

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 (3/18)

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
原子炉圧力容器への注水量	高圧注入流量	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①高圧注入流量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。 ②高圧注入流量の監視が不可能となった場合は、加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ③高圧注入流量の監視が不可能となった場合は、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ④高圧注入流量の監視が不可能となった場合は、LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化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燃料取替用水ピット水位を優先する。
	低圧注入流量	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①低圧注入流量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。 ②低圧注入流量の監視が不可能となった場合は、加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ③低圧注入流量の監視が不可能となった場合は、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ④低圧注入流量の監視が不可能となった場合は、LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	推定は、環境悪化の影響が小さい燃料取替用水ピット水位を優先する。 ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。 ②B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ③B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ④B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	[B-格納容器スプレイ流量] ^{※2}	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	推定は、環境悪化の影響が小さい燃料取替用水ピット水位を優先する。 ①B-格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。 ②B-格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ③B-格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ④B-格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化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燃料取替用水ピット水位を優先する。

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 (4/18)

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
原子炉圧力容器への注水量	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①燃料取替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。燃料取替用水ピット及び補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 ②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の監視が不可能となった場合は、加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ③代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の監視が不可能となった場合は、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の監視が不可能となった場合は、LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	[充てん流量] ※2	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	推定は、環境悪化の影響が小さい燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位を優先する。 ①充てん流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。 ②充てん流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ③充てん流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ④充てん流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	[蓄圧タンク圧力] ※2	①1 次冷却材圧力 (広域) ①1 次冷却材温度 (広域－低温側)	推定は、環境悪化の影響が小さい燃料取替用水ピット水位を優先する。 ①蓄圧タンク圧力 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び1 次冷却材温度 (広域－低温側) の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。
	[蓄圧タンク水位] ※2	①1 次冷却材圧力 (広域) ①1 次冷却材温度 (広域－低温側)	①蓄圧タンク水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び1 次冷却材温度 (広域－低温側) の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。
	[AM 用消火水積算流量] ※2	①低圧注入流量 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位	①AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、低圧注入流量により注水量を推定する。 ②AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ③AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。
			推定は、原子炉圧力容器への注水量を直接計測できる低圧注入流量を優先する。

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 (5/18)

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
原子炉格納容器への注水量	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)	①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。 ②B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視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燃料取替用水ピット水位を優先する。
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①燃料取替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。燃料取替用水ピット及び補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 ②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の監視が不可能となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。
	高圧注入流量	①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	推定は、環境悪化の影響が小さい燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位を優先する。 ①高圧注入流量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。 ②高圧注入流量の監視が不可能となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。
	低圧注入流量	①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	推定は、環境悪化の影響が小さい燃料取替用水ピット水位を優先する。 ①低圧注入流量の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。 ②低圧注入流量の監視が不可能となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。
	[充てん流量] ^{*2}	①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	推定は、環境悪化の影響が小さい燃料取替用水ピット水位を優先する。 ①充てん流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。 ②充てん流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。
	[格納容器スプレイ流量] ^{*2}	①燃料取替用水ピット水位 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	推定は、環境悪化の影響が小さい燃料取替用水ピット水位を優先する。 ①格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位の傾向監視により注水量を推定する。 ②格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。
	[AM 用消火水積算流量] ^{*2}	①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) ① [格納容器スプレイ流量] ^{*2} ② [ろ過タンク水位] ^{*2} ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	推定は、環境悪化の影響が小さい燃料取替用水ピット水位を優先する。 ①AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) により注水量を推定する。 ②AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、水源であるろ過タンク水位 (自主対策設備) の傾向監視により注水量を推定する。 ③AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。
			推定は、原子炉格納容器への注水量を直接計測できる B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) を優先する。

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 (6/18)

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温度	格納容器内温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器圧力 (AM 用) ③格納容器圧力 (AM 用)	①格納容器内温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内温度により推定する。 ②格納容器内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原子炉格納容器圧力により温度を推定する。 ③格納容器内温度の監視が不可能となった場合は、格納容器圧力 (AM 用) により上記②と同様に温度を推定する。
	原子炉格納容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器圧力 (AM 用) ②〔格納容器圧力 (狭域)〕※2 ③格納容器内温度	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①原子炉格納容器圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの原子炉格納容器圧力により推定する。 ②原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器圧力 (AM 用) 又は格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) により圧力を推定する。 ③原子炉格納容器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格納容器内温度により圧力を推定する。
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力 (AM 用) ①〔格納容器圧力 (狭域)〕※2 ②格納容器内温度	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①格納容器圧力 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、計測範囲内であれば原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) により推定する。 ②格納容器圧力 (AM 用) 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格納容器内温度により圧力を推定する。
			推定は、原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) を優先する。

