容器フィルタ ベント系)	フィルタ装置水温度	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
	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		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格納容器內水素濃度(D/W) ①格納容器內水素濃度(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サプレッションブール水温度	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
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	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	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	取出され,かつプールゲート 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
	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)		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)	原子炉圧力	①主要バ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(燃料域) ③原子炉水位(SA(燃料域) ③原子炉圧(SA(燃料域) ③原子炉圧力容器温度	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
	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(悠料域) ③原子炉水位(悠れ帯域) ③原子炉水位(84広帯域) ③原子炉水位(84広帯域) ③原子炉圧) ③原子炉圧力容器温度		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

		女川原士刀発電所2号炉 9	E八字以子/7/20以 / II 正	生权 [1.1	0/00米 引表改编写》
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】※ LO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	ドライウェル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウェル圧力	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
態)	ドライウェル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウェル温度 ③ドライウェル圧力〕		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}		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{工リア放射線モニタ]	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]		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	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(残留熱除去系へッドスプレイ 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)高原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (1)高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 (2)高圧保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)直流駆動低圧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)高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 (2)復水移光がプ出口圧力 (2)復水移光がプ出口圧力 (3)原子炉水位(広帯域) (3)原子炉水位(広路域) (3)原子炉水位(SA広帯域) (3)原子炉水位(SA広帯域)	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)原子炉水位がオーパーフロー水位付近で、かつプ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	66–13–1	「66-13-1 主要パラメータおよび代替バラメータ」で整理
	圧力抑制室水位	①主要バラメータの他チャンネル ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②残留熱除表来ポンプ出口流量 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低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	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ンネル 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、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	66-8-2	「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)

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ンネル 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ドライウェル圧力 ②アナ加刺率圧力	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使用済燃料ブール水位/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) 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	使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)	①使用済燃料ブール水位/温度(ヒートサーモ式) 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) ②使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プールに照射さ	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)
プールの監視	を 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) ①使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式) ②使用済燃料プール監視カメラ	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) ①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(「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】

	撒 松 市 ナ ナ	1	女川原子力発電所2号炉 重大事故等 T			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		遮蔽(建物の る基本方針4.	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 3-(1))		
			中央制御室送風機		66-14-1	「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]	1	66-14-1	「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	「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	「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	運転,起動,高温停止,炉心 変更時※又は原子炉建屋原	66-14-1	「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	子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	遮蔽(建物の る基本方針4.	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 3-(1))		
			中央制御室待避所加圧設備(空気ボンベ)	※:停止余裕確認後の制御 棒1本の挿入・引抜を除く。	66-14-1	「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(配管·弁)		66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性確保」で整理(系に含まれる)		
		居住性の確保	差圧計(中央制御室待避所用)		66-14-1	「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	「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	「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	「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)	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(「66-14-1 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	「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	「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)		
			可搬型照明(SA)		66-14-1	「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	「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	「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	「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	「第51条 非常用ガス処理系」で整理		
			非常用ガス処理系配管・弁		第51条	「第51条 非常用ガス処理系」で整理(系に含まれる)		
		被ばく線量の低	排気筒	運転, 起動及び高温停止	第51条	「第51条 非常用ガス処理系」で整理(系に含まれる)		
		減	原子炉建屋原子炉棟		第49条	「第49条 原子炉建屋」で整理		
			原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置		66-14-2	「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	「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	「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 重大事故等対処設備整理表【1.17/60条 監視測定設備】

	1111 65 11		メ川原丁刀先电別25		又開金生衣	2 【1.17/60条 監視測定設備】
分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
	モニタリングポスト(放射		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
放射性物質	線量の測定)	測定	データ処理装置		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理(系に含まれる)
の濃度及び 放射線量の	放射能観測車(空気中	空気中の放射性	可搬型ダスト・よう素サンプラ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
測正	放射性物質の濃度の測定)		γ線サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
	Æ/	百州足	β 線サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
風向,風速その他の気象		丸豕観測垻日の	代替気象観測設備		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
	測定)	代替測定	データ処理装置		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理(系に含まれる)
			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
	_	放射線量の測定	データ処理装置		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理(系に含まれる)
			電離箱サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			可搬型ダスト・よう素サンプラ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
		放射性物質の濃 度(空気中, 水	γ線サーベイメータ	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
放射性物質	_	中, 土壌中)の測 定	β 線サーベイメータ	17 E X 0 7 M 47 X 1X	66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
の濃度及び 放射線量の			α線サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
測定			小型船舶		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			可搬型ダスト・よう素サンプラ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
	_	海上モニタリング	γ線サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
		海エピーグリング	β 線サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			α線サーベイメータ		66-15-1	「66-15-1 監視測定設備」で整理
			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
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 重大事故等対処設備整理表【1.18/61条 緊急時対策所】

			女川原士刀筅電所2方		文佣 全理衣	~【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 る基本方針4.	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3-(1))
			緊急時対策所非常用送風機	運転,起動,高温停止,冷温	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	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(空気ボンベ)	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)	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。	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
	_	必要な指示及び 通信連絡	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)
			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 重大事故等対処設備整理表【1.18/61条 緊急時対策所】

分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	が <u>主八事以号/7/2</u> 適用される 原子炉の状態	保安規定	(1.18/01宋 系忌時刈束/所) 備考																																		
	忠正するDD設備		ガスタービン発電機	原士炉の状態	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)																																		
	緊急時対策所	代替電源設備か	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	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(系に含まれる)																																		
-	全交流動力電源	らの給電	ガスタービン発電機接続盤		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(「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				66-12-6	「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)																																
			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																																		
			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																																		
			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									<u>a</u>	<u>()</u>))	屋)	屋)	7)	屋)	:屋)	屋)	屋)	.屋)	≧屋)	建屋)	建屋)	建屋)	屋)	量屋)	(建屋)	· 衰建屋)	(建屋)	(建屋)	建屋)	建屋)	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 重大事故等対処設備整理表【1.19/62条 通信連絡設備】

分類	機能喪失を 想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
			衛星電話設備(固定型)		66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
			無線連絡設備(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
		発電所内の通信	携行型通話装置	運転,起動,高温停止,冷温	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理
	_	連絡	安全パラメータ表示システム(SPDS)	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(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
		代替電源設備か	可搬型代替交流電源設備	運転,起動,高温停止,冷温	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理
		らの給電の確保	常設代替交流電源設備	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
			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	が 全八事以守 適用される 原子炉の状態	保安規定	怪埋表 【その他の設備】
アクセスルー		アクセスルートの	ブルドーザ	運転,起動,高温停止,冷温	66-18-1	「66-18-1 ブルドーザおよびパックホウ」で整理
トの確保	_	確保	バックホウ	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
			原子炉圧力容器		第24条 第34条 第35条 第36条 第39条 第41条 66-2-1,3 66-4-1,2,3 66-5-5	各条文(表)の系に含まれる
重大事故等 時に対処する ための流路,	_	重大事故等時に 対処するための	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
注水先,注入先,排出元等	_	流路, 注水先, 注入先, 排出元等	使用済燃料ブール	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 料に保る作業時 ※停止余裕確認後の制御棒 1本の挿入・引抜を除く。		「第49条 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		第52条 66-19-1 66-19-2	
非常用取水		非常用取水設備	取水口		第52条 66-19-1 66-19-2	· 各条文(表)の系に含まれる
設備	— J	ンに行われる人が私人別	取水路	各表で要求される期間	第52条 66-19-1 66-19-2	
			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	

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)

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】

			21/1/M 1/3/04E/M	= 10 ±/(+0/1/)		口以 阿上。	TA LA	O I STORES	7. 工人以时12. 元 电用冰 1.	// CALEMONIA / O.C.			
表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LCO対象SA設備の機能全て※を 海足する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	
			ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)		1個	常設	N	66-1-1	_	I	ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ATWS緩和設備(自動減圧系作動 阻止機能) ほう酸水注入系	_	
66-1-1		ATWS緩和設備(代替	制御棒		_	_	_	第22条					
ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	WS緩和設 1.1 制御棒挿入村		制御棒駆動機構	運転及び起動	_	_	_	第22条	第22条 制御棒のスクラム機能」で整理				
1年1中八切及刊已/	下/甲八·(茂月E)		制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット		_	_	_	第22条					
			制御棒駆動水圧系配管		_	_	_	第22条	「第22条 制御棒のスクラム機能」	で整理(系に含まれる)			
			非常用交流電源設備		_	_	_	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電機その1」で整理				
66-1-2 ATWS緩和設 備(代替原子		原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑	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)	_	
炉再循環ポ ンプトリップ 機能)		制	非常用交流電源設備	ZETALO REAL	_	_	-	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電権	幾その1」で整理			
66-1-3 ATWS緩和設 儘 (白動域	ATWS緩和設 備(自動減 1.1 圧系作動阻	ATWS緩和設備(自動 減圧系作動阻止機能)	ATWS緩和設備(自動滅圧系作動阻止機能)	運転, 起動及び高温停止(原 子炉圧力が0.77MPa[gage]以	1個	常設	N	66-1-3	_	-	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	_	
無(自動域 圧系作動阻 止機能)		による原子炉出力急上	非常用交流電源設備	上)	_	_	_	第59条	「第59条 非常用ディーゼル発電権	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】

			21/1/05/17/20/06/7/= 37/	エバナペリバル欧洲			X 00 = m/r	, // / - - ·	リエカハ・ノングノ同江時に	-70-6/13/05 3 // (17-51-7	OTCOP OF IX IIII		
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, 可搬	N,2N	保安規定	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
			高圧代替注水系ポンプ		1台	常設	N	66-2-1	-	高圧炉心スプレイ系(高圧炉心ス プレイ系ディーゼル発電機含 む。)	原子炉隔離時冷却系(中央制御室 からの起動)	-	
			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	か)」で他表を参照)	
			高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁		-	常設	N	66-2-1					
			主蒸気系 配管・弁		-	常設	N	66-2-1					
			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁		_	常設	N	66-2-1					
		1.2 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(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)	_	常設	N	66-2-1					
			補給水系 配管		_	常設	N	66-2-1	- [66-2-1 高圧代替注水系(中央制	正代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)」で整理(系に含まれる)			
66-2-1 高圧代替注	1.2	1.8 高圧代替注水系に	高圧炉心スプレイ系 配管・弁		_	常設	N	66-2-1	- CO E FINE TO ELECTION (1 X III				
水系(中央制 御室からの遠 隔起動)		よる原子炉圧力容器へ の注水	燃料プール補給水系 弁		_	常設	N	66-2-1					
MAKE BUI		カバウンダリ高圧時の	原子炉冷却材浄化系 配管		_	常設	N	66-2-1					
		原子炉圧力容器への 注水	復水給水系 配管・弁・スパージャ		_	常設	N	66-2-1					
			原子炉圧力容器]	_	常設	N	66-2-1					
			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	助)」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	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)」で作	也表を参照)	
			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部	设備」で整理(66−2−1 高圧代替注力	k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	情」で整理(66-2-1 高圧代替注水系	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語	设備」で整理(66-2-1 高圧代替注フ	k系(中央制御室からの遠隔起動)」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】

### 2				女川原十刀宪竜所2亏炉	主八字以寸八匹以旧	「い日以ぼこ	E 41 X 11	X00 Z 1/3K .	וויוסוו/ או	エカハ・ノング 7 同圧時に	- 元电川が」がで川かり	つたのの以帰』			
### 2000 전 10 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	表No.	能力/設 置許可基	対応手段	LCO対象SA設備		所要数	常設,可搬	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 (基準要求を維持できる場合)	AOT N:3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) ※:事前準備等の補完措置含む	代替措置 AOT N:10日		
A MIT (Hard ASE ASIA NA NO PH - 2 展現 NO PH - 2 展現 NO PH - 2 展現 NO PH - 2 RE ASIA NA NO PH				高圧代替注水系ポンプ		1台	常設	N	66-2-1	原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	高圧炉心スプレイ系	からの起動) 高圧代替注水系(中央制御室から	_		
				復水貯蔵タンク		_	_	_	66-11-1						
# 1 1 2 제 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2				高圧代替注水系(蒸気系)配管·弁		_	常設	N	66-2-1						
### 2000 12 전략 설末系の ### 2000 12 전략 2000 12				主蒸気系 配管・弁		_	常設	N	66-2-1						
			19 喜圧代恭注水系の	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管·弁		-	常設	N	66-2-1						
株式 東京			現場操作による発電用	高圧代替注水系(注水系)配管·弁	上かつ原子炉起動時に実施	_	常設	N	66-2-1						
本語でも記している。				補給水系 配管	9 の連絡確認に 1 後/	_	常設	N	66-2-1	本表は必要な電動弁の手動操作	:用レバーおよびハンドルの操作に	より現場起動できることを要求			
日本の				高圧炉心スプレイ系 配管・弁		_	常設	N	66-2-1						
展示的任政				燃料プール補給水系 弁		-	常設	N	66-2-1						
「大学 大学 大学 大学 大学 大学 大学 大学				原子炉冷却材浄化系 配管	1	_	常設	N	66-2-1						
カ治原、現場	水系および原	1.2	-	復水給水系 配管・弁・スパージャ		_	常設	N	66-2-1						
日本 日本 日本 日本 日本 日本 日本 日本	冷却系(現場			原子炉圧力容器		_	常設	N	66-2-1						
原子师隔離時冷却系(高気系)配管・弁 - 常設 N 第41条 - 常設 N 第41条 - 常設 N 第41条 - 常設 N 第41条 (報酬条件による条 配管・弁 - 常設 N 第41条 (報酬条件による条 配管・弁 - 本表は必要な電影弁の手動操作用レバー及び・ンドルの操作により現場起動できることを要求 が 2 第2 以 N 第41条 - 常設 N 第41条 - 常設 N 第41条 (報酬条件による N 第41条 (報酬条件 N 第41条 N 66-2-3 T D T T T T T T T T T T T T T T T T T				原子炉隔離時冷却系ポンプ		1台	常設	N	第41条		高圧炉心スプレイ系	からの起動) 高圧代替注水系(中央制御室から	_		
				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					
1.2 原子炉隔離時冷却 素の現場操作によめ套 電用原子卵の冷却 1.2 原子炉高かかかす 1.2 原子炉高かが上入 1.2 原子炉高かが上入 1.2 原子炉上力が10分割を含さることを要求 1.2 原子炉上力が10分割を含さることを要求 1.2 原子砂水上入系に 1.3 原子炉上力容器 1.3 原子炉上力容器 1.13 原子炉上力容器 1.15 所子炉上力容器 1.15 所子炉上力容器 1.15 所子炉上力容器 1.15 所子炉上力容器 1.15 所子炉上力容器 1.15 所子砂上力容器 1.15 所子炉上力容器 1.15 所子砂上力容器 1.15 所子砂上力器 1.15 所名 			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管·弁		-	常設	N	第41条							
12 (東子中隔離時冷却系(注水系)配管・弁 子原圧力が10 (MPP)自2000日以上かの用子中配動時に実施する運転確認終了後)				主蒸気系 配管·弁	安和 お動みが方温(食) /	_	常設	N	第41条						
操給水系 配管 する運転確認終了後)			系の現場操作による発	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管·弁	子炉圧力が1.04MPa[gage]以	_	常設	N	第41条						
高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉や却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 1.2 ほう酸水注入系に よる進展抑制(ほう酸 水注入) 尿・魚肝・丸・入・スト・カー・カー・カー・カー・カー・カー・カー・カー・カー・カー・カー・カー・カー・			電用原士炉の冷却	補給水系 配管	する運転確認終了後)	_	常設	N	第41条	本表は必要な電動弁の手動操作	:用レバー及びハンドルの操作によ	り現場起動できることを要求			
復水給水系 配管・弁・スパージャ				高圧炉心スプレイ系 配管・弁		=	常設	N	第41条	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				
原子炉圧力容器				原子炉冷却材浄化系 配管		_	常設	N	第41条						
12 ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入系が) 12 ほう酸水注入系が成ケンク 13 酸水注入系 15 酸水注入系 16 常設 N 66-2-3 18 ほう酸水注入系 17 酸水注入系 18 度う酸水注入系 18 度う酸水注入系 18 度う酸水注入系 18 度う酸水注入系 18 原子炉圧力容器 のほう酸水注入系 18 度う酸水注入系 18 度 18 度う酸水注入系 18 度				復水給水系 配管・弁・スパージャ		_	常設	N	第41条						
12 ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入系) 12 ほう酸水注入系 12 ほう酸水注入系 12 ほう酸水注入系 12 ほう酸水注入系 12 ほう酸水注入系 13 酸水注入系 15 酸水注入系 15 酸水注入系 15 酸水注入系 15 酸水注入系 15 酸水注入系 16 を 15 数		d		原子炉圧力容器		_	常設	N	第41条						
12 13 13 14 15 15 15 15 15 15 15			1.2 ほう酸水注入系に	ほう酸水注入系ポンプ		1台	常設	N	66-2-3						
ほう酸水注入系に 1.8 ほう酸水注入系に 2 1.8 ほう酸水注入系に 3 2 2 2 3 2 3 3 3 3			よる進展抑制(ほう酸	ほう酸水注入系貯蔵タンク		1基	常設	N	66-2-3	_		_			
**(里入事故	ほう酸水注入		1.8 ほう酸水注入系に	ほう酸水注入系 配管・弁	電転 お新みが言温信止	-	常設	N	66-2-3	「66_2_2 / 汗 ふ砂水 注 入玄 / 重 士 車	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·				
1.13 原丁が圧力合語	系(重大事故		よる原子炉圧力容器へ	原子炉圧力容器	(年14)、 心 別 及 い 同 温 庁 正	_	常設	N	66-2-3	20167成小江八水(主人手	へった以附/」(正生(水)に合き				
へいは7股爪は小 可能刑件基本法事項記機 「7整理 (66-9-9 (F-5般水は3.조(電土事故等対加設機))で他来を条照)				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	備」で整理(66−2−3 ほう酸水注入系	系(重大事故等対処設備)」で他表を参	援)		
1930年17日入川电桥の2階 00 12 2 100 12 100 12 100 12 100 1			へのほう酸水注水	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	投備」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】

								理表 【表60-3 原子炉冷却材圧ガバワ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, 可搬	N,2N	保安規定	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
			代替自動滅圧回路(代替自動滅圧機能)		1系(論理毎)	常設	N	66-3-1	_	_	主蒸気逃がし安全弁(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(自動源	は圧系作動阻止機能)」で整理 (「6	66-3-1 代替自動減圧機能」で他表	*参照)	
66-3-1 代替自動減	1.3	1.3 減圧の自動化	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)(C,Hの2個)	運転、起動及び高温停止(原 子炉圧力が0.77MPa[gage]以	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			
圧機能			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)				
			主蒸気逃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)			
			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标	機その1」で整理			
			主蒸気逃がし安全弁		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	_	_	
			主蒸気系 配管・クエンチャ		_	常設	N	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)			
		1.3 手動操作による減 圧(主蒸気逃がし安全	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		6個	常設	N	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)			
66-3-2		弁) 1.3 高圧溶融物放出/	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ		6個	常設	N	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(手動 減圧)	蒸気逃がし 全弁(手動 1.3 格納容器	格納容器雰囲気直接 加熱の防止	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 (「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照)				
测红工)		1.3 発電用原子炉の減	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	青」で整理 (「66-3-2 主蒸気逃がし	し安全弁(手動減圧)」で他表を参照)		
		圧(インターフェイスシ ステムLOCA発生時)	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	と備」で整理(「66-3-2 主蒸気逃れ	がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照	E()	
			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	「	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	と備」で整理(「66-3-2 主蒸気逃れ	がし安全弁(手動減圧)」で他表を参照	(200	

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】

			メ川原丁刀光	电加工方列 里入争以	守刈処故》	開い自設派	歪性衣	衣びしる 原	十分が一般を	アフでが上りるためが以	用』		
表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 海足する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	
			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部	・ 投備」で整理 (「66-3-3 主蒸気逃が	がし安全弁の機能回復」で他表を参照	<u>(</u>)	
		1.3 可搬型代替直流電	125V直流電源切替盤		1個	常設	N	66-3-3	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	常用直流電源設備	_	代替品の補充等	
		源設備による主蒸気逃 がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)	運転,起動及び高温停止	6個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手	動滅圧)」で整理			
			主蒸気系 配管・クエンチャ		_	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手	動滅圧)」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		6個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手	動滅圧)」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		1組	可搬	N	66-3-3	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	常用直流電源設備	_	代替品の補充等	
		カカラ版王田 毛心に	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)	運転, 起動及び高温停止	2個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手	動滅圧)」で整理			
		よる主蒸気逃がし安全 弁機能回復	主蒸気系 配管・クエンチャ		_	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手	動滅圧)」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		2個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手	動滅圧)」で整理(系に含まれる)			
66.2.2			高圧窒素ガスボンベ		8本	可搬	N	66-3-3	_	アキュムレータ圧カ	_	代替品の補充等	
66-3-3 主蒸気逃がし 安全弁の機	1.3		高圧窒素ガス供給系 配管・弁		_	常設	N	66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の権	全弁(手動滅圧)」で整理(系に含まれる) 全弁(手動滅圧)」で整理(系に含まれる)			
能回復			主蒸気系 配管・弁		6個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手	動滅圧)」で整理(系に含まれる)	満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※: 事前準備等の補売措置含む AOT N:10日 2N:30日		
		1.3 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用アキュムレータ	運転, 起動及び高温停止	6個	常設	N	66-3-2	「66-3-2 主蒸気逃がし安全弁(手	#Jで整理 (「66-3-3 主蒸気速がし安全弁の機能回復」で他表を参照) 常用直流電源設備 一 代替品の補充等 対滅圧)」で整理(系に含まれる) が規圧)」で整理(系に含まれる) が財圧)」で整理(系に含まれる) が対圧)」で整理(系に含まれる) が対圧)」で整理(系に含まれる) が対圧)」で整理(系に含まれる) が対圧)」で整理(系に含まれる) が対域圧)」で整理(系に含まれる) が対に)」で整理(系に含まれる) が対に)」で整理(系に含まれる) が対に)」で整理(系に含まれる) が対に)」で整理(系に含まれる) が対に)」で整理(系に含まれる) が対に)」で整理(系に含まれる) が対に)」で整理(系に含まれる) で整理 (「66-3-3 主蒸気透がし安全弁の機能回復」で他表を参照) #」で整理 (「66-3-3 主蒸気透がし安全弁の機能回復」で他表を参照) その1」で整理 マキュムレータ圧力 一 代替品の補充等 能回復」で整理(系に含まれる)			
		100	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	青」で整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし	世(系に含まれる) 田力 一 代替品の補充等 世(系に含まれる) 世(系に含まれる) 世(系に含まれる) 世(系に含まれる) -3-3 主蒸気透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部	投備」で整理(「66-3-3 主蒸気逃が	がし安全弁の機能回復」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			
			高圧窒素ガスボンベ		3本	可搬	N	66-3-3	_	アキュムレータ圧力	_	代替品の補充等	
		1.3 代替高圧窒素ガス 供給系による原子炉減	ホース・弁]	2本	可搬	N	66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の権	機能回復」で整理(系に含まれる)			
		圧	代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁	- 運転, 起動及び高温停止	_	常設	N	66-3-3	「66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の権	機能回復」で整理(系に含まれる)			
		1.3 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	常設代替交流電源設備	煙〒44, 起劉及い同畑庁正	_	_	_	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備	請」で整理 (「66-3-3 主蒸気逃がし	ン安全弁の機能回復」で他表を参照)		
		策	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部	投備」で整理(「66-3-3 主蒸気逃が	がし安全弁の機能回復」で他表を参照	(()	
			代替所内電気設備	<u> </u>	_	_	_	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	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代替設備整理表【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】

			女川原士刀光电师25岁	主八十以十八之以州		E-22X 11	(1/N T	N 117010	上のパラング 西江南に		0/20/0/ IX IM I		
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	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[c] LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
		1.4 低圧代替注水系 (常設)(復水移送ポン プ)による発電用原子		運転,起動及び高温停止	2台	常設	N	66-4-1	_	残留熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 低圧炉心スプレイ系(非常用 ディーゼル発電機含む)	低圧代替注水系(可搬型)(時間短縮の補完措置を含む)	_	
		炉の冷却【原子炉運転 中】		冷温停止及び燃料交換※									
		1.4 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	復水移送ポンプ	※: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	1台	常設	N	66-4-1	_	非常用炉心冷却系(自動減圧系 を除く)(非常用ディーゼル発電 機を含む)	低圧代替注水系(可搬型)(時間短縮の補完措置を含む)	-	
		1.4 低圧代替注水系 (常設)(復水移送ポン		出され, かつプールゲートが 閉の場合									
66-4-1		プ)による発電用原子 炉の冷却【原子炉停止	補給水系 配管·弁	M145-10 H	_	常設	N	66-4-1		I.			
低圧代替注 水系(常設)	1.4 1.8	中】	高圧炉心スプレイ系 配管・弁		_	常設	N	66-4-1	1				
(復水移送ポンプ)	1.13	1.8 低圧代替注水系 (常設)(復水移送ポン	残留熱除去系 配管·弁		_	常設	N	66-4-1	「66-4-1 低圧代替注水系(常設)	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)			
		プ)による原子炉圧力 容器への注水	燃料プール補給水系 弁	運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換※									
		1.13原子炉冷却材圧力	原子炉圧力容器	※: 原子炉が次に示す状態と	_	常設	N	66-4-1					
		バウンダリ低圧時の 原子炉圧力容器への	復水貯蔵タンク	(1) 自子恒水位がオーバーフ	948m ³ 622m ³	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 (「66-4-1 低圧作	・ 大替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	で他表を参照)	
		注水 常 13 外部水源から内 形水源への切替え(外 可	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	青」で整理(「66-4-1 低圧代替注ス	k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記	とのというというというというというとは、 とり	主水系(常設)(復水移送ポンプ)」で他	表を参照)	
		部水源(復水貯蔵タン ク)から内部水源(サプ	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	意源設備」で整理(「66−4−1 低圧化	・ 大替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	で他表を参照)	
		レッションチェンバ)へ の切替え)	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		
			直流駆動低圧注水系ポンプ		1台	常設	N	66-4-2	_			-	
			復水貯蔵タンク		948m ³	常設	N	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) 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) 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) 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 66-4-2 機留熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 低圧代替注水系(可搬型)(時間短 低圧炉ルスプレイ系(非常用 縮向補完措置を含む)			系ポンプ)」で他表を参照)		
		14 低圧仏社汁ルブ	補給水系 配管		_	常設	N	66-4-2					
66-4-2		1.4 低圧代替注水系 (常設)(直流駆動低圧 注水系ポンプ)による発	直流駆動低圧注水系 配管·弁		_	常設	N	66-4-2					
低圧代替注 水系(常設) (直流駆動低	1.4	電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ	運転,起動及び高温停止	_	常設	N	66-4-2	「66-4-2 低圧代替注水系(常設)	(直流駆動低圧注水系ポンプ)」で整	理(系に含まれる)		
(恒流駆動低 圧注水ポン プ)	1.13	1.13 原子炉冷却材圧 カバウンダリ低圧時の	燃料プール補給水系 弁		_	常設	N	66-4-2]				
		原子炉圧力容器への 注水	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	「66-12-4 常設代替直流電源設備	青」で整理 (「66-4-2 低圧代替注フ	k系(常設)(直流駆動低圧注水系ポン	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 低圧化	t替注水系(常設)(直流駆動低圧注/	(系ポンプ)」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	- 計」で整理 (「66-4-2 低圧代替注)	k系(常設)(直流駆動低圧注水系ポン	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記	B備」で整理(「66−4−2 低圧代替)	主水系(常設)(直流駆動低圧注水系オ	ペンプ)」で他表を参照)	
			<u>I</u>						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理表【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】

			ス州赤丁ガル电所とうが					1 77 1 10-4 13	圧力・/ング / 八巻圧的に	70.00.00.7.7.7	OTC-F-FRANCE	
表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
				運転, 起動及び高温停止	2台×2	可搬	2N	66-4-3	低圧代替注水系(常設)(復水移 送ポンプ) 代替循環冷却系	(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) 低圧代替注水系(常設)(直流駆動 低圧注水系ポンプ)	_
66-4-3		原子炉の冷却【原子炉 運転中】 1.4 低圧代替注水系 (可搬型)による残存溶 融炉心の冷却 1.4 低圧代替注水系	大容量送水ポンプ(タイプ I)	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	2台×2	可搬	2N	※1 66-4-3 66-19-1	_	非常用炉心冷却系(自動滅圧系 を除く)(非常用ディーゼル発電 機合む)	低圧代替注水系(常設)(復水移送 ポンプ)	-
他圧代替注 水系(可燃	1.8	(可搬型)による発電用 原子炉の冷却【原子炉	ホース延長回収車		2台×2	可搬			「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイ			
型)		停止中】 1.8 低圧代替注水系	ホース・注水用ヘッダ・接続口	運転,起動,高温停止,冷温	_	可搬/常設	2N/N		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)			
		(可搬型)による原子炉 圧力容器への注水	補給水系 配管·弁	停止及び燃料交換※		常設	N	66-4-3				
				※:原子炉が次に示す状態と なった場合は適用しない。	_	常設	N		「66-4-3 低圧代替注水系(可搬型	型)」で整理(系に含まれる)		
		カバウンダリ低圧時の	原于炉柱刀谷奋	(1)原子炉水位がオーバーフ	_	常設	N	66-4-3				
		原子炉圧力容器への 注水	常設代替交流電源設備	ロー水位付近で、かつプール ゲートが開の場合	_	_		66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備	青」で整理(「66-4-3 低圧代替注2	K系(可搬型)」で他表を参照)	
		7 mm - 3 -	可搬型代替交流電源設備	(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが	_	_		66-12-2		设備」で整理(「66-4-3 低圧代替注		
			代替所内電気設備	閉の場合	_	_		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)	
			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	

※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,水素爆発による原子炉格解容器の設備,水素爆発による原子炉を開発しための設備。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】

表No.	技術的能力	対応手段	ACOMMINE 本教(教の)を表示と「フラブ・ARCA」	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満 足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし		【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) ※:事前準備等の補売措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日		
			フィルタ装置		3個	常設	N	66-5-1		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 ブレッションブール水冷却モード) (非常用ディーゼル発電機, 原子				
		15 原乙后收納宛哭	フィルタ装置出口側圧力開放板		1個	常設	N	66-5-1		炉補機冷却水系,原子炉補機冷 却海水系含む) 可燃性ガス濃度制御系	_	_		
		フィルタベント系による原子炉格納容器内の	遠隔手動弁操作設備		4個	常設	N	66-5-1		ベント系」で整理 (系に含まれる)				
		減圧及び除熱	原子炉格納容器(真空破壊装置を含む)	運転、起動及び高温停止	_	常設	N	第43条 第44条	「第43条 格納容器及び格納容器 「第44条 サプレッション・チェンバ	離弁」で整理 らドライウェルへの真空破壊弁」で整理				
		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: 減圧. 5-1 1.5	原子炉格納容器内の 減圧及び除熱	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)					
66-5-1		は上及び除熟 7 原子炉格納容器	可搬型窒素ガス供給装置		1台	可搬	N	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装置	「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ベント系」で他表を参照)				
原子炉格納 容フィルタベ	1.9	フィルタベント系による 原子炉格納容器内の	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口		_	可搬/常設	N	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ベント系」で他表を参照)(系に含まれる)					
ント系			ホース・注水用ヘッダ・接続口		_	可搬/常設	2N/N	66-5-1 66-19-1	「66-5-1 原子炉格納容器フィルタ 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タ	ベント系 で整理 (系に含まれる) イプ I) で整理 (系に含まれる)				
		1.10 原子炉格納容器 フィルタベント系による	大容量送水ポンプ(タイプ I)		2台×2	可搬	2N	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	各納容器フィルタベント系」で他表を参	参照)		
		原子炉格納容器内の水素の排出	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(ター	イプI)」で整理 (系に含まれる)				
		小糸の併山 1.13 原子炉格納容器	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ベント系」で他表を参照)			E参照)		
		フィルタベント系フィル	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		内容器フィルタベント系」で他表を参照	EX.)		
		タ装置への水補給	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	タベント系」で他表を参照)			
			常設代替直流電源設備	1	_	_	_	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備	計」で整理 (「66-5-1 原子炉格納名	容器フィルタベント系」で他表を参照)			
			フィルタ装置出口放射線モニタ		2個	常設	N	66-13-1	「cc to t 主面 パニューカナトガル	b # . % =	古てに牧幼の思っ カガンナブラ	(h = + ± 07)		
			フィルタ装置出口水素濃度		2個	常設	N	66-13-1	7,00-13-1 主安ハフメータんよい1	(省ハフメーツ」で登理(166-5-1)	原子炉格納容器フィルタベント系」で [・]			

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熟を輸送するための設備,原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備,水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備,水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備】

女川原子2	7 年 电 川 2	号炉 里大事政寺对外	匹設備代替設備整理表 【表66−5 最終ヒートシンクへ熱を	:輌送するための設備, 原子	炉格納容器(り適圧破損を	防止するため	の設備、水漬	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, 7	K素爆発による原子炉建屋寺の	損傷を防止するための設備】
表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
			耐圧強化ベント系		_	_	_	66-5-2	原丁が信頼各額 ノイルグペンドボ	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 ブレッションブール水冷却モード, は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 却海水系含む)	_	_
			原子炉格納容器調気系 配管・弁]	_	常設	N	66-5-2				
			遠隔手動弁操作設備	1	4個	常設	N	66-5-2	F00 F 0 平 F 3 4 4 4 4 1 7 1 7 1 7 1 7 1 7 1 7 1 7 1 7	m/7:= 4+4-7\		
		1.5 耐圧強化ベント系	非常用ガス処理系 配管・弁]	_	常設	N	66-5-2	- 「66-5-2 耐圧強化ベント系」で整	性(糸に含まれる)		
66-5-2 耐圧強化ベン	1.5	による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現	排気筒	運転, 起動及び高温停止	_	常設	N	66-5-2				
卜系		担保(た会+ヘ)	原子炉格納容器(真空破壊装置含む)		_	常設	N	第43条 第44条	「第43条 格納容器および格納容 「第44条 サプレッション・チェンバ	器隔離弁」で整理 がらドライウェルへの真空破壊弁」	で整理	
			常設代替交流電源設備	1	_	_	_	66-12-1	1	青」で整理 (「66-5-2 耐圧強化ベン		
			可搬型代替交流電源設備	1	_	_	_	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設	投備」で整理(「66−5−2 耐圧強化~	ベント系」で他表を参照)	
		H	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 (「66-5-2 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	「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)	
	所内常設蓄電式直流電源設備		備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化べ)	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部	投備」で整理 (「66-5-2 耐圧強化へ	ベント系」で他表を参照)	
		1.7 不活性ガス(窒素)	可搬型窒素ガス供給装置		1台	可搬	N	66-5-3	_	機留熱除去系(低圧注水モード、 格納容器スプレイ冷却モード、サ ブレッシ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、原子炉補機冷 却海水系含む) 可燃性ガス濃度制御系	_	代替品の補充等
		による系統内の置換	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続ロ		_	可搬/常設	N	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装制	置」で整理(系に含まれる)		
66-5-3 可搬型窒素 ガス供給装置	1.7 1.9	1.7 原子炉格納容器負 圧破損の防止	原子炉格納容器調気系 配管·弁	運転,起動及び高温停止	_	常設	N	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装制	置」で整理(系に含まれる)		
ガヘ灰和衣匣		給装置による原子炉格	原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁]	_	常設	N	66-5-3	「66-5-3 可搬型窒素ガス供給装制	置」で整理(系に含まれる)		
		納容器水素爆発防止	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		
			フィルタ装置		3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		
			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	情」で整理 (「66−5−3 可搬型窒素力	「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器	(置」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66-5 最終ヒートシンクへ熟を輸送するための設備,原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備,水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備,水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	双放 側 1 音 放 胴 全 理 教 【 衣 00-5 取 終 に ートンプラへ 熱 を LCO対象 SA設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし		【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) ※:事前準備等の補売措置含む AOT.30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日		
			熱交換器ユニット		1台×2	可搬	2N	66-5-4	_	(運転, 起動, 高温停止のみ) 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系, 非常 用ディーゼル発電機を含む)	_	代替品の補充等 大容量送水ポンプ(タイプ I)を 使用した海水直接通水による除 熱		
			大容量送水ポンプ(タイプ I)		2台×2	可搬	2N	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		2台×2	可搬	2N	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・除熱用ヘッダ・接続ロ		_	可搬/常設	2N/N	66-5-4 66-19-1	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイ					
66-5-4 原子炉補機	1.5	1.5-原子炉補機代替冷 却水系による除熱	原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク	運転,起動,高温停止,冷温	_	常設	N	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却水	る (で敷理(るに今まれる)				
代替冷却水 系	1.13	1.13 最終ヒートシンク	残留熱除去系熱交換器	停止及び燃料交換	_	常設	N	66-5-4	100-5-4 原于海州域代首/市场水	未」(定理(未に含まれる)				
		(海)への代替熱輸送	貯留堰		_	常設	N	66-19-1						
			取水口		_	常設	N	66-19-1	「66-19-1 士突畳送水ポンプ(々a	(プ 1) (で整理(系に今まれる)				
			取水路		_	常設	N	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		_	常設	N	66-19-1						
			常設代替交流電源設備		_	ı	_	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備	構」で整理 (「66−5−4 原子炉補機化	代替冷却水系」で他表を参照)			
			燃料補給設備		_	ı	_	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2	水系」で他表を参照)			
		1.4 代替循環冷却系に よる残存溶融炉心の冷 却 1.7 代替循環冷却系に	代替循環冷却ポンプ		1台	常設	N	66-5-5	_	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 ブレッションプール水冷却モード) 低圧炉心スプレイ系 (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	_	-		
		よる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	78 47 24 24 44 10 00							却海水系を含む)				
		1.8 代替循環冷却系に	残留熱除去系熱交換器	-		常設	N	66-5-5	-					
		よる原子炉格納容器下部への注水	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 補給水系 配管・弁	-	_	常設	N	66-5-5 66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理(系に含まれる)					
		1.8 代替循環冷却系に		-	_	常設	N	66-5-5	-					
		よる原子炉圧力容器への注水	ホース・接続ロ	-		可搬/常設	2N/N	66-5-4	「66-5-4 原子炉補機代替冷却力	(玄)で敕冊 (玄)つ今まれる)				
66-5-5	1.4 1.7	1.13 原子炉冷却材圧	原子炉圧力容器			常設	N N	66-5-5	「66-5-5 代替循環冷却系」で整理					
代替循環冷 却系	1.8	カバウンダリ低圧時の 原子炉圧力容器への		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					
		注水	サプレッションチェンバ	-	2850m ³	常設	N	第46条	「第46条 サプレッションプールの					
		1.13原子炉圧力容器へ の注水及び原子炉格	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)	令却系」で他表を参照)			
	納容器F 1.13原子 部への2 1.13 外ě	納容器内の除熱	大容量送水ポンプ(タイプ I)	1	2台×2	可搬	2N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイ	(プI)」で整理				
		1.13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		切系」で他表を参照)			
		1.13 外部水源から内	代替所内電気設備	1	_	_	_	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)			
		部水源への切替え(外部水源(復水貯蔵タン	燃料補給設備	1	_	_	_	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)			
		ク)から内部水源(サプレッションチェンバ)へ	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	「第52条 原子炉補機冷却水系お	および原子炉補機冷却海水系」で整	理			
		の切替え)	非常用取水設備	1	_	-	_	第52条						

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熟を輸送するための設備,原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備,水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備,水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
			格納容器內水素濃度(D/W)		1チャンネル	常設	Ν	66-13-1	「66-13-1 主要パラメータおよび代	た替パラメータ」で整理(「66-5-6	格納容器内の水素濃度および酸素濃	農度の監視」で他表を参照)
			格納容器內水素濃度(S/C)		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	農度の監視」で他表を参照)		
66-5-6		1.9 格納容器内雰囲気	格納容器内雰囲気水素濃度		1チャンネル	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	農度の監視」で他表を参照)					
格納容器内 の水素濃度 および酸素濃	1.9 計装 容器	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 び酸素濃度監視	格納容器内雰囲気酸素濃度	運転,起動及び高温停止 1:	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	た替パラメータ」で整理(「66-5-6	格納容器内の水素濃度および酸素温	農度の監視」で他表を参照)
度の監視			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】