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 (7/18)

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	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ③原子炉下部キャビティ水位 ③格納容器水位 ④燃料取替用水ピット水位 ④補助給水ピット水位 ④B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器再循環サンプ水位 (広域) により推定する。 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域) の監視が不可能となった場合は、測定範囲内であれば連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (狭域) により推定する。 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の監視が不可能となった場合は、原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位により推定する。 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域) の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、注水積算量である B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により推定する。
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	①格納容器再循環サンプ水位 (広域)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の監視が不可能となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により水位を推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ②燃料取替用水ピット水位 ②補助給水ピット水位 ②B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) ②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①原子炉下部キャビティ水位の監視が不可能となった場合、格納容器再循環サンプ水位 (広域) により推定する。 ②原子炉下部キャビティ水位の監視が不可能となった場合、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により求めた注水量により推定する。 推定は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先する。
	格納容器水位	①燃料取替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) ①代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①格納容器水位の監視が不可能となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により求めた注水量により推定する。

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 (8/18)

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 水素濃度の	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの予備 ②原子炉格納容器内水素処理装置温度 ③格納容器水素イグナイタ温度 ※2 ④〔ガス分析計による水素濃度〕 ※2	①可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットが故障した場合は、予備の可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより計測する。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置及び格納容器水素イグナイタ温度監視装置において原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作特性の監視により原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であることを確認する。 ③格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、監視可能であればガス分析計による水素濃度（自主対策設備）により水素濃度を確認し、ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の結果に基づき水素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。
	アニュラス水素濃度（可搬型）	①主要パラメータの予備 ②〔アニュラス水素濃度〕 ※2	①可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットが故障した場合は、予備の可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットにより計測する。 ②アニュラス水素濃度（可搬型）の監視が不可能となった場合は、監視可能であれば、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備作業中はアニュラス水素濃度（自主対策設備）により水素濃度を計測する。なお、自主対策設備であるアニュラス水素濃度は、アニュラス部の温度や放射線の環境条件により指示値に影響があるため、参考値として扱う。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。
アニュラス部の水素濃度	〔アニュラス水素濃度〕 ※2	①アニュラス水素濃度（可搬型） ②代替パラメータの予備	①アニュラス水素濃度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットにより計測する。 ②アニュラス水素濃度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、代替パラメータの予備により計測する。 推定は、アニュラス水素濃度（可搬型）を優先する。

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 (9/18)

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放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ② [モニタリングポスト及びモニタリングステーション] ※2	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) により推定する。 ② 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の監視が不可能となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション (自主対策設備) の指示の上昇を傾向監視し、急上昇 (バックグラウンド値より数倍から 1 桁以上上昇) により、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) ③ [エアロクエリアモニタ] ※2 ③ [炉内核計装区域エリアモニタ] ※2	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により推定する。 ② 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の監視が不可能となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。 ③ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の監視が不可能となった場合は、エアロクエリアモニタ (自主対策設備) 及び炉内核計装区域エリアモニタ (自主対策設備) の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。
			なお、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の測定範囲より低く、エアロクエリアモニタ (自主対策設備) 及び炉内核計装区域エリアモニタ (自主対策設備) の測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。
	[格納容器じんあいモニタ] ※2		推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[格納容器ガスモニタ] ※2	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	① 格納容器じんあいモニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
		① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	① 格納容器ガスモニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	[エアロクエリアモニタ] ※2	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	① エアロクエリアモニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	[炉内核計装区域エリアモニタ] ※2	① 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	① 炉内核計装区域エリアモニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

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 (10/18)