			スパル 1	九九电师6078 主八	T-M-4-V1V		以州正生	11 1100	-0 原于炉恰納谷品內切	7 11 All 47 07 7 C07 07 IIX IM I			
表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日	
			復水移送ポンプ		2台	常設	N	66-6-1	_	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)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却 系(可搬型)	_	
		1.6 原子炉格納容器代	補給水系 配管・弁		_	常設	N	66-6-1					
		替スプレイ冷却系(常 設)による原子炉格納	高圧炉心スプレイ系 配管・弁		_	常設	N	66-6-1					
		容器内の却(炉心損傷 前)	残留熱除去系 配管·弁		_	常設	N	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)		
		1.6 原子炉格納容器代 替スプレイ冷却系(常	スプレイ管		_	常設	N	66-6-1					
66-6-1 原子炉格納	1.6	設)による原子炉格納 容器内の冷却(炉心損 傷後)	燃料プール補給水系 弁		_	常設	N	66-6-1					
容器代替スプ レイ冷却系 (常設)	1.8 1.13	1.8 原子炉格納容器代	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			
(新政)		替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納	復水貯蔵タンク		948m ³	常設	N	66-11-1	「66-11-1 重大事故等収束のため	りの水源」で整理 (「66-6-1 原子炉	戸格納容器代替スプレイ冷却系(常設)」で他表を参照)	
		容器下部への注水 1.13 原子炉格納容器	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)				
		内の冷却 可 1.13 原子炉格納容器	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記	殳備」で整理(「66-6-1 原子炉格線	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』(「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)	
			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				
		1.6 原子炉格納容器代	大容量送水ポンプ(タイプ I)		2台×2	可搬	2N	※1 66-6-2 66-19-1	_	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)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却 系(常設)	-	
		替スプレイ冷却系(可 搬型)による原子炉格	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 I)」で整理(系に含まれる)			
		納容器内の冷却(炉心 損傷前)	ホース・注水用ヘッダ・接続口		_	可搬/常設	2N/N	66-6-2 66-19-1	「66-6-2 原子炉格納容器代替ス 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイ	プレイ冷却系(可搬型)」で整理(系 (プ I) で整理(系に含まれる)	に含まれる)		
		1.6 原子炉格納容器代 替スプレイ冷却系(可	残留熱除去系 配管·弁		_	常設	N	66-6-2					
66-6-2 原子炉格納	1.6	搬型)による原子炉格 納容器内の冷却(炉心 損傷後)	スプレイ管		_	常設	N	66-6-2	- 166-6-2 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)		
容器代替スプ レイ冷却系 (可搬型)	1.8 1.13	1.8 原子炉格納容器代	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			
(明版至)		替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器	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	構」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)	
		下部への注水 1.13 原子炉格納容器	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記	殳備」で整理(「66-6-2 原子炉格線	納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)」	で他表を参照)	
	内1.1	内の冷却	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)	
		1.13 原子炉格納容器 下部への注水	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)	
		An.	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			
※1:大容	量送水7	ポンプ(タイプ T)!	こついては、他手段と兼用であるため「66-19	9-1 大容量送水ポン	プ(タイプ	I) で整理	望する。 系統	帝としての!	要求事項等については、	本表にて整理する。			

^{※1:}大容量送水ポンブ(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】

	女川原十刀完竜川2号炉 里入事故寺列処設備代省設備金埋衣 【衣00-7 原十炉恰納谷器下部の浴棚炉心を冷却するための設備】												
변 (本)	表No.		対応手段	LCO対象SA設備		所要数	常設,可搬	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 (基準要求を維持できる場合)	AOT N:3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) ※:事前準備等の補完措置含む	代替措置 AOT N:10日
### 2000 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1				復水移送ポンプ		1台	常設	N	66-7-1	_		設)(代替循環冷却ポンプ)	-
## 19 1				補給水系 配管・弁		_	常設	N	66-7-1				
1-13				高圧炉心スプレイ系 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	系に含まれる)	
20日本 1-13	66-7-1		1.8 原子炉格納容器下 部注水系(常設)(復水	燃料プール補給水系 弁		_	常設	N	66-7-1				
1.3 日子が結構を表示 1.3 日子が表が表示 1.3 日子が結構を表示 1.3 日子が表述を表示 1.3	容器下部注		子炉格納容器下部へ	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		
#設代替交流電源設備	(復水移送ポ	1.13		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	うの水源」で整理 (「66-7-1 原子気	戸格納容器下部注水系(常設)(復水和	多送ポンプ)」で他表を参照)
所内常設書電式直流電源設備				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	構」で整理 (「66−7−1 原子炉格納る	容器下部注水系(常設)(復水移送ポ	ノプ)」で他表を参照)
代替所内電気設備			F	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部	殳備」で整理(「66-7-1 原子炉格約	納容器下部注水系(常設)(復水移送	ポンプ)」で他表を参照)
作替循環冷却ポンプ 18 原子炉格納容器下部注水系 (常度) (代替循環冷却ポンプ 18 原子炉格納容器下部注水系 (常度) (代替循環冷却水 アンプ 2850m³ 常設 N 第46条 「第46条 サブレッションブールの水位」で整理 13 原子炉格納容器下部注水系 (常度) (代替循環冷却水 アンプ 2850m³ 常設 N 第46条 「第46条 サブレッションブールの水位」で整理 2850m³ 常設 N 第46条 「第46条 サブレッションブールの水位」で整理 766-7-2 原子炉格納容器下部注水系 (常度) (代替循理冷却水 アンプ 2850m³ 常設 N 第43条 「第45条 特が日本の注水 (代替循理冷却水 アンプ) で整理(系に含まれる) 原子炉格納容器下部之水系 (代替循理冷却水 アンプ) で整理(系に含まれる) 原子炉格納容器下部之水系 (代替循理冷却水 系 (代替循理冷却水 系) で				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	電源設備」で整理 (「66−7−1 原子炉	戶格納容器下部注水系(常設)(復水	多送ポンプ)」で他表を参照)
1.8 原子炉格納容器下 1.1 日本の注水 			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)	
1.8 原子炉格納容器下 原子炉格納容器下部注 水系(常設) (代替循環冷却ポンプ) 1.13 原子炉格納容器 市の注水 1.13 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 1.15 (計析内電気設備 (大替所内電気設備 大野杯機冷却水系(原子炉補機冷却冻水系を含む。) (大替所内電気設備 (大替所)内電気設備 (大持所)内電気設備 (大持所)内電気設体 (大持所)内電気 (大持所)内電気 (大持所)内電気 (大持所)内電気 (大持所)内電気 (大持所)内電気 (大持術)内で影響 (大持術)内部 (大持術)内				代替循環冷却ポンプ		1台	常設	N	66-7-2	_			-
18 原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替 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 5原子炉格納容器 市部への注水 1.13 原子炉格納容器 下部への注水 1.15 東子炉格納容器 下部への注水 1.15 東子炉植機や部水系 1.15 東子炉格納容器 下部への注水 1.15 東子炉植機へ耐水系 1.15 東子炉植機や耐水系 1.15 東子 1.15 東京				サプレッションチェンバ		2850m ³	常設	N	第46条	「第46条 サプレッションプールの	水位」で整理		
13			1.8 原子炉格納容器下	残留熱除去系 熱交換器・配管・弁・ストレーナ		_	常設	N	66-7-2	「cc_7_9 直乙烷核纳索黑下部注	ル 조(仏共循環へ却ず、ず)」で数:	珊/玄/-会士れる)	
A系(常設) (代替循環冷却水系)	原子炉格納	1.0	循環冷却ポンプ)によ	補給水系 配管・弁		_	常設	N	66-7-2	100-7-2 成于为"甘桐谷龄"下的土	小米(N音旭垛/カポパン))」 ○翌-	住(ボに占よれる)	
1.13 原子炉箱機代替冷却水系	水系(常設)			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		
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(原子炉補機冷却液水系を含む。) - - 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液水系」で整理	却ポンプ)			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)	
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				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	構」で整理(「66-5-5 代替循環冷却	切系」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)	
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(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,可搬	N,2N	保安規定	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置合む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
			大容量送水ポンプ(タイプ I)		2台×2	可搬	2N	※1 66-7-3 66-19-1	_	残留熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む)	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)(代替循環ポンプ)	_
			ホース延長回収車	運転, 起動及び高温停止	2台×2	可搬	2N	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)		
		1.0 lbt] N-10 lb1 4-40t 1.	ホース・注水用ヘッダ・接続ロ		_	可搬/常設	2N/N	66-7-3 66-19-1	「66-7-3 原子炉格納容器下部注 「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイ	水系(可搬型)」で整理(系に含まれ プ I)」で整理(系に含まれる)	13)	
66-7-3 原子炉格納 容器下部注	1.8	部注水系(可搬型)によ る原子炉格納容器下 部への注水	補給水系 配管・弁		_	常設	N	66-7-3	「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	าる)	
容器下部注 水系(可搬型)	1.13	1.13 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		
		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	青」で整理 (「66-7-3 原子炉格納る	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部	设備」で整理(「66-7-3 原子炉格約	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)	

^{※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 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 重大事故等対処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損を防止するための設備】

					AF - F10						AP T PIN S	
表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
				運転,起動,高温停止	19個	常設	N	66-8-1		残留熱除去系(低圧注水モード) (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 却海水系含む)	_	― 原子炉建屋ベント設備
66-8-1 静的触媒式 水装置	1.10	1.10 静的触媒式水素 再結合器装置による水 素濃度抑制	静的触媒式水素再結合装置	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		常設	N	66-8-1	_	非常用炉心冷却系(自動減圧系 を除く)(非常用ディーゼル発電 機、原子炉補機冷却水系、原子 炉補機冷却沸水系含む) 使用済燃料ブール温度、水位監 視	_	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,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	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什	た替パラメータ」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	(口)原子炉穴にかる一パークロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	_	常設		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	止装置については,「表66-14-2 [東子炉建屋ブローアウトパネル」で整	理
66-8-2 原子炉建屋 内の水素濃 度監視		1.10 原子炉建屋内の 水素濃度監視	原子炉建屋内水素濃度	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)原子炉水位がオーパ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、かつブールゲートが閉の場合		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】

			- スパル・1	カルモバニラッ 主ハ	T-M-T/1/		以附正之	11 1100	一り使用海然杯ノールの	「日本でいたのの」		
表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
		1.11 燃料プール代替 注水系(常設配管)に	大容量送水ポンプ(タイプ I)		2台×2	可搬	2N	※1 66-9-1 66-19-1	_	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) 燃料プール代替注水系(常設配 管)	ろ過水系による注水
		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	可搬	2N	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)		
66-9-1 燃料プール代	1.11 1.13	1.11 燃料プール代替 注水系(可搬型)による	ホース・注水用ヘッダ・接続ロ	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	_	可搬/常設	2N/N	66-9-1 66-19-1	「66-9-1 燃料プール代替注水系」 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイ			
替注水系		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		_	常設	N	66-9-1	「CC 0 0 純物学 リフプレスズ	ス数Ⅲ/万/- △ナねァ\		
		1.13 使用済燃料プー ルへの注水/スプレイ	使用済燃料プール		_	常設	N	66-9-1	「66-9-2 燃料プールスプレイ系」 ⁻	で整理(米に含まれる)		
			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	系」で他表を参照)	
	1.11	1.11 使用済燃料プールからの漏えい抑制	サイフォン防止機能	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	_	常設	N	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I)		2台×2	可搬	2N	※1 66-9-2 66-19-1	_	使用済燃料プール温度, 水位監 視	燃料プールスプレイ系(可搬型) 燃料プールスプレイ系(常設配管)	化学消防自動車及び大型化学 高所放水車
		1.11 燃料プールスプレ イ系(常設配管)による	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 I)」で整理(系に含まれる)	•	
66-9-2 燃料プールス	1.11 1.13	使用済燃料プールへ のスプレイ 1.11 燃料プールスプレ イ系(可搬型)による使	スプレイノズル	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	3個×2 (常設配管) 3個×2 (可搬型)	可搬	2N	66-9-2	「66-9-2 燃料プールスプレイ系」	で整理		
プレイ系		用済燃料プールへのス プレイ	ホース・注水用ヘッダ・接続ロ		_	可搬/常設	2N/N	66-9-2 66-19-1	「66-9-2 燃料プールスプレイ系」「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイ			
		1.13 使用済燃料プー ルへの注水/スプレイ	燃料プール冷却浄化系配管・弁]	_	常設	N	66-9-2		マ物田(ブルームナ4-7)		
		77 1771	使用済燃料プール		_	常設	N	66-9-2	「66-9-2 燃料ブールスブレイ系」 ⁻	で整理(糸に含まれる)		
			燃料補給設備		_	_	_	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理	(「66-9-2 燃料プールスプレイ系	」で他表を参照)	
			燃料プール冷却浄化系ポンプ		1台	常設	N	66-9-3		使用済燃料プールの温度上昇評		燃料プール代替注水系(常設配 管)又は(可搬型)(補完措置含
			燃料プール冷却浄化系熱交換器		1基	常設	N	66-9-3	_	価	_	む) 残留熱除去系(燃料プール冷却)
			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		_	常設	N	66-9-3		** ** (T A - L. T.)		
66-9-3 使用済燃料 プールの除熱	1.11	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	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	_	常設	N	66-9-3	「66-9-3 使用済燃料プールの除! 	於」で整理(糸に含まれる)		
,			原子炉補機代替冷却水系]	_	_	_	66-5-4	「66-5-4 代替原子炉補機代替冷	却水系」で整理(「66-9-3 使用》	§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	請」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	「66-12-1 常設代替交流電源設備	請」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 足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
			使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)		1チャンネル	常設	N	66-9-4				
			使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)	-	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	(b#; .8= 1 fr	
			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	_	視	代音ハラメータ	_
66-9-4		1.11 使用用源料ノー	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設	燃料 監視設 1.11 監視設 1.11 代替電源による給	常設代替交流電源設備	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	_	-	_	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備	情」で整理(「66-9-4 使用済燃料	プール監視設備」で他表を参照)		
1備		ndo	可搬型代替交流電源設備			ı	-	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源記	と備」で整理(「66-9-4 使用済燃	料プール監視設備」で他表を参照)	
			所内常設蓄電式直流電源設備		-	ı	_	66-12-3	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電	『『記備』で整理(「66-9-4 使用	済燃料プール監視設備」で他表を参	曆)
			常設代替直流電源設備		-	ı	_	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備	青」で整理 (「66-9-4 使用済燃料フ	プール監視設備」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記	と備」で整理(「66-9-4 使用済燃	料プール監視設備」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	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
			大容量送水ポンプ(タイプⅡ)		2台	可搬		※ 1 66−19−2		(運転,起動,高温停止のみ)残 留熱除去系(低圧注水モード,格		
			放水砲		1台	可搬	N	66-10-1	_	納容器スプレイ冷却モード, サプレッションプール水冷却モード)	_	代替品の補充等
		1.11 大気への放射性 物質の拡散抑制	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		
66-10-1		1.12 大気への放射性 物質の拡散抑制	ホース延長回収車		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)		
大気への放 射性物質の 拡散抑制, 航	1.11 1.12	1.12 航空機燃料火災	ホース	運転,起動,高温停止,冷温	1	可搬		66-10-1 66-19-2	「66-10-1 大気への放射性物質の 「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイ	D拡散抑制,航空機燃料火災への プⅡ)」で整理(系に含まれる)	泡消火」で整理(系に含まれる)	
が取却制、航空機燃料火 災への泡消	1.13	への泡消火	燃料補給設備	停止及び燃料交換	_	_	_	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	包消火」で他表を参照)
火		1.13 大気への放射性 物質の拡散抑制	貯留堰		-	_	_	66-19-2				
		1.13 航空機燃料火災 への泡消火	取水口		-	-	_	66-19-2	「66-10-1 十气への放射性物質の	D拡散抑制、航空機燃料火災への	気に会すれる	
			取水路		-	ı	-	66-19-2	100-10-1 人权(20)放射 注彻員(7版权抑制,则至俄然什么及"(0)。	心用入」で逆座(木に含まれる)	
			海水ポンプ室		ı	ı		66-19-2				
66-10-2 海洋への放 射性物質の 拡散抑制		1.12 海洋への放射性物質の拡散抑制	シルトフェンス	運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換	11m×2組, 12m×20m× 3×2組)	可搬		66-10-2	_	(運転、起動、高温停止のみ)残 留敷除去系(低圧注水モード、格 納容器スプレイ冷却モード、サブ レッションブール水冷却モード) 使用済燃料ブール温度、水位監 視	_	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 重大事故等対処設備代替設備整理表 【表66-11 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

			メ 川 原 丁 刀	九电川2万岁 里入尹	以守刈处品	ない用して白い	伽歪埋衣	1-00 XF	里人争以寺の収果に必	女とはの小い 大和政		
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	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 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 海足する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
66-11-1 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、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)原子炉水位がナーバーフ 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	948m³ 622m³	常設	N	66-11-1	_	サブレッションプール水位(水位 確認) 低圧注水系(冷温停止又は燃料 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 I)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)	_
			大容量送水ポンプ(タイプ I)		2台×2	可搬	2N	※1 66-19-1	_	復水貯蔵タンク(水位確認) (冷温停止又は燃料交換時については、942m³以上となるように補給する又は942m³以上であることを確認する。)	_	代替品の補充等
			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 I)」で整理(系に含まれる)		
		1.13 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポ	ホース・注水用ヘッダ・接続口	運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換※	_	可搬/常設	2N/N	66-11-2 66-19-1	「66-11-2 復水貯蔵タンクへの供 「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイ	給設備」で整理(系に含まれる) プエ)」で整理(系に含まれる)		
66-11-2		ンプ(タイプ I)による 復水貯蔵タンクへの補	補給水系 配管・弁	※:原子炉が次に示す状態と なった場合は適用しない。	_	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)		
復水貯蔵槽タンクへの供給 設備		1 13 海を水源とした大	貯留堰	(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプール	_	常設	N	66-19-1				
		1.13 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	取水口	ゲートが開の場合(2)原子炉内から全燃料が取	_	常設	N	66-19-1	Fee 10 1 大家是************************************	プリング専用(カルタナカフ)		
	I)によるi	ンクへの補給	取水路	- 出され, かつプールゲートが 閉の場合	_	常設	N	66-19-1	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイ	フェリ」で登理(糸に含まれる)		
			海水ポンプ室			常設	N	66-19-1				
			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	うの水源」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)
			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利	多送設備」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代替設備整理表 【表66-11 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

				70 E/1			mie-zy		[B]		[c]	
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	LCO対象SA設備 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	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
			大容量送水ポンプ(タイプ I)		2台×2	可搬	2N	※ 1 66−19−1		(運転、起動、高温停止のみ)サブレッションプール(水位確認) 復水貯蔵タンク		
			大容量送水ポンプ(タイプⅡ)		2台	可搬	N	※2 66-19-2		(冷温停止又は燃料交換時については、942m³以上となるように補給する又は942m³以上であることを確認する。)	_	_
		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×2	可搬			「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイ 「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイ			
66-11-3 海水供給設 傭	1.13	1.13 大容量送水ポンプ による送水(各種供給) 1.13 海を水源とした大	ホース・注水用ヘッダ・接続ロ	運転, 起動, 高温停止, 冷温 停止及び燃料交換	-	可搬/常設	2N/N	66-4-3 66-5-4 66-6-2 66-7-3 66-9-1 66-9-2 66-10-1 66-11-2 66-11-3 66-19-1 66-19-2	各表で整理(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	「66-19-1 大容量送水ポンプ(タイ			
			海水ポンプ室		_	常設		66-19-1 66-19-2	「66-19-2 大容量送水ポンプ(タイ	ブⅡ)」で整理(系に含まれる)		
			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	長を参照)	

※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I)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。

				- 女川原十刀発電	加2亏炉	里人争议	寺刈処設	用17. 首設1	i 整埋表 【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, 可搬	N,2N	保安規定	【日】 LCO対象SA設備の機能全でを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
			ガスタービン発電機		2台	常設	N	66-12-1		非常用交流電源設備		— 号炉間電力融通設備(時間短縮
			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		(非常用ディーゼル発電機)	_	の補完措置合む)
			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	(「66-12-1 常設代替交流電源設備	構」で他表を参照)	
			タンクローリ		2台	可搬	N	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	構」で他表を参照)	
20.40.4			軽油タンク		2,770mm 3,140mm	常設	N	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	構」で他表を参照)	
66-12-1 常設代替交 流電源設備	1.14	1.14 常設代替交流電 源設備による給電	ガスタービン発電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		常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理	(系に含まれる)		
THE PERMIT DE INC			ホース		_	可搬	N	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		_	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	「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		_	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)	
			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)	
			電源車		2台×2	可搬	2N	66-12-2	_	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備	代替品の補充等 号炉間電力融通設備(時間短縮 の補完措置含む)
			軽油タンク		2,770mm 3,140mm	常設	N	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	殳備」で他表を参照)	
			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	(「66-12-2 可搬型代替交流電源	殳備」で他表を参照)	
			タンクローリ		2台	可搬	N	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	殳備」で他表を参照)	
66-12-2			電源車~電源車接続口(原子炉建屋)電路			可搬	2N	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源記	殳備」で整理(系に含まれる)		
可搬型代替 交流電源設 備	1.14	1.14 可搬型代替交流 電源設備による給電	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	_	常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理	(系に含まれる)		
DPB			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)		
			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)		
			ホース		_	可搬	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」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		_	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)		
			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)		

				タ川原丁刀光貝	シント	<u> </u>	可列观政	開し日政リ	#登理衣 【衣00-12 電源	· 政 / 用 』		
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	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
			125V蓄電池2A		1組	常設	N	66-12-3	_	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備	_
			125V蓄電池2B		1組	常設	N	66-12-3		非常用直流電源設備 (125V充電器)	125V充電器	
			125V充電器2A		1個	常設	N	66-12-3		非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 非常用直流電源設備	常設代替交流電源設備	
66-12-3 所内常設蓄 電式直流電 源設備	1.14	1.14 所内常設蓄電式 直流電源設備による給 電	125V充電器2B	運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換	1個	常設	N	66-12-3	_	(125V蓄電池) (125V代替蓄電池) (125V充電器)	125V充電器	_
			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	「66-12-3 所内常設蓄電式直流電	冒酒設備 (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		_	常設	N	66-12-3	100 12 3 万平3 市政品电风但测量	₿極の必用」(□□・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・		
			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	=	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 非常用直流電源設備 (125V充電器)	常設代替交流電源設備 125V代替充電器	=
66-12-4 常設代替直	1.14	1.14 常設代替直流電	125V付替蓄電池~125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1電路	FILK UNINTER	_	常設	N	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備	備」で整理(系に含まれる)		
流電源設備	11.14	源設備による給電	250V蓄電池	運転、起動,高温停止	1組	常設	N	66-12-4	-	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機) 非常用直流電源設備 (125V充電器) (250V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	「66-12-4 常設代替直流電源設備	備」で整理(系に含まれる)		

### 1800 변경					メ川原丁刀光貝	別と方が	里八爭以	守刈処故门	開八百改川	整埋表			
14	表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備		所要数	常設,可搬	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 (基準要求を維持できる場合)	AOT N:3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) ※:事前準備等の補完措置含む	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
14				125V代替蓄電池		1組	常設	N	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理	(「66-12-5 可搬型直流電	源設備」で他表を参照)	
144				125V代替充電器		1個	常設	N	66-12-5	(非常用: 非常用i (125V充 (125V蓄	ディーゼル発電機) 重流電源設備 電器) 電池)		-
1.4				電源車		2台×2	可搬	2N	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理	理(「66-12-5 可搬型直	流電源設備」で他表を参照)	
### 2500 元音				軽油タンク			常設	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-12	!-5 可搬型直流電源設備	」で他表を参照)	
144 144				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(「66-12	-5 可搬型直流電源設備	」で他表を参照)	
### 1.14 日本				タンクローリ		2台	可搬	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理(「66-12	-5 可搬型直流電源設備	」で他表を参照)	
日本の				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)		
第次の一による経験 1.4			1.14 可搬型代替直流	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)		
125V代替素電池及び125V代替素電器~126V直流主母解盤	直流電源設	1.14		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)		
2人-1及(125)(直流主母線型の一電路 125)(南流主母線型を24-1及び 125)(南流主母線型を24-1及び 125)(南流主母線型を24-1及び 125)(南流主母線型を24-1及び 125)(南流主母線型を24-1及び 125)(南流主母線型を24-1及び 125)(南流主母線型を24-1及び 125)(南流主母線型を24-1で表 125)(南流主母線型を24-1で表 125)(南流主母線型を24-1で表 125)(南流主母線型を24-1で表 125)(南流主母線型を250)(東南市 124)(東京市 125)(南流主母線型電路 126)(東京市 124)(東京市 125)(東京市				ホース]	_	可搬	N	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理 (系に含	まれる)		
電源車子機能口(原子炉建屋) *** 1.14]	_	常設	N	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)		
125/直流主母線整28-1電路]	_	可搬	N	66-12-2	「66-12-2 可搬型代替交流電源設備」で整理	理 (系に含まれる)		
250V充電器 運転、起動、高温停止]	_	常設	N					
1個 常設 N 66-12-5 ・				250V蓄電池		1組	常設	N	66-12-4	「66-12-4 常設代替直流電源設備」で整理	(「66-12-5 可搬型直流電	源設備」で他表を参照)	
電源車接続口(原子炉建屋)~250V直流主母線盤電路				250V充電器	運転,起動,高温停止	1個	常設	N	66-12-5	(非常用 非常用直 (125V充 (125V蓄	ディーゼル発電機) 直流電源設備 電器) 電池)		_
電源単接触L (原子炉建塵) ~ 250V 値流主母線盤電路				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				
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 緊急用助力変圧器2G系 代替所内電 気設備 1.14 代替所内電気設備 1.14 (大きが内電気設備)				電源車接続口(原子炉建屋)~250V直流主母線盤電路		_	常設	N					
緊急用高圧母線2G系				ガスタービン発電機接続盤		2個	常設	N	66-12-6				
San				緊急用高圧母線2F系		2系列	常設	N	66-12-6				
66-12-6 代替所内電 気設備 1.14 代替所内電気設備 2系急用低圧母線2G系 運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換 常設 N 66-12-6 常設 N 66-12-6				緊急用高圧母線2G系		1系列	常設	N	66-12-6				
66-12-6 代替所内電 気設備 1.14 代替所内電気設 無による給電 解急用妊圧母線2G系 運転、起動、高温停止、冷温 停止及び燃料交換 常設 N 66-12-6				緊急用動力変圧器2G系		1個	常設	N	66-12-6	非党田部		_	_
気設備 緊急用交流電源切替盤2G系 学型 2個 常設 N 66-12-6		1 14		緊急用低圧母線2G系		3系列	常設	N	66-12-6	- 9F th / 111/	IF THE ACIDS IN		
取备用充添重等/打获般のC 3 1/周 告奶 N 66-12-6	気設備		備による給電	緊急用交流電源切替盤2G系	停止及び燃料交換	2個	常設	N	66-12-6				
然心乃太川·电原·刘目进20万代 11回 作3X N 00 12 0				緊急用交流電源切替盤2C系]	1個	常設	N	66-12-6				
緊急用交流電源切替盤2D系 1個 常設 N 66-12-6				緊急用交流電源切替盤2D系]	1個	常設	N	66-12-6				
非常用高圧母線2C系 - 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)				非常用高圧母線2C系]	_	常設	N	66-12-6	「66-12-6 代替所内雷気設備」で整理(系)	ニ含まれる)		
非常用高圧母線2D系				非常用高圧母線2D系		_	常設	N	66-12-6				

表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
			軽油タンク		2,770mm 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	可搬	N	66-12-7	_	_	_	代替品の補充等
66-12-7 燃料補給設 備	1.14	1.14 燃料補給設備に よる補給	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	-	常設	N	66-12-7				
PPG			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)		
			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		_	可搬	N	66-12-7				

				女川原子刀発	電所2号炉	里大爭可	以等对処設	備代替設備	備整理表 【表66-13 計場	長設備 】		
表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ自主対策設備([]記載)※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【0】 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 AOT30日 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 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 温度	原子炉圧力容器温度	連転、起動、高温停止、冷温停止 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 ゲートが開の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出 きれ、かつブールゲートが閉の 場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	①主要バラメータの他の検出器 ②原子炉圧力(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(悠料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA広帯域) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	_
		原子炉圧力容器内の	原子炉圧力	運転 起動, 高温停止及び冷温	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原子炉圧力(SA) ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(然料域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位等程度	-
		圧力	原子炉圧力(SA)	停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	①主要バ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(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原子炉水位等加度	-
			原子炉水位(広帯域)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	①主要バ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広帯域) 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 去系へがエブ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 去系凡春納容器冷却ライン洗浄流量) 《適店施配制板圧注水系ポンプ出口流量	-
		原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位 (燃料域)	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ない。 (1)原子炉水位がオーバーフ	1チャンネル	常設	N	66–13–1	-	-	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(SA) ④原子炉圧力(SA) ④圧力即制室圧力	-
		жш	原子炉水位(SA広帯域)	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	1チャンネル	常設	N	66–13–1	-	-	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携留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除 去系へパ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 去系の系格物容器や却ライン洗浄流量) ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	-
			原子炉水位(SA燃料域)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	(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原子炉の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残圧炉のスプレイ系ポンプ出口流量 (3原子炉圧力 (3原子炉圧力 (3下力)料室圧力	-

				メ川原丁刀光	电川乙万次	里人争印	以守刈处政	川川い百改	備整埋表 【表66-13 計	友政1佣』		
表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ自主対策設備([]記載)※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足する SA設備 (基準要求を満足できない場合) ※・事前準備等の補完措置含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-13-1 主要パラメー タおよび代替 パラメータ	1.15		高圧代替注水系ポンプ出口流量	運転、起動及び高温停止※ ※原子炉圧力が1.04MPa[gag e]以上の場合に適用する	1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉水位(広幣域) ②原子炉水位(広幣域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA広帯域)	_
			残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 保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)	運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ なのた場合は適用しない。 (1)原子炉が灰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開の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	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広帯域)	_
			直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	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)	_
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却ポンブ出口流量		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	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)	-
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	運転、起動及び高温停止※ ※原子炉圧力が1.04MPa[gag e]以上の場合に適用する	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	-	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(悠料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	_
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	-	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)	_
			残留熱除去系ポンプ出口流量	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	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	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)	_
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	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、かつブールゲートが閉の 場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	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広帯域)	_
			機留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系へッドスプレイライン洗浄流量) 機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チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウェル水位 ③ドライウェルよ度 ③ドライウェル圧力 ③圧力却削率圧力	_
		原子炉格納容器への 注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	-	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウェル水位 ②ドライウェル温度 ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	_
			代替循環冷却ポンプ出口流量		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	-	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウェル水位 ②ドライウェル温度 ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	_
			原子炉格納容器下部注水流量		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウェル水位	_

				女川原士刀筅	电阴之方外	' 里人争的	人寺刈処設	/順1て谷設1	備整埋表 【表66-13 計3	支設1佣 】		
表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ自主対策設備([]記載)※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足する SA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30目 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-13-1 主要パラメー タおよび代替	1.15		ドライウェル温度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウェル圧カ ③圧カ抑制室圧カ	-
パラメータ		原子炉格納容器内の 温度	圧力抑制室内空気温度	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の検出器 ②サブレッションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	-
			サプレッションプール水温度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	-	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	_
			原子炉格納容器下部温度		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	
		原子炉格納容器内の 圧力	ドライウェル圧力	運転, 起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	П	①圧力抑制室圧力 ②ドライウェル温度 ③[ドライウェル圧力]	-
			圧力抑制室圧力		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	=	①ドライウェル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③[圧力抑制室圧力]	_
			圧力抑制室水位		1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	_	①主要バラメータの他チャンネル 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 去系へッドスプレイライン洗浄流量) ②捜留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除 去系日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原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量 ③復水貯蔵タンク水位	-
		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	-	-	①主要バ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 去系へが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(接留熱除 去系B系格納容器冷却ライン洗净流量) ②順子炉格納容器代替スプレイ流量 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 ③復水貯蔵タンク水位 ③復水貯蔵タンク水位	-
			ドライウェル水位		1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	①主要バ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 去系へがドスプレイライン洗浄流量) ②携留熱除去系洗浄ライン流量(接留熱除 去系B系格納容器冷却ライン洗净流量) ②原子炉格納容器代替五ブレイ流量 ②作子炉格納容器代替五ブレイ流量 ②原子炉格納容器代替五ブレイ流量 ③復水貯蔵タンク水位 ③復水貯蔵タンク水位	

				女川原十刀発	电阶2号炉	* 里大争的	人寺对処設	偏代督設:	備整理表 【表66-13 計划	支設佣 】		
表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ自主対策設備([]記載)※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足する SA設備 (基準要求を満足できない場合) ※・事前準備等の補完措置含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-13-1 主要パラメー	1.15		格納容器内水素濃度(D/W)		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格納容器内雰囲気水素濃度	_
タ及び代替パ ラメータ		原子炉格納容器内の	格納容器内水素濃度(S/C)	- 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格納容器内雰囲気水素濃度	_
		水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度		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格納容器内水素濃度(D/W) ②格納容器内水素濃度(S/C)	_
		原子炉格納容器内の	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	中本 +1 科 コ + (古 垣 店 .)	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[エリア放射線モニタ]	_
		放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	- 運転, 起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線エニタ]	_
		未臨界の維持又は監	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	ラヤンイル	常設	N	66-13-1	-	-	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 ②[制御棒位置指示系]	_
		126	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	_	-	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]	_
			[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	_	_	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	_
			サプレッションプール水温度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	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	_
			残留熱除去系熱交換器入口温度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①サプレッションプール水温度	_
		最終ヒートシンクの確 保(代替循環冷却系)	代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉圧力容器への注水)	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	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原子炉压力容器温度	_
			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チャンネル	常設	N	66-13-1	_	-	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウェル水位 ②ドライウェル温度 ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	_
			フィルタ装置水位(広帯域)		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	_
			フィルタ装置入口圧力(広帯域)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	_	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	_
		最終ヒートシンクの確保(原子炉格納容器	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	_	_	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	_
		フィルタベント系)	フィルタ装置水温度		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	
			フィルタ装置出口放射線モニタ]	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	_
			フィルタ装置出口水素濃度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①格納容器内水素濃度(D/W) ①格納容器内水素濃度(S/C)	_
		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	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	_
			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※	1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	_	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッションブール水温度	_
		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、かつブールゲーが開の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	-	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	-
			残留熱除去系ポンプ出口流量	(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①圧力抑制室水位 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力	_

				スハル 1 カル	セルノケクル	エハデル	사다가 쓰다	川に日以	開登理衣 【衣00-13 計算	X DX I/HI A		
表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ自主対策設備([]記載)※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足する SA設備 (基準要求を満足できない場合) ※・事前準備等の補完措置含む AOT:30日 (代替バラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-13-1 主要パラメー タ及び代替パ	1.15		原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)		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原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	_
ラメータ			原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域)	_
		格納容器パイパスの 監視(原子炉圧力容器 内の状態)	原子炉圧力	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低帯域) ③原子炉水位(SA低帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	_
			原子炉圧力(SA)		1チャンネル	常設	N	66-13-1	-	-	①主要バラメータの他チャンネル ②原子炉に (九帯域) 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広帯域) ③原子炉水位 (SA広帯域)	-
		格納容器バイパスの	ドライウェル温度		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウェル圧力	_
		監視(原子炉格納容器 内の状態)	ドライウェル圧力	運転,起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	-	①圧力抑制室圧力 ②ドライウェル温度 ③[ドライウェル圧力]	-
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	-	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ②[エリア放射線モニタ]	-
		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	運転, 起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ②[エリア放射線モニタ]	_
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力		1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	-	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ②[エリア放射線モニタ]	_
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	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情の場合 (2)原子炉の場合を燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	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 去系へッドスプレイライン洗浄流量) ①残留熱除去系洗浄ライン洗浄流量) ①複関熱除去系洗浄ライン洗浄流量) 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 ②高圧炉心スプレイ条ポンプ出口流量 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直流駆動低圧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原子炉附離時冷却系ポンプ出口圧力 ②腐子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(紫料域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA広帯域)	_
		圧力抑制室水位	運転、起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-1	_	_	①主要バラメータの他チャンネル 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低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流 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後低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	_	

				女川原士刀光!	电灯4万次	' 里人争り	以守刈处政	1佣17(省政1	備整埋表 【表66-13 計	医政1佣】		
表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※1 主要パラメータ 有効監視パラメータ 自主対策設備 ([]記載)※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足する SA設備 (基準要求を満足できない場合) ※・事前準備等の補完措置含む AOT:30日 (代替パラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
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	連転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ ※原子炉が変に示す状態となっ た場合は適用しない。 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 きれ、かつブールゲートが閉の 場合	7チャンネル	常設	N		「66-8-2 原子炉建屋内の水素) 限等を定める	農度監視」において運転上の制	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合装置動作監視装 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) ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	_
			使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)		1チャンネル	常設	N	66-9-4			①使用済燃料ブール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料ブール上部空間放射線モニ タ(高線量、低線量) ②使用済燃料ブール監視カメラ	
		使用済燃料プールの	使用済燃料ブール水位/温度(ガイドバルス式)	使用済燃料プールに照射された	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	設備」において運転上の制限	①使用済燃料ブール水位/温度(ヒート サーモ式) ②使用済燃料ブール上部空間放射線モニ タ(高線量、低線量) ②使用済燃料ブール監視カメラ	
		監視	使用済燃料ブール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)	燃料を貯蔵している期間	1チャンネル	常設	N	66-9-4	等を定める。		①使用済燃料ブール水位/温度(ヒートサーモ式) ①使用済燃料ブール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料ブール監視カメラ	_
			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使用済燃料ブール水位/温度(ヒートサーモ式) ①使用済燃料ブール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料ブール水位/温度(ガイドバルス式) ②使用済燃料ブール上部空間放射線モニ 夕(高線量、低線量)	

^{※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は耐震性または耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器を示す。有効監視パラメータは運転上の制限を適用しない。 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。

				スパル 171元 电	111271	エハナい	4 V) VC (X I		開金性衣 【衣00~13 計表					
表No.	技術的能力	項目	LCO対象SA設備※+ 主要・バラメータ 自主対策設備((一)記載)※2	適用される 原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 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 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合む AOT:30日 (代替バラメータ※3)	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日		
66-13-2 補助パラメー	1.15	電源関係	6-2F-1母線電圧		1チャンネル	常設	N	66-13-2						
タ			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	運転,起動,高温停止,冷温	1チャンネル	常設	N	66-13-2						
			4-2D母線電圧	停止及び燃料交換	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	_	-	_	代替計器等による監視		
			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	運転, 起動及び高温停止	1チャンネル	常設	N	66-13-2						
		その他	高圧窒素ガス供給系 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						
			代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力	是4, 应到从0.同温行业	1チャンネル	常設	N	66-13-2						
66-13-3 可搬型計測 器	1.15	1.15 可搬型計測器に よる計測	可搬型計測器	運転, 起動, 高温停止, 冷温 停止及び燃料交換	25個	可搬	N	66-13-3	_	_	_	代替品の補充等		
66-13-4 パラメータ記 録	1.15	1.15 パラメータ記録	安全パラメータ表示システム(SPDS)(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	1式	常設	N	66-17-1	「66-17-1 通信連絡設備」で整理	G傭」で整理(「66-13-4パラメータ記録」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66-14 運転員が中央制御室にとどまるための設備】