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
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束 ③1次冷却材温度 (広域－高温側) ③1次冷却材温度 (広域－低温側) ④ほう酸タンク水位	①出力領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの出力領域中性子束により推定する。 ②出力領域中性子束の監視が不可能となった場合は、出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束により推定する。 ③出力領域中性子束の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度 (広域－低温側) と1次冷却材温度 (広域－高温側) の差により推定する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材温度 (広域－高温側) と1次冷却材温度 (広域－低温側) の温度差の相関関係から推定する。 ④出力領域中性子束の監視が不可能となった場合は、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することでも未臨界状態の維持を推定する。
	中間領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①中間領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中間領域中性子束により推定する。 ②中間領域中性子束の監視が不可能となった場合は、出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。 ③中間領域中性子束の監視が不可能となった場合は、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することでも未臨界状態の維持を推定する。
	中性子源領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①中性子源領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中性子源領域中性子束により推定する。 ②中性子源領域中性子束の監視が不可能となった場合は、中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合には、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。 ③中性子源領域中性子束の監視が不可能となった場合は、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することでも未臨界状態の維持を推定する。
	[中間領域起動率] ※2	①中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ② [中性子源領域起動率] ※2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①中間領域起動率 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、中間領域中性子束により推定する。 ②中間領域起動率 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率 (自主対策設備) により推定する。
	[中性子源領域起動率] ※2	①中性子源領域中性子束 ②中間領域中性子束 ② [中間領域起動率] ※2	推定は、中間領域中性子束を優先する。 ①中性子源領域起動率 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、中性子源領域中性子束により推定する。 ②中間領域起動率 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束及び中間領域起動率 (自主対策設備) により推定する。

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 (11/18)

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
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器圧力	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器圧力 (AM 用) ③格納容器内温度	①原子炉格納容器圧力の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの原子炉格納容器圧力により推定する。 ②原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器圧力 (AM 用) により圧力を傾向監視し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ③原子炉格納容器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格納容器内温度により原子炉格納容器圧力を推定し、傾向監視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。
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。 ①原子炉補機冷却水サージタンク水位の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの原子炉補機冷却水サージタンク水位により推定する。 ②原子炉補機冷却水サージタンク水位の監視が不可能となった場合は、可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) の傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM 用)] ※2 (可搬型)	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力	推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。 ①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM 用) (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) により原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] ※2	①格納容器内温度 ①原子炉格納容器圧力	①C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	①主要パラメータの予備 ②格納容器内温度 ②原子炉格納容器圧力	①可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) が故障した場合は、予備の可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) により計測する。 ②可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) の監視が不可能となった場合は、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] ※2	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	推定は、主要パラメータの予備を優先する。 ①C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) 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。
	[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] ※2	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	①B-原子炉補機冷却水戻り母管温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) 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。

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 (12/18)

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
最終ヒートシンクの確保	主蒸気ライン圧力	① 主要パラメータの他チャンネル又は他グループ ② 1 次冷却材温度 (広域-低温側) ③ 1 次冷却材温度 (広域-高温側)	① 主蒸気ライン圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネル又は他グループの主蒸気ライン圧力により推定する。 ② 主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合は、1 次冷却系が満水状態で蒸気発生器 2 次側が飽和状態であれば、飽和温度/圧力の関係を利用して 1 次冷却材温度 (広域-低温側) により主蒸気ライン圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。なお、蒸気発生器 2 次側が飽和状態になるまで (未飽和状態) は不確かさが生じることを考慮する。 ③ 主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材温度 (広域-高温側) により上記②と同様に主蒸気ライン圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	蒸気発生器水位 (狭域)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 蒸気発生器水位 (広域) ③ 1 次冷却材温度 (広域-低温側) ③ 1 次冷却材温度 (広域-高温側)	推定は、主要パラメータの他チャンネル又は他グループを優先する。 ① 蒸気発生器水位 (狭域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器水位 (狭域) により推定する。 (自主対策設備を含む。) ② 蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合は、相関関係のある蒸気発生器水位 (広域) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位 (狭域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ③ 蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材温度 (広域-低温側)、1 次冷却材温度 (広域-高温側) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位 (狭域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	蒸気発生器水位 (広域)	① 蒸気発生器水位 (狭域) ② 1 次冷却材温度 (広域-低温側) ② 1 次冷却材温度 (広域-高温側)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 蒸気発生器水位 (広域) の監視が不可能となった場合は、測定範囲内であれば蒸気発生器水位 (狭域) にて推定する。 ② 蒸気発生器水位 (広域) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材温度 (広域-低温側)、1 次冷却材温度 (広域-高温側) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位 (広域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、1 次冷却材温度 (広域-低温側) 及び 1 次冷却材温度 (広域-高温側) が上昇傾向となることで推定することができる。
	補助給水流量	① 補助給水ピット水位 ② 蒸気発生器水位 (広域) ③ 蒸気発生器水位 (狭域)	推定は、蒸気発生器水位 (狭域) を優先する。 ① 補助給水流量の監視が不可能となった場合は、水源である補助給水ピット水位の傾向監視することにより、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ② 補助給水流量の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の傾向監視することにより、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ③ 補助給水流量の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) の傾向監視することにより、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[主蒸気流量] ^{※2}	① 主要パラメータの他チャンネル ② 主蒸気ライン圧力 ③ 蒸気発生器水位 (狭域) ③ 蒸気発生器水位 (広域) ③ 補助給水流量	推定は、水源である補助給水ピット水位を優先する。 ① 主蒸気流量 (自主対策設備) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの主蒸気流量 (自主対策設備) により推定する。 ② 主蒸気流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、主蒸気ライン圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器 2 次側による除熱状況を監視し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ③ 主蒸気流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量 (自主対策設備) を推定する。