			2/1/3/17	11 电内45 水 里入司	>>>			X 1200	11 是报表77 1 八明四王	THE CONTRACTOR OF THE PROPERTY		
表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設,可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[c] LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
			中央制御室送風機		1台	常設	N	66-14-1		残留熱除去系(低圧注水モード,		
			中央制御室排風機		1台	常設	N	66-14-1		格納容器スプレイ冷却モード, サ プレッションプール水冷却モード)		
			中央制御室再循環送風機		1台	常設	N	66-14-1		(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。)		
			中央制御室再循環フィルタ装置		1基	常設	N	66-14-1		成/100/4/1/1/1/1/1/1/1/1/1/1/1/1/1/1/1/1/1		
			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研	催保」で整理(系に含まれる)		
			中央制御室待避所加圧設備(空気ボンベ)	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	40本	可搬	N	66-14-1	_	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 ブレッションブール水冷却モード, は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。)	_	代替品の補充等
			中央制御室待避所加圧設備(配管・弁)	※:停止余裕確認後の制御棒 1本の挿入・引抜を除く。	_	常設	N	66-14-1	「66-14-1 中央制御室の居住性研	・ 住保」で整理(系に含まれる)		
66-14-1		1.16 居住性の確保	差圧計(中央制御室待避所用)		1台	常設	N	66-14-1				
中央制御室 の居住性確	1.16 1.16 居住性の	1.16 居住性の確保	酸素濃度計(中央制御室用)		2個	可搬	N	66-14-1				代替品の補充等
保		6 1.16 居住性の確保	二酸化炭素濃度計(中央制御室用)		2個	可搬	N	66-14-1	_	_	_	で自由の一冊ルサ
			データ表示装置(待避所)		1台	常設	N	66-14-1				
			中央制御室遮蔽		遮蔽(建物の	壁等)について	は、運用による	5厚さの変化や	放障等により機能喪失するもので	はないことからLCO対象とはしない	(保安規定変更に係る基本方針4.3-	(1))
			中央制御室待避所遮蔽					.,				
			無線連絡設備(固定型)		-	1	_	66-17-1	「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」で他素を参照)	
			衛星電話設備(固定型)		_	_	_	66-17-1	700 17 1 超出建机改调了CE生	(100 14 1 年入前降至0/2012年	ME WJ CIESSES WITH	
			無線連絡設備(屋外アンテナ)	運転,起動,高温停止,冷温	_	_	_	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)	停止及び燃料交換	_	_	_	66-17-1	The state of the s	(30.14 0.14 0.7		
			可搬型照明(SA)		6個	可搬	N	66-14-1	_	_	_	代替品の補充等
			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	・ 情」で整理 (「66-14-1 中央制御室 ・	の居住性確保」で他表を参照)	
66-14-2 原子炉建屋 ブローアウト パネルおよび 閉止装置	フト 1.16 1.16 被ばく線量の低: よび 1.16 被ばく線量の低:	原子炉建屋ブローアウトバネル閉止装置	運転、起動及び高温停止	24台	常設	N	66-14-2	-	原子炉建屋ブローアウトパネル の機能が健全であることの確認	-	手動操作等による閉止手段の確 認	

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 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 海足する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
		1.17 放射線量の代替	γ線サーベイメータ		2台	可搬	N	66-15-1				
		測定	β線サーベイメータ		2台	可搬	N	66-15-1				
		1.17 空気中の放射性 物質の濃度の代替測 定	α線ベイメータ		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	_	_	_	代替品の補充等
66-15-1 監視測定設		代替測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ	连拉,吃到,同酒行业,们温	2台	可搬	N	66-15-1				
備		1.17 放射性物質の濃	可搬型モニタリングポスト	停止及び燃料交換	9台	可搬	N	66-15-1				
		度(空気中,水中,土 壌中)の測定 1.17 海上モニタリング・パストの代替交流電源からの給電	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	「66-12-1 常設代替交流電源設備	・ 計」で整理 (「66-15-1 監視測定設	備」で他表を参照)	
			データ処理装置		_	常設	N	66-15-1	系に含まれる(可搬型モニタリンク	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】

				女川原十刀発電別	T2号炉 9	L 入争	- 对処設偏	代督設佣金	整理表 【表66-16 緊急時			
表No.	技術的能力	対応手段	LCO対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
			緊急時対策所遮蔽		遮蔽(建物の	壁等)について	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	・ 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4.2	3-(1))
			緊急時対策所非常用送風機	運転,起動,高温停止,冷温	1台	常設	N	66-16-1	_	_	_	_
			緊急時対策所非常用フィルタ装置	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給排気配管・弁		_	常設	N	66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性	1 生確保」で整理(系に含まれる)		
			緊急時対策所加圧設備(空気ボンベ)	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	415本	可搬	N	66-16-1	_	-	_	代替品の補充等
66-16-1 緊急時対策 所の居住性 確保	1.18	1.18 居住性の確保	緊急時対策所加圧設備(配管・弁)	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。	_	常設	N	66-16-1	「66-16-1 緊急時対策所の居住性	生確保」で整理(系に含まれる)		
			緊急時対策所可搬型エリアモニタ		1台	可搬	N	66-16-1	_	_	_	代替品の補充等
			可搬型モニタリングポスト	運転、起動、高温停止、冷温	_	_	_	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	・ 主性確保(対策本部)」で他表を参照)	
			酸素濃度計	停止及び燃料交換	1個	可搬	N	66-16-1				
			二酸化炭素濃度計		1個	可搬	N	66-16-1	_	_	_	代替品の補充等
			差圧計		1個	常設	N	66-16-1	1			
			ガスタービン発電機		_	_	_	66-12-1	「66-12-1 常設代替交流電源設備	- 備」で整理 (「66−16−2 緊急時対策	1 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	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	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	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	備」で整理 (「66-16-2 緊急時対策	新の代替電源設備」で他表を参照	
			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	1	_	_	_	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理	(系に含まれる)		
			ホース	1	_	_	_	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)		
66-16-2 緊急時対策	1.18	1.18代替電源設備からの給電	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	_	_	_	66-12-7	「66-12-7 燃料補給設備」で整理	(系に含まれる)		
所の代替電 源設備		の桁電	ガスタービン発電機接続盤	停止及び燃料交換				66-12-6		整理 (「66-16-2 緊急時対策所の		
			緊急用高圧母線2F系			_	_	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	の代替電源設備」で他表を参照) T	予備電源車
			電源車(緊急時対策所用)		1台	可搬	N	66-16-2	_	_	_	ア陽电源年 電源車接続口(緊急時対策建屋 南側) 代替品の補充等
			緊急時対策所軽油タンク]	2,410mm	常設	N	66-16-2			_	代替品の補充等
			緊急時対策所燃料移送系配管·弁]		常設	N	66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替制	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		2系列	常設	N	66-16-2			=	代替品の補充等
			ガスタービン発電機~緊急時対策所用高圧母線J系電路 電源車(緊急時対策所用)~電源車接続口(緊急時対策建	-		常設	N	66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替管	電源設備」で整理(糸に含まれる) 電源設備」で整理(系に含まれる)		
			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			常設	N	66-16-2 66-16-2	「66-16-2 緊急時対策所の代替			
<u> </u>	<u> </u>		J系電路			17 DX	I.,	00 10 2		のでは、たって(火)と口を(10g)		

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

					女川原丁刀光电別2	5万岁 里。	(学以守)	が設備し	百以佣金	埋衣 【衣00-1/ 迪信建稅	計改7用』		
表No.	技術的能力	対応手段	Loc	D対象SA設備	適用される 原子炉の状態	所要数	常設, 可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを 満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	[C] LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	[D] 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
				データ収集装置		1式	常設	N	66-17-1	_	_	_	連絡要員の確保等
			安全パラメータ表示システ	SPDS伝送装置		1式	常設	N	66-17-1				274 274 1271 7
			A(SPDS)	SPDS表示装置		1台	常設	N	66-17-1	_	_	_	連絡要員の追加 同種通信機器の追加 他種通信機器による通信手段確 保 記録要員の確保等
				テレビ会議システム	†	1台	常設	N	66-17-1				HOSE SENT
			統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	IP電話	-	6台	常設	N	66-17-1	_	_	_	通信機器の補充等
			7 2710 72 起 日 是 和	IP-FAX	-	3台	常設	N	66-17-1				
66-17-1		1.18 必要な指示およ び通信連絡	無線連絡設備(固定型)		†	6台	常設	N	66-17-1				
通信連絡設 備	1.18 1.19	1.19 発電所内の通信 連絡	無線連絡設備(携帯型)		運転,起動,高温停止,冷温 停止及び燃料交換	43台	可搬	N	66-17-1				生 <u>华</u> 事员 0.10 to
		XE NO	衛星電話設備(固定型)		1	6台	常設	N	66-17-1	_	_	_	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
			衛星電話設備(携帯型)		1	10台	可搬	N	66-17-1				保等
			携行型通話装置		1	10台	可搬	N	66-17-1				
			携行型通話装置 無線連絡設備(屋外アンテナ) 衛星電話設備(屋外アンテナ)	-)	1	_	常設	N	66-17-1		I		
				-)	1	_	常設	N	66-17-1				
			無線通信装置		1	_	常設	N	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		1	_	常設	N	66-17-1				
			有線(建屋内)]	_	常設	N	66-17-1				

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	N,2N	保安規定	【日】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 (基準要求を維持できる場合) LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT N:3日 2N:10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を 満足するSA設備 (基準要求を満足できない場合) ※:事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
66-18-1 ブルドーザお よびバックホ	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	1台	可搬	N	66-18-1	-	ı	_	代替品の補充等
よびバックホ ウ	1.0		バックホウ	停止及び燃料交換	1台	可搬	N	66-18-1	_	-	_	代替品の補充等

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66-19 大容量送水ポンプ】

			タ川原士 ノ	1 宪电师 2 亏况 里人=	尹 哎 寺 刈 災	上改佣170省	汉佣金理?	衣 【衣00−	19 天谷重迭水ホンノ】			
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	【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) ※:事前準備等の補売措置含む AOT.30日	【D】 代替措置 AOT N:10日 2N:30日
	1.4 1.5 1.6	14 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】(原子炉停止中】 14 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却 1.5 原子炉補機化替冷却水系による除於 1.6 原子炉格納容器代替メプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器 内の冷却炉户機審的/炉上线偏後) 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終 1.7 保持循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除終 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		連転. 起動及び高温停止	4台	可搬	2N	66-19-1	_	残留熱除去系 非常用ディーゼル発電機(原子 炉補機冷却水系,原子炉補機冷 却海水系含む)	_	代替品の補充等
66-19-1 大容量送水 ポンプ(タイプ I)	1.7 1.8 1.13	1.8 原子炉格納容器 一部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部へ 0注水 1.8 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 1.8 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 1.13 淡水貯水槽を水源とした対応 1.13 淡水貯水池を水源とした対応(あらかじめ敷設してあるホースが使用 できない場合) 1.13 海水水源とした対応 1.13 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応	大容量送水ポンプ(タイプI)	帝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 ルゲートが間の場合 (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	4台	可搬	2N	66-19-1	-	非常用ディーゼル発電機(原子 炉補機/泊加水系,原子炉補機/冷 加海水系含む)	-	代替品の補充等
		1.5 原子炉補機代替冷却水系による除熱 1.13 海を水源とした対応	大容量送水ポンプ(タイプ I)	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 ルゲートが間の場合 (2)原子炉内から全燃料が 取付開の場合が円の場合が開の場合が円の場合が	4台	可搬	2N	66-19-1	-	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 却海水系含む)	-	代替品の補充等
	1.11 1.13	「TI	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	4台	可搬	2N	66-19-1	_	_	_	代替品の補充等
66-19-2 大容量送水 ポンプ(タイプ II)	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 満を水源とした対応 1.13 淡水貯水槽へ水を補給するための対応 1.13 水源を切り替えるための対応	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	2台	可搬	N	66-19-2	_	(運転、起動,高温停止のみ)残 留熱除去系(抵圧注水モード、 格納容器スプレイ冷却モード、サ ブレッションブール水冷却モー ド) に 使用済燃料ブール温度、水位監 視	_	代替品の補充等

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

2. 別紙

(1) 保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限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】 〇:設備が系統単位でDBと兼 用 【DB-SA統合 凡例】 〇:統合してDB条文にて整理 ×:統合せずSA条文とDB条文の両方で整 理。

			対応手段								Г	Т		適用さ	れる原子炉の状態	ß.		
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	ァ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・3日、2N・・・10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30 日)	DE 兼	運転	起動化工	高温 停 止	燃 料 条作 交 (※		B - A LCOの設定 t	備考
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】	1.1	原子炉圧力高または原子炉水異常低(12)の信号により作動し、自動で制御棒を緊急挿入する。中央制御室からの手動操作も可能。	-	-	ATWS緩和設備(代替原子炉再 循環ポンプトリップ機能)(1分 以内) ATWS緩和設備(自動減圧系作 動阻止機能)(1分以内) ほう酸水注入系(4分以内)	-	×	0	0 -	-	_		LOO対象範囲は、代替制御棒挿入機能 ロジック(手動きが)からAI電磁弁までと する、制御棒、制御棒駆動機構は制御棒 挿入機能として設計基準事故対処設備 の機能を拥持するものであることから、22 条(制御棒のスクラム機能)にて整理す る。	を参考とする場合のAOT)に基づき設定。 【C設備】有効性評価TCにて自動スクラ
66-1-2	ATWS緩和 設備	ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	(1分以内) 【自動起動】(ATWS)	1.1	ATWSが発生した場合に、原子炉圧 力高または原子炉水位異常低(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。	-	-	ATWS緩和設備(代替制御棒挿 入機能)(1分以内)	-	×	0	0 -		_		LCO対象範囲は、代替原子炉再循環ボンブトリップ機能ロジック(手動含む)とする。 -	
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) 【1分以内】(ATWS)	1.1 1.3	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 中性子東高および原子炉水位異常 低(12)による自動作動に以り、自動 減圧系および代替自動減圧回路(代 台動減圧機能)による減圧を阻止 する。	-	-	ATWS緩和設備(代替制御棒挿 入機能)(1分以内)	-	×	0	0 0	O —	原子炉圧力 0.77MPa[gage	別以上	LCO対象範囲は、自動減圧系作動阻止機能ロジック(手動含む)とする。	AOTは基本方針(ECGS機器以外のAOT を参考とする場合のAOT)に基づき設定。
第24条	ATWS緩和 設備	ほう酸水注入系	ほう酸水注入	(4分以内) [15分](ATWS)	1.1	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SLOを起動する。	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	С	0	0 -	-	_		SLCは1.1.1.2.1.8で関係するDB来SA設備であるが、1.1の要求については、系統としての目的(原子炉停止機能) および適用される原子炉の状態が保安規定24条と同等であることから、保安規定24条で整理する。	1.2.1.8は66条で整理
			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	(15分) 【15分】(TBU,TBD)	1.2	給復水系、RCICおよびHPCS喪失時 に、中央制御室からの操作により、 注水を実施する。	-	高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機含む)	原子炉隔離時冷却系 (中央制御室からの起動)(速 やか)	_	×	0	0 0) -	原子炉圧力 1.04MPa[gage つ原子炉起動 する運転確認	助時に実施	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を設定する。 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	HPACとRCICは共通要因で故障する可能性があり得る(蒸気ラインが一部共用のため)ことから、駆動源の異なるHPCSを
66-2-1	高圧注水	高圧代替注水系(中央 制御室からの起動)	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	(15分) 【解析対象外】	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部へ の落下を遅延又は防止し、原子炉圧 力容器内に残存した溶融炉心を冷却 する。	-	高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機含む)	原子炉隔離時冷却系 (中央制御室からの起動)(速 やか)	_	×	0	0 0	0 –	原子炉圧力 1.04MPa[gage つ原子炉起動 する運転確認	助時に実施	の地向を助バーンかじる。直接の改画を 来はないが、有効性評価で限りました場合に、 当該設備が要求されることから、RCIOを B設備として設定しないこととする。	RCICはDB拡張であるが、DB拡張もSA
66.0.0	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操作による発電用原子炉の冷却	(35分以内) 【解析対象外】	1.2	給復水系、RCICおよびHPCS張失時 に、中央制御室からの操作により HPACを起動できない場合は、現場で の人力による弁の操作により起動す る。	原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系 (中央制御室からの起動)(速 やか) 高圧代替注水系 (中央制御室からの起動)(15 分)	_	×	0	0 0	0 –	原子炉圧力 1.04MPa[gage つ原子炉起転 する運転確認	助時に実施 "	て、HPACまたはRCICのどちらかが現場 手動起動可能であれば満足できることか	現場手動起動できることとは、具体的には必要な電動弁の手動操作用ハンドルの操作により環境和できることをいう。 ポンプ等の系統設備が動作不能となった、場合は、中央制御室からの遠隔起動も不可となることから、66-2-1または保安規定第41条のLOO逸脱として対応する。
00-2-2	商江注水	原子炉隔離時冷却系 (現場起動)	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	(110分以内) 【解析対象外】	1.2	SBOおよび直流喪失に加え、HPACが起動できない場合には、現場での 人力による弁の操作によりRCICを起動する。	高圧代替注水系 (現場起動)	<u>富圧炉心スプレイ系</u>	原子炉隔離時冷却系 (中央制御室からの起動)(速 やか) 高圧代替注水系 (中央制御室からの起動)(15 分)	_	С	0	0 0	O —	原子炉圧力 1.04MPa[gage つ原子炉起動 する運転確認	助時に実施		【7 設備】 手動操作用ハンドルを規定するため、電源の確認は不要とする。
			ほう酸水注入系による進展 抑制(ほう酸水注入)	(15分以内) 【解析対象外】	1.2	HPCS喪失時またはSBO時におい て、HPACおよびRCIGにより原子炉 水位低(レペル3)以上に維持できない 場合は、ほう酸水注入を実施する。	_	高圧症小スプレイ系 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機含む) 原子炉隔離時冷却系	_	_	С	0	0 0) –	_		12.18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(遺転 起動)よりも拡張され ることから、保安規定第66条では遺転。 起動および高温停止においてLOOを設定 する。	1.2は、高圧系の要求を考慮し、HPCSまたはRCICを設定する。 1.8は、炉心機傷後に使用することから、 が心機傷に至らせないことを目的に、1.2 で設定したHPCSまたはRCICを1.8も同様 に設定し、DBの注水機能を確保する。 当該系統を使旧する完了時間は、保安
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 炉圧力容器へのほう酸水注 入	(15分) 【解析対象外】	1.8	損傷炉心へ注水する場合。ほう酸水 注入系によるほう酸水の注入を並行 して実施する。	-	高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機会す) 西子恒隔離時冷却系	-	-	С	0	0 () -	_			規定24 条にSLの基を復旧させる措置の 第7 時間が5時間で変められているた め、同様に「5時間」とする。 81.62シクがしての整計時に、保安規定24 条同様の措置(AOT)を行う。

			対応手段								Н		適用さ	れる原子炉の状態	Т		
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	ァ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30 日)	DB 兼 用	運転	高温停止	燃料 条件 交 (※)	DB 一 SA 統合	LCOの設定	備考
第41条	高圧注水	原子炉隔離時冷却系 (中央制御室起動)	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	(速やか) 【自動起動】(TBP等)	1.2	自動起動信号(原子炉水位低(レベル2))による作動または中央制御室からの手動操作によりRCICを起動する。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	0	0		原子炉圧力 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	·	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特にないことから保安規定第41 条(原子炉隔離時冷却系)で整理する。	
第39条	高圧注水	高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系による 発電用原子炉の冷却	(速やか) 【自動起動】(TW, TC)	1.2	自動起動信号(原子炉水位低(レベル2)またはドライェル圧力高)による 作動または中央制御室からの手動操作によりHPCSを起動する。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	0	0	0 –		0	設計拡張設備であり、SA設備としての機 能追加は特にないことから保安規定第39 条(非常用炉心冷却系その1)で整理す る。	
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)	滅圧の自動化	【28分後に作動】 (TQUX)	1.3	ADSの故障により滅圧ができない場合は、代替ADSによりSRV(ADS機能付き)2個(C,H)を開し、滅圧する。	-	-	主蒸気逃がし安全弁(手動減 圧)(1分以内)	_	×	0	0 0 -	— 原子炉圧力 0.77MPa[gage]以上	_	LCO対象範囲は、ATWS緩和設備(自動 滅圧系作動阻止機能)(要素含む)とす る。ADSのアキュムレータ及び主蒸気逃 がし安全弁は39条にて整理する。	AOTは基本方針(ECCS機器以外のAOT を参考とする場合のAOT)のARIを参考に 設定。
			手動操作による滅圧(主蒸 気逃がし安全弁)	(5分以内) 【20分】(LOCA時注水 機能喪失)	1.3	中央制御室からSRVの手動操作により原子炉を滅圧する。(急速滅圧時に 最大8個)	-	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	_	_	0	0	0 –			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 全弁機能及び自動滅圧機能を規定する	満となった場合、主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付き)が少なくとも1個以 上、動作不能となっていることから、条件 Aは保安規定第39条に準じて設定する。
66-3-2	原子炉の減 圧	主蒸気逃がし安全弁(手 動滅圧)	高圧溶融物放出/格納容 器雰囲気直接加熱の防止	(5分以内) 【43分】(DCH)	1.3	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直 接加熱によるPCV破損を防止するた め、SRVの手動操作による減圧を行 う。	_	<u>高圧炉心スプレイ系</u> 原子炉隔離時冷却系	_	_	0	0	0 –		×	い。従って、SA要求として手動減圧機能 を本表にて規定する。 主蒸気逃がし安全弁の手動減圧を行う 場合、急速減圧時に最大6個を開操作す ることから、主蒸気逃がし安全弁11個の	内容は第39条に包絡される。) なお、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機 能付き)が2個以上動作不能の場合に
			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)	隔離完了(20分以内) 【30分】(ISLOCA)	1.3	ISLOCA発生時に、漏えい個所の隔離ができない場合、SRV及びTBVにより原子炉を減圧することで、RPV外への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。	-	<u>高圧炉心スプレイ系</u> 原子炉隔離時冷却系	-	-	0	0	00-				自動減圧系もLCO対象弁のため、r 設備に設定せず。(左記「r 設備」欄については、39条の考えをもとに記載している。)
		可搬型代替直流電源設 備	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	給電まで(45分) 【解析対象外】	1.3	常設直流電源喪失時において,可搬型直流電源設備により主蒸気逃がし 安全弁(自動滅圧機能)の機能を回 復する。	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	常用直流電源設備	_	代替品(電源切替盤等)	×	0	0 0 -		-	SRVの機能回復の要求について、「主蒸 気遊がし安全弁用可搬型蓄電池」又は 「可搬型化替直流電源設備」のどちらか が動作可能であれば満足できることか ら、どちらか一方が動作可能であることを LOOとして設定する。	【B設備】どちらの系統も同じ基準要求に 適合するものであり、どちらかだけでも当 該基準要求を維持できることから、互い にB設備とする。
		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用可搬 型蓄電池による主蒸気逃が し安全弁機能回復	を 給電まで(30分) 【解析対象外】	1.3	常設直流電源喪失時において、主蒸 気逃がし安全弁用可搬型蓄電池によ り主蒸気逃がし安全弁(自動滅圧機 能)の機能を回復する。	可搬型直流電源設備による 主蒸気逃がし安全弁機能回 復	常用直流電源設備	_	代替品(可搬型蓄電池等)	×	0	0 0 -		-	EUCEU CAXEY So.	
66-3-3	原子炉の減 圧	高圧窒素ガス供給系 (非常用)	高圧窒素ガス供給系(非常 用)による窒素ガス確保	駆動源確保完了(50分) ガスポンベ切替完了 (105分) 【95分】(長期TB等)	1.3	常用から非常用に切替えすることで 質素を確保する。窒素の圧力が低下 した場合は、予備の高圧窒素ガスポ ンペに切り替えて窒素ガスを確保す る。	_	アキュムレータ圧力	_	代替品(窒素ガスポンベ等)	×	0 0	0 -		-	LCO対象範囲は、高圧窒素ガスポンベ並 びに流路とする。また背圧対策として、窒 素ガスの供給圧力は予め設定値以上と することを要求する。	アキュムレータの圧力が健全であること
		代替高圧窒素ガス供給	代替窒素ガス供給系による 主蒸気逃がし安全弁開放	駆動源確保(25分以 内) ガスポンベ切替完了 (80分以内) 【解析対象外】	1.3	SRVの作動に必要な圧力が喪失した 場合は、代替高圧窒素ガス供給系に より排気ラインから直接アクチュエー タに窒素を供給し、SRVを開放して原 子炉を滅圧する。	_	アキュムレータ圧力	_	代替品(窒素ガスボンベ等)	×	0	0 0 -				
		系	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		1.3	想定される重大事故等の環境条件 (PCV圧力2Pd)においても確実にSRV を作動させることができるよう、供給 源を代替高圧窒素ガス供給系に切 替る。	_	アキュムレータ圧力	_	代替品(窒素ガスボンベ等)	×	0	0 0 -				
第39条	原子炉の減 圧	HPCS隔離弁	原子炉冷却材の漏えい箇所 の隔離(インターフェイスシ ステムLOCA発生時)	遠隔隔離(20分) 現場隔離(300分) 【5時間】(ISLOCA)	1.3	ISLOCA発生時に、HPCS注入隔離弁 の閉操作を実施し、漏えい箇所の隔 離を行う。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	0	0	0 -		0	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	原子炉建屋ブローアウト パネル	原子炉建屋原子炉棟内の 圧力上昇抑制並びに環境改善(インターフェイスシステム LOCA発生時)		1.3	ISLOCA発生時において、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のため原子炉建屋ブローアウトパネルを開放する。	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	0	0	0 0 -	_	0	ブローアウトパネル(開放)は、原子炉建 屋(DB)の機能であり、適用される原子炉 の状態も保安規定49条(原子炉建屋) (運転、起勤、高温停止、炉心変更等)に 包絡される。	ブローアウトバネルの閉止機能は別途66 条で規定する。

_			対応手段										適用さ	1る原子炉の状態			
表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力→() 有効性評価※→【] ※事象発生からの時間		主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	ァ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日. 2N…10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30 日)	DB 兼 用	運転動	高温停止	然 条件 交 (※)	DB - SA 統合	LCOの設定	備考
			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【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)	1.4 7	原子炉運転中にRHR(低圧注水モー く)及び低圧炉心スプレイ条が故障し ため、低圧代替注水系(常数)(復 水移造ポンプ)により、原子炉へ注水 する。	-	残留熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 低圧炉心スプレイ系 (非常用ディーゼル発電機含む)	低圧代替注水系(可搬型) (時間短縮の補完措置を含む)	-	×	0 0	00	※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位付近イーパープー水位付近かり、 が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		LCO対象を開け、MUMOポンプ及び必要 が武路生する、派軍である復歩所載タン 力は他注水系統と共用することから、別 にLCOを設定する。	
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)(復水 移送ポンプ)による残存溶融 炉心の冷却	RHR(A)系又は(B)系注 入配管使用(15分以内) 内) RHRヘッドスプレイ配 管使用(20分以内) 【解析対象外】	1.4	医圧代替注水系(常設)(復水移送ボ ンプ)により残存溶融炉心を冷却す る。	低圧代替注水系(可搬型) ・代替循環冷却系	発留勢除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 低圧炉のスプレイ系 (非常用ディーゼル発電機含む)	低圧代替注水系(可搬型) (時間短縮の補完措置を含む)	-	×	0 0	00	※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子中水位がオーパー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、かつブールゲートが開の場合			
			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【原子炉停止 中】	(15分)	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時 令却モード)が故障した場合、低圧代 踏注水系(常設)(復水移送ポンプ)に より、原子炉へ注水する。	-	非常用ゲルタ和系(自動源圧系 を強く) (非常用ディーゼル発電機含む)	低圧代替注水系(可搬型) (時間短縮の補完措置を含む)	-	×	_	0	※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位付近イーパープールがサールが開の場合 (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			
			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	(注水(15分以内) 【約5.4時間】(DCH等)	1.8	容融炉心の原子炉格納容器下部へ の落下を運延又は防止し、原子炉圧 か容器内に残存した溶融炉心を冷却 する。	_	残留熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発雷機会か) 低圧炉ルスプレイ系 (非常用ディーゼル発雷機会か)	低圧代替注水系(可搬型) (時間短縮の補完措置を含む)	-	×	0 0	00-	_			
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)(直流 駆動低圧注水系ポンプ)によ る発電用原子炉の冷却	[[] (35分以内) 【約52分】(TBP)	1.4 7	京子炉運転中にRHR(低圧注水モー さ)及び低圧炉心スプレイ系が放降し た場合、低圧代替注水系(常設)(直 赤駆動低圧注水系ポンプ)により、原 子炉へ注水する。	_	残留熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 低圧炉心スプレイ系 (非常用ディーゼル発電機含む)	低圧代替注水系(可搬型) (時間短縮の補完措置を含む)	-	×	0 0	00-	_		LCO対象範囲は、直流駆動板圧注水系 ポンプ及び必要な流路とする。水源であ る復水貯蔵シングは他注水系統と共用す ることから、別にLCOを設定する。	
			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】	1.4	原子炉運転中にRHR(低圧注水モー う)及び低圧炉心スプレイ系が故障し た場合、低圧付着注水系可搬型)に より、原子炉へ注水する。	_	残留熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 低圧炉心スプレイ系 (非常用ディーゼル発電機含む)	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)	_	×	0 0	0 –	―※: 原子炉が次に示す状		LCO対象範囲は、必要な手及び流路とする。大容量送水ボンブ(タイプ I)は表66-19-1においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。	
			低圧代替注水系(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】	1.4 4	低圧代替注水系(可搬型)により, 残 停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	残留熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 低圧炉心スプレイ系(非常用 ディーゼル発電機含む)	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)	-	×	0 0	00	※:原干が次に赤すれ 感となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位がオーで、 が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			
66-4-3	低圧注水	低压代替注水系(可搬型)	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) 分) 【解析対象外】	1.4	原子炉停止中にRHR(原子炉停止時 令却モード)が故障した場合、框圧代 酷注水系(可輸型)により、原子炉へ 主水する。	-	非常用炉心冷却系(自動減圧系 を旅く) (非常用ディーゼル発電機会お)	低圧代替注水系(常設)(復水移 送ポンプ)(15分以内)	-	×	_	0	※:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1)原子炉水位付がオーパープールが付いたが開かれているフ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			
			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	容融炉心の原子炉格納容器下部へ の落下を運延又は防止し、原子炉圧 力容器内に残存した溶融炉心を冷却 する。	_	残留熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 低圧炉心スプレイ系 (非常用ディーゼル発電機含む)	低圧代替注水系(常設)(復水 移送ポンプ)(15分以内)	-	×	0 0	0 -	_			

			対応手段										i	10月され	る原子炉の状態			
表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力→() 有効性評価※→[] ※事象発生からの時間		主な用金(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AOT判断 (2N以外…3日, 2N…10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C (代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30 日)	DB 兼 用	運転	起動停止	冷然	条件 (※)	DB - SA 統合	LCOの設定	備考
第39条	低圧注水	残留熱除去系(低圧注 水モード)	残留熱除去系(低圧注水 モード)による発電用原子炉 の冷却	-	1.4	原子炉運転中、残留熱除去系(低圧 注水モード)が健全であれば、重大事 故等の対処に用いる。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	0	0	0 0		_	0	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第59条「非常用炉心冷却系その1」で整理する。	
第39条	低圧注水	低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ系による 発電用原子炉の冷却	-	1.4	原子炉運転中、低圧炉心スプレイ系 が健全であれば、重大事故等の対処 に用いる。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	0	0	0 0	- -	_	0	重大事故等対処設備(設計基準拡張)であることから、第39条「非常用炉心冷却系その1」で整理する。	
第34条 第35条 第36条	低圧注水	残留熱除去系(原子炉 停止時冷却モード)	残留熱除去系(原子炉停止 時冷却モード)による発電用 原子炉からの除熱	-	1.4	原子炉停止中,残留熱除去系(原子炉停止時モード)が健全であれば、重 大事故等の対処に用いる。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	0	_	- *	0 %	※1:原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以下 ※2:原子炉内から全 燃料が取出された場合 を除く		重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることか。 第443,536年(開子戸停止 時冷却系その1~3」で整理する。	
			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 数内の減圧及び除熱(現場 操作含む。)	ベント開始 中央操作(20分以内) 現場操作(170分以内) ベン要求【約44時間】 (残留熱除去機能喪失 (取水喪失))	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	機留熱除去系 (サブレッシンプール水冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード) (非常開ディーゼル発電機、原子 炉補機冷却水系、原子炉補機冷 却海水系含む)	耐圧強化ベント系(25分)	-	×	0	0 0)			LCOを設定する。現場操作の要求につい	15.17.19.110については、主要な設備 が業用されていることから、これら4年文 の要求を一括リにして、SA条文の表タイ トル(分類)を構成することとする。 17.19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。
66-5-1	最終ヒートシ ンク PCV破損 PCV水素爆	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水素及び酸素の排出	ベント開始(20分以内) 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合に おいて、発生する水素ガス及び酸素 ガスを、格特容器圧力逃がし装置に より排出する。	_	接留熟除去系 (低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 可燃性ガス濃度制御系	-	_	×	0	0 0)	_		大容量送水ポンブ(タイプ I)において、 LOOを設定する。	
	発建屋水素		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滅圧及び除熱(現場操作含む。)	ベント開始 中央操作(20分以内) 現場操作(190分以内) 【約45時間】(雰囲気圧 力・温度による静的負 荷(代替循環使用不 可))	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滅圧 なび除熱を実施し、原子炉格納容器 の加圧破損を防止する。	-	残留熱除去系 (サブルジンプール水舎却モード) (格納容器スプレイ冷却モード) (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 却海水系含む)	代替循環冷却系(30分)	_	×	0	0 0) = -				
			原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容 器内の水素の排出	-	1.10	格納容器から原子炉建屋への水素 の漏えいを抑制し、原子炉建屋内の 水素濃度の上昇を緩和するため、原 子炉格納容器フィルタベント系により 水素を排出する。	66-5-1条文で整理	66-5-1条文で整理	66-5-1条文で整理	66-5-1条文で整理	×	0	0 0		_			
66-5-2	最終ヒートシ ンク PCV破損 PCV水素爆 発 建屋水素	耐圧強化ベント系	耐圧強化ペント系による原 子炉格納容器内の滅圧及 び除熱(現場操作含む。)	ベント開始 中央操作(25分以内) 現場操作(175分以内) 【解析対象外】	1.5	RHR故障時に、耐圧強化ペント系に より最終に一トシンク(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 (ザアレッシュケール水冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード) (非常用デーゼル発電機、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷 却淘水系含む)	_	-	×	0	0 0) — —	_	-	15より保受規定第66条にLCOを設定す の現場操作の要求についても一括りに して設定する。LCO対象部囲は、ペントラ イン及び遠隔手動設備等の付帯設備と する。 原子炉格納容器フィルタベント系により基 準要求を維持できることから、原子炉格 納容器アルタベント系が動作配を増 合は機能要失してもLCO逸脱とはみなさ ない。	
			不活性ガス(窒素)による系 統内の置換	(315分以内) 【解析対象外】	1.7	ベント停止後において発生する水素 及び酸素を排出するため、窒素によ るパージを実施する。	-	機留動除去系 (低圧注水モード) (サプレッシュアール水冷却モード) (排験容器スフレイ冷却モード) (推験容器スプレイ冷却モード) (連窓用デーゼル発電機 原子 恒連線冷却水系、原子炉連線冷 加満水系含ま)	-	代替品(可搬型の窒素ガス供 給装置等)	×	0	0 0		_		原子好格納登襲フィルタベン・永と耐圧 連化ベント系の手順で使用する設備であ るが、それぞれしの設定した場合に動作 不能時は実にしのとなる。原子伊格納容 圏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わらないことから単 検で条文設定する。	タ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(可搬
66-5-3	最終ヒートシ ンク PCV破損 PCV水素爆 発 建屋水素	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	(315分以内) 【解析対象外】	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約 容器の負圧破損防止するため、窒素 を供給する。	-	接留熱除去系 (低圧注水モード) (サフレウンノール水冷却モード) (持熱容器スフレイ冷却モード) (非常用ディーゼル発電機、原子 炉油機冷却水系。原子炉積機冷 却無水系含な)	-	代替品(可搬型の窒素ガス供 給装置等)	×	0	0 0)		_		
5			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	パージ開始(20分) 【解析対象外】	1.9	可搬型窒素ガス供給装置から供給する不活性が入にて系統内を不活性化した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 (低圧注水モード) (均丁ルペン・5水冷却モード) (格納容器スプレイ冷却モード) (非常用ディーゼル発電機 原子 好有標冷加速水高含む) 可燃性ガス濃度制御系	_	代替品(可搬型の窒素ガス供 給装置等)	×	0	0 0					

			対応手段									_		適用され	る原子炉の状態			
表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力→() 有効性評価※→【] ※事象発生からの時間		主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	_{ア設備} LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・3日、2N・・10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30 日)	DE 兼	運転	起動化	高温亭止	生 条件 そ (※)	DB SA 統合	LCOの設定	備考
66-5-4	最終ヒートシ ンク POV破損 POV水素爆 発 建屋水素	原子炉補機代替冷却水系	原子炉補機代替冷却水系による除熱	取水口よりA系使用海側ルート(435分)山側ルート(435分) B系使用海側ルート(535分) B系使用海側ルート(535分)海側ルート(535分)海側ルート(540分) 海水ポンプ室よりA系 使用(420分)B系使用 (485分) [24時間](TW等)	1.5	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 ヒートシンクへ熱を輸送する。	-	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系、非常用 ディーゼル発電機を含む。)	-	大容量送水ボンブ(タイプ1) による海水直接透水(海水ボン ブ金泉水(64分)(最水口泉水 678分) 代替品(可搬型ボンブ・熱交換 器ユニット等)	×	0	0 (000		_	LCO対象範囲は、熱交換器ユニット並び、 に必要な流路とする、熱交換器ユニット は2セット分散配置が要求される。大容量 送水ボンブ(タイプ1)表、表86+19-11 おいてLCOを設定し、2セット分散配置が 要求される。 1.11で、FPCの冷却水確保で要求される ことを考慮し、適用される原子炉の状態 は常時とする。	
			代替循環冷却系による残存 溶融炉心の冷却	RHR(A)注入配管使用 (15分以内) RHR系へッドスプレイ 配管使用(20分以内) 【24時間】(DCH等)	1.4	代替循環冷却系により残存溶融炉心 を冷却する。	-	残留飲除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発車機、原子 び神機冷加水系。原子炉補機冷 加海水系会まう) 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) 低圧代替注水系(可搬型)	_	×	0	0 0	0		_	炉補機代替冷却水系)でLCOを規定する。	原子炉圧力容器への注水並びに原子炉
66-5-5	最終ヒートシ ンク PCV破素 PCV水素 発 発産 建屋水素	代替循環冷却系	代替循環冷却系による原子 炉格納容器内の滅圧及び 除熱	代替循環冷却系 系統構成·運転開始 (30分) 【24時間】(DCH等)	1.7	炉心の牽しい損傷が発生した場合に おいて、作替循環冷却系の運転によ り、原子炉格納容器の匹力及び温 度を低下させることで原子炉格納容 器の過圧破損を防止する。	-	残留勢除去系 (サブルコンデール水舎却モード) (核約容器スプレイ舎却モード) (非常用ディーゼル発電機、原子 炉油機分割水系、原子炉油機冷 却海水系会まり)	-	-	×	0	0 0	0	_	_		
	姓 庄小杀		代替循環冷却系による原子 炉格納容器下部への注水	初期水張り(20分) 注水(5分) 【24時間】(DCH等)	1.8	炉心の著しい損傷が発生した場合、 代替循環冷却系により原子炉格納容 器下部に落下した溶融炉心を冷却す る。	_	残留熱除去系 (格納容與スプレノ含却モービ) (非常用ディーゼル発電機、原子 炉箱機冷却水系、原子炉積機冷 却海水系含ま)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(常設) 原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(可搬型)	_	×	0	0 0	0	_	_		
			代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	(15分以内) - [24時間](雰囲気圧 力・温度による静的負荷)	1.8	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。	-	接留勢除去系(低圧注水モード) (事常用ディーゼル条業機 原子 炉補機冷却水系 原子炉補機冷 加進水系含む) 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) 低圧代替注水系(可搬型)	_	×	0	0 0	0		1		
	最終ヒートシ ンク PCV破損	格納容器内の水素濃度	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	(準備なし)	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合に おいて、原子炉格納容器内に発生す る水素濃度を監視する。	-	_	-	_	×	0	0 0		_	_	表66-13-1(主要パラメータ及び代替パラメータ)にてLCO等を規定する。	
66-5-6	PCV水素爆 発 建屋水素	及び酸素濃度監視	格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素 濃度及び酸素濃度監視	(15分) 【24時間】(雰囲気圧 カ・温度による静的負 荷)	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合に おいて、原子炉格納容器内に発生す る水素ガス及び酸素ガスの濃度を測 定し、監視する。	_	_	_	_	×	0	0 0		_	-		
第34条 第35条 第36条	最終ヒートシ ンク PCV破損 PCV水素爆 発 建屋水素	, 残留熱除去系(原子炉 停止時冷却モード)	残留熱除去系(原子炉停止 時冷却モード)による発電用 原子炉からの除熱	-	1.5	重大事故等対処設備(設計基準拡張)である残留熱除去系(停止時冷却モード)が健全であれば、重大事故等の対処に用いる。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	С	_	_ 3	* o *:	※1:原子炉圧力が 1.04MPa[gage]以下 ※2:原子炉内から全 燃料が取出された場合 を除く	0	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、第34,35,36条(原子炉停止 時冷却系その1~3Jで整理する。	
第39条	最終ヒートシ ンク PCV破損 PCV水素爆 発 建屋水素	, 残留熱除去系(サブレッションブール水冷却モード) 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)	残留熱除去系(サブレッションブ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		1.5	重大事故等対処設備(設計基準拡張)である残留熱除去系(サブ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が健全であれば、重大事故等の対処に用いる。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	С	0	0 0	D — -		0	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、第39条「非常用炉心冷却 系その1」で整理する。	
第52条	最終ヒートシ ンク PCV破損 PCV水素爆 発 建屋水素	原子炉補機冷却海水系 原子炉補機冷却系	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	-	1.5	重大事故等対処設備(設計基準拡張)である原子炉補機や却水系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	С	0	0 (0			重大事故等対処を備(役計基準抗議)で あることから、第52条「原子炉補機冷却 水系および原子炉補機冷却海水系」で整 理する。	関連する設備が運転上の制限を満足し