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 (13/18)

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
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器水位 (狭域)	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器水位 (広域) ③主蒸気ライン圧力 ③補助給水流量	①蒸気発生器水位 (狭域) の 1 チャンネルが故障した場合、他チャンネルの蒸気発生器水位 (狭域) により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。 ②蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合、蒸気発生器水位 (広域) の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。 ③蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合、主蒸気ライン圧力及び補助給水流量を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	主蒸気ライン圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器水位 (広域) ②補助給水流量	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①主蒸気ライン圧力の 1 チャンネルが故障した場合、他チャンネルの主蒸気ライン圧力により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。 ②主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	1 次冷却材圧力 (広域)	①主要パラメータの他ループ ② [加圧器圧力] ※2 ③蒸気発生器水位 (狭域) ③主蒸気ライン圧力 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) ④ 1 次冷却材温度 (広域 - 高温側) ④ 1 次冷却材温度 (広域 - 低温側)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 1 次冷却材圧力 (広域) の 1 ループが故障した場合、他ループの 1 次冷却材圧力 (広域) により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。 ② 1 次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合は、測定範囲内であれば、1 次冷却材圧力を直接測定している加圧器圧力 (自主対策設備) により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。 ③ 1 次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の傾向監視により蒸気発生器伝熱管破損がないこと並びに格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇がないことでインターフェースシステム LOCA を推定する。 ④ 1 次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、飽和温度 / 圧力の関係を利用して 1 次冷却材温度 (広域 - 高温側) 又は 1 次冷却材温度 (広域 - 低温側) により、1 次冷却材圧力 (広域) を推定する。
			推定は、主要パラメータの他ループを優先する。

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 (14/18)

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
格納容器バイパスの監視	[復水器排気ガスモニタ] ※2	①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	①復水器排気ガスモニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	[蒸気発生器ブローダウン水モニタ] ※2	①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	①蒸気発生器ブローダウン水モニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	[高感度型主蒸気管モニタ] ※2	①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	①高感度型主蒸気管モニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	[排気筒ガスモニタ] ※2	①1 次冷却材圧力 (広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	①排気筒ガスモニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)] ※2	①1 次冷却材圧力 (広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	①排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ) (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)] ※2	①1 次冷却材圧力 (広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	①排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ) (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[補助建屋サンプタンク水位] ※2	①1 次冷却材圧力 (広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	①補助建屋サンプタンク水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[余熱除去ポンプ出口圧力] ※2	①1 次冷却材圧力 (広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	①余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。

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 (15/18)

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
格納容器バイパスの監視	[加圧器逃がしタンク圧力] ※2	① 1 次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [格納容器サンプ水位] ※2	① 加圧器逃がしタンク圧力 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。 ② 加圧器逃がしタンク圧力 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認によりインターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。 推定は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位を優先する。
	[加圧器逃がしタンク水位] ※2	① 1 次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [格納容器サンプ水位] ※2	① 加圧器逃がしタンク水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。 ② 加圧器逃がしタンク水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認によりインターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。 推定は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位を優先する。
	[加圧器逃がしタンク温度] ※2	① 1 次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [格納容器サンプ水位] ※2	① 加圧器逃がしタンク温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。 ② 加圧器逃がしタンク温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。 推定は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位を優先する。
	[余熱除去冷却器入口温度] ※2	① 1 次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [余熱除去ポンプ出口圧力] ※2	① 余熱除去冷却器入口温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下によりインターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。 ② 余熱除去冷却器入口温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の上昇によりインターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。 推定は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位を優先する。
	[余熱除去冷却器出口温度] ※2	① 1 次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [余熱除去ポンプ出口圧力] ※2	① 余熱除去冷却器出口温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下によりインターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。 ② 余熱除去冷却器出口温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の上昇によりインターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。 推定は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位を優先する。

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 (16/18)