			対応手段			1						_	il	面用され	6原子炉の状態			
表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力→() 有効性評価※→【 】 ※事象発生からの時 間		主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	ァ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・3日、2N・・10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30 日)	DB 兼 用	運転	高温停止	冷温停止	条件 (※)	DB - SA 統合	LCOの設定	備考
			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(炉心 損傷前)	(20分以内)	1.6	炉心損傷が発生する前で、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により格納容器スプレイ方却系(常設)により格納容器スプレイする。	-	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を含む)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(可搬型)(時間短縮の補 完措置含む)(385分)	-	×	0	0 0	-	_	∮ L た フ	設置許可基準規則49条より保安規定66 条にLCOを設定する。 CO対象範囲は、MUWCポンプ及び必要 :流路とする。 水源である復水貯蔵タンクは他注水系統 と共用することから、別にLCOを設定す	
66-6-1	PCV冷却	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(炉心 損傷後)	(20分以内) 【2.5時間】(DCH等)	1.6	炉心損傷が発生した後で、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により格納容器スプレイする。	_	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を含む)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(可搬型)(時間短縮の補 完措置含む)(385分)	-	×	0	0 0	-	_	_	5.	
			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	初期水張り(20分) 注水(5分) 【2.5時間】(DCH等)	1.8	炉心の著しい損傷が発生した場合。 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に 落下した溶融炉心を冷却する。	-	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を含む)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(可搬型)(時間短縮の補 完措置含む)(385分)	-	×	0	0 0	-	_			
			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(炉心損傷前)	建屋外準備·送水(385分) (23時間](残留熱除去機能喪失(残留熱除去系故障))	1.6	炉心損傷が発生する前で、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)により格納容器スプレイする。	-	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を含む)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(常設)(20分)	-	×	0	0 0	-	_	£ 2 6	设置許可基準規則49条より保安規定66 条にLCOを設定する。 CO対象範囲は、必要な弁及び流路とす 5、大容量送水ボンブ(タイブ I)は、表 i6-19-1においてLCO設定し、2セット分 枚配置が要求される。	
66-6-2	PCV冷却	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)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後)	建屋外準備・送水(385分) 【23時間】(DCH等)	1.6	炉心損傷が発生した後で、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時に おいて、原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系(可搬型)により格納容器スプレイする。	_	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を含む)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(常設)(20分)	_	×	0	0 0		_	_		
			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	(385分) 【23時間】(DCH等)	1.8	炉心の著しい損傷が発生した場合。 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)により原子炉格納容器下部 に落下した溶融炉心を冷却する。	_	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を含む)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(常設)(20分)	_	×	0	0 0		_			
第39条	PCV冷却	残留熱除去系(格納容 器スプレイ冷却モード)	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	-	1.6	重大事故等対処設備(設計基準拡 張)である残留熱除去系(格納容器 スプレイ冷却モード)が健全であれば 重大事故等の対処に用いる。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	0	0	00		_	0	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、第39条「非常用炉心冷却 系その1」で整理する。	
第39条	PCV冷却	残留熱除去系(サプレッションブール水冷却モード)	残留熱除去系(サブレッションブール水冷却モード)によるサブレッションブールの除熱	-	1.6	重大事故等対処設備(設計基準拡張)である残留熱除去系(サブレッションブール水冷却モード)が健全であれば重大事故等の対処に用いる。	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	DB条文で整理 (設計拡張設備)	0	0	0 0) <u> </u>	_	đ	重大事故等対処設備(設計基準拡張)で あることから、第39条(非常用炉心冷却 系その1」で整理する。	
66-7-1	原子炉格納 容器下部に 落下した溶 融炉心冷却	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)に よる原子炉格納容器下部へ の注水	初期水張り(15分) 注水(5分) [5.4時間](DCH等)	1.8	炉心の著しい損傷が発生した場合。 原子炉格納容器であば水系(常設) (復水移送水ンプ)により原子炉格納 容器下部に落下した溶融炉心を冷却 する。	-	建留熱除去系 (低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機を含む)	原子炉格納容器下部注水系 (常設)(代替循環冷却ポンプ) (時間短縮の補完措置含む) (20分)	-	×	0	0 0		-	3	CO対象範囲は、MMWのポンプ並びに必 東江森路とする 大瀬である復水貯蔵タンクは他注水系統 - 共用することから、別にLOOを設定す ら。	
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)	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	初期水張り(20分) 注水(5分) 【解析対象外】	1.8	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器で詰け水系(常設) (代替館環冷器でおけて)により原子炉 格納容器で部に落下した溶融炉心を 冷却する。	-	残留熱除去系 (低圧注水モード) (主常田ディーゼル発電機を含 む)	原子炉格納容器下部注水系 (常設)(復水移送ポンプ)(15 分)	-	×	0	0 0)	-	À	CO対象範囲は、代替循環冷却ポンプ並 以上必要な流路とする。 第一字神機化替希加水系については他 の目的でも使用することから、別表(原子 戸補機代替冷却水系)でLCOを規定す 5。	
66-7-3		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)による原子炉格 納容器下部への注水	建屋外準備·送水(385分) (解析対象外]	1.8	炉心の著しい損傷が発生した場合、 原子炉格納容器下部に水系可搬型) により原子が場合を が た溶融炉心を冷却する。	_	建留勢除去系 (低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機を含 注)	原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)(15分) 原子炉格納容器下部注水系 (常設)(代替循環冷却ポンプ) (20分)	-	×	0	0 0	-	_	6	CO対象範囲は、必要な弁及び流路とする。大容量送水ボンブ(タイプ 1)は、表 16-19-1においてLCO設定し、2セット分 放配置が要求される。	
66-8-1	建屋水素	静的触媒式水素再結合 装置	静的触媒式水素再結合装 置による水素濃度抑制	-	1.10	静的触媒式水素再結合器により、原 子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑 制する。	-	理智能除主義(低圧は大モード) 非常用子(一世ル管理機) 非維持を加水系。原子中植機会 加速水系を含む) 北空用らのか出系(自動域圧基 を設し) (非常用子(一世ル管理機)原子 定性機分加水系。原子中植機分 加速水系を含む) 使用子(世界) 使用子(世界) 使用子(世界) に対して、 に対して に対して、 にが、 に対して、 にが、 にが、 にが、 にが、 にが、 にが、 にが、 にが	_	原子炉建屋ベント投傷(60分)	×	0	0 0	0 8	※:原子炉が次に示す 状態となった場合は適 用しない。 (1)原子炉水位がオー パーフロー水位付近 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	1 1	合装置とする。動作監視装置は表66- 3-1にてLCO等を規定する。	(予設備)冷温停止、燃料交換時は原子 炉注水可能だの設備: 系列が確認でき れば良い為,非常用炉心冷却系1系列 自動減圧系除く)を設定する。

			対応手段									т	通.	用される	5原子炉の状態			
表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力→() 有効性評価※→【 】 ※事象発生からの時 間		主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	γ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・3日、2N・・・10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・10日, 2N・・・30 日)	DB 兼 用	運転	高温停止	冷温停止 燃料交換	条件 (※)	DB - SA 統合	LCOの設定	備考
66-8-2		原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度 監視	-	1.10	原子炉建屋内水素濃度の監視。	-	-	代替パラメータ(他チャンネル) (原子炉建屋水素温度監視設 備又は静的触媒式水素再結合 装置動作監視装置)	-	×	0	00	0 *	※:原子炉が次に示す適 用ない。 (1)原子炉水位がオー パーフロー水位が近ー が開の場合 (2)原子炉内から全燃 料が取出され、かつ オールゲートが閉の場合		LOO対象範囲は、原子伊建恒火素温度 管視数値とする。 フチャンネル全で必要であるため、表66- コーと別にLOO設定する。AROでの第二等 間については単用した設定とする。 原子炉建座機和瞭接にに設置される2 チャンネルが動作不能の場合は、共通要 員等により同時に動作不能となった場合 と同様の措置とする。	
			燃料ブール代替注水系(常 設配管)による使用済燃料 ブールへの注水	建屋外準備・送水(380分) (解析対象外]	1.11	使用済燃料ブールの冷却機能又は 注水機能の要失、又は小規模な漏え い機能に対容量送水ポ ンプ(タイプI)により注水する。	-	使用済燃料ブール温度、水位監 <mark>理</mark>	燃料ブール代替注水系(可搬型)(380分)	ろ過水系による注水(45分)	×	0	00	0 0	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		孔も含む。 大容量送水ポンプ(タイプ I)は、表66- 19-1においてLCO設定し、2セット分散配 置が要求される。	【 y 設備】 使用済燃料ブ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ブール温度、 水位監視を設定する。
66-9-1	SFP	燃料プール代替注水系	燃料プール代替注水系(可 搬型)による使用済燃料 プールへの注水	建屋外準備・送水(380分) (13時間](想定1.2)	1.11	使用済燃料ブ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1)により注水する。	-	使用済燃料ブール温度 水位整 理	燃料ブール代替注水系(常設配管)(380分)	ろ過水系による注水(45分)	×	0	00	00	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			
			使用済燃料ブールからの漏 えい抑制	【約4分】(想定2)	1.11	ブールに接続する配管破断等により FPC戻り配管からサイフォン現象によるブール水漏えいが発生した場合 に、ブールのサイフォン現象の継続 を防止する。	_	-	_	-	×	0	0 0	0 0	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			
			燃料ブールスプレイ系 (常設 配管)による使用承燃料 ブールへのスプレイ	建屋外準備・送水(380分) (解析対象外)	1.11	使用済燃料ブールへのスプレイを実施することで ブ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。	-	使用済燃料ブール温度、水位監 理	燃料ブールスプレイ系(可搬型)(380分)	化学消防自動車及び大型化学 高所放水車(125分)	×	0	0 0	00	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		大容量送水ボンブ(タイプI)は,表66- 19-1においてLCO設定し,2セット分散配 置が要求される。	【 r 設備】 使用済燃料プールが健全であることの確認 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
66-9-2	SFP	燃料ブールスプレイ系	燃料ブールスプレイ系(可搬型)による使用済燃料ブールへのスプレイ	建屋外準備・送水(380分) (解析対象外】	1.11	使用済燃料ブールへのスプレイを実施することで、ブール内の燃料体等の悪しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。	-	使用溶燃料ブール温度, 水位監 理	燃料ブールスプレイ系(常設配管)(380分)	化学消防自動車及び大型化学 高所放水車(125分)	×	0	00	00	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			
66-9-3	SFP	燃料ブール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系によ る使用済燃料プールの除熱	(20分以内) 【解析対象外】	1.11	燃料ブール冷却浄化系による使用済 燃料ブールの除熱を実施する。	-	使用済燃料ブールの温度上昇詳 価	-	燃料ブール代替注水系 (常設配管)(380分)又は(可機型)(380分)(時間短縮の補完 措置含む) 残留熱除去系(燃料ブール冷 却)	×	0	0 0	00	使用済燃料ブールに照射された燃料体を貯蔵 している期間	_		【γ設備】
66-9-4	SFP	使用済燃料ブール監視 設備	使用済燃料プールの監視	通常監視可能設備【適宜実施】	1.11	使用済燃料ブールの監視。	-	使用済燃料ブール温度、水位監 担	代替パラメータ	_	×	0	0 0	00	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	-	LCO対象範囲は,各計装設備とする。	ブラント停止を要求しない(基本方針)

			対応手段									т		適用され	れる原子炉の状態	П		
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	_{ア設備} LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・3日・2N・・・10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30 日)	DB 兼 用	運転	起動化	高温停止	燃 料 条件 交 (※) 換	DB - SA 統合	LCOの設定	備考
		大気への放射性物質の	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】	1.11	使用済燃料ブール内の燃料体等の 着し、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。	-	機能動能主系 (体熱容器スプレイ冷却モード) (サブロウスワール水溶却モード) (低圧注水モード) 使用済燃料ブール温度、水位監 提	-	代替品(放水砲等)	×	0	0 (0 0	0 –			
66-10-	拡散抑制	拡散抑制	大気への放射性物質の拡 散抑制	海水ボンブ室(280分) 取水口(325分) (取水口山側ルートは 395分) 【解析対象外】	1.12	炉心の著しい損傷。原子炉格納容器 の破損又は使用洗飲料ブール内の 燃料体等の書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。	-	展留熱陰主基 (格納容機スプレイ冷却モード) (サプレッコグ・ル水冷却モード) (低圧注水モード) 使用済燃料ブール温度、水位監 提	_	代替品(放水砲等)	×	0	0 (0 0	0 –			
		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】	1.12	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。	-	残留熱陰去系 (格納容器スプレイ冷却モード) (7リンションとあ水海却モード) (低圧は水モード) 使用済燃料プール温度、水位監 提	_	代替品(泡消火薬剤混合装置等)	×	0	0 (00	0 –	_		
66-10-:	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]	1.12	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器 の破損又は使用泳燃料ブール内の 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。	-		-	→代替品(フェンス等) →放射任物質吸着柱	×	0	0 (0 0	0 –	_	可搬型設備であるが、分散配置は要求されていない。	
66-11-1	水源	重大事故等収束のための水源	徳水貯蔵タンク を水源とした対応	[25分](過圧・過温破 損(代替循環使用))	1.13	重大事故等のための保有水の管理	-	サブレッションブール水位(水位確認) (低圧停心注水系(冷温停止又は 燃料交換時については、非常用 炉心冷却系(自動滅圧系を除く)	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 総手段 淡水貯水槽からの補給(380 分) 満水からの補給(収大口380 分)(海水ボンブ室70分) (時間短離の補完措置合む)	_	0	0	0 (0 0	※: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、 がつブールゲーが間で、 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが間の場合		復水貯蔵タングは、保安規定第40条とは 要求される原子炉の状態。保本水の管理 値等が異なるため、第66条にLOOを設定 する。	
第46条	水源	重大事故等収束のための水源	サブレッションチェンバを水 瀬とした対応	-	1.13	重大事故等のための保有水の管理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	0	0	0 (o — ·	_	0	サブレッション・チェンバはDB兼SA設備 である。SAの注水系統の水瀬としては 代替循環冷却表をして使用するため運転 へ高温停止時まで要求される。このた の、優安規定等46条(サブレッションブー ルの水位)の適用される原子炉の状態 (電転~高温停止)と同等であることか ら、保安規定46条において整理する。	
66-11-:	. 水源	CSTへの供給設備	淡水貯水槽を水源とした大 容量送水ボンブ(タイプ I) による復水貯蔵タンクへの 補給		1.13	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	-	復水貯蔵橋タンク(水位確認)	-	代替品 (配管・機器類)	×	0	0 (※: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、 がつブールゲーが間の場合 (2)原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが間の場合			冷温停止又は燃料交換については、 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。
			海を水源とした大容量送水 ボンブ(タイプ I)による復力 貯蔵ダンクへの補給	取水口(380分) (海水ポンプ室(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)による復水貯蔵タンクへの補給	_	復水貯蔵 <u>タンク(水位建認)</u>	_	代替品(配管・機器類)	×	0	0 (0 0	※: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、 (2)原子炉水位が近で、 (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			

			1270							-	_				7.5.7.5.11.5.11			
表No.	分類1	分類2 (系統)	対応手段 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	ァ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・3日、2N・・10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外···10日, 2N···30 日)	DB 兼 用	運転	起動起動	冷燃温料	る原子炉の状態 条件 (※)	DB - SA 統合	LCOの設定	備考
	大容量送水 ポンプ(タイ ブ 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	-	復水貯蔵槽タンク(水位確認) サブレッションブール(水位確認)	-	-	×	0	00	0 0	_	_		
66-11-3	大容量送水 ポンプ(タイ ブ 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) 海水ボンブ室取水 (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 I) よる各種供給	-	復水貯蔵槽タンク(水位確認) サブレッションブール(水位確認)	-	-	×	0	0 0	0 0	-	_	水の供給設備としては、確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 ポンブ(タイ ブII)	海水供給設備	海を水源とした大容量送水 ボンブ(タイブ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ボンブ(タイプII)による淡水貯水槽への補給	-	復水貯蔵様タンク(水位確認) サブレッションブール(水位確認)	_	-	×	0	00	00	_	_		
		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)	取水口取水(270分) 海水ポンプ室取水 (295分) 【解析対象外】	1.13	淡水から海水への切替え	_	復水貯蔵構タンク(水位確認) サブレッションブール(水位確認)	-	_	×	0	00	00	_	_		
			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】	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) (非常用ディーゼル発電機含む) 低圧炉心スプレイ系 (非常用ディーゼル発電機含む)	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)	-	×	0	0 0)	_		LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とする。大容量送水ポンプ(タイプ1)は表66- 19-1においてLCO設定し、2セット分散配置が要求される。	
		低圧代替注水系(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]	1.4	低圧代替注水系(可搬型)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	発留勢除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機会ま) 低圧炉心スプレイ系 (非常用ディーゼル発電機会ま)	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)	-	×	0	00	0 *	※: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、かつブールゲーが開め場合 (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			
			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) 分) 【解析対象外】	1.4	原子炉停止中ICRHR(原子炉停止時 冷却モード)が放腹した場合、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 を接く) (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)(15分以内)	-	×			- 0 **	※・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			
			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】	1.8	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。	_	残留熱除去系(低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 低圧炉心スプレイ系 (非常用ディーゼル発電機含む)	低圧代替注水系(常設)(復水移 送ポンプ)(15分以内)	-	×	0	0 0		_			

			対応手段					1		_		滋田子	れる原子炉の状態			
表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力→() 有効性評価※→(] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	ァ設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・3日、2N・・・10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・10日, 2N・・・30 日)	DB 兼; 用:	運起動	高温	燃 料 条件 交 (※) 换	DB - SA 統合	LCOの設定	備考
			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 ツ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。)	羽堤場を(170公に広)	RHR故障時に、原子炉格納容器フィ 5 ルタベント系により最終とートシンク (大気)へ熱を輸送する。	耐圧強化ベント系	展留熱除去系 (サブレジョンブール水冷却モード) (精納容器スプレイ冷却モード) (非常用ディーゼル象電機、原子 炉補機冷却水系、原子炉補機冷 却海水系含む)	耐圧強化ペント系(25分)	_	×	0 0	0 –		計してで	括りにして設定する。 にの対象範囲は、フィルタ装置、ベントライン及び遠隔操作設備等の付帯設備と する。 スクラバ水補給のために使用する大容量 送水ボンブ(タイプ 1)は、表66-19-1の	15.17.19については、主要な設備が乗 用されていることから、これら多文の要 求を一括りにして、SA条文の表タイトル (分類1)を構成することとする。 17.19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、日設備 には該当しない。
		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。)	ベント開始 中央操作(20分以内) 現場操作(190分以内) 【約45時間】(雰囲気圧 力・温度による静的負 荷(代替循環使用不 可))	炉心の著しい損傷が派生した場合に おいて、原子序格納容器フィルタベン 7 ト系による原子炉格納容器内の滅圧 及び除熱を実施し、原子炉格納容器 の加圧破損を防止する。	-	機留熱除去系 (サブレジョンフール水冷却モード) (格納容嬰スフレイ冷却モード) (非常用ディーゼル衆電機 原子 炉植機冷却水系、原子炉植機冷 却漸水系会か)	代替循環冷却系(30分)	_	× (0 0	0 –	_	- 1 1	大容量送水ポンプ(タイプI)において、 LCOを設定する。	
			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	ベント開始(20分以内) 【解析対象外】	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、格納容器圧力逃がし装置に より排出する。	-	推留熱陰去系 (低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む) 可燃性ガス濃度制御系	-	_	× (0 0	0 –				
			原子炉格納容器フィルタベ ント系による原子炉格納容 器内の水素の排出	_ 1	格納容器から原子炉建屋への水素 の漏えいを抑制し、原子炉建屋内の 10 水素濃度の上昇を緩和するため、原 子炉格納容器フィルタベント系により 水素を排出する。	66-5-1条文で整理	66-5-1条文で整理	66-5-1条文で整理	66-5-1条文で整理	×	0 0	0 –				
		原子炉補機代替冷却水系	原子炉補機代替冷却水系 による除熱	取水口よりA系使用海側ルート(435分)山側 ルート(535分) B系使用海側ルート (535分)海側ルート (535分)海側ルート (540分) 海水ポンプ室よりA系 使用(420分)B系使用 (485分) [24時間](TW等)	RCW故障等、又はSBOの場合は原 5 子炉補機代替冷却水系により最終 ビートンンクへ熱を輸送する。	-	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系、非常用 ディーゼル発電機を含む。)	-	大容量送水ボンブ(タイプ1) 車による張水電快送水(海水 ボンブ室取水840分)(取水口 取水878分) 代替品(可搬型ボンブ・熱交換 器ユニット等)	× (0 0	00	0 –	() () () () () ()	Cの対象範囲は、熱交換器ユニット並び に必要な流路とする。熱交換器ユニット は2セット分散配置が要求される。大容量 送水ポンプ(タイプ 1) は、表66 19-11に おいてLOを設定し、2セット分散配置が 要求される。 1.11で、FPCの冷却水確保で要求される とと考慮し、適用される原子炉の状態 は常時とする。	
			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(炉 心損傷前)	分) 「nontable」(Attornation +	炉心損傷が発生する前で、RHR(格納容器スプレイ含却モード)放降時に 6 おいて、原子炉格納容器代替スプレ イ治却系(可搬型)により格納容器スプレイする。	-	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)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(常設)(20分)	_	×	0 0	0 –	_	\$ L 3	設置許可基準規則49条より保安規定66 条に00を設定する。 LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とする。大容量送水ボンブ(タイブ1)は、表 86-19-1においてLCO設定し、2セット分 散配置が要求される。	
		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)による原子炉格納容器内の冷却(炉 心損傷後)		炉心損傷が発生した後で、RHR(格納容器スプレイ冷却モード)故障時に 6 おいて、原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系(可搬型)により格納容器スプレイする。	-	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合む)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(常設)(20分)	_	× (0 0	0 –		_		
66-19-1	大容量送水 ポンプ(タイ プ I)		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	(385分)	炉心の著しい損傷が発生した場合。 8 戸炉格納容器代替スプレイカコ系 「可搬型により原子炉格納容器下部 に落下した溶融炉心を冷却する。	-	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合む)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系(常設)(20分)	_	× (0 0	0 –				
		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)による原子炉格 納容器下部への注水	建屋外準備·送水(385分) 【解析対象外】	炉心の著しい損傷が発生した場合。 8 戸が降納容器下部注水系(可搬型) により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	_	<u>殊留熱除去系</u> (低圧注水モード) (非常用ディーゼル発電機含む)	原子炉格納容器下部注水系 (常設)(復水移送ポンプ)(15 分) 原子炉格納容器下部注水系 (常設)(代替循環冷却ポンプ) (20分)	_	×	0 0	0 –	_	6 6	LCO対象範囲は、必要な弁及び流路とする。大容量送水化ングタイプ1)は、表 86-19-1においてLCO設定し、2セット分 散配置が要求される。	

			対応手段									適用され	る原子炉の状態		
表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力→() 有効性評価※→【] ※事象発生からの時間	主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	_{ア設備} LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…3日、2N…10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外…10日, 2N…30 日)	DB 兼 運転	起動	高温停止	送 4 条件 (※)	DB - SA LCOの設定 統 合	備考
		燃料ブール代替注水系	燃料ブール代替注水系(常 設配管)による使用済燃料 ブールへの注水	建屋外準備・送水(380分) 【解析対象外】	使用済燃料ブ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。	-	使用済燃料ブール温度、水位監 親	燃料ブール代替注水系(可搬型)(380分)	ろ過水系による注水(45分)	× O	0	000	使用済燃料ブールに照) 射された燃料を貯蔵し ている期間	燃料ブール代替と水系には「常設配管) または「可能型」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。 漏えい抑制に必要なサイフォンブレーク 孔を含む。 大容量送水ポンブ(タイプ I)は、表66- 19-1においてLCO設定し、2セット分散配 置が要求される。	【 r 設備】 使用済燃料ブ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ブール温度、 水位監視を設定する。
			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	建屋外準備・送水(380 分) [13時間](想定1,2)	使用済燃料ブ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。	-	使用済燃料ブール温度、水位監 連	燃料ブール代替注水系(常設 配管)(380分)	ろ過水系による注水(45分)	× O	0	000	使用済燃料ブールに照) 射された燃料を貯蔵し ている期間		
		燃料ブールスプレイ系	燃料ブールスプレイ系(常設 配管)による使用済燃料 ブールへのスプレイ	建屋外準備·送水(380 分) 【解析対象外】	使用済燃料ブールへのスプレイを実施することで、ブ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。	-	使用済燃料ブール温度、水位監 理	燃料ブールスプレイ系(可搬型)(380分)	化学消防自動車および大型化 学高所放水車(125分)	× O	0	00	使用済燃料ブールに照)射された燃料を貯蔵し ている期間	燃料ブールスフレイ系には「常設配管」または「単数型の2の2の系統構成があり、 たは「可能型の202の系統構成があり、 する。 大容量送水ポンプ(タイプ I)は、表66- 19-1においてLCO設定し、2セット分散配 置が要求される。	【 r 設備】 使用済燃料ブ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ブール温度、
			燃料ブールスプレイ系(可搬型)による使用済燃料ブールへのスプレイ	建屋外準備・送水(380 分) 【解析対象外】	使用済燃料ブールへのスプレイを実施することで、ブ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。	-	使用済燃料ブール温度、水位監 理	燃料ブールスプレイ系(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)	× O	0	000	使用済燃料ブールに照) 射された燃料を貯蔵し ている期間		
		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 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	-	復水貯蔵柵タンク(水位確認)	_	代替品(可搬型ポンプ等)	× O	0	003	※: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	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LCの設定する。 大容量送水ポンプ(タイプ I)は、表66- 19-1においてLCO設定し、2セット分散配 置が要求される。	【
			海を水源とした大容量送水 ボンブ(タイプ I)による復水 貯蔵タンクへの補給	取水口(380分) 海水ポンブ室(370分) 【解析対象外】	海を水源とした大容量達水ポンプ(タ 13 イブ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)	× O	0	003	※: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、 がつブールゲーが開の場合 (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		
		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】	.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	_	復水貯蔵槽タンク(水位確認) サブレッションブール(水位確認)	_	代替品(可搬型ポンプ等)	× O	0	000	_	への供給と、濁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 数億】 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。
		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) 海水ポンブ室取水 (485分) 【解析対象外】	.13 海を水源とした大容量送水ポンプ(タ イプ I)よる各種供給	-	復水貯蔵槽タンク(水位確認) サブレッションブール(水位確認)	-	代替品(可搬型ポンプ等)	× O	0	000	_	本の供給設備としては、復水貯蔵シク 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。	

_			対応手段								_	_	瀬目	目される	原子炉の状態	_		
表No.	分類1	分類2 (系統)	分類3 (技術的能力 対応手順)	手順完了時間 技術的能力→() 有効性評価※→【] ※事象発生からの時 間		主な用途(手順概要)	B設備 LCO逸脱したSA設備と 同等の機能を有する	r 設備 LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・3日, 2N・・・10日) (<u>二重下線</u> は機能喪失想 定DB設備 <u>以外</u>)	C(代替手段) LCO逸脱時のAOT判断 (30日)	D(自主対策設備 or 代替品) LCO逸脱時のAOT判断 (2N以外・・・10日, 2N・・・30 日)	DB 兼 用	運転	起動	冷燃温料	条件 (※)	DB - SA 統合	LCOの設定	備考
		大気への放射性物質の	大気への放射性物質の拡 散抑制	海水ボンブ室(280分) 取水口(325分) (取水口山側ルートは 395分) 【解析対象外】	1.11	使用済燃料ブ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。	-	建留熱除去系 (核納容器スプレイ冷却モード) (サンパンプール水物却モード) (ボロ注水モード) 使用溶燃料プール温度、水位整 理	-	代替品(可搬型ポンプ等)	×	0	0 0	0 0	-		III.112より保安規定等68条1CLOOを設定する。LCO対象範囲は、放水砲、泡消火薬剤混合養健型が流路(パース)とする。可能型設備であるが、分散配置は要求されていない。大容量送水ポンプ(タイプⅡ)は、表66-19-2においてLOOを設定する。	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
			大気への放射性物質の拡 散抑制	海水ボンブ室(280分) 取水口(325分) (取水口山側ルートは 395分) 【解析対象外】	1.12	押心の著しい損傷、原子炉格納容器 の破損又は使用逐燃料ブール内の 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。	-	残留熟除去系 (格納容服スプレイ舎却モード) (サブルウムア・ル水舎却モード) (低圧注水モード) 使用済燃料ブール温度、水位監 理	-	代替品(可搬型ポンプ等)	×	0	00	00	_			
66-19-2	大容量送水 ポンブ(タイ	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】	1.12	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 (株納容器スプレイ冷却モード) (サンル/30プル水冷却モード) (低圧注水モード) 使用済燃料ブール温度、水位監 理	ı	代替品(可搬型ポンプ等)	×	0	00	00	_	_		
00 13 2	プ I)	海水供給設備	大容量送水ボンブによる送 水(各種供給)	取水口取水(540分) 海水ボンブ室取水 (485分) 【解析対象外】	1.13	瀬を水源とした大容量送水ボンブ(タイプⅡ)による各種供給	-	復水貯蔵槽タンク(水位確認) サブレッションブール(水位確認)	_	代替品(可搬型ポンプ等)	×	0	00	00	_			
		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	-	度水貯蔵機タンク(水位確認) サブレッションブール(水位確認)	-	代替品(可搬型ポンプ等)	×	0	00	00	_	_		
		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)	取水口取水(270分) 海水ボンブ室取水 (295分) 【解析対象外】	1.13	淡水から海水への切替え	-	復水貯蔵機タンク(水位確認) サブレッションブール(水位確認)	-	代替品(可搬型ポンプ等)	×	0	00	0 0	_	1		

]: 今回提示する範囲

資料 2. (2)	保安規定第66条 運転上の制限等について
66 - 1 - 1 $66 - 1 - 2$	
	(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)
66 - 1 - 3	
66-2-1	高圧代替注水系(中央制御室からの遠隔起動)
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)
66-2-3	ほう酸水注入系(重大事故等対処設備)
66 - 3 - 1	代替自動減圧機能
66 - 3 - 2	
66 - 3 - 3	主蒸気逃がし安全弁の機能回復
66 - 4 - 1	低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)
66-4-2	低圧代替注水系(常設)
	(直流駆動低圧注水系ポンプ)
66-4-3	低圧代替注水系(可搬型)
66 - 5 - 1	原子炉格納容器フィルタベント系
66-5-2	耐圧強化ベント系
66-5-3	可搬型窒素ガス供給装置
66-5-4	原子炉補機代替冷却水系
66-5-5	代替循環冷却系
66-5-6	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)
00 1 1	(復水移送ポンプ)
66-7-2	原子炉格納容器下部注水系(常設)
00 1 2	(代替循環冷却ポンプ)
66-7-3	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·
	//4 · 4 //
66-8-1	静的触媒式水素再結合装置
66-8-2	原子炉建屋内の水素濃度監視
66-9-1	燃料プール代替注水系
6.6 - 0 - 2	燃料プールフプレイダ

- 66-9-3 使用済燃料プールの除熱
- 66-9-4 使用済燃料プール監視設備
- 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

66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制

- 66-11-1 重大事故等収束のための水源
- 66-11-2 復水貯蔵タンクへの供給設備
- 66-11-3 海水供給設備
- 66-12-1 常設代替交流電源設備
- 66-12-2 可搬型代替交流電源設備
- 66-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備
- 66-12-4 常設代替直流電源設備
- 66-12-5 可搬型代替直流電源設備
- 66-12-6 代替所内電気設備
- 66-12-7 燃料補給設備

66-13-1 主要パラメータおよび代替パラメータ

- 66-13-2 補助パラメータ
- 66-13-3 可搬型計測器
- 66-13-4 パラメータ記録
- 66-14-1 中央制御室の居住性確保
- 66-14-2 原子炉建屋ブローアウトパネル
- 66-15-1 監視測定設備
- 66-16-1 緊急時対策所の居住性確保
- 66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備
- 66-17-1 通信連絡設備
- 66-18-1 ブルドーザおよびバックホウ
- 66-19-1 大容量注水ポンプ (タイプ I)
- 66-19-2 大容量送水ポンプ (タイプⅡ)

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」 「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」 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)

<u>添付-3 同等な機能を有することの説明</u>

- (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

н.		
	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

1			
	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 冷温停止	常設代替交流電源設備	※ 6
	燃料交換	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** 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,原子炉の状態が冷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。
 - 技術的能力審查基準1. 13

「重大事故等の収束に必要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となる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。

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,「冷温停止,燃料交換」においては、A系又はB系どちらかが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、冷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)

保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
(2) 確認事項 項 目 ⑦	頻度	担当	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)	
 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	2年に1回	原子炉課長	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。	
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	「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)	
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	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。	
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。		発電課長	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。	

	45	保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
(3) 要求され 適用される 原 み状 転 車起 高温停止	る措置 条 件® A. 動作可能な原子 炉補機代替冷却 水系が2系列末	要求される措置 ⑨ 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。	完了時間 速やかに 速やかに	記載の説明 ③ 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)) ③ 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。	備考 運転上の制限を逸脱し 場合における要求され 措置等の変更
		A3. 2	3 0 日間	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"である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海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。 43.1.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「大容量送水ボンブ(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事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限(2 N未満(1 N以上)である「1 0 日間」とする。 「大容量送水ボンブ(タイプ I)による除熱」は、原子炉補機冷却水系よりも時期を要することから、準備時間の短縮等の補完建置を実施する。(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. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合又は自 主対策設備が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(2N未満(1N以上))である「3 0日間」とする。	

	f)	R安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
適用される	I	I I			運転上の制限を逸脱し 場合における要求され 措置等の変更
原子炉の状態	条 件8	要求される措置⑨	完了時間	B1. A2. と同様。 B2. 1. A3. 1. と同様。ただし、完了時間は 1 N未満のため「3 日間」とする。	
運転起動高温停止	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	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。	速やかに	B2. <mark>2-</mark> A3. <mark>2-</mark> 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。	
		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 ^{等け} が動作可能であることを確 記する。 または	3日間		
		B2. 2. 防災課長は、代替措置**はを検討し、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、当該系統を動作可能な状態	3日間	【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5 2 条 (原子炉補機冷却水系	
	水系のA系と共用する配管また	- / - / -		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。	
		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* であることを確認する。 および C3. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態	10日間		
		に復旧する。	ТОПЩ	C3. 当該系統を復旧する。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。	

		保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
					運転上の制限を逸脱した 場合における要求される 措置等の変更
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	D1. C2. と同様。 D2. C3. と同様。	田世守の友文
運転起動高温停止	却水系のB系	に、その他の設備*****が動作可能であることを確認する。	速やかに 10日間	E1., E2. 既保安規定と同様の設定とする。	
	たはDで要求	E2. 発電課長は、冷温停止にする。	2 4 時間 3 6 時間	【冷温停止及び燃料交換】 A1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を"速やかに"開始する。	
冷温停止 燃料交換	子炉補機代替 冷却水系が2 系列未満の場 合 または	および 12.1 防災課長は、当該機能を補完する自主対策 設備***・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	速やかに 速やかに 速やかに	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"連やかに"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。	
※10:残りのJ 発電機 る。 ※11:大容量 無をい ※112:代替6 ※12:原子切	原子炉補機冷却水系 2台(A系およびI 芝水ボンブ(タイラ う。 品の補充等。 戸補機冷却水系に接	は、運転状態により確認する。 ※1系列、原子炉補機冷却海水系2系列および非常 3系)をいい、至近の記録等により動作可能である 「1)にて原子炉補機冷却水系の淡水側に海水直接 続する原子炉補機冷却海水系1系列および非常用 をいい、至近の記録等により動作可能であることを	ことを確認す 通水を行う除 ディーゼル発電機		

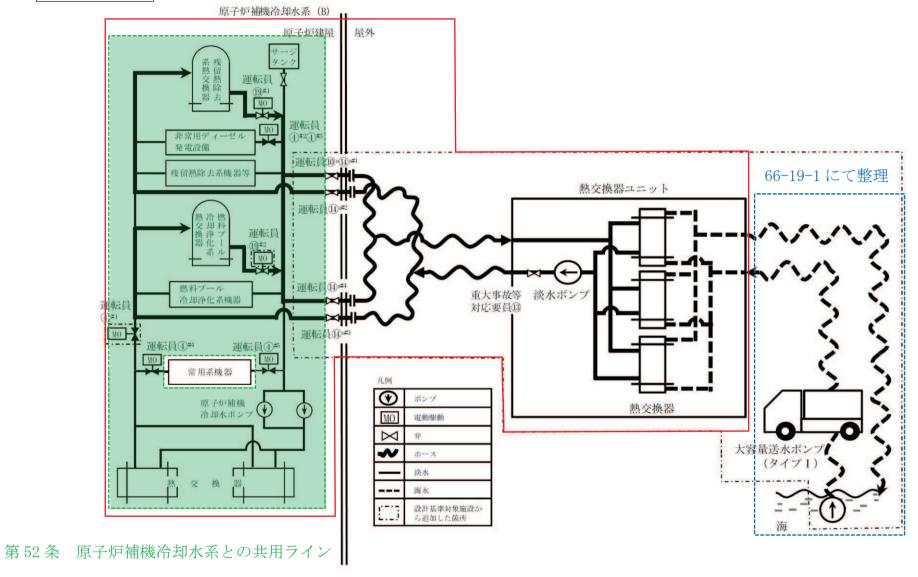
第1.5-20 図 原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保 概要図 (1/2)

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⑩b⑭b#1	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)
運転員(1) ^{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⑷ ^{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(3)	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°⑭° ^{#1}	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(B)
運転員⑭ #2	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)
運転員⑭ª#3	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)
運転員⑭ #4	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(B)
運転員19#1	RHR 熱交換器(B)冷却水出口弁
運転員19#2	FPC 熱交換器(B)冷却水出口弁
重大事故等対応要員(3)	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)

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溶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 730m³/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	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(熱交換器)
容量(設計熱交換量)	MW/台	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	°C	淡水側 70/ 海水側 50
伝 熱 面 積	m ² /台	以上()
個数		6 (予備 3)
車 両 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(熱交換器)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(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。

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、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。

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。

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。

2

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。

3

S

設定根拠 関連個所を下線にて示す

名		称	原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット(ポンプ)
容	量	m ³ /h/個	以上(730)
揚	程	m	以上(70)
最高使用	用圧力	MPa	1. 18
最高使力	用温度	$^{\circ}$	70
原動機	出力	kW/個	
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

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)、補機等に必要な冷却水を同時に供給できる容量とする。

必要な冷却水を同時に供給できる	る谷重とする。	
① 残留熱除去系熱交換器 (A)	: 約 m³/h	
②燃料プール冷却浄化系熱交換	換器 (A) :約 m³/h	
③ 補機等	: 約 m³/h	
・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	ンプ(A)軸受冷却器	
・その他換気空調系		
④ 合計	:m³/h/個	
上記より,原子炉補機冷却水熱な	交換器ユニット (ポンプ) の容量は, m³/h//	固を上回る
m³/h/個以上とする。	-	
公称値については,	730 m³/h/個とする。	

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:
- ② ホース等の圧力損失
- ③ 配管·機器圧力損失
- ④ 合計



上記より,原子炉補機代替治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場程は、 ■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。

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

(引用文献: JIS B 0131-2002 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) Pw : 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)

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{730}{3600}\right) \times \square}{100}$$

$$\Rightarrow \boxed{kw/恼}$$

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。
コルスドータ。AddixiのAbedany、スプランプログログロロの同時以回すの

自主対策設備に関する説明 関連個所を赤枠にて示す

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♥

- ・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サード)
- 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、大客量送水ポンプ(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、常設本ページ削除 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)

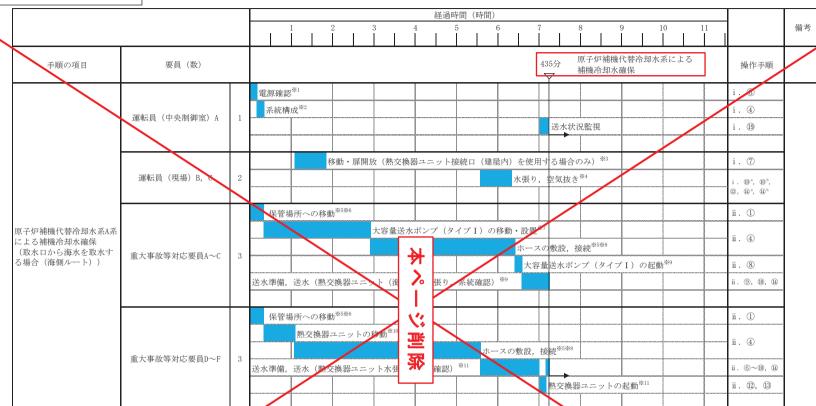
原子炉補機冷却水系の淡水側に直接海水を送水することから,熱 交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるが,残留熱除去 系 (原子炉停止時冷却モード,サプレッションプール水冷却モード 及び格納容器スプレイ冷却モード)と併せて使用することで最終ヒートシンク (海)へ熱を輸送する手段として有効である。

c. 手順等

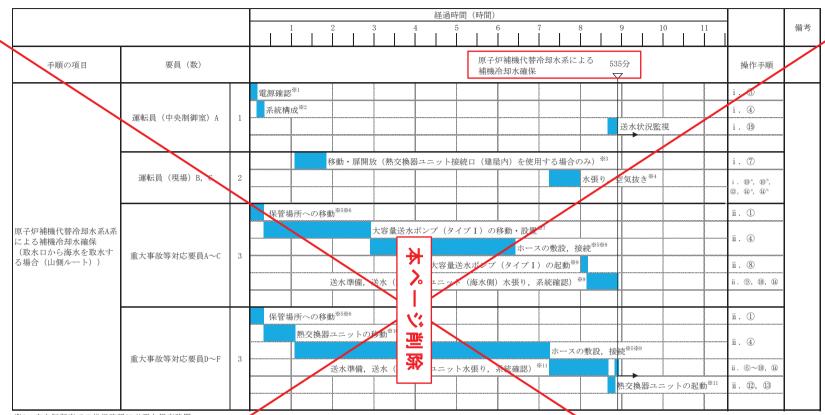
上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」及び「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

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(徴候本ページ削除 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)。

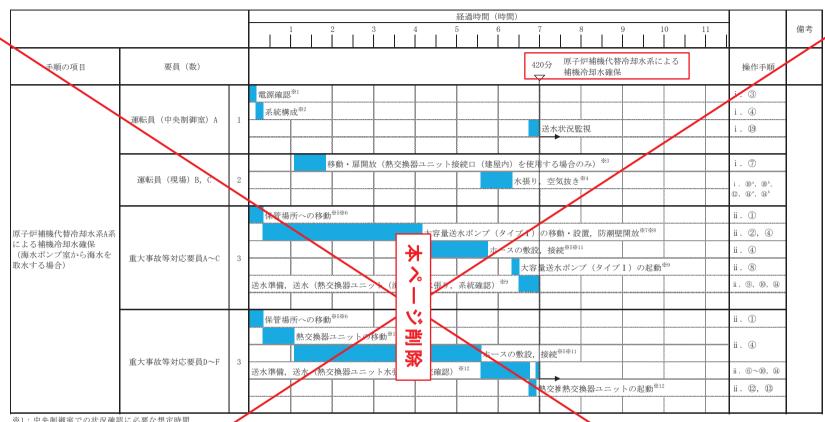
また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる 設備についても整理する(第 1.5-2 表、第 1.5-3 表)。



- ※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気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 I) 及びナ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・ファ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×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
- ※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: 蒸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

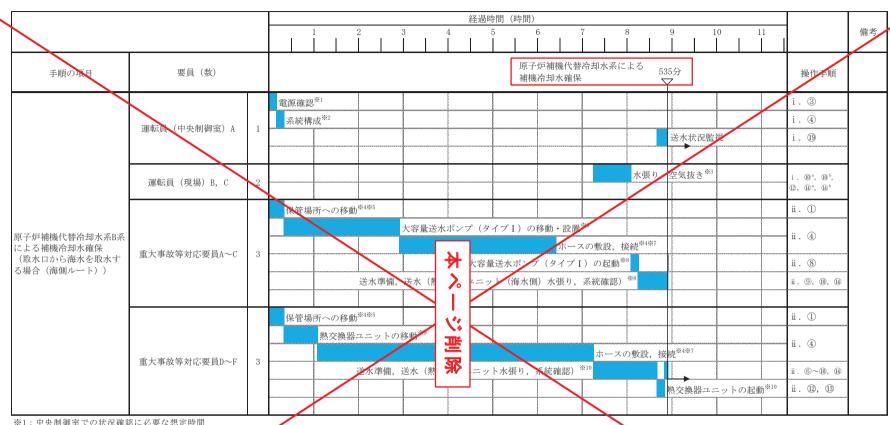


- ※1:中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2:機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3:中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※4:中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※5:大容量送水ポンプ (タイプ I) 及びナースの保管場所は第1保管エリア,第2保管エリア,第3保管エリア及び第4保管エリア,熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア,第3保管エリア及び第4保管エリア,ホース延長回収車の保管場所は第2保管エリア。第3保管エリア及び第4保管エリア
- ※6:緊急時対策所から第3保管・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余裕を見込んで時間
- ※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:大容量送水ボンプ(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
- ※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
- 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



- ※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
- 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保管エリズ 第3保管エリア 及び第4保管エリア、ホース至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

- 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余裕を見込んだ時間
- 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: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
- ※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余裕を見込んだ時間
- 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)



※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

※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、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保管エリアますの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

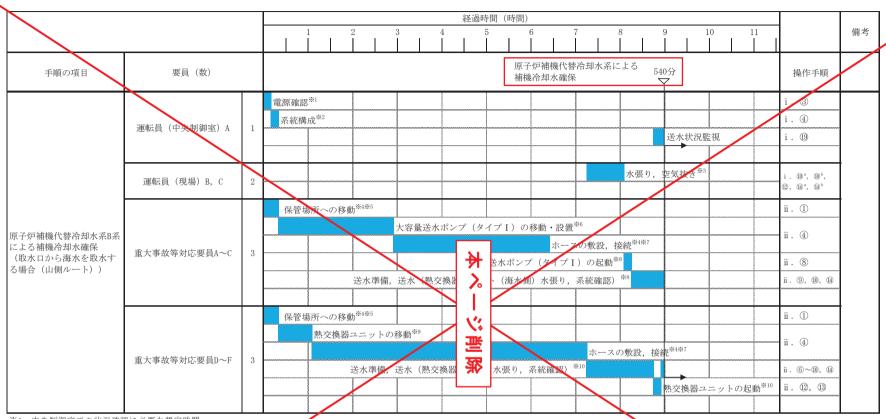
※6:大容量送水ポンプ (タイプ I) が移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ (タイプ I) の設置実績を考慮した作業時間に余裕を入込んだ時間

績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※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

※10:熱交換器ニュ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1.5-25 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



※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

※4:大容量送水ポンプ (タイプ I) 及びホースの保管場形工第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、 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:大容量送水ボンプ(タイプI)の移動配離として、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ボンプ(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で時間

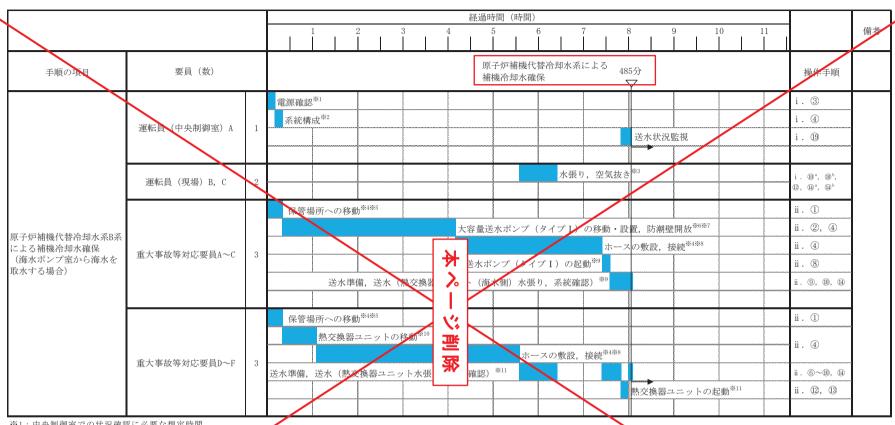
※7:ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

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

※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

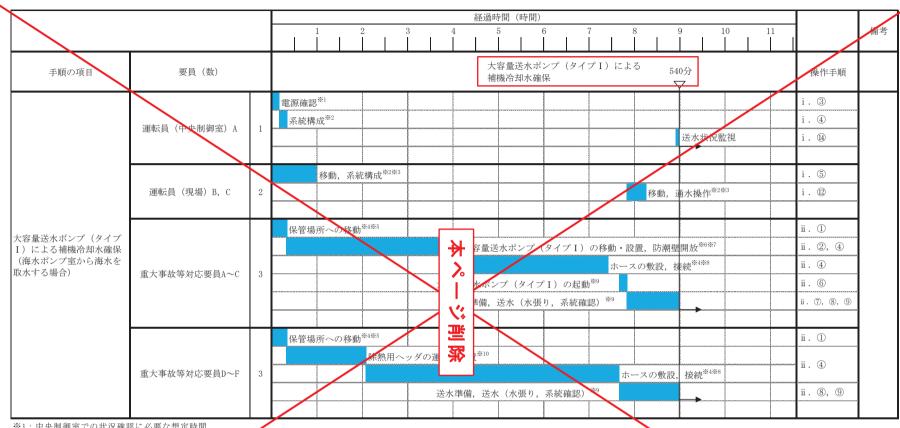
※10: 熱交換器ユニックの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

第1.5-26 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(山側ルー タイムチャート



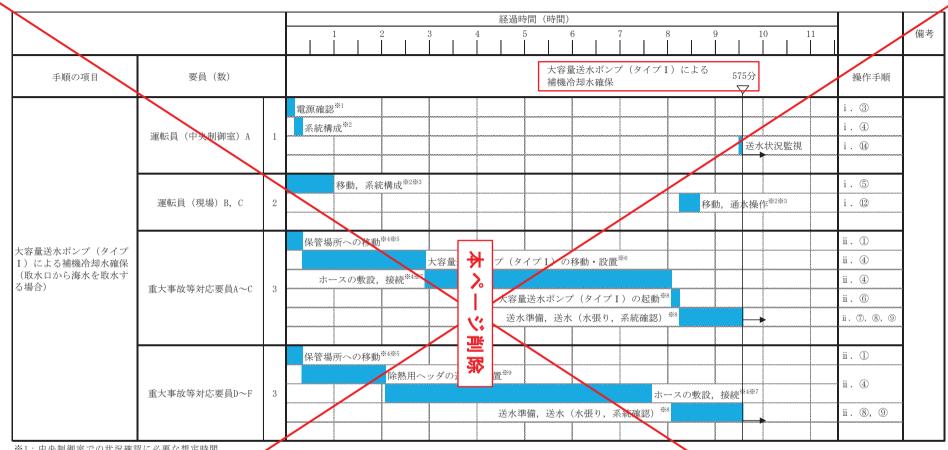
- ※1:中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2:機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3:中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※4:大容量送水ポンプ (タイプ1) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、熱交換器ユニットの保管場所は第1体管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、 ホース延長回収車の保管場所は第2保管 リア, 第3保管エリア及び第4保管エリア

- ※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余裕を見込んざ時間
- ※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
- 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)



- ※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
- ※4:大容量送水ポンプ(タイプ I) 及びホーズの保管場所は第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、除熱用ヘッダの保管場所は第1保管エリー第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年管エリア、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余裕を見込んだ時間
- ※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:大容量送メポンプ (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
- ※10:除禁用へ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へ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1.5-29 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)



※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

※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、除熱用ヘッダの保管場所は第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

※5:緊急時対策所から第3保管エブ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

※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:大容量送水プンプ (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

※9:除熱用・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余裕を見込んだ時間

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

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)

記載の説明

備考

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

66-8-1 静的触媒式水素再結合装置①

(1) 運転上の制限

項 目2	運転上の制限3
静的触媒式水素再結合装 置	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

適用される 原子炉の状態④	設備⑤	所要数⑥
運転起動	静的触媒式水素再結合装置	19個
高温停止 冷温停止 燃料交换 ^{※1}	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	※ 2

- ※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:「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。

(2) 確認事項

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

- ※3:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
 - (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
 - (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

- 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))
 - ・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。
- 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、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、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、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))
- ⑤ ②に含まれる設備
- ⑥ 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)
- 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。

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。

b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき常設設備は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。

	保安規定 第66条 条文			
ľ	(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	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**が動作可能であることを確認する。 および A28. 発電課長は、当該設備を動作可能な状態	速やかに 3日間
			に復旧する。	3 10 日間
		B. 条件 A で要求さ れる措置を完了	B1. 発電課長は、高温停止にする。 および	2 4 時間
		時間内に達成で きない場合	B2. 発電課長は、冷温停止にする。	36時間
	冷温停止 燃料交换 <mark>**6-7</mark>	A. 動作可能な静的 触媒式水素再結 合装置が所要数	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	速やかに
		を満足していな い場合	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**4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**7*。 および A3. 発電課長は、当該機能を補完する自主対策 型機業長が動作可能であることを確認する。	速やかに 連やかに
			および A34. 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	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(A系およびB系),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。

が65℃以下であることを確認する。

※6・原子恒建屋ベント設備をいう

※6.4:原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

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

│※7-8:「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。

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。

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。
 - 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備(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 期」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。(添けー3)

- A24. 当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、<mark>設計基準事故対処設備当該 機能を補完する自主対策設備</mark>が動作可能である場合のAOT上限 (1 N未満) で ある「3 1 0 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、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)】

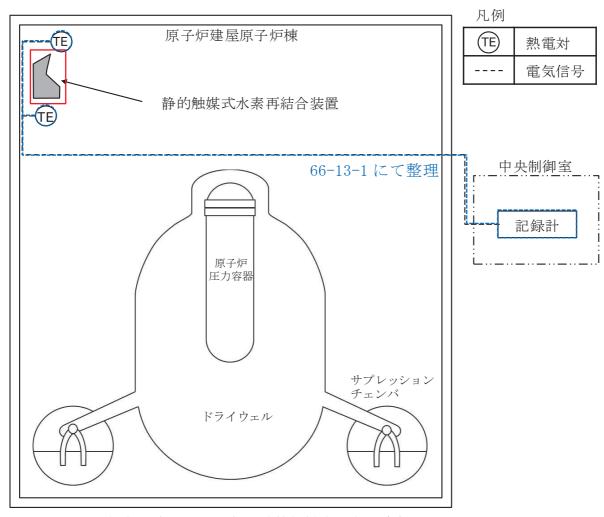
- A1. 当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を"速やかに"開始する。
- A2.【運転,起動及び高温停止】における A1. と同様の考え方で,炉心損傷防止の観点から,保安規定第40条(非常用炉心冷却系その2)で要求される非常用炉心冷却系が動作可能であることを"速やかに"確認する。
- A3.動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを目視点検等により"連やかに"確認する。

A34. 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。

運転上の制限を逸脱した 場合における要求される 措置等の変更

備考

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ー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、ガス状よう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 4.0vo1%, 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)による原子炉ウェルへの注水は、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。 本ページ削除

- ・原子炉建屋ベント設備
- ・大容量送水ポンプ(タイプVI)
- ・ホース延長向収車
- ・ホース
- ·放水泡
- 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 ジのシール材の本ページ削除 をにより、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。

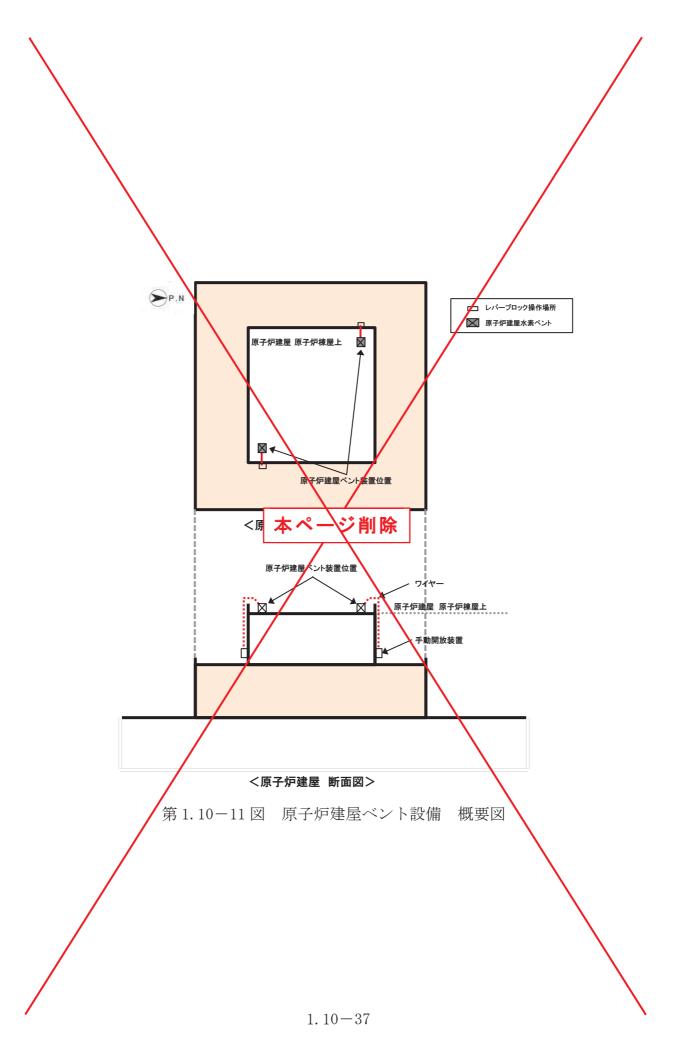
・原子炉建屋ベント設備

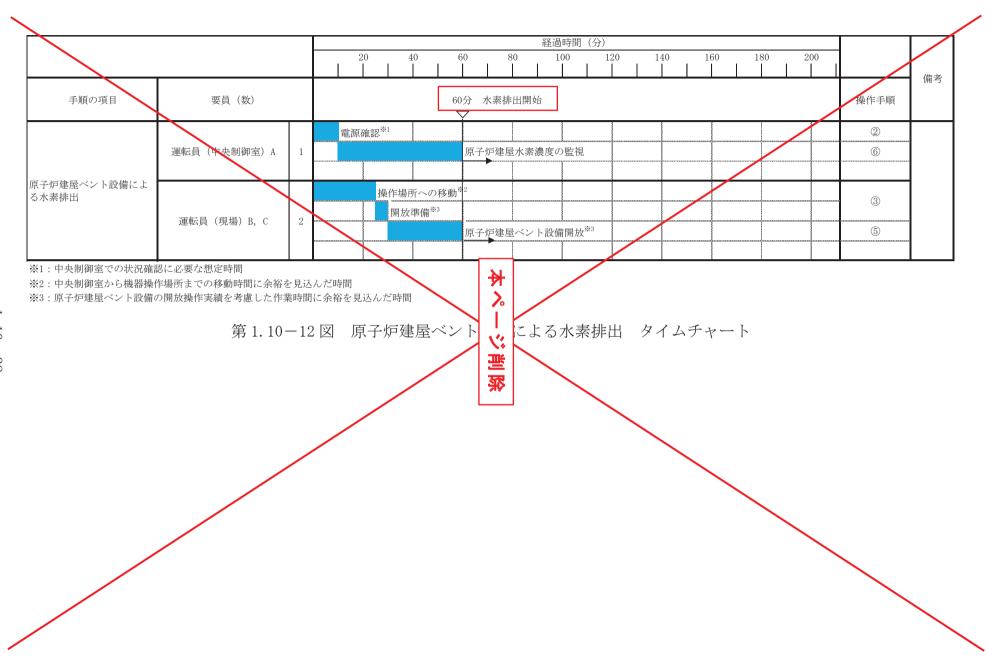
原子炉建屋燃料取替床の天井部を開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が静的触媒式水素再結合装置で処理しきれない場合において、水素を排出することで、原子炉建屋原子炉棟内における水素の滞留を防止する手段として有効である。

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)





保安規定第66条

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」 66-10-2 「海洋への放射性物質の拡散抑制」

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 (設置箇所)
 - 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)

66-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制①

(1) 運転上の制限

項 目②	運転上の制限3
海洋への拡散抑制設備 (シルトフェンス)	所要数が使用可能であること

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 冷温停止 燃料交換	シルトフェンス ^{※1}	1 2本

※1:南側排水路排水桝用 (高さ $5m \times m = 5m$): 2本,タービン補機放水ピット用 (高さ $7m \times m = 5m$): 2本,北側排水路排水桝用 (高さ $6m \times m = 11m$): 2本,取水口用 (高さ $12m \times m = 20m$): 6本

(2) 確認事項

項 目⑦	頻度	担 当
1. シルトフェンスについて、所要数が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	防災課長

- ① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十五条(1.12)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,可搬型重大事故等対処設備である海洋拡散抑制設備の所要数が使用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)第五十五条(1.12)「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備(手順等)」として、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集合体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設ける(手順等を定める)こと。
- ④ 海洋への拡散抑制設備は、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集合体等の著しい損傷により発電所外へ放射性物質が拡散することの抑制のために必要な設備であり、原子炉格納容器破損に至る可能性のある原子炉の状態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ことから、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」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 シルトフェンスは, 1 N要求設備である。南側排水路排水桝用(高さ5m×幅5m)は1本で1組として2組(2本),タービン補機放水ピット用(高さ7m×幅5m)は1本で1組として2組(2本),北側排水路排水桝用(高さ6m×幅11m)は1本で1組として2組(2本)及び取水口用(高さ12m×幅20m)は3本で1組として2組(6本)を設置するため,所要数を12本とする。(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. 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ラインス頻度の考え方に基づき3ヶ月に1回、使用可能であることを確認する。

設備については、3ヶ月に1回の外観点検等により、必要な機能を満足していることを確認する。

保安規定 第66条 条文						
(3) 要求され	1る措置					
適用される						
原子炉	条 件8	要求される措置 ⑨	完了時間			
の状態	, 海洋 の世帯板	A. V是细目以 P. CD 种队上去。	*****			
運転	A. 海洋への拡散抑制設備(シルト	A1. 発電課長は、残留熱除去系1系列を起動し、動作可能であることを確認する*2とともに、	速やかに			
高温停止	フェンス) が所	要用可能にあることを確認する。こともに, その他の設備**3が動作可能であることを確認				
[H] [ML] 1112	要数を満足して	する。				
	いない場合	および				
		A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオー	速やかに			
		バーフロー水位付近にあることおよび水温が				
		65℃以下であることを確認する。				
		および				
		A3. 共防災課長は,代替措置*4を検討し,原子炉 主任技術者の確認を得て実施する。	3日間			
		土仕技術有の唯能を持て美施する。				
		A3. 2. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策	3 日間			
		設備 ^{※6} が使用可能であることを確認する。				
		および				
		A4. 防災課長は, 当該設備を使用可能な状態に復	10日間			
	5.11	旧する。				
	B. 条件 A で要求さ	B1. 発電課長は、高温停止にする。	2 4 時間			
	れる措置を完了 時間内に達成で	および B2. 発電課長は、冷温停止にする。	3 6 時間			
	きない場合	D2. 光电床区は、印価庁工にする。	2 O H41H1			
冷温停止	A. 海洋への拡散抑	A1. 防災課長は、当該設備を使用可能な状態に復	速やかに			
燃料交換	制設備(シルト	旧する措置を開始する。				
	フェンス) が所	および				
	要数を満足して	A2. 発電課長は、使用済燃料プールの水位がオー	速やかに			
	いない場合	バーフロー水位付近にあることおよび水温が				
		65℃以下であることを確認する。				
		および A3. <mark>4-</mark> 防災課長は,代替措置 ^{※4} を検討し,原子炉	速やかに			
主任技術者の確認を得て実施する措置を開始						
	する。					
		<u>または</u>				
		A3. 2. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策	速やかに			
		設備※5が使用可能であることを確認する。				

※2:運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※3:残りの残留熱除去系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。

※4:代替品の補充等をいう。

※5:放射性物質吸着材をいう。

⑧ 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)は1N要求設備であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として記載する。

記載の説明

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., 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、海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)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。このため、当該設備に期待する機能である「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集合体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制する」ことの前段階である原子炉格納容器破損防止及び使用済燃料プールの健全性確保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、サプレッションプール水冷却モード)が動作可能であること、使用済燃料プールの水位及び水温が保安規定第54条(使用済燃料プールの水位・水温)に定められている制限値を満足していることを確認する。完了時間は"速やかに"とする。

A3. 当該設備の機能を補完する代替措置 (フェンスの補充等) 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。

A3.2.当該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)」の技術的能力で整理した「放 射性物質吸着材」が該当し、完了時間は設計基準事故対処設備が使用可能である場 今のAOT上限(1 N表準)である「3 日間」とする。

- A4. 当該系統を使用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A OT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。

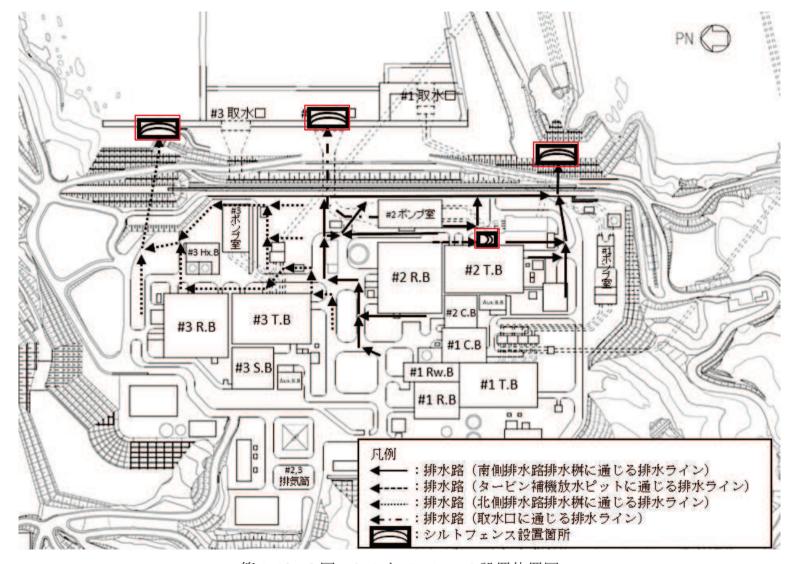
【冷温停止及び燃料交換】

- A1. 当該系統を使用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 A2. と同様。ただし,冷温停止及び燃料交換であることから,完了時間は"速やかに"とする。
- A3. 4 【運転,起動及び高温停止】における A3. 4 と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を"速やかに"開始する。

13.2. 【運転、起動及び高温停止】における A3.2.と同様。ただし、冷温停止及び燃料 交換であることから、実施する措置を"連やかに"開始する。 運転上の制限を逸脱した 場合における要求される 措置等の変更

備考

添付十追補



第1.12-8 図 シルトフェンスの設置位置図

所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す

放水設備(大気への拡散抑制設備),放水設備(泡消火設備)又は海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)である大容量送水ポンプ(タイプII), 放水砲,泡消火薬剤混合装置及びシルトフェンスは,他の設備から独立して 保管及び使用することで,他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放水砲は、放水砲の使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外 の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Ⅱ),放水砲及び泡消火薬剤混合装置は,輪留めによる固定等をすることで,他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ (タイプⅡ) 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。

9.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

放水設備(大気への拡散抑制設備)又は放水設備(泡消火設備)である大容量送水ポンプ(タイプ II),放水砲及び泡消火薬剤混合装置は,想定される重大事故等時において,大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して,放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを1セット1台使用する。また,大容量送水ポンプ(タイプ II)は,淡水貯水槽への水の供給設備との同時使用時には更に1台使用する。大容量送水ポンプ(タイプ II)の保有数は,1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。放水砲及び泡消火薬剤混合装置の保有数は,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。

海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)である<u>シルトフェンス</u>は、想定される重大事故等時において、<u>海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、</u> 設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、各設置場所の幅に応じた<u>必要な本数2組</u>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各設置場所に対して1組の合計3組を保管する。

9.7.2.4 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。

放水設備(大気への拡散抑制設備),放水設備(泡消火設備)又は海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)である大容量送水ポンプ(タイプ II),放水砲,泡消火薬剤混合装置及びシルトフェンスは,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 II) , 放水砲及び泡消火薬剤混合装置の接続及 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。

大容量送水ポンプ(タイプII),放水砲及び泡消火薬剤混合装置は,使用時に海水を通水するため,海水影響を考慮した設計とする。

大容量送水ポンプ (タイプ II) は、海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

シルトフェンスは海に設置するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

9.7.2.5 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。

放水設備(大気への拡散抑制設備),放水設備(泡消火設備)又は海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)である大容量送水ポンプ(タイプ II),放水砲,泡消火薬剤混合装置及びシルトフェンスは,想定される重大事故等

設備仕様 関連個所を赤枠にて示す

第 9.7-1 表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機 器仕様

- (1) 放水設備 (大気への拡散抑制設備) 及び放水設備 (泡消火設備)
 - a. 大容量送水ポンプ (タイプⅡ)

第 5.7-1 表 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の主要機器仕様に記載する。

b. 放水砲

兼用する設備は以下のとおり。

・使用済燃料プールの冷却等のための設備

台 数

1 (予備1)

c. 泡消火薬剤混合装置

容量

1,000L

台 数

1 (予備1)

- (2) 海洋への拡散抑制設備(シルトフェンス)
 - a. シルトフェンス
 - (a) 南側排水路排水桝用

組 数

2 (予備1)

高さ

約5 m

幅

約5m(1組当たり)

(b)	タービン	/補機放水ピット用	
	組	数	2 (予備1)
	高	3	約 7 m
	幅		約5m(1組当たり)
(c)	北側排力	K 路排水桝用	
	組	数	2 (予備1)
	高	3	約 6 m
	幅		約11m(1組当たり)

(d) 取水口用

組数2 (予備1)高さ約 12m幅約 60m (1組当たり)

設定根拠 関連個所を下線にて示す

2.4 原子炉格納施設

2.4.1 シルトフェンス

	名称		シルトフェンス
	南侧排水路排水桝用	m	<u>約.5</u>
高	タービン補機放水ピット用	m	<u>約.7</u>
さ	北侧排水路排水桝用	m	<u>約6</u>
	取 水 口 用	m	<u>約12</u>
	南侧排水路排水桝用	m/本	<u>約.5</u>
10	タービン補機放水ピット用	m/本	<u>約.5</u>
幅	北側排水路排水桝用	m/本	<u>約11</u>
	取 水 口 用	m/本	<u>約 20</u>
	南侧排水路排水桝用		2 (予備 1)
個	タービン補機放水ピット用	·-	2 (予備 1)
数	北側排水路排水桝用	(<u>9—11)</u>	2 (予備 1)
38	取 水 口 用	2-	6 (予備 3)

【設定根拠】

(概要)

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放射性物質拡散抑制系として使用するシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、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に至った場合において、重大事故等対処設備として海洋への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所(南側排水路排水桝、タービン 補機放水ピット、北側排水路排水桝及び取水口)に設置することで、大気への放射性物質の拡散 を抑制するための放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性 物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち放射性物質拡散抑制系として使用するシルトフェンスは、以下の機能を有する。

シルトフェンスは、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に至った場合において、重大事故等対処設備として海洋への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所(南側排水路排水桝、タービン補機放水ピット、北側排水路排水桝及び取水口)に設置することで、大気への放射性物質の拡散を抑制するための放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

シルトフェンスの設置位置図を図1に示す。

1. 高さの設定根拠

1.1 南側排水路排水桝用

重大事故等時に南側排水路排水桝に設置するシルトフェンスの高さは、フロート式(カーテン付)であることから、排水桝の水深を考慮し、南側排水路排水桝の底部まで届く高さである約5mとする。

1.2 タービン補機放水ピット用

重大事故等時にタービン補機放水ピットに設置するシルトフェンスの高さは,フロート式(カーテン付)であることから、放水ピットの水深を考慮し、タービン補機放水ピットの底部まで届く高さである約7mとする。

1.3 北側排水路排水桝用

重大事故等時に北側排水路排水桝に設置するシルトフェンスの高さは、フロート式(カーテン付)であることから、排水桝の水深を考慮し、北側排水路排水桝の底部まで届く高さである約6mとする。

1.4 取水口用

重大事故等時に取水口に設置するシルトフェンスの高さは、フロート式 (カーテン付)であることから、取水口の水深を考慮し、取水口の底部まで届く高さである約12mとする。

2. 幅の設定根拠

2.1 南側排水路排水桝用

重大事故等時に南側排水路排水桝に設置するシルトフェンスの幅は、南側排水路排水桝の幅 を考慮し、約5mとする。

南側排水路排水桝用のシルトフェンスは、1本当たりの幅を<u>約5m</u>として、1本1組で使用する。

2.2 タービン補機放水ピット用

重大事故等時にタービン補機放水ピットに設置するシルトフェンスの幅は,タービン補機放水ピットの幅を考慮し、約5mとする。

タービン補機放水ピット用のシルトフェンスは、1本当たりの幅を約5mとして、1本1組で使用する。

2.3 北側排水路排水桝用

重大事故等時に北側排水路排水桝に設置するシルトフェンスの幅は、北側排水路排水桝の幅 を考慮し、約11mとする。

北側排水路排水桝用のシルトフェンスは、1 本当たりの幅を<u>約 11m</u>として、1 本 1 組で使用する。

2.4 取水口用

重大事故等時に取水口に設置するシルトフェンスの幅は、取水口を囲うために必要な幅を考慮し、約60mとする。

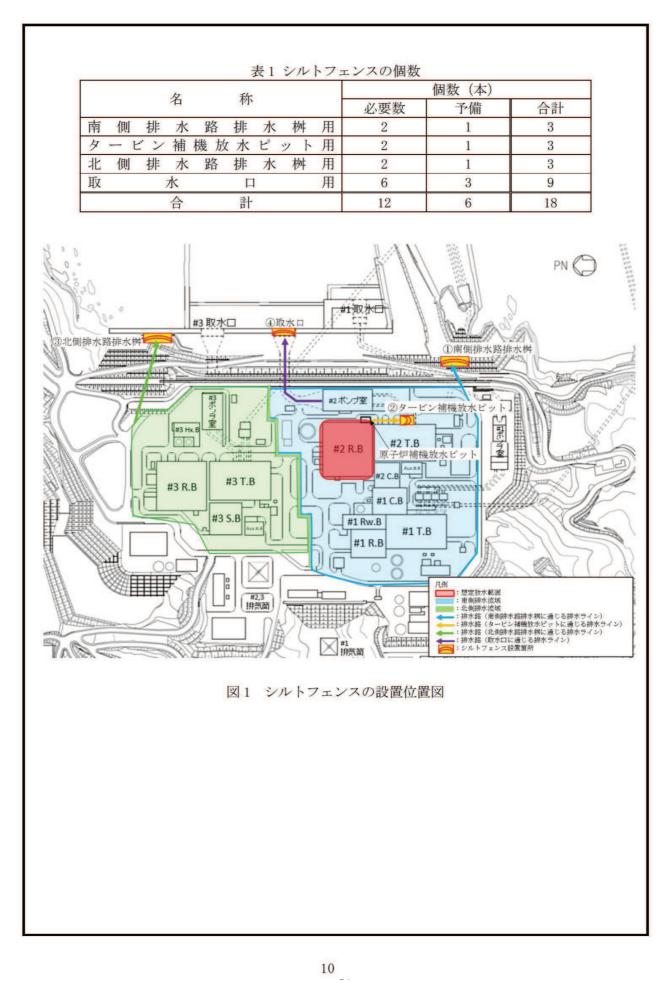
取水口用のシルトフェンスは、1本当たりの幅を約20mとして、3本1組で使用する。

3. 個数の設定根拠

シルトフェンスは、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、それぞれの設置場所に二重に設置することとし、各設置場所に対して2組の合計12本を使用する設計とする。

予備については、破れ等の破損時のバックアップとして、各設置場所に対して1組の合計6本を保管する。

シルトフェンスの個数の内訳について表1に示す。



保安規定第66条

表66-12「電源設備」

66-12-1「常設代替交流電源設備」

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 添付八(電源系,燃料移送系 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説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

表66-12 電源設備

66-12-1 常設代替交流電源設備①

(1) 運転上の制限

項 目②	運転上の制限3
常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備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)		
	ガスタービン発電機	2台	
運 転起 動	ガスタービン発電設備軽油タンク	※ 2	
高温停止	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	2台	
冷温停止 燃料交換	タンクローリ	※ 2	
	軽油タンク	※ 2	

※1: 当該系統が動作不能時は、「66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備」の運転上の制限 も確認する。

※2:「66-12-7 燃料補給設備」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. ガスタービン発電機が模擬信号で作動することおよび運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	定事検停止時	電気課長
2. ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長
3. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプを起動し,動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	発電課長

- ① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十七条(1.14)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,常設代替交流電源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)第五十七条(1.14)

「電源設備(手順等)」では、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の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する(手順を定める)こと。

- ④ 常設代替交流電源設備は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行う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、冷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 ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、必要な電力を確保するため、2台を所要数とする。

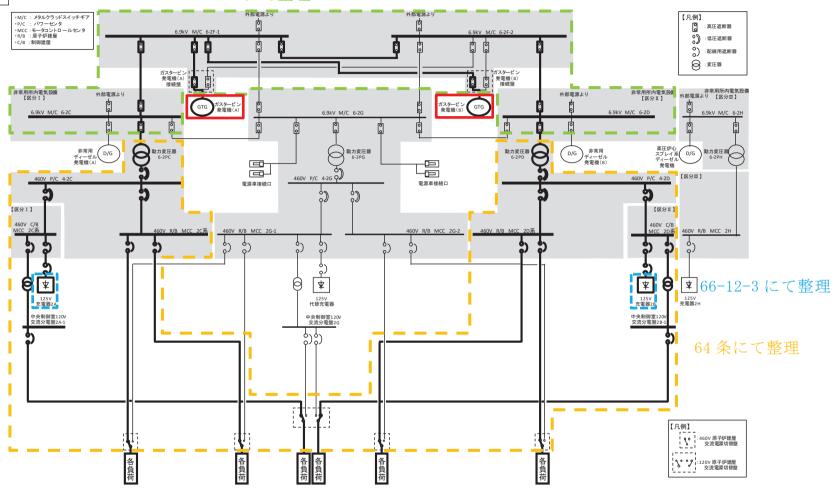
ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給するため2台を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針4.3 (1)、添付-2)