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	燃料取替用水ピット水位	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器再循環サンプ水位 (広域) ③B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) ③〔格納容器スプレイ流量〕※2 ③高压注入流量 ③低压注入流量 ③〔充てん流量〕※2 ③代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①燃料取替用水ピット水位の1チャネルが故障した場合、他チャネルの燃料取替用水ピット水位により推定する。 ②燃料取替用水ピット水位の監視が不可能となった場合は、注水先である格納容器再循環サンプ水位 (広域) により推定する。なお、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。 ③燃料取替用水ピット水位の監視が不可能となった場合は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 等の燃料取替用水ピットを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	補助給水ピット水位	①主要パラメータの他チャネル ②補助給水流量 ②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①補助給水ピット水位の1チャネルが故障した場合、他チャネルの補助給水ピット水位により推定する。 ②補助給水ピット水位の監視が不可能となった場合は、補助給水流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量である補助給水ピットを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。この推定方法では、淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	ほう酸タンク水位	①主要パラメータの他チャネル ②〔緊急ほう酸注入ライン流量〕※2 ③出力領域中性子束 ③中間領域中性子束 ③中性子源領域中性子束	①ほう酸タンク水位の1チャネルが故障した場合、他チャネルのほう酸タンク水位により推定する。 ②ほう酸タンク水位の監視が不可能となった場合は、緊急ほう酸注入ライン流量 (自主対策設備) によりほう酸タンク水位を推定し、水源の有無や使用量を推定する。 ③ほう酸タンク水位の監視が不可能となった場合は、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により水源の有無を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

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 (17/18)

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
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (AM 用)	①使用済燃料ピット水位 (可搬型) ① [使用済燃料ピット水位] ※2 ②使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ ② [使用済燃料ピットエリアモニタ] ※2 ②使用済燃料ピット監視カメラ	①使用済燃料ピット水位 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) により水位を推定する。 ②使用済燃料ピット水位 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) による放射線量率と水位の関係や使用済燃料ピット監視カメラにより水位を推定する。
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	①主要パラメータの予備 ②使用済燃料ピット水位 (AM 用) ② [使用済燃料ピット水位] ※2 ③使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ ③ [使用済燃料ピットエリアモニタ] ※2 ③使用済燃料ピット監視カメラ	推定は、使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) を優先する。 ①使用済燃料ピット水位 (可搬型) が故障した場合は、予備の使用済燃料ピット水位 (可搬型) により計測する。 ②使用済燃料ピット水位 (可搬型) の監視が不可能となった場合は、計測範囲内であれば、使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) により水位を推定する。 ③使用済燃料ピット水位 (可搬型) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) による放射線量率と水位の関係や使用済燃料ピット監視カメラにより水位を推定する。
	使用済燃料ピット温度 (AM 用)	① [使用済燃料ピット温度] ※2 ②使用済燃料ピット水位 (AM 用) ②使用済燃料ピット監視カメラ	推定は、主要パラメータの予備を優先する。 ①使用済燃料ピット温度 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) により温度を推定する。 ②使用済燃料ピット温度 (AM 用) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット監視カメラにより傾向監視により使用済燃料ピットの状態を推定する。
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	①主要パラメータの予備 ② [使用済燃料ピットエリアモニタ] ※2 ③使用済燃料ピット水位 (AM 用) ③使用済燃料ピット監視カメラ	推定は、使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) を優先する。 ①使用済燃料ピット可搬型エリアモニタが故障した場合は、予備の使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより計測する。 ②使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) により放射線量率を推定する。 ③使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM 用) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係や使用済燃料ピット監視カメラによる傾向監視により使用済燃料ピットの状態を推定する。
	使用済燃料ピット監視カメラ	①使用済燃料ピット水位 (AM 用) ①使用済燃料ピット水位 (可搬型) ①使用済燃料ピット温度 (AM 用) ①使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	推定は、主要パラメータの予備を優先する。 ①使用済燃料ピット監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM 用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM 用) 及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより使用済燃料ピットの状態を推定する。

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 (18/18)