- 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。 定事検停止時の点検に合わせ、性能確認を実施する。
 - b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2,3が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき常設設備は1ヶ月に1回,動作可能であることを確認する。

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考		
(3) 要求さる 適用される 原 子 炉	れる措置 条 件8	要求される措置①	完了時間	運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 各設備が所要数を満足していない場合,常設代替交流電源設備を動作不能とみなす。 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))	運転上の制限を逸脱した 場合における要求される 措置等の変更
の状態 運転 転配 動高温停止	A. 常設代替交流電 源設備が動作不 能の場合	A1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機 1 台 (A系、B系また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 ^{※3} が動作可能であることを確認する。 および A2. 発電課長および防災課長は、当該機能を補 完する自主対策設備 ^{※4} が使用可能であることを確認する。 および A2. 発電課長および防災課長は、当該機能を補 完する自主対策設備 ^{※4} が使用可能であることを確認する。 および A23. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に 復旧する。	3 月開	 (第一年) というにに取りる。(宋女規定変更に保る基本方針4.3 (2), (3)) (第一年) 「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。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非常用ディーゼル発電機(A系、B系又は高圧炉心スプレイ系)が該当し、完了時間は"速やかに"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が使用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「号炉間電力融通設備」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】 	
	れる措置を完了	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。	2 4 時間 3 6 時間	3号炉からの電力融通に期待する場合、3号炉の非常用ディーゼル発電機は1基あたり約6,400kWであり、ガスタービン発電機よりも大容量であるため、必要容量を満足する。	
冷温停止 燃料交換	C 04.1 999 II	A1. 発電課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1台(A系、B系また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。 および A3. 発電課長および防災課長は、当該機能を構完する自主対策設備率十が使用可能であることを確認する。	速やかに 速やかに 速やかに	【準備時間】 常設代替交流電源設備による受電まで約15分であるのに対して、号炉間電力融通ケーブル(常設)による受電の場合は約30分、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による受電の場合は約225分かかることから、事前準備等の時間短縮措置を行い、15分以内に受電できる体制を整える。(添付ー3) A24. 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補完する自主対策設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限(1N未満)であるの「310日間」とする。 B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。	
する。 <mark>※4:号炉開き</mark> る非常) 使用し	電力融通ケーブルを使 用交流高圧電源母線 2 た場合または号炉間電	機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能である。 用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機(A系また C系または 2 D系の受電(号炉間電力融通ケーブ 力融通ケーブル(可搬型)を使用した場合)をい させるためにケーブルを接続する等の補完措置を	はB系)によ ル (常設) を い,当該系統	【冷温停止及び燃料交換】 A1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を"速やかに"開始する。 A2. 【運転,起動及び高温停止】における A1. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、完了時間は"速やかに"とし、確認台数については1台とする。 A3. 【運転,起動及び高温停止】の A2. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、完了時間は"速やかに"とする。	

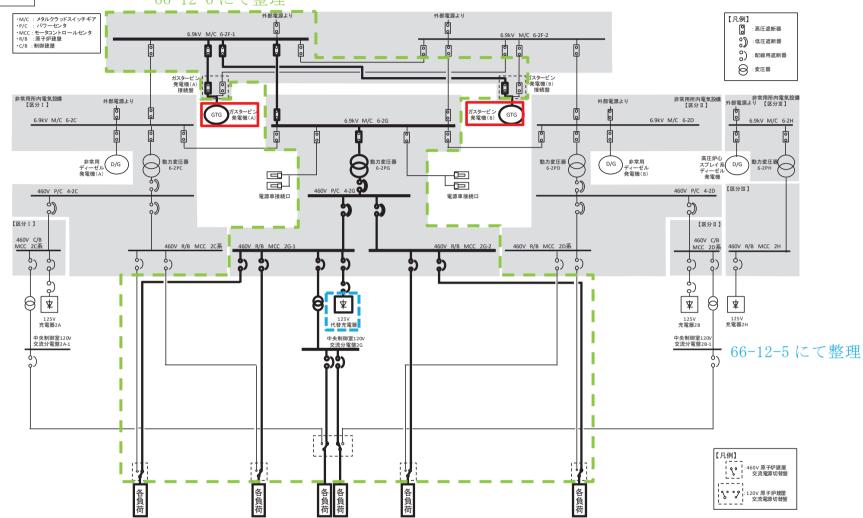
添付八



第 10.2-1 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電) (ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電)

添付八

66-12-6 にて整理

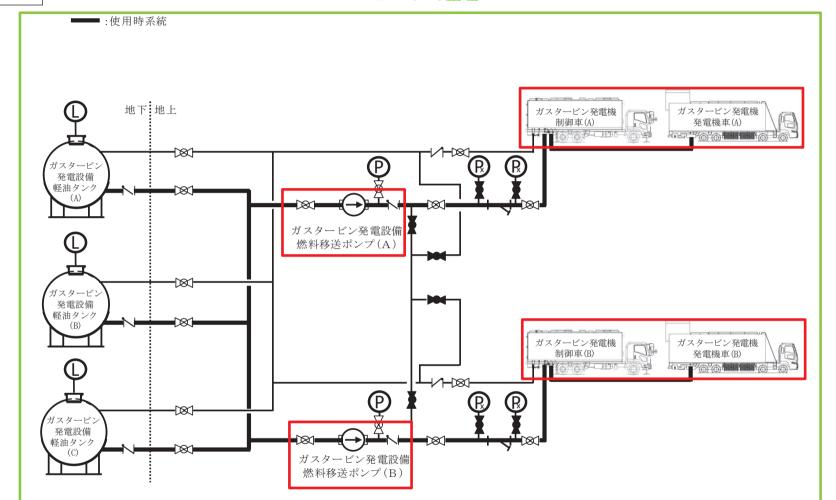


第 10.2-2 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電) (ガスタービン発電機から代替所内電気設備 を経由して給電)

 ∞

10 - 225

茶付八

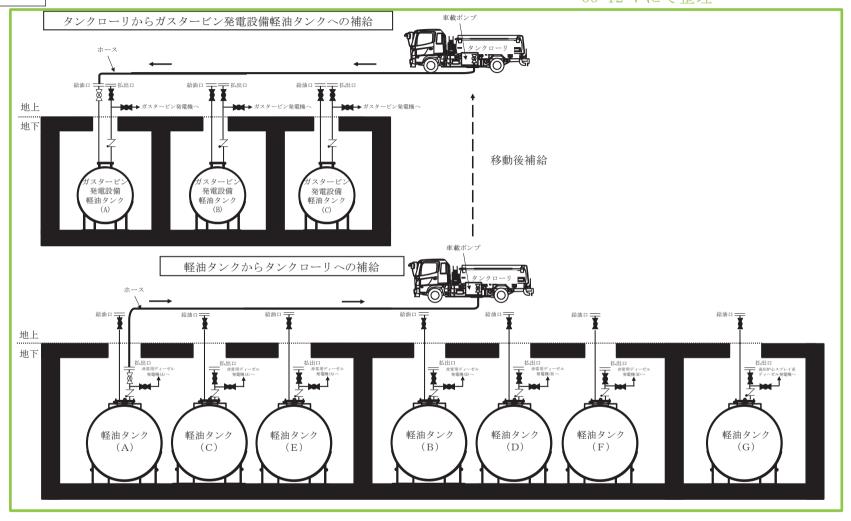


第10.2-3 図 代替電源設備系統概要図(常設代替交流電源設備による給電)(ガスタービン発電機の燃料系統)

 ∞

10 - 226

茶付八



第 10.2-14 図 代替電源設備系統概要図(燃料補給設備による給油)(軽油タンクからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給)

所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す

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。

タンクローリは輪留めによる固定等をすることで,他の設備に悪影響を及 ぼさない設計とする。

10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、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の燃料体等の著しい損傷 及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために<u>必要な容量を</u> 有する設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、想定される重大事故等時において、 その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続 運転するために必要となる燃料を補給可能な容量を、軽油タンクよりタンク ローリを用いて補給する容量を考慮して有する設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に<u>必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計</u>とする。

電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2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。

なお,バックアップ用の1台は,緊急時対策所用代替交流電源設備の電源 車(緊急時対策所用)の予備としても使用する。

125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B は、想定される重大事故等時において、

第10.2-1表 代替電源設備の主要機器仕様

(1) 常設代替交流電源設備

a. ガスタービン発電機

ガスタービン

台 数

2

使用燃料

軽油

出 力

約3,600kW (1台当たり)

発電機

台 数

2

種 類

三相同期発電機

容 量

約4,500kVA (1台当たり)

力 率

0.80 (遅れ)

電 圧

6.9kV

周波数

50Hz

b. ガスタービン発電設備軽油タンク

基 数

3

容量

約110kL (1基当たり)

c. ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

台 数

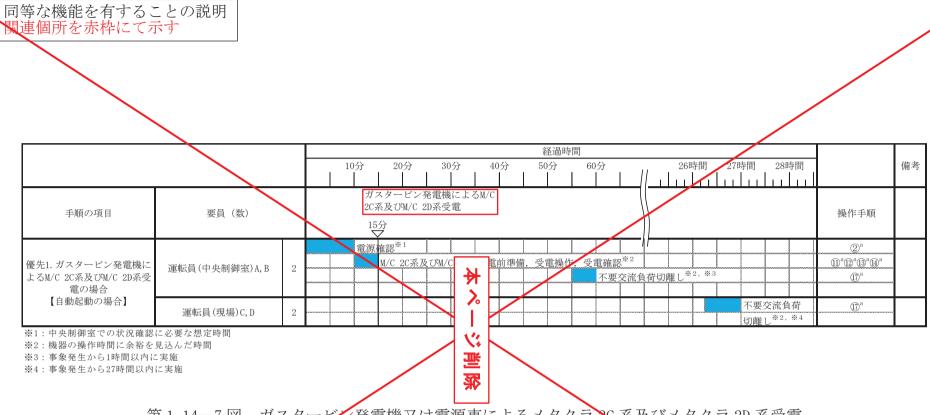
2

容 量

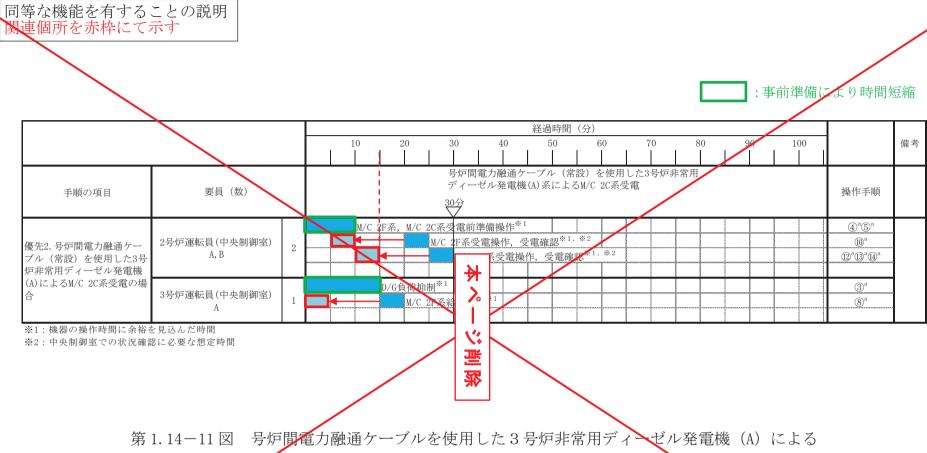
約3.0m³/h(1台当たり)

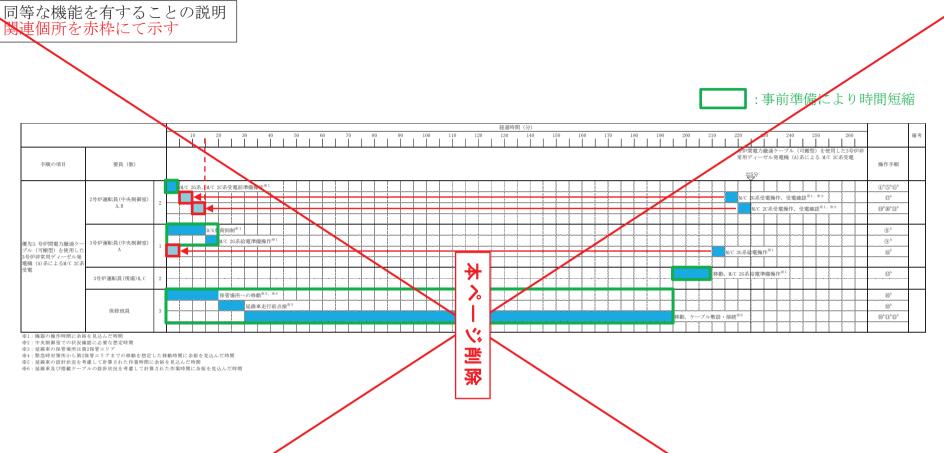
全圧力

約 0.5MPa [gage]



第1.14-7 図 ガスタービン発電機又は電源車によるメタクラ 2C 系及びメタクラ 2D 系受電 (ガズタービン発電機使用の場合) タイムチャート (1/2)





第 1. 14-12 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) による メタクラ 2C 系又はメタクラ 2D 系受電

(号炉間電力融通ケーブル (可搬型)を使用した場合) タイムチャート

保安規定第66条

表66-12「電源設備」

66-12-2「可搬型代替交流電源設備」

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説明

(1) 設置変更許可申請書 添付十追補1 (準備時間)

66-12-2 可搬型代替交流電源設備①

(1) 運転上の制限

項 目②	運転上の制限3
可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備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
VGE 4:	電源車	2台×2 ^{**3}
運 転 起 動	タンクローリ	※ 4
高温停止 冷温停止	軽油タンク	※ 4
燃料交換	ガスタービン発電設備軽油タンク	※ 4

※1:1系列とは、電源車2台をいう。

※2:動作可能とは、電源車接続口(原子炉建屋西側)または電源車接続口(原子炉建屋東側)に接続できることを含む。

※3:電源車は、第2保管エリアおよび第3保管エリアに分散配置されていること。

※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。

(2) 確認事項

項 目 🗇	頻 度	担 当
1. 電源車を起動し,運転状態(電圧等)に異常のないことを確認する。	2年に1回	防災課長
2. 電源車を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長

- ① 設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十七条(1.14)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,可搬型代替交流電源設備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)第五十七条(1.14)

「電源設備(手順等)」では、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の燃料体 等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止する ために必要な電力を確保するために必要な設備を設置する(手順を定める)こと。

- ④ 可搬型代替交流電源設備は、非常用電源が喪失した場合に重大事故等の防止・緩和に必要な設備に対し給電を行う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、冷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 電源車は、可搬型重大事故等対処設備のうち可搬型代替電源設備(原子炉建屋の外から電気を供給するもの)であり2N要求設備に該当する。想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するもの1セット2台として、2セット4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。

「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2年に1回、性能確認を実施する。

b. 動作確認(運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。) 項目2が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき可搬型設備は3ヶ月に1回、動作可能であることを確認する。

		保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
(3)要求さ		11 2 12 2 2 14 2 2 2 14 2 15 2 15 2 15 2		Lam 124 - 5 HAR 5 T	2.0
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	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。 可搬型代替交流電源設備は2N要求設備であるため、運転、起動及び高温停止においては、動作可能な系統数2N未満(1N以上)となった場合と1N未満となった場合なる供りして記される。	運転上の制限を逸脱した 場合における要求される 措置等の変更
運起。温停止	A. 動作可能な可搬型 代替交流電源設備 が2系列未満1系 列以上の場合	A2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1 台(A系、B系また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。 および A3.1. 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。 または A3.2. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備*7が使用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*7*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	速やかに 速やかに 10日間 10日間	合を条件として設定する。 冷温停止及び燃料交換においては、2 N未満(1 N以上)と1 N未満となった場合とで要求される措置が同じになるため、2 N未満となった場合を条件として設定する。 ③ 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. 動作可能な可搬型代替交流電源設備が2系列未満1系列以上となった場合には、残りの可搬型代替交流電源設備が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"である非常用ディーゼル発電機(A系、B系及び高圧炉心スプレイ系)が該当し、完了時間は"速やかに"とする。 A3. 1. 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"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)」の技術的能力で整理した常設代替交流電源設備が該当し、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(2 N未満(1 N以上)である「1 0 日間」とする。	旧世中少久大
		A4. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態 に復旧する。	3 0 日間	43.2.動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が使用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「号炉開電力融通設備」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(2N未満(1N以上))である「10日間」とする。 【必要容量】 3号炉からの電力融通に期待する場合、3号炉の非常用ディーゼル発電機は1基あたり約6,100kmであり、電源車よりも大容量であるため、必要容量を満足する。 【準備時間】 電源車による受電まで約125分であるのに対して、号炉開電力融通ケーブル(常設)の場合は30分であり、電源車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である。 また、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による受電の場合は約225分かかることから、事前準備等の時間短縮措置を行い、125分以内に受電できる体制を整える。(添付一3) A3. 23. 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(発電機の補充等)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	

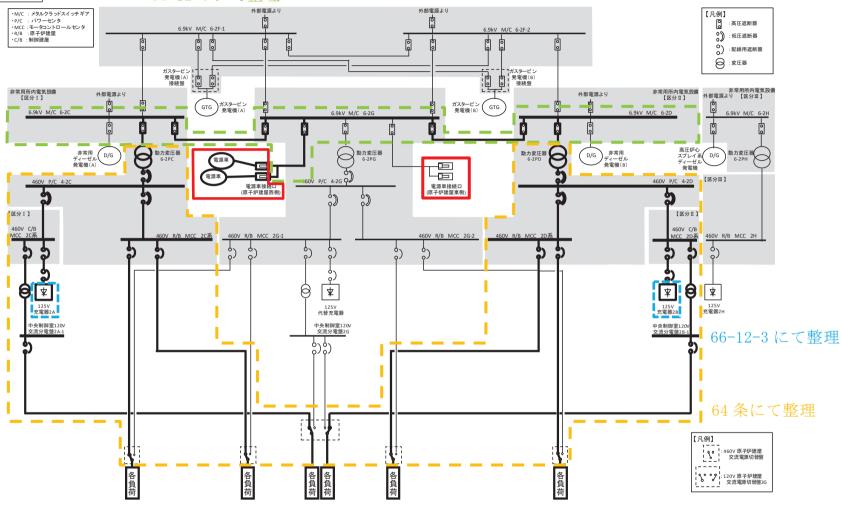
	1			記載の説明	備考
				事故対処設備が動作可能である場合のAOT上限 (2 N未満 (1 N以上)) である 「10日間」とする。	運転上の制限を逸脱した
適用される 原 子 炉 の 状 態	条 件8	要求される措置⑨	完了時間	A4. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合。補完する自主対策設備が動作可能であることを確認した場合のAOT上限の「30日間」とする。	場合における要求される 措置等の変更
運起高温停止	代替交流電源設備 が1系列未満の場 合	B1. 1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機 1台(A系, B系また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。および B1. 2. 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。および B1. 3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。または B2. 1. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機 1台(A系, B系また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 B2. 2. 1. 防災課長は、当該機能を補完する自主対策設備**7が使用可能であることを確認する。または B2. 2. 2. 防災課長は、代替措置**1+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 B2. 3. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する C1. 発電課長は、高温停止にする。	速やかに 3日間 30日間 速やかに 3日間 10日間 24時間	B1.1., B2.1. A2.と同様。 B1.2. 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。 B1.3. A4.と同様。 B2.2.1. 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。 B2.2.2.4. 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。 B2.3. A4.と同様。ただし、完了時間は1N未満のため「10日間」とする。 C1., C2. 既保安規定と同様の設定とする。	
		C2. 発電課長は、冷温停止にする。	3 6 時間		
	できない場合		J		

保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考		
適用される					運転上の制限を逸 場合における要求
原子炉の状態	条 件8	要求される措置⑨	完了時間	【冷温停止及び燃料交換】 A1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を"速やかに"開始する。	措置等の変更
冷温停止燃料交換	A. 動作可能な可搬型 代替交流電源設備 が2系列未満の場合	A1. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に 復旧する措置を開始する。 および A2. 発電課長は、非常用ディーゼル発電機1 台(A系、B系また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。 および A3. 1. 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。 または A3. 2. 防災課長は、当該機能を補完する自主 対策設備 ^{※7} が使用可能であることを確 認する。 または A3. 2. 防災課長は、当該機能を補完する自主 対策設備 ^{※7} が使用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 ^{※7} を検討し、 原子炉主任技術者の確認を得て実施する	速やかに 速やかに 速やかに	 A2. 【運転,起動及び高温停止】における A2. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、完了時間は"速やかに"とし、確認台数については1台とする。 A3. 1. 【運転,起動及び高温停止】における A3. 1. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を"速やかに"開始する。 A3. 2. 【運転,起動及び高温停止】における A3. 2. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を"速やかに"開始する。 A3. 24. 【運転,起動及び高温停止】における A3. 24. と同様。ただし、冷温停止及び燃料交換であることから、実施する措置を"速やかに"開始する。 	
する。 6:常設代 7:号炉間(よる非) 設)を(替交流電源設備をいう。 電力融通ケーブルを使 常用交流高圧電源母線:	後2台をいい,至近の記録等により動作可能できまった。 日した3号炉非常用ディーゼル発電機(A系表 3 C系または2 D系の受電(号炉間電力融通ケ で開電力融通ケーブル(可搬型)を使用した場	<u>たはB系)に</u> ーブル(帯		

添付八

66-12-2 の範囲 赤枠にて示す

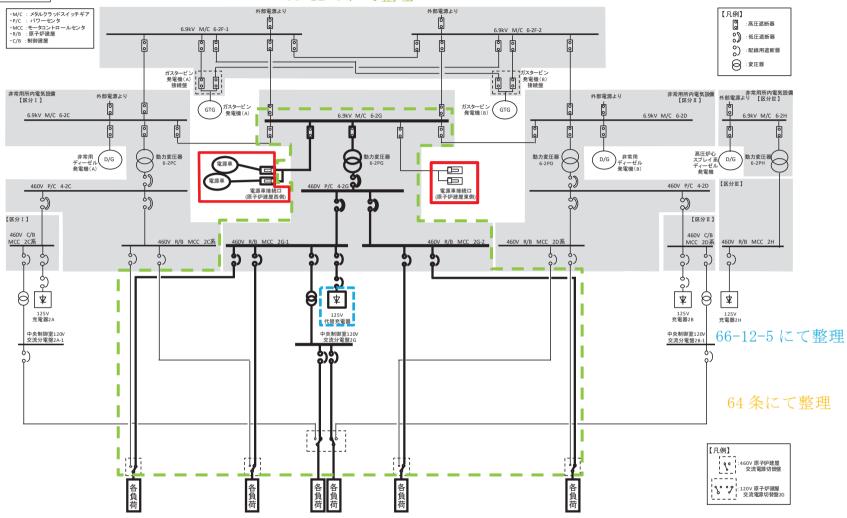
66-12-6 にて整理



第 10.2-4 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電) (電源車から非常用所内電気設備を経由して給電)

66-12-2 の範囲 赤枠にて示す

66-12-6 にて整理



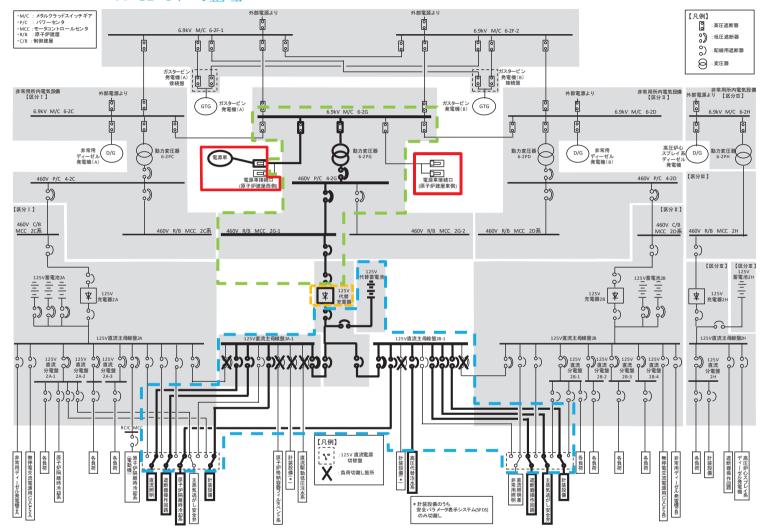
第 10.2-5 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電) (電源車から代替所内電気設備を経由して 給電)

添付八

*にて示す 66-12-4 にて整理

66-12-5 にて整理

66-12-6 にて整理



第 10.2-11 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替直流電源設備による給電) (電源車から代替所内電気設備を経由し

て給電 (125V 系統))

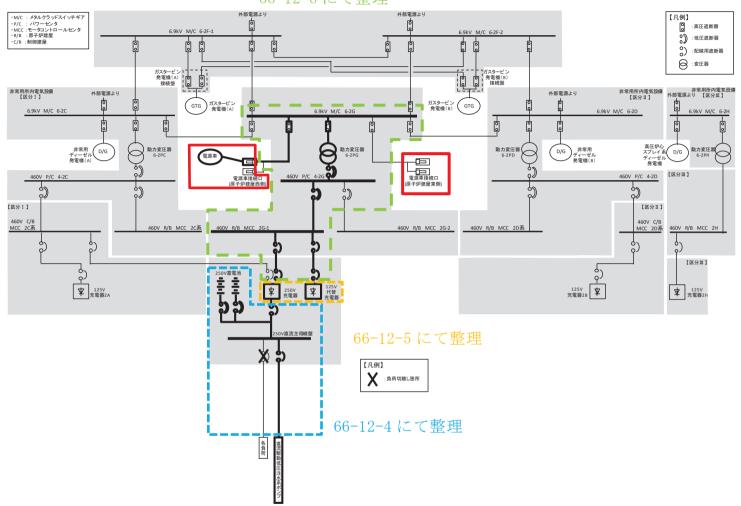
 ∞

10 - 234

添付八

 ∞

66-12-6 にて整理



第 10.2-12 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替直流電源設備による給電) (電源車から代替所内電気設備を経由して 給電 (250V系統))

添付-1-(1)

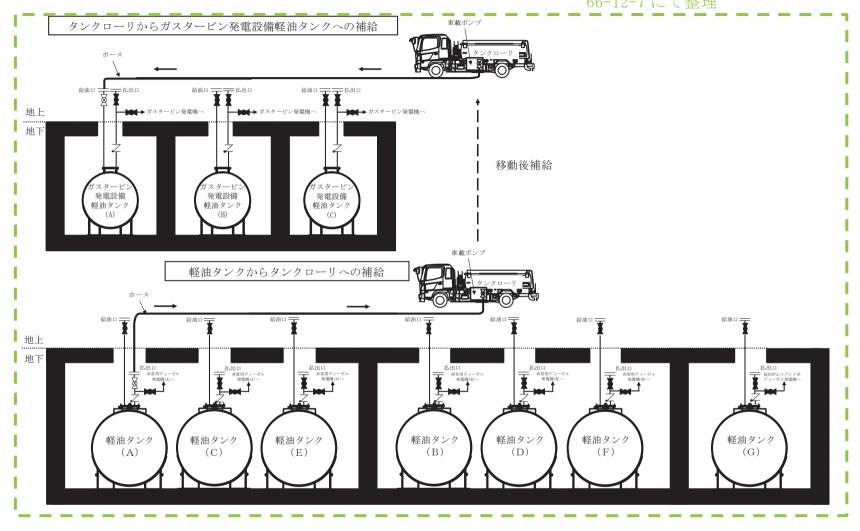
設置変更許可申請書

添付八

66-12-7にて整理

第10.2-3 図 代替電源設備系統概要図(常設代替交流電源設備による給電)(ガスタービン発電機の燃料系統)

茶付八



第 10.2-14 図 代替電源設備系統概要図 (燃料補給設備による給油) (軽油タンクからガスタービン発電設備軽油タンクへ の補給)

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。

タンクローリは輪留めによる固定等をすることで、他の設備に悪影響を及 ぼさない設計とする。

10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、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の燃料体等の著しい損傷 及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を 有する設計とする。

ガスタービン発電設備軽油タンクは、想定される重大事故等時において、 その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後7日間連続 運転するために必要となる燃料を補給可能な容量を、軽油タンクよりタンク ローリを用いて補給する容量を考慮して有する設計とする。

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2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。

なお,バックアップ用の1台は,緊急時対策所用代替交流電源設備の電源 車(緊急時対策所用)の予備としても使用する。

125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B は、想定される重大事故等時において、

設備仕様 関連個所を赤枠にて示す

d. 軽油タンク

第 10.1-5 表 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)の主要機器仕様に記載する。

e. タンクローリ

台 数 2 (予備1)

容 量 約 4.0kL (1 台当たり)

- (2) 可搬型代替交流電源設備
 - a. 電源車

エンジン

台 数 4 (予備 1 ** 1)

使用燃料 軽油

発電機

台 数 4 (予備 1 ** 1)

種 類 三相同期発電機

容 量 約 400kVA (1台当たり)

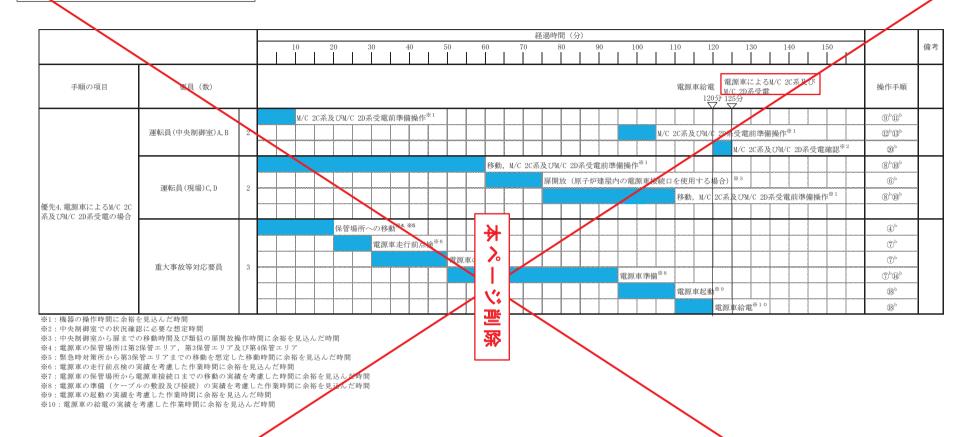
力 率 0.85 (遅れ)

電 E 6.9kV

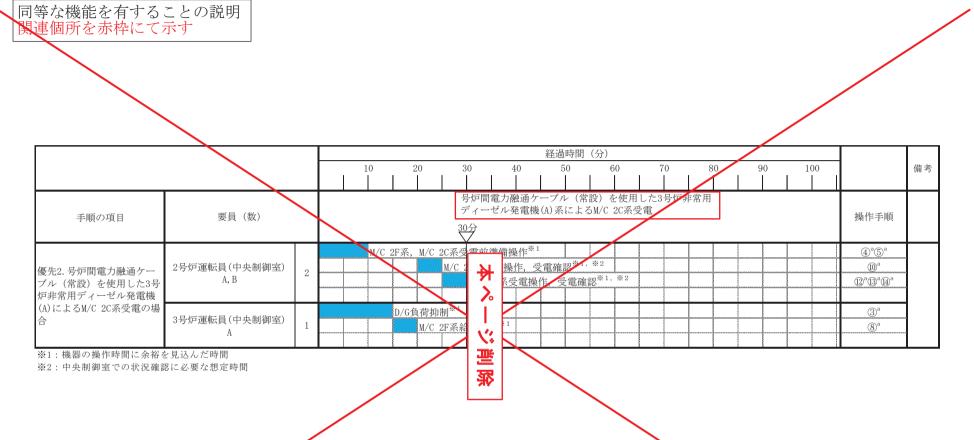
周 波 数 50Hz

※1:可搬型代替交流電源設備の電源車,可搬型代替直流電源設備の電源車又は緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車(緊急時対策所用)として使用する。

同等な機能を有することの説明 関連個所を赤枠にて示す

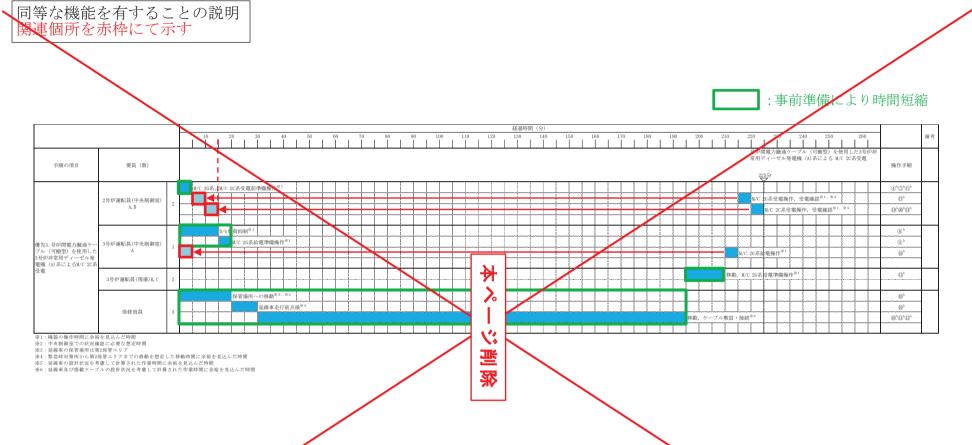


第1.14-9 図 ガスタービン発電機又は電源車によるメタクラ 2C 系及びメタクラ 2D 系 受電 (電源車使用の場合) タイムチャート



第 1. 14-11 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) による メタクラ 2C 系又はメタクラ 2D 系受電

(号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用した場合) タイムチャート



第 1. 14-12 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) による メタクラ 2C 系又はメタクラ 2D 系受電 (号炉間電力融通ケーブル (可搬型) を使用した場合) タイムチャート

保安規定第66条

表66-13「計装設備」

66-13-1「主要パラメータおよび代替パラメータ」

- 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 添付十(所要数,必要容量)

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 添付八 (代替パラメータによる主要パラメータの推定)

	保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
表66-13 計装設備		設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十八条(1.15)が該当する。 運転上の制限の対象となる系統・機器(添付-1)	運転上の制限を逸脱 した場合における要 求される措置等の変
66-13-1 主要パラ	・メータおよび代替パラメータ <mark>①</mark>	❷ 連転上の削減の対象となる水利・機器(級刊─Ⅱ)	更
(1)運転上の制限	T	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、主要パラメータについては計測する計器1チャンネル以上が動作可能であること、代替パラメータについては主要パラ	
項 目② 主要パラメータ	運転上の制限③ 主要パラメータを計測する計器が1チャンネル以上動作可能であること*1*3	メータの推定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),添付-2)	
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること*1*2**	・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第五十八条(1.15) 「計装設備(事故時の計装に関する手順等)」として,重大事故等が発生し,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	
	計器校正,原子炉水圧検査および格納容器漏えい率検査時に計器 いる場合ならびに計器ベント等の計器隔離時は,運転上の制限を	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設備を設ける(手順等を定める)こと。	
	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。 取ある場合は、いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満	なお、プラント起動に伴う計器校正、原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査 時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器隔離時は、運転上の 制限を満足していないとはみなさないこととする。 また、代替パラメータについて、推定方法が複数ある場合には、いずれかの方法で推定	
※3: 主要パラメータおよ たは重要監視パラメ	で代替パラメータに記載する[]は,有効監視パラメータ <mark>よ ータの常用計器</mark> (耐震性または耐環境性等はないが,監視可 記設の状態を把握することが可能な計器)を示す。 <mark>有効監視パ</mark>	できれば運転上の制限を満足していないとはみなさないこととする。	
	制限 <mark>をは</mark> 適用しない <mark>が,要求される措置で代替パラメータと</mark>		

	保安規定	定 第66条 条文			記載	載の説明		備考
1. 原子炉圧力容器	器内の温度			6 31 88 33 75 15				
適用される	主要パラメータ	代替パラ	ラメータ	谷計器が要求	される原子炉の状態を記載	する。(保安規正发更に係る基本方	針4.3(1))	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法	【原子炉圧力》	容器内の温度】			
		①主要パラメータの他 の検出器	原子炉圧力容器温度の 1つの検出器が故障し た場合は,他の検出器に より推定する。	炉心の冷却状 期間を機能維排 転,起動,高温 しない。(1)	兄を把握するために必要な 寺期間として適用する必要 最停止,冷温停止及び燃料3 原子炉水位がオーバーフロ	があることから、適用される原子が 交換(原子炉が次に示す状態となっ コー水位付近で、かつプールゲート	戸の状態は「運 った場合は適用 、が開の場合又	
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※4}	原子炉圧力容器温度	②原子炉圧力 ②原子炉压力(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)	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで,原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。	は(2)原子が	器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 子炉圧力容器内の温度 の冷却状況を把握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 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 定動、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 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 2)原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが関の場合)」とする。			
		③残留熱除去系熱交換 器入口温度	残留熱除去系が運転状態であれば,残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。					
(1)原子		言は適用しない。 一水位付近で,かつプール され,かつプールゲートが						

o E7EF!		定 第66条 条文			記載の説明	備考
2. 原子炉圧力容 適用される	ド器内の圧力 主要パラメータ	代替パラ	・メータ	4	各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法		【原子炉圧力容器内の圧力】	
		①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉圧力の1チャン ネルが故障した場合 は,他チャンネルによ り推定する。		注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を確認するために必要な設備であり、原子炉圧力容器が開放されるまでの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、高温停止及び冷温停止」とする。	
		②原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力(SA)によ り推定する。			
運転起動	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	原子炉水位から原子炉 圧力容器内が飽和状態 にあると想定すること で,原子炉圧力容器温 度より飽和温度/圧力 の関係を利用して原子 炉圧力容器内の圧力を 推定する。			
高温停止 冷温停止		①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉圧力(SA)の1 チャンネルが故障した 場合は、他チャンネル により推定する。			
		②原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。			
	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原子炉压力容器温度	原子炉水位から原子炉 圧力容器内が飽和状態 にあると想定すること で,原子炉圧力容器温 度より飽和温度/圧力 の関係を利用して原子 炉圧力容器内の圧力を 推定する。			

		安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
3. 原子炉圧力容					各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
適用される	主要パラメータ	代替パラ		4)	百回 fift// 女小で40分/小丁// 小小忠と 記戦りる。(体女別た多史に体の弦平刀町4.3 (1))	
原子炉の状態④	要素	要素	推定方法		【原子炉圧力容器内の水位】	
運 転動高温温停止 燃料交換※5	原子炉水位 (広帯域)	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) ③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) ③残留熱除去系洗浄ライン流量) ③残留熱除去系洗浄ライン洗浄流量(残留熱除去系洗浄ライン洗浄、不多のでは、100円で	合は,他チャンネルにより 推定する。 原子炉水位 (SA広帯域) により推定する。 機器動作状態にある注水 流量と崩壊熱除去に必要 な注水流量により推定す		【所下が上れる経済のが出版と 炉心の冷却状況を把握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、かつブールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料ブール代替注水 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、かつブールゲートが関 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、かつプールゲートが閉の場合)」とする。	
		④原子炉圧力(SA) ④圧力抑制室圧力	の差圧から原子炉圧力容 器の満水を推定する。			
			の差圧から原子炉圧力容 器の満水を推定する。			

	保	安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
適用される	主要パラメータ	代替パラメー	A	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法	【原子炉圧力容器内の水位】	
		①主要パラメータの他チャンネ ル	原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故 障した場合は,他チャンネルにより推定 する。	炉心の冷却状況を把握するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている 期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバー フロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水 系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉 の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は 「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は	
		②原子炉水位(SA燃料域)	原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。	適用しない。(1)原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。	
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※5}	原子炉水位(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 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (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) 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残留熱除去系ポンプ出 口流量 ③残留熱除去系ポンプ出口流量 ③残留熱除去系ポンプ出口流量 ③残田無にアルスプレイ系ポンプ出 口流量	機器動作状態にある		
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力(SA) ④圧力抑制室圧力	圧力(SA)と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。		