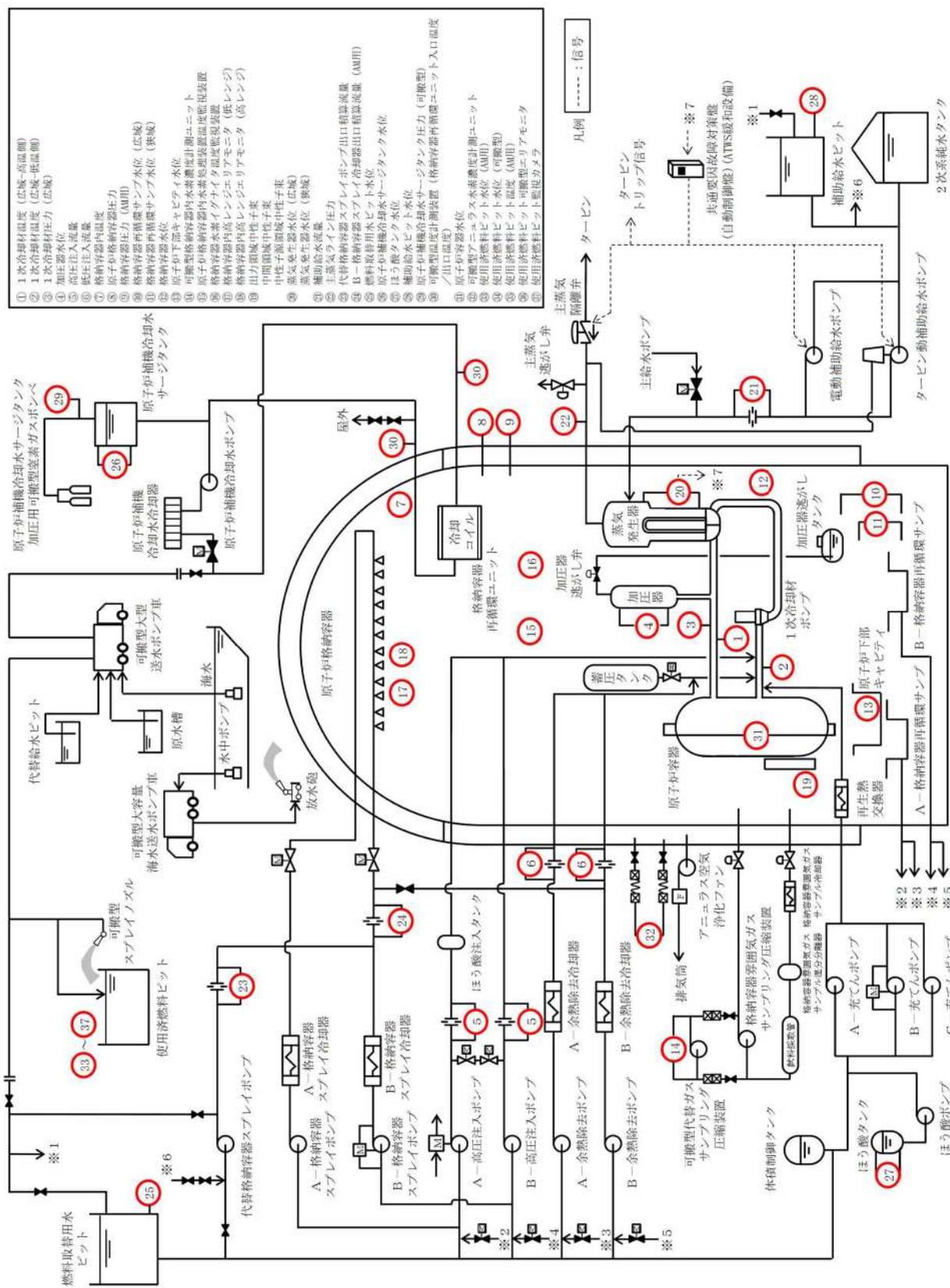
分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料ピットの監視	[使用済燃料ピット水位] ※2	①使用済燃料ピット水位 (AM 用) ①使用済燃料ピット水位 (可搬型)	①使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により水位を推定する。
	[使用済燃料ピット温度] ※2	①使用済燃料ピット温度 (AM 用)	①使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット温度 (AM 用) により温度を推定する。
	[使用済燃料ピットエアモニタ] ※2	①使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	①使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット可搬型エアモニタにより使用済燃料ピットの放射線量を推定する。
	[携帯型水温計] ※2	①使用済燃料ピット温度 (AM 用)	①携帯型水温計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット温度 (AM 用) により温度を推定する。
	[携帯型水位計] ※2	①使用済燃料ピット水位 (AM 用) ①使用済燃料ピット水位 (可搬型)	①携帯型水位計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により水位を推定する。
	[携帯型水位・水温計] ※2	①使用済燃料ピット水位 (AM 用) ①使用済燃料ピット水位 (可搬型) ①使用済燃料ピット温度 (AM 用)	①携帯型水位・水温計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により水位を推定する。 ①携帯型水位・水温計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット温度 (AM 用) により温度を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