	保	安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
適用される原子炉の状態4	主要パラメータ	代替パラメータ		④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
京丁 が V 小 悠 (生)	要素	要素 ①原子炉水位(広帯域)	推定方法 原子炉水位 (広帯 域) により推定す る。	【原子炉圧力容器内の水位】 炉心の冷却状況を把握するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている 期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水	
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 ^{※5}	原子炉水位(S A広帯域)	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 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系洗净ライン流量 (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	熱除去に必要な注 水流量により推定	系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態に「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に適用しない。(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閉の場合)」とする。合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。	
		③原子炉圧力 ③原子炉圧力(SA) ③圧力抑制室圧力	原子炉圧力,原子炉 圧力(SA)と圧力 抑制室圧力の差圧 から原子炉圧力容 器の満水を推定す る。		

	任	保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
適用される	主要パラメータ	代替パラメータ		④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
適用される 原子炉の状態(4) 要素 要素 推定方法 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域) の場合は 「運転、 適適用しな	【原子炉圧力容器内の水位】 炉心の冷却状況を把握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				
			原子炉水位 (燃料域) により推定す	期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉	
起 動高温停止		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	る注水流量と崩壊 熱除去に必要な注 水流量により推定	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、かつブールゲートが開の場合)」とする。 「運転、起動、高温停止及び燃料で換(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)」とする。	
		③原子炉圧力 (SA) ③圧力抑制室圧力	圧力(SA)と圧力 抑制室圧力の差圧 から原子炉圧力容 器の満水を推定す		
			12 H & H A		
(2) ///	, , ••• > → > → νων[.] (4		~ ⊢		

		規定 第66条 条文		記載の説明	備考
1. 原子炉圧力容				(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
適用される	主要パラメータ	,	パラメータ	で 自自価が安外で40分が月がや7小感と比較する。(外外が足及人に所る巫学力到4.0(17))	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法	【原子炉圧力容器への注水量】	
	宣圧化井汁 业で	①復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タンク 水位の変化量により注水量 を推定する。なお、復水貯蔵 タンクの補給状況も考慮し た上で注水量を推定する。	各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから,各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 高圧代替注水系ポンプ出口流量及び原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量については,高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の適用期間と同様に,「運転,起動及び高温停止(原子炉圧力が1.04MPa[gage]以上)」とする。	
	高圧代替注水系ポンプ出口流量	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)	原子炉水位の変化量により 注水量を推定する。	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量については、高圧炉心スプレイ系の適用期間と同様に、「運転、起動及び高温停止」とする。	
運転	運 転 起 動**6 高温停止**6 原子炉隔離時冷却 系ポンプ出口流量 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(SA広 帯域) ②原子炉水位(SA燃 料域) 本源である復水貯蔵タンカ水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉水位(SA燃 料域) 本源である復水貯蔵タン水位の変化量により注水を推定する。なお,復水貯成タンク水位 を推定する。なお,復水貯成タンク水位 を推定する。なお,復水貯成タンクの補給状況も考慮た上で注水量を推定する。 ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(紫料域) ②原子炉水位(紫料域) ②原子炉水位(SA広 帯域) ②原子炉水位(SA広 帯域) ②原子炉水位(SA広 港域) ②原子炉水位(SA燃 原子炉水位の変化量によ注水量を推定する。	タンクの補給状況も考慮し			
起 動 ^{※6} 高温停止 ^{※6}					
		タンクの補給状況も考慮し			
		②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広 帯域)			

	保安規定	定 第66条 条文		記載の説明	備考
適用される	主要パラメータ	代替パ	パラメータ	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法	【原子炉圧力容器への注水量】	
		①圧力抑制室水位	水源である圧力抑制室水 位の変化量により注水量 を推定する。	各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから,各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 代替循環冷却ポンプ出口流量については,代替循環冷却系の適用期間と同様に,「運転,	
	代替循環冷却ポンプ 出口流量	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)	原子炉水位の変化量により注水量を推定する。	起動,高温停止及び冷温停止」とする。 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量については,低圧代替注水系(常設)(直流駆動低 圧注水系ポンプ)の適用期間と同様に,「運転,起動及び高温停止」とする。	
運 転起 動高温停止	直流駆動低圧注水系	①復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タン ク水位の変化量により注 水量を推定する。なお, 復水貯蔵タンクの補給状 況も考慮した上で注水量 を推定する。		
	ポンプ出口流量	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)	原子炉水位の変化量によ り注水量を推定する。		

要素 (八替パラ 要素 (八度水貯蔵タンク水位 (大きな) でである。 (1) では、(大きな) でである。 (2) 原子炉水位(広帯域) でである。 (2) 原子炉水位(SA広帯域) でである。 (2) 原子炉水位(SA燃料域) (3) 原子炉水位(広帯域) でである。 (4) では、(大きな) (5) では、(大きな) (6) では、(大きな) (6) では、(大きな) (7) で	推定方法 水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 原子炉水位の変化量により注水量を推定する。	ル代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(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又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。	
洗 ①復水貯蔵タンク水位 残ツイ ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A広帯域) ②原子炉水位 (S A燃料域) 洗 ①復水貯蔵タンク水位 残 系 ラ ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料ブール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(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又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。	
残 ッ イ 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) 洗 残 系 ラ ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	ンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料ブール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(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又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。	
 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) 洗 改 表 で <l>で で で で で<td>より注水量を推定する。 水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</td><td>が開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」 とする。</td><td></td></l>	より注水量を推定する。 水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	が開の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」 とする。	
残 系 ラ ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域)	ンク水位の変化量により注水量を推定する。なお,復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。		
②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域)	原子炉水位の変化量に		
②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)			
①圧力抑制室水位	水源である圧力抑制室 水位の変化量により注 水量を推定する。		
②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域)			
①圧力抑制室水位	水源である圧力抑制室 水位の変化量により注 水量を推定する。		
②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域)			
プ出	量 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) 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) ②原子炉水位 (SA燃料域) こった場合は適用しない。 バーフロー水位付近で、かつプー/	東京 水量を推定する。 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) ②原子炉水位(SA燃料域) ①圧力抑制室水位 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(燃料域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA広帯域) ②原子炉水位(SA燃料域)	水量を推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)

	保安共	規定 第66条 条文			記載の説明	備考
5. 格納容器への	への注水量				ケコロジェンとして区でにかいむとされたで (中央中央・1975年)	
適用される	主要パラメータ	代替パラ	推定方法 水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。補給状況も考慮した上で注水量を推定する。原子炉格納ウェルル温度、ドライウェル温度、ドライウェル医力、低いとを推定する。ドライウェルが低いが変化量によりにあることを推定する。水源である復水貯蔵タンク水量を推定する。水源である復水貯蔵タンクは水量を推定する。水源である復水貯蔵タンク水量を推定する。水源であるで変化量によりによりによりによりによりによりによりによりによりにあることを推定する。水源であるで変化量によりに変化した。ない、復水貯蔵タンク水量を推定する。網子炉格納容器下部水	合計 奋計 奋計 奋計 本が 安水 される 原士 炉の 状態を 記載する。 (保女 規定 変更 に係る 基本 万針 4.3 (1))		
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法		【格納容器への注水量】	
			水源である復水貯蔵タ		各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が	
			ンク水位の変化量によ		要求される原子炉の状態を対象とする。	
		①復水貯蔵タンク水位	り注水量を推定する。な			
		① 阪/八月 成ノ ン ノ 八 匝	お,復水貯蔵タンクの補		及び高温停止」とする。	
	大阪 大阪 大阪 大阪 大阪 大阪 大阪 大阪					
	残留埶除去系洗净		注水量を推定する。			
			原子炉格納容器下部水			
		0.4.4.7.1.2.1.2.2.2.1.1.1.1.2.2.2.2.2.2.2.2.2				
		②ドライウェル水位				
	原の状態③ 要素					
(3)ドライウェル温度						
	③ドライウェル圧力 ③圧力抑制室圧力 ③圧力抑制室圧力					
運転		3, 11, 11, 11, 11	が催保されていること			
高温停止						
		①復水貯蔵タンク水位				
			,			
	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	②ドフイワエル水位				
	浄流量)					
		③ドライウェル温度				
		③ドライウェル圧力				
		③圧力抑制室圧力				
			で1世代 ソ 幻。			

	保安持	規定 第66条 条文			記載の説明	備考
適用される	主要パラメータ	代替パラ	ĵメータ	4	各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法		【原子炉格納容器への注水量】	
	2400	①原子炉格納容器下部水 位 ①ドライウェル水位	原子炉格納容器下部水 位,ドライウェル水位の 変化量により注水量を推 定する。		各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから,各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び原子炉格納容器下部注水系と同様に「運転,起動及び高温停止」とする。	
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	②ドライウェル温度 ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	ドライウェル温度, ドライウェル圧力, 圧力抑制 室圧力が低下傾向にある ことにより注水機能が確 保されていることを推定 する。			
29F #11		①原子炉格納容器下部水 位 ①ドライウェル水位	原子炉格納容器下部水 位,ドライウェル水位の 変化量により注水量を推 定する。			
起動高温停止	一プ出口流量	②ドライウェル温度②ドライウェル圧力②圧力抑制室圧力	ドライウェル温度,ドライウェル圧力,圧力抑制 室圧力が低下傾向にある ことにより注水機能が確 保されていることを推定 する。			
	原子炉格納容器下部注水流量	①復水貯蔵タンク水位	水源である復水貯蔵タン ク水位の変化量により注 水量を推定する。なお、復 水貯蔵タンクの補給状況 も考慮した上で注水量を 推定する。			
		②原子炉格納容器下部水 位 ②ドライウェル水位	原子炉格納容器下部水 位,ドライウェル水位の 変化量により注水量を推 定する。			

	保安持	規定 第66条 条文			記載の説明	備考
6. 格納容器内の	温度					
適用される	主要パラメータ	代替	パラメータ	(4)	各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法		【格納容器内の温度】	
		①主要パラメータの他 の検出器	ドライウェル温度の1つの 検出器が故障した場合は, 他の検出器により推定す る。		原子炉格納容器の過圧破損防止を把握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。	
	ドライウェル 温度	②ドライウェル圧力	飽和温度/圧力の関係を利 用してドライウェル圧力に よりドライウェル温度を推 定する。			
		③圧力抑制室圧力	飽和温度/圧力の関係を利 用して圧力抑制室圧力によ りドライウェル温度を推定 する。			
運転		①主要パラメータの他 の検出器	圧力抑制室内空気温度の1 つの検出器が故障した場合 は,他の検出器により推定 する。			
起 動高温停止	压力抑制室内空気 温度	②サプレッションプー ル水温度	サプレッションプール水温 度により圧力抑制室内空気 温度を推定する。			
		③圧力抑制室圧力	飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。			
	サプレッションプ	①主要パラメータの他 の検出器	サプレッションプール水温 度の1つの検出器が故障し た場合は、他の検出器によ り推定する。			
	ール水温度	②圧力抑制室内空気温 度	圧力抑制室内空気温度によりサプレッションプール水 温度を推定する。			
	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	原子炉格納容器下部温度の 1チャンネルが故障した場合は,他チャンネルにより 推定する。			

	保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
7. 格納容器内の		I to whole on the) 2n	(<u>4</u>)	各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	運転上の制限を逸朋
適用される	主要パラメータ	代替パラ				した場合における引
原子炉の状態④	要素	要素	推定方法		【格納容器内の圧力】	求される措置等の変
		①圧力抑制室圧力	圧力抑制室圧力により推 定する。		原子炉格納容器の過圧破損防止を把握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、	更
	ドライウェル圧 カ	②ドライウェル温度	飽和温度/圧力の関係を 利用してドライウェル温 度によりドライウェル圧 力を推定する。		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。	
運転起動		③[ドライウェル圧力]	ウェル圧力 (常用計器) に より、ドライウェル圧力 を推定する。			
高温停止	圧力抑制室圧力	①ドライウェル圧力	ドライウェル圧力により 推定する。			
		②圧力抑制室内空気温度	飽和温度/圧力の関係を 利用して圧力抑制室内空 気温度により圧力抑制室 圧力を推定する。			
		③ [压力抑制室压力]	監視可能であれば圧力抑制室圧力(常用計器)により、圧力抑制室圧力を推定する。			

	る。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))			安規定 第66条 条文		
		4	パラメータ	代替ノ	水位 主要パラメータ	8. 格納容器内の 適用される
1			推定方法	要素	要素	原子炉の状態4
	ために必要な設備であり、原子炉格納容器の 持期間として適用する必要があることから、 び高温停止」とする。	i	圧力抑制室水位の1チャン ネルが故障した場合は,他 チャンネルにより推定す る。	チャンネル		
			イン流量 (残留熱除去系へ 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 R系	②高圧代替注水系ポンプ語量 (2) 表	圧力抑制室水位	運転動高温停止
		:	水源である復水貯蔵タンク 水位の変化量により、圧力 抑制室水位を推定する。な お、復水貯蔵タンクの補給 状況も考慮した上で注水量 を推定する。	③復水貯蔵タンク水位		
			ンプ出口流量,原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイ系ポンプ 出口流量,原子炉格納容器 代替スプレイ流量および原子炉格納容器下部注水流量 により,外部水源を使用した注水量の積算により圧力 抑制室水位を推定する。 水源である復水貯蔵タンク 水位の変化量により、圧力 抑制室水位を推定する。なお,復水貯蔵タンクの補給 状況も考慮した上で注水量	②直流駆動低圧注水系 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原子炉格納容器代替 スプレイ流量 ②原子炉格納容器下部 注水流量	圧力抑制室水位	起動

	保安	現定 第66条 条文		記載の説明	備考
適用される	主要パラメータ	代替ノ	ペラメータ	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法	【格納容器内の水位】	
運転起動高温停止	原子炉格納容器下部水位	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、カ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洗量(残留熱除去系 及留熱除去系 及留熱除去系 及る と	原子炉格納容器下部水位の 1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系洗浄ライン流力が大力ライン洗浄流量)、残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替和ポンプ出口流量がよび原子炉格納容器下部水位を推	【格納容器の過圧破損防止を把握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	現定 第66条 条文			記載の説明	備考
適用される 原子炉の状態④ 運 転 起 動 高温停止	(保安 主要パラメータ 要素 ドライウェル水 位	代替/ 要素 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 系ヘッドスプレイラ イン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ラ イン洗浄流量) ②残留熱除去 系路系格納容器冷却 ライン洗浄流量) ②原子炉格納容器代替 スプレイ流量	器冷却ライン洗浄流量),原 子炉格納容器代替スプレイ 流量,代替循環冷却ポンプ 出口流量および原子炉格納	【格納容 原子炉格 破損が発	記載の説明 「要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 「器内の水位】 「器内の水位】 「熱容器の過圧破損防止を把握するために必要な設備であり、原子炉格納容器の 「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、 「の水態は「運転、起動及び高温停止」とする。	備考
	位	スプレイ流量	出口流量および原子炉格納 容器下部注水流量によりド ライウェル水位を推定す			
			器状況も考慮した上で注水 量を推定する。			

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
水素濃度				を31m2番をとして同フにの小笠を344トで /四点中点を下にだっせ上上が、 ^ /・^^	
主要パラメータ	代替		(4)	合計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
要素	要素	推定方法		【格納容器内の水素濃度】	
格納容器内 水素濃度(D/ W)	チャンネル ②格納容器内雰囲気水	合は、他チャンネルにより推 定する。 格納容器内雰囲気水素濃度に		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、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。	
格納容器内 水素濃度(S/C)		格納容器內水素濃度(S/C)			
格納容器內雰囲気水素濃度	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	は、他チャンネルにより推定する。			
	(D/W) ②格納容器内水素濃度 (S/C)	格納谷部内水系濃度(D/W) および格納容器内水素濃度 (S/C)により推定する。			
	主要パラメータ 要素 格納容器内 水素濃度 (D/W) 格納容器内 水素濃度 (S/C)	主要パラメータ 代替 要素 要素 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 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 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 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) ②格納容器内水素濃度 (D/W) ②格納容器内水素濃度 ②格納容器内水素濃度	主要パラメータ	主要パラメータ	主要バラメータ

	保	安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
10. 格納容器内		T				NET LONGING A MANY
適用される	主要パラメータ	代替	パラメータ	(4)	各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	運転上の制限を逸脱 した場合における要
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法		【格納容器内の放射線量率】	求される措置等の変
	格納容器内 雰囲気放射線	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		燃料損傷を推定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リスクが大きい期間として、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。	更
運転起動	モニタ (D/W)	② [エリア放射線モニタ]	視パラメータ)の指示値を用いて格納容器内の放射線量率を推定する。 格納容器内雰囲気放射線モニ			
高温停止	格納容器內雰囲気放射線	①主要パラメータの他 チャンネル				
	モニタ (S/C)	② [エリア放射線モニ <mark>タ]</mark>	視パラメータ)の指示値を用いて格納容器内の放射線量率 を推定する。			

	保:	安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
11. 未臨界の維	持または監視				
適用される	主要パラメータ	代替	パラメータ	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	運転上の制限を逸脱 した場合における要
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法	【未臨界の維持または監視】	求される措置等の変
		①主要パラメータの他 チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は,他チャンネルにより推定する。	制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するために必要な設備であることから、保安規定第27条に準じた期間とする。	更
起 動**8 高温停止	起動領域モニタ	②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推 定する。		
冷温停止 燃料交换**9		③[制御棒位置指示系]	制御棒位置指示系 (有効監視 パラメータ)により全制御棒 が全挿入状態にあることが確 認できる場合は、未臨界状態 の維持を推定する。		
		①主要パラメータの他 チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は,他 チャンネルにより推定する。		
	平均出力領域	②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。		
運 転起 動	モニタ	③[制御棒位置指示系]	制御棒位置指示系(有効監視 パラメータ)により全制御棒 が全挿入状態にあることが確 認できる場合は、未臨界状態 の維持を推定する。		
	[制御棒位置指	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。		
	示系]	②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推 定する。		
	域の場合に適用す。 ニタ周りの燃料が	る。 4 体未満の場合は除く。			

グクの確保 要パラメータ 要素	代替/ 要素	^パ ラメータ 推定方法	計器が要求される原子炉の状態を記載する 最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却を 設備が機能していることを確認するため)		
要素		推定方法			
	要素				
				こ必要な設備であることから,各糸統・機器が	
プレッション ール水温度	①主要パラメータの他 の検出器	サプレッションプール水温 度の1つの検出器が故障し た場合は,他の検出器によ り推定する。	求される原子炉の状態を対象とする。 替循環冷却系と同様に「運転,起動及びR		
	②圧力抑制室内空気温 度	圧力抑制室内空気温度によ り推定する。			
留熱除去系熱 換器入口温度	①サプレッションプー ル水温度	サプレッションプール水温 度により残留熱除去系熱交 換器入口温度を推定する。			
	①圧力抑制室水位	水源である圧力抑制室水位 の変化量により注水量を推 定する。			
替循環冷却ポ プ出口流量(原 炉圧力容器へ	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)	注水先の原子炉水位の変化 量により代替循環冷却ポン プ出口流量を推定する。			
	③原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度により 最終ヒートシンクが確保さ れていることを確認する。			
替循環冷却ポ	①原子炉格納容器下部 水位 ①ドライウェル水位	原子炉格納容器下部水位, ドライウェル水位の変化量 により代替循環冷却ポンプ 出口流量を推定する。			
炉格納容器へ注水)	②ドライウェル温度 ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	ドライウェル温度, ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力により, 最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。			
換 替プ炉注 替プ炉	器入口温度 循環流量(原 日本) (原 日本) (原 日本) (原 日本) (原 日本) (原 日本) (原 日本) (の 日本) (o 日本) (o 日本) (o 日本) (o 日本) (o 日 日本) (o 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日	熱除去系熱	熱除去系熱 器入口温度 ①サプレッションプー ル水温度 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (S A広帯域) ②原子炉水位 (S A広帯域) ②原子炉水位 (S A広帯域) ②原子炉水位 (S A広帯域) ③原子炉水位 (S A広帯域) ③原子炉水位 (S A燃料域) ②原子炉水位 (S A燃料域) ②原子炉水位 (S A燃料域) ②原子炉水位 (S A燃料域) ②原子炉水位 (S A燃料域) ③原子炉圧力容器温度 『子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 「原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 「ドライウェル水位の変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。」 「ドライウェル水位の変化量により、長終ヒートシンクが確保されていることを	無除去系熱 部入口温度	無除去系熱

保安規定 第66条 条文					記載の説明	備考
(2) 原子炉格納	容器フィルタベント	系	7			
適用される	主要パラメータ	代替	パラメータ	(4)	各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法		【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)】	
	フィルタ装置水位 (広帯域)	①主要パラメータの他 チャンネル	フィルタ装置水位(広帯域) の1チャンネルが故障した場合は,他チャンネルにより推定する。		各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。 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。	
運転	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	ドライウェル圧力または圧力 抑制室圧力の傾向監視により 原子炉格納容器フィルタベン ト系フィルタ装置の健全性を 推定する。			
	フィルタ装置出 ロ 圧力 (広帯域)	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	ドライウェル圧力または圧力 抑制室圧力の傾向監視により 原子炉格納容器フィルタベン ト系フィルタ装置の健全性を 推定する。			
起動高温停止	フィルタ装置水温度	①主要パラメータの他 チャンネル	フィルタ装置水温度の1チャンネルが故障した場合は,他 チャンネルにより推定する。			
	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	フィルタ装置出口放射線モニ タの1チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルにより 推定する。			
	フィルタ装置出口水素濃度	①格納容器內水素濃度 (D/W) ①格納容器內水素濃度 (S/C)	格納容器内の水素が原子炉格 納容器フィルタベント系フィ ルタ装置の配管内を通過する ことから、格納容器内水素濃 度(D/W)または格納容器 内水素濃度(S/C)により 推定する。			

保安規定 第66条 条文									
(3) 耐圧強化ベント系									
適用される 主要パラメータ		代替	パラメータ						
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法						
運 転 起 動 高温停止	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	耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルにより 推定する。						

④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

記載の説明

備考

【最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)】

各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから,各系統・機器が要求される原子炉の状態を対象とする。

耐圧強化ベント系と同様に「運転、起動及び高温停止」とする。

(4) 残留熱除去系

適用される	主要パラメータ	代替/	ペラメータ
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法
	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サプレッションプー ル水温度	原子炉圧力容器温度および サプレッションプール水温 度により最終ヒートシンク が確保されていることを推 定する。
	残留熱除去系熱	①残留熱除去系熱交換 器入口温度	残留熱除去系熱交換器の熱 交換量評価から残留熱除去 系熱交換器入口温度により 推定する。
運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交换*10	交 換器出口温度	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	原子炉補機冷却水系系統流 量および残留熱除去系熱交 換器冷却水入口流量により 最終ヒートシンクが確保さ れていることを推定する。
		①圧力抑制室水位	水源である圧力抑制室水位 の変化量により注水量を推 定する。
	残留熱除去系 ポンプ出口流量	②残留熱除去系ポンプ 出口圧力	残留熱除去系ポンプ出口圧 力から残留熱除去系ポンプ の注水特性を用いて,残留 熱除去系ポンプ出口流量が 確保されていることを推定 する。

4 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

【最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)】

各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり,原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが,原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で,かつプールゲートが開の場合は,保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること,また原子炉内から全燃料が取出され,かつプールゲートが閉の場合は,原子炉への注水が不要となるため除くこととし,適用される原子炉の状態は「運転、起動,高温停止、冷温停止及び燃料交換(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又は(2)原子炉内から全燃料が取出され,かつプールゲートが閉の場合)」とする。

※10: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

	保	安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
13. 格納容器バ (1) 原子炉圧力				④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
適用される	主要パラメータ	代春	 ポラメータ	【格納容器バイパスの監視(原子炉圧力容器内の状態)】	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法	「保納存品ハイハへの監視(原子炉圧力存品的の小憩) 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備で	
	原子炉水位 (広帯域)	①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉水位 (広帯域) の1チャンネルが故障した場合は,他チャンネルにより推定する。	あることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転、起動及び高温停止」とする。	
		②原子炉水位(SA広 帯域)	原子炉水位 (SA広帯域) によ り推定する。		
	原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。		
		②原子炉水位(SA燃 料域)	原子炉水位 (SA燃料域) によ り推定する。		
運転	原子炉水位(S A広帯域)	①原子炉水位(広帯域)	原子炉水位(広帯域)により推 定する。		
起動高温停止	原子炉水位(S A燃料域)	①原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (燃料域) により推 定する。		
	原子炉圧力	①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉圧力の1チャンネルが 故障した場合は,他チャンネル により推定する。		
		②原子炉圧力(SA)	原子炉圧力(SA)により推定 する。		
		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原子炉压力容器温度	原子炉水位から原子炉圧力容 器内が飽和状態にあると想定 することで,原子炉圧力容器温 度より飽和温度/圧力の関係 を利用して原子炉圧力容器内 の圧力を推定する。		

	保	安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
適用される 主要パラメータ 代替パラメータ			・パラメータ	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	運転上の制限を対
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法	【格納容器バイパスの監視(原子炉圧力容器内の状態)】	した場合におけ 求される措置等
運 転起 動高温停止	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他 チャンネル	原子炉圧力 (SA) の1チャン ネルが故障した場合は, 他チャ ンネルにより推定する。	原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運転、起動及び高温停止」とする。	更
		②原子炉圧力	原子炉圧力により推定する。		
		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	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで,原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。		
適用される				④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態④	要素			(4) 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針 4.3(1))	
	安米	要素 ①主要パラメータの他	推定方法 ドライウェル温度の1つの検	(4) 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に保る基本方針4.3(1)) 【格納容器バイパスの監視(格納容器内の状態)】 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備で	
	24		推定方法 ドライウェル温度の1つの検	【格納容器バイパスの監視(格納容器内の状態)】 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運	
	タボ ドライウェル 温度	①主要パラメータの他	推定方法 ドライウェル温度の1つの検 出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェル温度を推定す	【格納容器バイパスの監視(格納容器内の状態)】 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備で	
運 転 起 動	ドライウェル	①主要パラメータの他 の検出器	推定方法 ドライウェル温度の1つの検 出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル圧力により	【格納容器バイパスの監視(格納容器内の状態)】 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運	
	ドライウェル	①主要パラメータの他 の検出器 ②ドライウェル圧力	推定方法 ドライウェル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェル温度を推定する。 圧力抑制室圧力により推定す	【格納容器バイパスの監視(格納容器内の状態)】 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運	

	保	安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
(3) 原子炉建屋	内の状態				
適用される	主要パラメータ	ペラメータ 代替パラメータ		④ 【格納容器バイパスの監視(原子炉建屋内の状態)】	運転上の制限を逸脱
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法	原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているか確認するために必要な設備であることから、格納容器バイパスが発生する可能性のある原子炉が高圧の状態である「運	した場合における要 求される措置等の変
	高圧炉心スプレ イ系ポンプ出口 圧力 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)	原子炉圧力、原子炉圧力(S A)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 エリア放射線モニタ(有効監	あることがら、格納各番バイバヘが発生する可能性のある原子がか同生の状態である「連転、起動及び高温停止」とする。	更
		② [エリア放射線モニタ]② [エリア放射線モニタ]○原子炉圧力	<mark>視パラメータ)により格納容</mark> 器パイパスの発生を推定す る。 原子炉圧力,原子炉圧力(S		
運 転 起 動 高温停止		①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニ	A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 エリア放射線モニタ (有効監視バラメータ) により格納容		
	低圧炉心スプレ イ系ポンプ出口 圧力	夕] ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ]	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器がイパスの発生を推定する。		
			\$\frac{2}{\sqrt{\sq}}}}}}}}}}}}}}}}}}}}}}}}}}{\signt\sin\signt\signt\signt\signt\signt\signt\signt\signt\signt\signt\si		

	保	安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
14. 水源の確保					
適用される	主要パラメー タ	代替パラ	テメータ	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態① 要素 要素 推定方法 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、洗浄 ライン流量 (残留熱除去系、洗浄 ライン流量 (残留熱除去系、洗浄 ライン流量 (残留熱除去系 できる) かぶ し イライン 洗 流 し ほ の	【水源の確保】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷				
運起 高温 高温 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大		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	高圧代替素系、	合設備が機能としいる。ことで建設するために必要な設備であり、原子炉へが 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を験において原子炉木位 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は、保有水量が多く燃料ブー 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、かつブール ゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くことと、囲きれる原子炉 の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料を換、原子炉が次に示す状態となっ た場合は適用しない。(1)原子炉木位がオーバーフロー木位付近で、かつブールゲート が閉の場合又は(2)原子炉内から全燃料が取出され、かつブールゲートが閉の場合)」 とする。	

代替パラメータ	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
要素推定方法	── 【水源の確保】── 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であり、原子炉内に燃料が装荷	
注水先の原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (広帯域) の水位を推定する。な 原子炉水位(SA広帯域) 復水貯蔵タンクの補	されている期間を機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、原子炉への注水が不要となるため除くこととし、適用される原子炉の状態は「運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換(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とは(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)」	
東子 東子	炉水位 (広帯域) 化量により復水貯蔵タン 炉水位 (燃料域) ク水位を推定する。なお、 炉水位(SA広帯域) 復水貯蔵タンクの補給料 炉水位(SA燃料域) 況も考慮した上で水位を	注水先の原子炉水位の変 炉水位(広帯域) 炉水位(燃料域) 炉水位(SA広帯域) 炉水位(SA燃料域) 砂木砂を推定する。なお、 で一トが閉の場合は、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、かつプールゲート

保安規定 第66条 条文			記載の説明		
適用される	主要パラメータ	代替ノ	ペラメータ	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態④	要素	要素	推定方法	【水源の確保】 各設備が機能していることを確認するために必要な設備であることから、各系統・機器が	
		①主要パラメータの他 チャンネル	圧力抑制室水位の1チャン ネルが故障した場合は,他 チャンネルにより推定す る。	要求される原子炉の状態を対象とする。 保安規定第46条(サプレッションプールの水位)で要求される期間と同様に「運転,起動及び高温停止」とする。	
運 転 起 動 高温停止	圧力抑制室水 位	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低圧炉心スプレイ系 ポンプ出口流量	サプレッションチェンバの プール水を水源とする代替 循環冷却ポンプ,残留熱除 去系ポンプおよび低圧炉心 スプレイ系ポンプの出口流 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低圧炉心スプレイ系 ポンプ出口圧力	サプレッションチェンバの プール水を水源とする代替 循環冷却ポンプ,残留熱除 去系ポンプおよび低圧炉心 スプレイ系ポンプの出口圧 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。		
(1) 原子炉	す水位がオーバーフ		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。 ールゲートが開の場合		

保安規定 第66条 条文				記載の説明	備考
15. 原子炉建屋内 適用される	o 水素濃度 主要パラメー タ	代替パラ	・メータ	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))	
原子炉の状態4	要素	要素	推定方法	【原子炉建屋内の水素濃度】 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	
運転起動		①主要パラメータの他チ ャンネル	原子炉建屋内水素濃度の 1チャンネルが故障した 場合は、他チャンネルに より推定する。	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を貯蔵されている期間を 機能維持期間とするが、原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水 位付近で、かつプールゲートが開の場合は、保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注 水可能であること、また原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合は、 原子炉への注水が不要であり、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、かつプールゲートが開の場合又は(2)原子炉内から全燃 料が取出され、かつプールゲートが閉の場合)」とする。	
高温停止 冷温停止 燃料交换※12	原子炉建屋内 水素濃度 ^{*13}	②静的触媒式水素再結合 装置動作監視装置 ^{※14}	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置(静的触 媒式水素再結合装置入口 および出口の差温度から 水素濃度を推定)により 推定する。		
(2) 原子炉 ※13:「66-8- ※14:1チャンネル	i内から全燃料が取 2 原子炉建屋内 ンとは1個の静的角	7ロー水位付近で、かつプー/ 放出され、かつプールゲートが の水素濃度監視」において運 速媒式水素再結合装置の出入 协作監視装置をいう。	が閉の場合 転上の制限等を定める。		

適用される 正要パラメー 欠		民安規定 第66条 条文			記載の説明		
要素	適用される	意用される を指の外盤の		4			
本納容器内雰囲気酸素濃度の	ボュゲツ小感世 要素	要素	推定方法				
 運 転 格納容器内 起 動			1 チャンネルが故障した場合は,他チャンネルにより推定する。				
	起 動 雰囲気酸素液	農 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ドライウェル圧力	タ (D/W) または格納容器内 雰囲気放射線モニタ (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G値を 入力とした評価結果 (解析結 果)により格納容器内雰囲気酸 素濃度を推定する。 ドライウェル圧力および圧力 抑制室圧力により格納容器内 の圧力が正圧であるとを確 認することで、事故後の格納容 器内への空気 (酸素)の流入有 無を把握し、水素燃焼の可能性				

保安規定 第66条 条文 17. 使用済燃料プールの監視** ¹⁵				記載の説明	備考
17. 使用済燃料プ	ールの監視**15				
適用される 主要パラメータ 原子炉の状態4 要素 推定方法		替パラメータ	④ 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1)) 【使用済燃料プールの監視】		
原子炉の状態④要	要素	要素	推定方法	使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の	
		①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 (ガイドパルス式)により、水 位・温度を推定する。	防止状況を把握するために必要な設備であり、使用済燃料プールに燃料を貯蔵している 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「使 用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間」とする。	
	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 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)により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。		
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		水位/温度 (ヒートサーモ式) 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)	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)により,水位・温度を推定する。 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量,低線量)により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール歌視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。		
	使用済燃料プ ール上部空間 放射線モニタ (高線量, 低線 量)	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) および使用 済燃料プール水位/温度(ガイ ドパルス式)にて水位を計測し た後、水位と放射線量率の関係 により放射線量率を推定する。 使用済燃料プール監視カメラ により、使用済燃料プールの状		
		監視カメラ	態を監視する。		

保安規定 第66条 条文						
適用される	主要パラメー タ	代替パラメータ				
原子炉の状態④	要素	要素	推定方法			
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) ①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)および使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量,低線量)により使用済燃料プールの状態を推定する。			

※15:「66-9-4 使用済燃料プール監視設備」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項 目5	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 または 電気課長
2. 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 または 計測制御課長

記載の説明

② 各計器が要求される原子炉の状態を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.3(1))

備考

【使用済燃料プールの監視】

使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の冷却状況,放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握するために必要な設備であり,使用済燃料プールに燃料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「使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間」とする。

- ⑤ 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。

定事検停止時の点検に合わせ,性能確認を実施し,確認事項は,保安規定第27条(計測及び制御設備)の各チャンネルと同様,チャンネル校正を行う。

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1が該当。

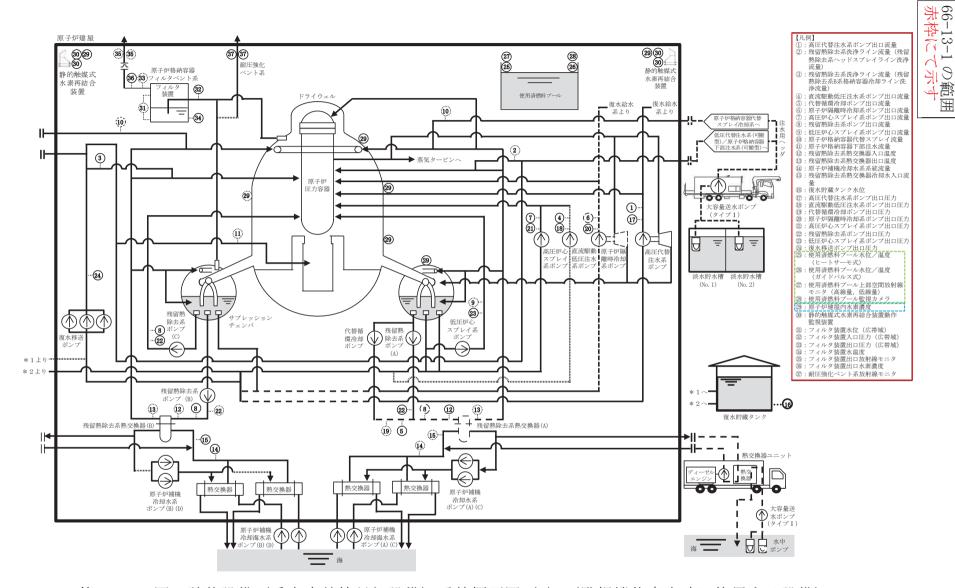
通常運転中の確認事項は、指示値により動作不能でないことの確認(振切れや他の計器との差異の有無等の確認)を行う。

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 $_{7}$ 月に1 回とする。

	保安規定 第66条 条文		記載の説明	備考
(3)要求される措置6				
条件	要求される措置	完了時間	⑥ 運転上の制限を満足していない場合の条件及び措置を記載する。(保安規定変更に係る基	
A. 主要パラメータを計測	A1. 発電課長は、代替パラメータが動作可能	速やかに	本方針4.3(2),(3),添付-3)	
する計器すべてが動作	であることを確認する。		計装設備は、1N要求設備であるため、主要パラメータを計測する計器、代替パラメータ	
不能である場合	および		を計測する計器またはその両方が動作不能となった場合を条件として記載する。	
	A2. 発電課長は, 当該計器が故障状態である	速やかに		
	ことが運転員に明確に分かるような措置		A1. 主要パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータを代替す るパラメータ (代替パラメータ)を計測する計器が動作可能であることを"速やかに"	
	を講じる。		では、	
	および A3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態	30日間		
	A3. 発电球区は、 当該計価を制作可能な状態 に復旧する。	20日间	A2. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措	
B 代麸パラメータを計測	B1. 発電課長は、主要パラメータが動作可能	速やかに	置を"速やかに"講じる(事故時計装における所要チャンネル数を満足できない場合 の措置を準用)。	
する計器すべてが動作	であることを確認する。	XII (// (C	▽/1日匡で 平川/。	
不能である場合	および		A3. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は,重大事故等対	
	B2. 発電課長は、当該計器が故障状態である	速やかに	処設備のAOT上限である「30日間」とする。なお、この間、代替パラメータによ	
	ことが運転員に明確に分かるような措置		る監視により主要パラメータの推定は可能である。	
	を講じる。		B1.代替パラメータを計測する計器が動作不能となった場合は、主要パラメータを計測す	
	および		る計器が動作可能であることを"速やかに"確認する。	
	B3. 発電課長は、当該計器を動作可能な状態	30日間		
a a blk Me A religion 1 or	に復旧する。	0 1 111	B2. 動作不能となった当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を"凍やかに"講じる(事故時計装における所要チャンネル数を満足できない場合	
C.1つの機能を催認する すべての計器が動作不	C1. 発電課長は、当該機能の主要パラメータ または代替パラメータを1手段以上動作	3 日間	直を 迷れれて 神しる (事以時前表における所安ノヤン不が数を何だてきない物 の の措置を準用。)	
能である場合	または代替ハフメータを1手段以上動作 可能な状態に復旧する。			
	り1. 発電課長は、高温停止にする。	2 4 時間	B3. 動作不能となった当該計器を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、重大事故等対	
上において条件 A, B ま	7 7 - 7 - 7 - 7	2 4 10 101	処設備のAOT上限である「30日間」とする。なお,この間,主要パラメータが動作可能であれば重大事故等時の対応は可能である。	
	D2. 発電課長は、冷温停止にする。	3 6 時間	11円 化 とめないな 里八 争収 寺時の 別心は 引 化 とめる。	
内に達成できない場合			C1. 主要パラメータを計測する計器及び代替パラメータを計測する計器がともに動作不	
E. 冷温停止, 燃料交換にお	E1. 発電課長は, 当該計器を動作可能な状態	速やかに	能になった場合、いずれかの計器を復旧させる。完了時間は、主要パラメータを監視	
いて条件 A,B またはCの	に復旧する措置を開始する。		する機能が全喪失となることから「3日間」とする。	
措置を完了時間以内に			D1., D2. 既保安規定と同様の設定とする。	
達成できない場合				
			E1. 該計器を動作可能な状態に復旧する措置を"速やかに"開始する。	