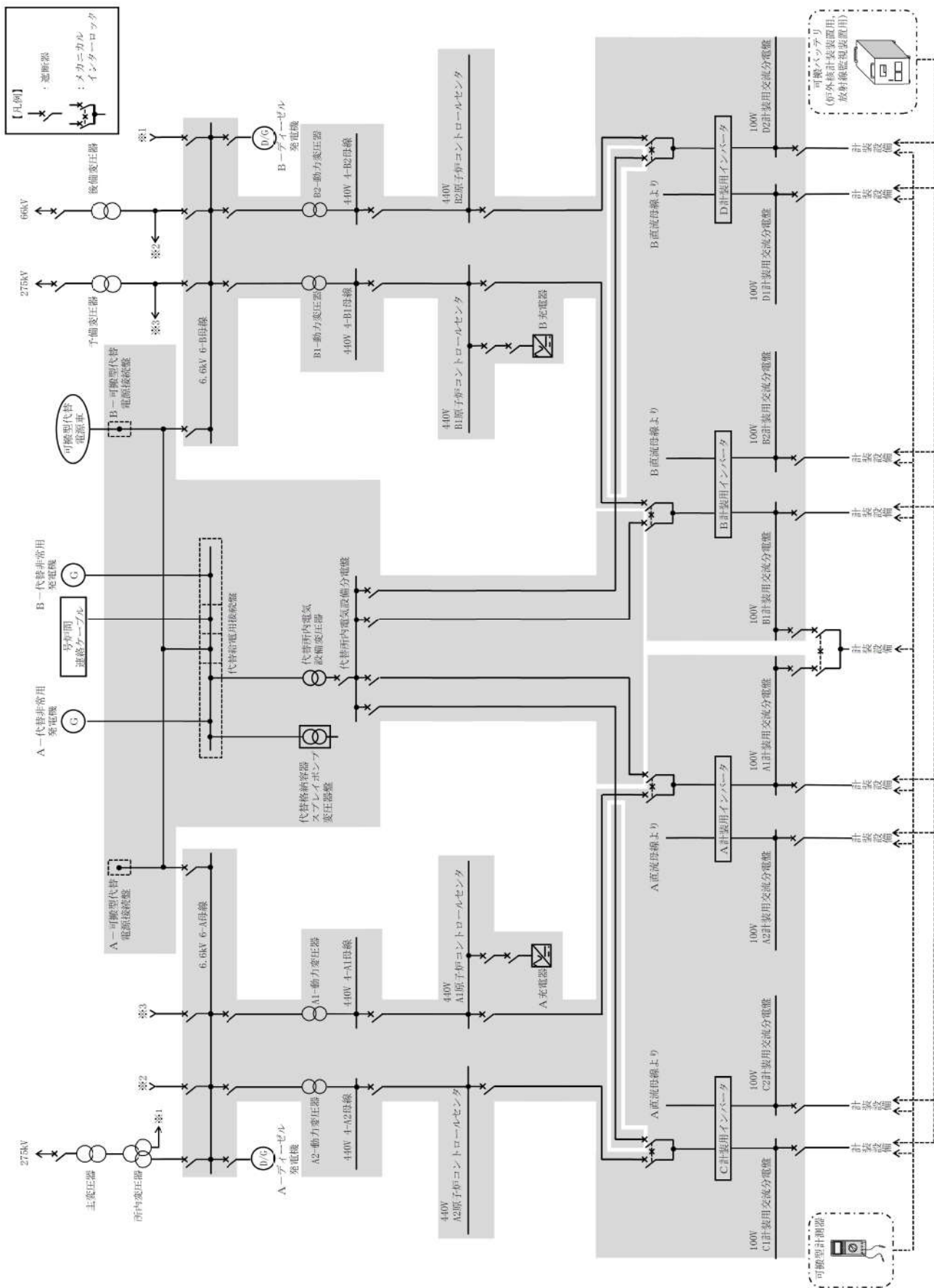
※2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性、耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 6. 4. 4 表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用
いる補助パラメータ

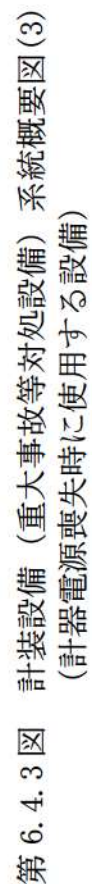
分類	補助パラメータ
電源関係	6－A，B 母線電圧
	A，B－直流コントロールセンタ母線電圧
補機関係	A－高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量（AM用）
	A－高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量（AM用）
その他	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM用）
	原子炉補機冷却水供給母管流量（AM用）