9

)範囲



計裝設備(重大事故等対処設備)系統概要図(1) (監視機能喪失時に使用する設備) 第 6.4-1 図

【凡例】

38:原子炉圧力容器温度 39:原子炉圧力

⑩:原子炉圧力(SA)⑪:原子炉水位(広帯域)⑫:原子炉水位(燃料域)⑬:原子炉水位(SA広帯域)⑭:原子炉水位(SA燃料域)

⑤: ドライウェル温度⑥: 圧力抑制室内空気温度⑥: サプレッションプール水温度

(銀):ドライウェル圧力

(1):原子炉格納容器下部水位

到:格納容器內水素濃度(D/W)⑤:格納容器內水素濃度(S/C)⑥:格納容器內雰囲気酸素濃度

原子炉格納容器下部温度 ②:ドライウェル水位 ③:格納容器内雰囲気水素濃度

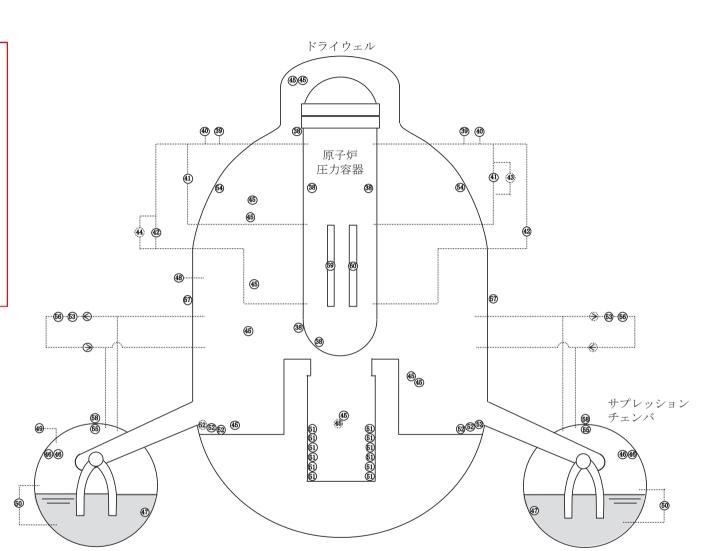
②: 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) ③: 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ③: 起動領域モニタ ②: 平均出力領域モニタ

49: 圧力抑制室圧力

⑩: 圧力抑制室水位

添付八

66-13-1の範囲 赤枠にて示す



第6.4-2図 計装設備(重大事故等対処設備)系統概要図(2)(監視機能喪失時に使用する設備)

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

5

(1) 原子炉圧力容器温度

個 数

計測範囲 0~500℃

(2) 原子炉圧力

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 2

計測範囲 0~10MPa[gage]

(3) 原子炉圧力(SA)

個 数 2

計測範囲 0~11MPa[gage]

(4) 原子炉水位(広帯域)

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 2

計測範囲 $-3,800 \text{mm} \sim 1,500 \text{mm}^{*1}$

Į.	里個別	ど下線に	_ (
	(5)	原子炉	水位(燃料域)	
		兼用す	る設備は以下のとおり。	
		• 原子	炉プラント・プロセス計划	装
		個	数	2
		計測	範囲	$-3,800 \text{mm} \sim 1,300 \text{mm}^{*2}$
	(6)	原子炉	水位(SA広帯域)	
		個	数	1
		計測	範囲	$-3,800 \text{mm} \sim 1,500 \text{mm}^{*1}$
	(7)	原子炉	水位(SA燃料域)	
		個	数	1
		計測	範囲	$-3,800 \text{mm} \sim 1,300 \text{mm}^{*2}$
	(8)	高圧代	替注水系ポンプ出口流量	
		個	数	1
		計測	範囲	$0 \sim 120 \text{m}^3 / \text{h}$
	(9)	残留熱	除去系洗浄ライン流量(死	桟留熱除去系ヘッドスプレイライン洗
	澛	争流量)		
		個	数	1
		計測	新 田	$0 \sim 220 \text{m}^3 / \text{h}$

(10)	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
Ý	争流量)		
	個	数	1
	計測	範囲	$O\sim 220 m^3/h$
(11)	直流駆	動低圧注水系ポンプ出	口流量
	個	数	1
	計測	範囲	$0 \sim 100 \text{m}^3 / \text{h}$
(10)	/ N. ++- /cc	ᄦᄴᄼᆉᇟᅝᇫᇩᆌᅜᇦᅔᄝ	
(12)		環冷却ポンプ出口流量	
	個	数	1
	計測	範囲	$0\sim 200 \text{m}^3 / \text{h}$
(13)	原子炉	隔離時冷却系ポンプ出	口流量
	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	$0\sim 150 \text{m}^3/\text{h}$
(. .	-t I	2)
(14)		心スプレイ系ポンプ出し	
	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	$0 \sim 1,500 \text{m}^3 / \text{h}$

(15)	残留熱除去系ポンプ出口流量						
	兼用する	る設備は以下のとおり。					
	・原子が	炉プラント・プロセス計製	보				
	個	数	3				
	計測領	範 囲	$0 \sim 1,500 \text{m}^3 / \text{h}$				
(16)	低圧炉	心スプレイ系ポンプ出口流	范量				
	兼用する	る設備は以下のとおり。					
	・原子	炉プラント・プロセス計製	보				
	個	数	1				
	計測領	範囲	$0 \sim 1,500 \text{m}^3 / \text{h}$				
(17)	原子炉	各納容器代替スプレイ流量	<u> </u>				
	個	数	2				
	計測領	範囲	$0 \sim 100 \text{m}^3 / \text{h}$				
(18)	原子炉	各納容器下部注水流量					
	個	数	1				
	計測	節囲	$0 \sim 110 \text{m}^3 / \text{h}$				
(19)	ドライ	ウェル温度					
	個	数	11				
	計測	節囲	0 ~300°C				

ļ	里個所	を下線にて示す	
	(20)	圧力抑制室内空気温度	
		個 数	4
		計測範囲	0 ~300℃
	(21)	サプレッションプール水温度	
		個 数	16
		計測範囲	0 ~200°C
	(22)	原子炉格納容器下部温度	
		個 数	12
		計測範囲	0 ~700°C
	(23)	ドライウェル圧力	
		個 数	1
		計測範囲	$0\sim 1 ext{MPa[abs]}$
	(24)	圧力抑制室圧力	
		個 数	1
		計測範囲	$0\sim 1 ext{MPa[abs]}$
	I		

(25) 圧力抑制室水位

個 数 2

計測範囲 $0 \sim 5\,\mathrm{m} \; (0.\,\mathrm{P.} - 3900\,\mathrm{mm} \sim 1100\,\mathrm{mm})^{-83}$

((26))	原	子	炉	格	納容	器	下	部ス	K1	1/
	` .	•	,, .	•	//				•		• '	

個 数

計測範囲 0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m

12

(0. P. -2000 mm, -1500 mm, -1000 mm,

-500mm, 0mm, 300mm) *3

(27) ドライウェル水位

個 数 6

計測範囲 0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P.1170mm,

1380mm, 1490mm) *3

(28) 格納容器内水素濃度 (D/W)

兼用する設備は以下のとおり。

・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 2

計測範囲 0~100vo1%

(29) 格納容器内水素濃度(S/C)

兼用する設備は以下のとおり。

・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 2

計測範囲 0~100vo1%

(30) 格納容器内雰囲気水素濃度

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
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数

4

計測範囲

 $0 \sim 30 \text{vo} 1\% / 0 \sim 100 \text{vo} 1\%$

(31) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)

第8.1-2表 放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。

(32) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)

第8.1-2表 放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。

(33) 起動領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

• 原子炉核計装

個 数

8

計測範囲

 $10^{-1} \text{cps} \sim 10^{6} \text{cps}$

 $(1 \times 10^{3} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^{9} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$

0~40%又は0~125%

 $(1 \times 10^{8} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$

((34)	平均出力領域モニタ	2
١	(34)	ーナの田川県郷しーノ	

兼用する設備は以下のとおり。

• 原子炉核計装

個 数 6 **4

計測範囲 0~125%

 $(1.2 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$

(35) フィルタ装置水位 (広帯域)

個 数 3

計測範囲 $0 \sim 3,650 \text{mm}$

(36) フィルタ装置入口圧力(広帯域)

個 数 1

計測範囲 $-0.1 \sim 1 \text{ MPa}[\text{gage}]$

(37) フィルタ装置出口圧力(広帯域)

個 数 1

計測範囲 $-0.1 \sim 1 \text{ MPa}[\text{gage}]$

(38) フィルタ装置水温度

個 数 3

計測範囲 0~200℃

(39) フィルタ装置出口放射線モニタ

第8.1-2表 放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載 する。

(40) フィルタ装置出口水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 2

計測範囲 0~30vo1%/0~100vo1%

(41) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

第8.1-2表 放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載 する。

(42) 残留熱除去系熱交換器入口温度 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 2

計測範囲 0~300℃

(43) 残留熱除去系熱交換器出口温度 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 2

計測範囲 0~300℃

(44)	原子炉補機冷却水系系統流量						
	兼用する設備は以下のとおり。						
	• 原子:	炉プラント・プロセス計製	± ×				
	個	数	2				
	計測	範囲	$0 \sim 4,000 \text{m}^3 / \text{h}$				
(45)	残留熱	除去系熱交換器冷却水入口	1流量				
	兼用す	る設備は以下のとおり。					
	• 原子	炉プラント・プロセス計数	± v				
	個	数	2				
	計測領	範囲	$0 \sim 1,500 \text{m}^3 / \text{h}$				
(46)	復水貯	蔵タンク水位					
	個	数	1				
	計測的	範囲	$0\sim$ 3, 200m^3				
(47)	高圧代	替注水系ポンプ出口圧力					
	個	数	1				
	計測的	範囲	O∼15MPa[gage]				
(48)	直流駆	動低圧注水系ポンプ出口目	E力				
	個	数	1				
	計測的	範囲	$0\sim 2\mathrm{MPa[gage]}$				

(49) 代替循環冷却ポンプ出口圧力

	個 数	1
	計測範囲	$0\sim 4 ext{MPa[gage]}$
(50)	原子炉隔離時冷却系ポンプ出	口圧力
	兼用する設備は以下のとおり	0
	・原子炉プラント・プロセス	計装
	個数	1
	計測範囲	$0 \sim 15 \text{MPa[gage]}$
(51)	高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	0
	・原子炉プラント・プロセス	計装
	個数	1
	計測範囲	O∼12MPa[gage]
(52)	残留熱除去系ポンプ出口圧力	
	兼用する設備は以下のとおり	0
	・原子炉プラント・プロセス	計装
	個数	3
	計測範囲	$0\sim 4\mathrm{MPa[gage]}$

計測範囲

(53)	低圧炉	心スプレイ系ポンプ出口B	E力
	兼用する	る設備は以下のとおり。	
	・原子炉	戸プラント・プロセス計算	보
	個	数	1
	計測氧	範囲	$0\sim 5\mathrm{MPa[gage]}$
(54)	復水移动	送ポンプ出口圧力	
	個	数	1
	計測氧	範囲	0 ∼1.5MPa[gage]
(55)	原子炉		
	兼用する	る設備は以下のとおり。	
	• 水素炸	暴発による原子炉建屋等 <i>0</i>)損傷を防止するための設備
	個	数	7
	計測氧	範囲	0 ∼10vo1%
(56)	静的触	某式水素再結合装置動作鹽	
	兼用する	る設備は以下のとおり。	
	・水素炉	暴発による原子炉建屋等⊄)損傷を防止するための設備
	個	数	8

0 ~500°C

(57) 格納容器内雰囲気酸素濃度

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
- ・水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備

個 数

計測範囲

(58) 使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)

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。

 $0 \sim 30 \text{vo} 1\%$

(59) 使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)

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。

(60) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量,低線量)

第8.1-2表 放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。

(61) 使用済燃料プール監視カメラ

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。

b. 放水砲

第9.7-1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 の主要機器仕様に記載する。

- (3) 使用済燃料プール監視設備
 - a. 使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式) 兼用する設備は以下のとおり。
 - · 計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数 水位 1

温度 1 (検出点2箇所)

計測範囲 水位 $-4,300\text{mm}\sim7,300\text{mm}^{*1}$

 $(0. P. 21620 mm \sim 0. P. 33220 mm)$

温度 0~120℃

b. 使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) 兼用する設備は以下のとおり。

· 計装設備(重大事故等対処設備)

個 数 1 (検出点 15 箇所)

計測範囲 水位 $0 \sim 7,010 \text{mm}^{*1}$

 $(0. P. 25920 mm \sim 0. P. 32930 mm)$

温度 0~150℃

c. 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量,低線量)

第8.1-2表 放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。

d. 使用済燃料プール監視カメラ

兼用する設備は以下のとおり。

· 計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数

1

※1:基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (0. P. 25920mm)

(4) 燃料プール冷却浄化系

a. 燃料プール冷却浄化系ポンプ

台 数

1 (予備1)

容量

約 160m³/h

全揚程

約 80m

b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

基 数

1 (予備1)

伝熱容量

約 1.26MW

- (5) 原子炉補機代替冷却水系
 - a. 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。

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。

((2)) プロセ	ス	放射	線モニ	タ	IJ	ン	グ	`設	備

a. 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)

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
- · 計装設備(重大事故等対処設備)
- 放射線管理設備 (通常運転時等)

個 数 2

計測範囲 10^{-2} Sv/h~ 10^{5} Sv/h

b. 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)

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
- · 計装設備(重大事故等対処設備)
- · 放射線管理設備(通常運転時等)

個 数 2

計測範囲 10^{-2} Sv/h~ 10^{5} Sv/h

c. フィルタ装置出口放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- 計装設備(重大事故等対処設備)
- ・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 2

計測範囲 10^{-2} mSv/h~ 10^{5} mSv/h

d.	耐圧強化ベン	ト系放射線モニタ	>

兼用する設備は以下のとおり。

· 計装設備(重大事故等対処設備)

個 数

2

計測範囲

 10^{-2} mSv/h $\sim 10^{5}$ mSv/h

- (3) エリア放射線モニタリング設備
 - a. 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備
- 計装設備 (重大事故等対処設備)

高線量

個 数

1

計測範囲

 10^{1} mSv/h $\sim 10^{8}$ mSv/h

低線量

個 数

1

計測範囲

 $10^{-2} \text{mSv/h} \sim 10^{5} \text{mSv/h}$

- b. 緊急時対策所可搬型エリアモニタ 兼用する設備は以下のとおり。
 - · 緊急時対策所 (重大事故等時)

種 類

半導体式検出器

計測範囲

 $0.01 \mu \text{ Sv/h} \sim 999.9 \text{mSv/h}$

台 数

1 (予備1)

第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要(15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等

方針目的

重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、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、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。

重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1~1.14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。

抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。

また、計器の故障、計器の計測範囲(把握能力)の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを 計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータ とする。

一方,抽出パラメータのうち,発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが,電源設備の 受電状態,重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を 補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。

主要パラメータは、以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

• 有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合 にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメ ータをいう。

代替パラメータは,以下のとおり分類する。

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

所要数・必要容量 関連個所を赤枠にて示す

			他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。
対応手段等	監視機能喪失時	計器の故障時	代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 (代替パラメータの優先順位をあらかじめ定める。 (代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。・同一物理量(温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束)により推定。・水位を注水源若しくは注水先の水位変化を監視することにより推定。・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定。・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定。・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定。・注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定。・・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ 主 ・ 本 監界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定。・・ ・ ・ ・ ・ ・ 水素濃度を装置の作動状況により推定。・・ ・ ・ ・ ・ 本 表濃度を装置の作動状況により推定。・・ ・ エリア放射線モニタの傾向監視により、格納容器バイパス事象が発生したことを推定。・ 原子炉格納容器への空気(酸素)の流入の有無を原子炉格納容器の圧力により推定。・ ・ 使用済燃料プールの状態を同一物理量(水位及び温度)、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定。・ 原子炉圧力容器の面水状態を推定。

添付-3-(1) 設置変更許可申請書

添付八

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の	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(燃料域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(燃料域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 3残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
原子炉圧力力	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 (広帯城) 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広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にある と想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内 の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
容器内の圧力	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(燃料域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉水位(SA燃料域)	①原子炉圧力 (SA) の1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にある と想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内 の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

8 - 6 - 180

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力	原子炉水位(広帯城) 原子炉水位(燃料城)	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代替覆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 ③低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	①原子炉水位(広帯域),原子炉水位(燃料域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位(広帯域),原子炉水位(燃料域)の監視が不可能となった場合は、原子炉水位(SA広帯域),原子炉水位(SA燃料域)により推定する。 ③原子炉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(残留熱除去系へ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),度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、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、飛子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、乗留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量のうち、実際の機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により、主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要バラメータの他チャンネルを優先する。
位の一方容器内の	原子炉水位(SA広帯城) 原子炉水位(SA燃料城)	①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(広帯域) ②高圧代替注水系ボンブ出口流量 ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系の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ボンブ出口流量 ②代替循環冷却ボンブ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ボンブ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ボンブ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ②残田炉心スプレイ系ボンブ出口流量	①原子炉水位 (SA広帯域) , 原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②原子炉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 (残留熱除去系ハ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 (残留熱除去系外カコライン洗浄流量) , 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, 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量, 残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量のうち, 実際の機器動 作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により, 主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) を優先する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
	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)	①高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。
	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)	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)	①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系へ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) の監視が不可能となった場合 は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお, 復水貯蔵タンクの 補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系へ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 (残留熱除去系路) の監視が不可能となった場合 は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
原子炉	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)	推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。 ①直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。
圧力容器への注	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)	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定する。
基	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)	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク 水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量 を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により 注水量を推定する。
	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)	推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。 ①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。
	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)	推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。

8 - 6 - 182

分類	主要パラメータ	代替バラメータ*1	代替パラメータ推定方法
器への注 水量	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)	①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。
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)	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウェル水位 ③ドライウェル温度 ③ドライウェル圧力 ③圧力抑制室圧力	①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系へ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)の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系へ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M熱力ライン洗浄流量)の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の変化量により注水量を推定する。 ③残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系へ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(残留熱除去系へ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(残留熱除去系へ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(残留熱除去系わまる。カースプレスでは、大学がでは、大学では、大学では、大学では、大学では、大学では、大学では、大学では、大学
	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ドライウェル水位 ②ドライウェル温度 ②ドライウェル日力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウェル温度、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。 推定は、溶融炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位を優先する。
	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ドライウェル水位 ②ドライウェル温度 ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウェル温度、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水機能が確保されていることを推定する。 推定は、注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位を優先する。
	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ドライウェル水位	①原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の変化量により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵タンク水位を優先する。

分類	主要パラメータ	代替バラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウェル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウェル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。②ドライウェル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェル温度を推定する。③ドライウェル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウェル温度を推定する。
	圧力抑制室内空気温度	①主要バラメータの他の検出器 ②サプレッションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サプレッションプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。
	サプレッションプール水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度	推定は、主要バラメータの他の検出器を優先する。 ①サプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度によりサプレッションプール水温度を推定する。
	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	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①原子炉格納容器下部温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
原子炉格納	ドライウェル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウェル温度 ③ [ドライウェル圧力] *** (3) [ドライウェル圧力] *** (3) [ドライウェル圧力] *** (4) (①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力(常用計器)により、ドライウェル圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
圧力 揺納容器内の	圧力抑制室圧力	①ドライウェル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力(常用計器)により、圧力抑制室圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウェル圧力を優先する。
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	①主要バラメータの他チャンネル 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(残留熱除去系の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原子炉格納容器代替スプレイ流量 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量 ③原子炉格納容器下部注水流量 ③復水貯蔵タンク水位	①圧力抑制室水位の1 チャンネルが故障した場合は、他チャン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、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系
			推定は,主要パラメータの他チャンネルを優先する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	①主要バ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(残留熱除去系へ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代替循環冷却ボンブ出口流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 ③復水貯藏タンク水位	①原子炉格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系へ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及び原子炉格納容器下部注水流量により原子炉格納容器下部水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵タンク水位の変化により、原子炉格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ドライウェル水位		 ①ドライウェル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 へ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 路系格納容器冷
原子炉物	格納容器內水素濃度(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	①格納容器内水素濃度(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度(D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
格納容器内の	格納容器內水素濃度(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	①格納容器内水素濃度(S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度(S/C)の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
水素濃度	格納容器內雰囲気水素濃度	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) ②格納容器内水素濃度(S/C)	①格納容器内雰囲気水素濃度の1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	①主要バラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	 ①格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ(有効監視バラメータ)の指示値を用いて原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要バラメータの他チャンネルを優先する。
	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] ^{*2}	①格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値を用いて原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

分	類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
未	ŧ	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】* ²	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系(有効監視バラメータ)により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
利 非 フ	7	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] *2	 ①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系(有効監視パラメータ)により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
包		[制御棒位置指示系]*2	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ 計	②制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。
		サプレッションプール水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度 選	①サプレッションブール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。②サプレッションブール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
最		残留熱除去系熱交換器入口温度	①サプレッションプール水温度 一	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は,サプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。
終ヒートシンク	環冷却系	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原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
の確保		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ドライウェル水位 ②ドライウェル温度 ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。 ①原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ②原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウェル温度、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は、注水先の原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位を優先する。

(つづき)

分	類	主要パラメータ	代替パラメータ* ¹	代替パラメータ推定方法
	原子	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フィルタ装置水位(広帯域)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	炉格納	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
	容器	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	①ドライウェル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置出口圧力(広帯域)の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
	フィ	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フィルタ装置水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	ルタベ	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フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	ント系	フィルタ装置出口水素濃度	①格納容器內水素濃度(D/W) ①格納容器內水素濃度(S/C)	①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が原子炉格 納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度(D/W) 又は格納容器内水素濃度(S/C)により推定する。
最終ヒートシンク	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要バラメータの他のチャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
の確保		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サプレッションプール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度及びサプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去	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	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は,残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は,原子炉補機冷却水系系統流量及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は,残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
	系	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	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から 残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを 推定する。 推定は、水源である圧力抑制室水位を優先する。

8 - 6 - 186

(つづき)

分	類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要バ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)	①原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA広帯域) , 原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子	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原子炉水位 (SA広帯域) , 原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水 位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	炉圧力容器内の状	原子炉圧力	①主要バ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	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力(SA)により推定する。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にある と想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内 の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
格納	態	原子炉圧力(SA)	①主要バ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広帯域) ③原子炉水位(SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要バラメータの他チャンネルを優先する。
容器バイパ	炉	ドライウェル温度	①主要バラメータの他の検出器 ②ドライウェル圧力	①ドライウェル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。②ドライウェル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル圧力によりドライウェル温度を推定する。推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
スの監視	状態格納容器内の	ドライウェル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウェル温度 ③ [ドライウェル圧力] ¹²	 ①ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウェル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル温度によりドライウェル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウェル圧力(常用計器)により、ドライウェル圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	原子	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器パイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効 監視パラメータ) により格納容器パイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
	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] *2	①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ)により格納容器バイバスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ(有効 監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	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(残留熱除去系へッドスプレ ガライン洗浄流量) 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原子炉隔離時治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直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ②直流取り低圧注水系ポンプ出口圧力 ②高圧炉高地系ポンプ出口圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ②原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(広帯域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA広帯域) ③原子炉水位(SA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(残留熱除去系系各外の水にスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系路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、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にあ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、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力、では水野で大型出口圧力、では、ア炉に変し、水源である後水貯蔵タンク水位が確保されていることを把握することにより、水源である後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。
	圧力抑制室水位	①主要バラメータの他チャンネル 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低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャン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、サプレッション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、サプレッション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ンネルを優先する。
水素濃度 水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	①主要バラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	①原子炉建屋内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋内水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 (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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の	格納容器內雰囲気酸素濃度	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) ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ②ドライウェル圧力 ②圧力抑制室圧力	①格納容器内雰囲気酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。②格納容器内雰囲気酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線モニタ(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G値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内雰囲気酸素濃度の監視が不可能となった場合は、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で、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。推定は、主要バラメータの他チャンネルを優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替バラメータ*1	代替パラメータ推定方法
	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) ②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)の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)を優先する。
使用済燃料プー	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使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量,低線量) ②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 (ガイドバルス式) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) を優先する。
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)	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 (ガイドバルス式) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量,低線量)の監視が不可能な場合は,使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)にて水位を計測した後,水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。②使用済燃料プール監視カメラにより,使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は,使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)を優先する。
	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 (ガイドバルス式) ①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使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、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 (ガイドバルス式)及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量,低線量)により使用済燃料プールの状態を推定する。

*1:代替プラメータの番号は優先順位を示す。 *2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが,監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

保安規定第66条

表66-16「緊急時対策所」 66-16-2「緊急時対策所の代替電源設備」

- 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) SA61条まとめ資料(系統図)

添付-2 運転上の制限に関する所要数,必要容量

- (1) 設置変更許可申請書 添付八 (所要数,必要容量)
- (2) 設置変更許可申請書 添付八(設備仕様)
- (3) 設計及び工事計画認可申請書 説明書(設定根拠)

保安規定 第66条 条文

記載の説明

備考

66-16-2 緊急時対策所の代替電源設備①

(1) 運転上の制限

項 目②	運転上の制限③
 緊急時対策所の代替電源設 備	緊急時対策所の代替電源設備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	所要値・所要数⑥
	ガスタービン発電機	※ 4
	ガスタービン発電設備軽油タンク	※ 5
	タンクローリ	※ 5
運転	軽油タンク	※ 5
起動	ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ	※ 4
高温停止冷温停止	ガスタービン発電機接続盤	※ 6
燃料交換	緊急用高圧母線 2 F 系	※ 6
	電源車 (緊急時対策所用)	1台
	緊急時対策所軽油タンクレベル**3	2,410mm
	緊急時対策所用高圧母線J系	2系列

※1:燃料移送系の必要な弁および配管を含む。

※2:動作可能とは、電源車接続口(緊急時対策建屋北側)に接続できることを含む。

※3:緊急時対策所軽油タンクレベルとは、緊急時対策所軽油タンク2基の各々の軽油タンク レベルをいう。

※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:「66-12-7 燃料補給設備」において運転上の制限等を定める。※6:「66-12-6 代替所内電気設備」において運転上の制限等を定める。

② 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、代替電源設備による電源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))

① 設置許可基準規則(技術的能力審查基準)第六十一条 (1.18)が該当する。

・設置許可基準規則(技術的能力審査基準)第六十一条(1.18)「緊急時対策所(の居住性に関する手順等)」として、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまり、必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡するために必要な設備を設置する(手順等を定める)こと。「本項は代替電源設備からの給電が対象]

④ 重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所は、必要な要員がとどまることができるよう適切な措置を講じたもの、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。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ため、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」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 電源車 (緊急時対策所用) については、緊急時対策所に給電するために必要な容量を有する 1 台を所要数とする。

緊急時対策所軽油タンクは重大事故等時に電源車(緊急時対策所用) 1 台を 7 日間連続定格運転する場合に必要となる燃料2,410mmを所要値とする。

緊急時対策所用高圧母線J系は必要な負荷へ電力を供給するため、2系列を所要数とする。 (保安規定変更に係る基本方針4.3(1)、添付-2)

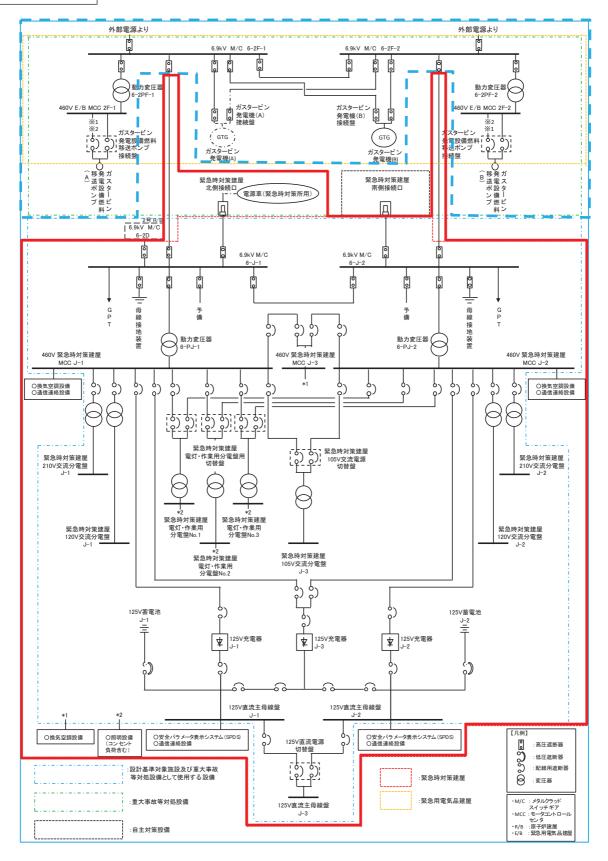
保安規定 第66条 条文			記載の説明	備考
(2) 確認事項				
項目⑦	頻度	担当	⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。(保安規定変更に係る基本方針4.2)	
1. 電源車(緊急時対策所用)を起動し,運転状態(電圧 等)に異常のないことを確認する。	2年に1回	防災課長	a. 性能確認 (機能・性能が満足していることを確認する。) 項目 1 が該当。	
2. 電源車 (緊急時対策所用) を起動し,動作可能である ことを確認する。	3ヶ月に1回	防災課長	「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき2年に1回、性能確認を実施する。	
3. 緊急時対策所軽油タンクレベルが所要値以上であることを確認する。	1ヶ月に1回	防災課長	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 については、「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	
4. 緊急時対策所用高圧母線J系が使用可能であることを 外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	防災課長	頻度の考え方に基づき可搬型設備は3ヶ月に1回,動作可能であることを確認する。 項目3,4については、「保安規定変更に係る基本方針」の常設設備のサーベイランス頻度の 考え方に基づき、1ヶ月に1回,動作可能であることを確認する。	

	保安!	規定 第66条 条文		記載の説明	備考
(3)要求され	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	8 運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。 代替電源設備による電源系は、1N要求設備であるため、所要数が1N未満となった場合を条件として記載する。	運転上の制限 を逸脱した場 合における要
運 転起 動高温停止	A. 代替電源設備が動作 不能の場合 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	が動作可能であることを確認する。 または A1.2.防災課長は、電源車(緊急時対策 所用)が動作可能であることを確認 する。 および A2.1.防災課長は、代替措置*7を検討 し、原子炉主任技術者の確認を得て 実施する**8。 または A2.2.防災課長は、当該系統を動作可能 な状態に復旧する。 B1.発電課長は、高温停止にする。	速やかに 速やかに 10日間 24時間 36時間	 ⑨ 要求される措置について記載する。(保安規定に変更に係る基本方針4.3(2),(3)) 緊急時対策所は設計基準事故対処設備としては重要度分類指針において「緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能」として「MS-3」に分類されており、従来はLCO設定していない。緊急時対策所は、運転中/停止中の炉心及び使用済燃料プールの燃料に対して間接的に安全機能を有する設備であり、事故時に情報収集し必要な指示を行うためのものであることから、「MS-2」の「異常状態への対応上特に重要な構造物、系統及び機器」に分類されてLCO設定されている保安規定第27条(計測および制御設備)の「事故時計装」の要求される措置/AOTを参考に以下に定める。 【運転、起動及び高温停止】 A1.1.A1.2.代替電源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。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規定する設計基準事故対処設備であるガスタービン発電機又 	求される措置 等の変更
の補充 ³ ※8:10日	A. 代替電源設備が動作 不能の場合 等をいう。 間以内に自主対策設備の	A1.1. 発電課長は、ガスタービン発電機が動作可能であることを確認する。またはA1.2. 防災課長は、電源車(緊急時対策所用)が動作可能であることを確認する。およびA2. 防災課長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。およびA3. 防災課長は、代替措置**7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 速やかに な様用, 代替品 設備が復旧す	は電源車(緊急時対策所用)が該当し、完了時間は"速やかに"とする。なお、代替電源設備は、ガスタービン発電機及び電源車(緊急時対策所用)により多様性を有することから、それぞれ確認を行う。 A2. 1., A2. 2. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを連やかに確認、当該系統(代替電源設備)の機能を補完する代替措置(タンクローリ、ドラム缶・トラック・要員の確保又は発電機若しくはケーブルの補充等)を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て速やかに実施又は当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は、保安規定第27条(計測および制御設備)の「事故時計装」の2つのチャンネルが動作不能となった場合、少なくとも1つのチャンネルを復旧するために認められている完了時間である「10日間」を準用し、「10日間」とする。 B1., B2. 既保安規定と同様の設定とする。 【冷温停止及び燃料交換】	
るまで; ない。	運転上の制限の逸脱は継続	売するが,10日間を超えたとしても条件	:Bには移行し	A1.1., A1.2. 【運転, 起動及び高温停止】における A1.1., A1.2. と同様。 A2. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を"速やかに"開始する。	

保安規定 第66条 条文	記載の説明	備考
	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 <mark>自主対策設備が動作可能であること</mark>	
	を "速やかに"確認又は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	運転上の制限
	(タンクローリ、ドラム缶・トラック・要員の確保又は発電機若しくはケーブルの補充等)	を逸脱した場
	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"確認する。	合における要 求される措置
		等の変更
		サツダ火
		1

66-16-2 の範囲 赤枠にて示す

66-12-1, 66-12-6 にて整理



第1.18-15図 緊急時対策所 給電系統概要図

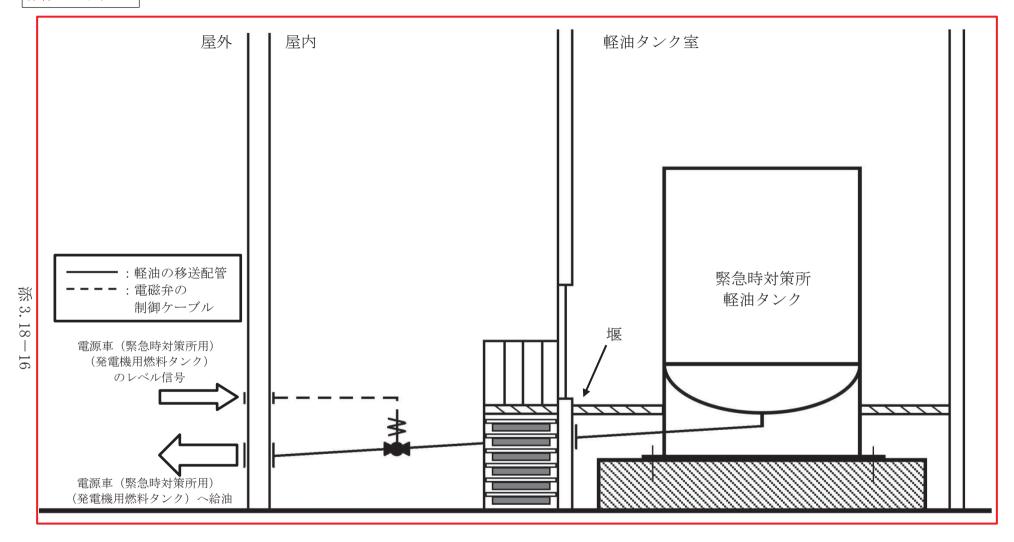


図 3.18-3 緊急時対策所の代替交流電源設備系統図 (燃料系統)

所要数・必要容量 関連個所を下線にて示す

響を及ぼさない設計とする。

10.9.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

緊急時対策所は、想定される重大事故等時において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、緊急時対策所に最大 200 名を収容できる設計とする。また、対策要員等が緊急時対策所に7日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。

緊急時対策所の緊急時対策所非常用送風機及び緊急時対策所非常用フィルタ装置は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とし、緊急時対策所非常用送風機1台及び緊急時対策所非常用フィルタ装置1基で1セット使用する。保有数は、多重性確保のための1セットを加えた合計2セットを設置する設計とする。

緊急時対策所非常用フィルタ装置は、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を含め緊急時対策建屋内に対して放射線による悪影響を及ぼさないよう、十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。

緊急時対策所加圧設備(空気ボンベ)は、重大事故等時において緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所等を正圧化し、緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時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、十分な容量を

保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は,緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを,それぞれ1個使用する。保有数は,1個に加え,故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1個のそれぞれ合計2個を保管する。

差圧計は、緊急時対策所等の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲 を監視できるものを、1台使用する。保有数は1台を設置する。

緊急時対策所可搬型エリアモニタは,重大事故等時において,緊急時対策 所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを1台使用する。保有 数は,緊急時対策所の1台に加え,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。

ガスタービン発電機は2台で緊急時対策所を含む重大事故等時に想定される負荷へ給電するために必要な容量を有する設計とする。

また、電源車(緊急時対策所用)は1台で緊急時対策所に給電するために 必要な容量を有する設計とする。保有数は、必要台数1台に加え、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。

なお,バックアップ用の1台は,可搬型代替交流電源設備である電源車の バックアップ用1台と兼用する。

10.9.2.2.4 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。

緊急時対策所の遮蔽は緊急時対策建屋と一体設置した設備であり、重大事 故等時の環境条件を考慮した設計とする。

緊急時対策所,緊急時対策所非常用送風機,緊急時対策所非常用フィルタ

設備仕様 関連個所を赤枠にて示す

(2) 電源設備

a. 電源車 (緊急時対策所用)

ディーゼル機関

台 数

1 (予備 1 *1)

使用燃料

軽油

発電機

台 数

1 (予備 1 **1)

種 類

三相同期発電機

容量

約 400kVA

力 率

0.85

電 圧

6.9kV

周波数

50Hz

※1:電源車(緊急時対策所用)の予備1台を電源車の予備と兼用する。

b. 緊急時対策所軽油タンク

基 数

2 (予備1)

容量

約 10kL (1 基当たり)

c. 緊急時対策所用高圧母線 J 系

個 数

2

定格電圧

7.2kV

定格電流

約 1,200A

設定根拠

関連個所を下線にて示す

名		称	竪急時対策所軽油タンク
容	量	m³/個	□以上(10)
最高使	用圧力	MPa	静水頭
最高使	用温度	$^{\circ}\! \mathbb{C}$	50
個	数	-	3

【設定根拠】

(概要)

重大事故等時に、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備として使用する緊急 時対策所軽油タンクは、以下の機能を有する。

緊急時対策所軽油タンクは、重大事故等が発生した場合においても緊急時対策所の機能及び 居住性の維持に必要な設備に電力を供給する電源車(緊急時対策所用)(内燃機関)の燃料油を 貯蔵するために設置する。

系統構成は、緊急時対策所軽油タンクにて電源車(緊急時対策所用)(内燃機関)の燃料油を貯蔵し、必要な設備に電力を供給する電源車(緊急時対策所用)(内燃機関)を運転できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

重大事故等時に使用する緊急時対策所軽油タンクの容量は、緊急時対策所軽油タンク2個で電源車(緊急時対策所用)1個の定格出力で7日間連続運転が可能な容量とする。

上記の条件を満足する緊急時対策所軽油タンクの必要容量は、下記のように求める。

$$V = C \cdot H \cdot \frac{n_1}{n_2} = \sqrt{7 \times 24 \times \frac{1}{2}} = \sqrt{m^3/6}$$

V : 緊急時対策所軽油タンク容量 (m³/個)

C : 燃料消費率 (m³/h) =

H : 連続運転時間 (h) =7×24

n1:電源車(緊急時対策所用)個数 =1 n2:緊急時対策所軽油タンク個数 =2

以上より、緊急時対策所軽油タンクの必要容量は, n³/個を上回る容量として n³/個以上とする。

公称値については、要求される m³/個を上回るものとし、10m³/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

重大事故等時に使用する緊急時対策所軽油タンクの最高使用圧力は、緊急時対策所軽油タンクが大気開放であることから静水頭とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

田

3.	最高使用温度の設定根拠	加
	the state of the s	4

重大事故等時に使用する緊急時対策所軽油タンクの最高使用温度は、設置場所での環境温度を上回る50℃とする。

4. 個数の設定根拠

緊急時対策所軽油タンクは,重大事故等対処設備として電源車(緊急時対策所用)の連続運転に必要な燃料油を貯蔵するために必要な個数として2個に,予備1個を加えて,合計3個設置する。