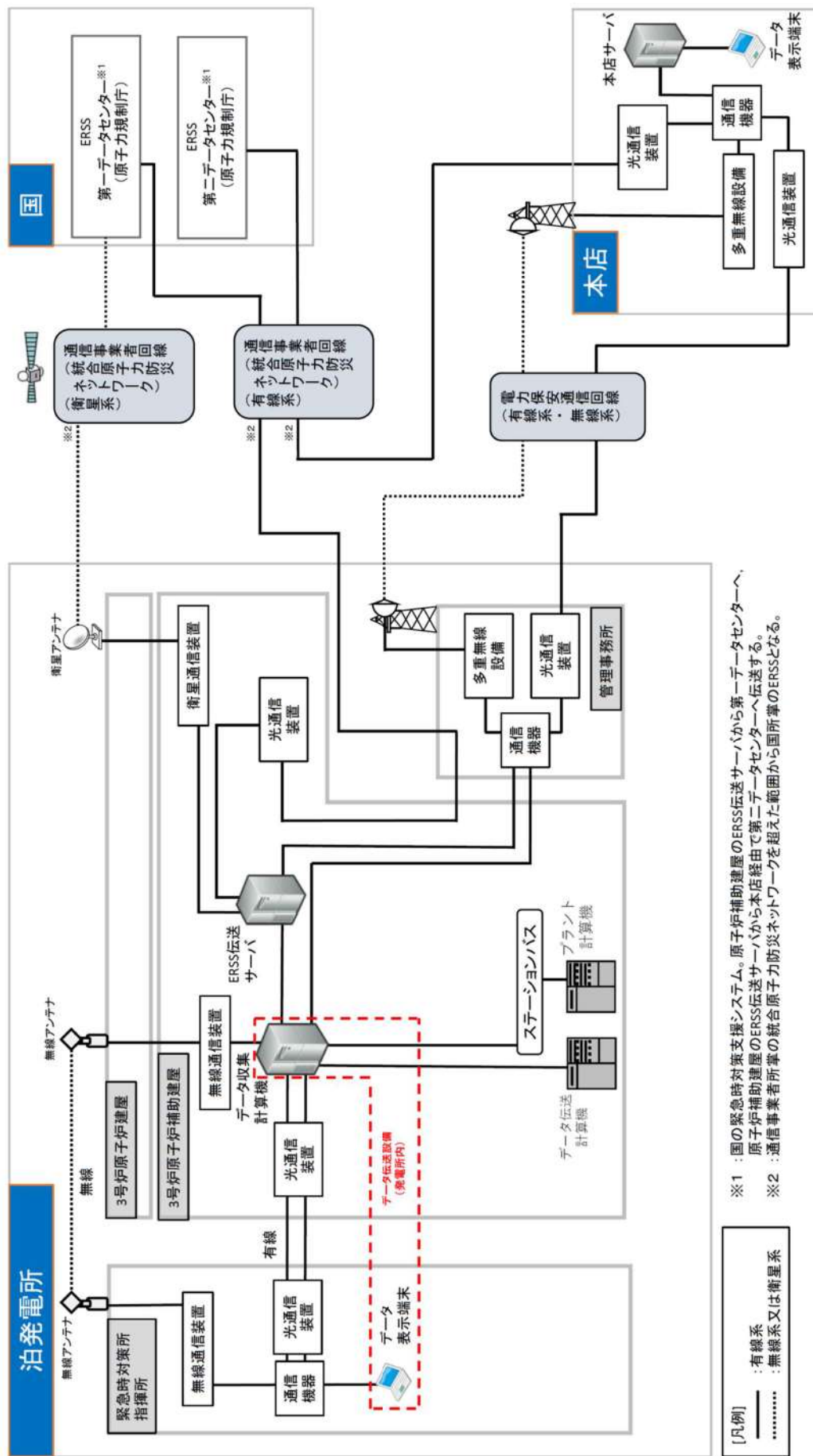


第 6.4.1 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (1)
 (監視機能喪失時に使用する設備)



第 6.4.2 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図 (2)
(計器電源喪失時に使用する設備)





※1 : 国の緊急時対策支援システム。原子炉補助建屋のERSS伝送サーバから第一データセンターへ、原子炉補助建屋のERSS伝送サーバから本店経由で第二データセンターへ伝送する。

※2 : 通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。

[凡例]

— : 有線系

..... : 無線系又は衛星系

第 6. 4. 4 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (4)
(パラメータ記録時に使用する設備)

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA58H r. 16. 0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
 (重大事故等対処設備)
 補足説明資料

58条

令和 6 年 1 2 月
 北海道電力株式会社



格納容器再循環サンプ水位 (狭域) (Ⅲ)
(3LT-621) T.P. 15. 6m

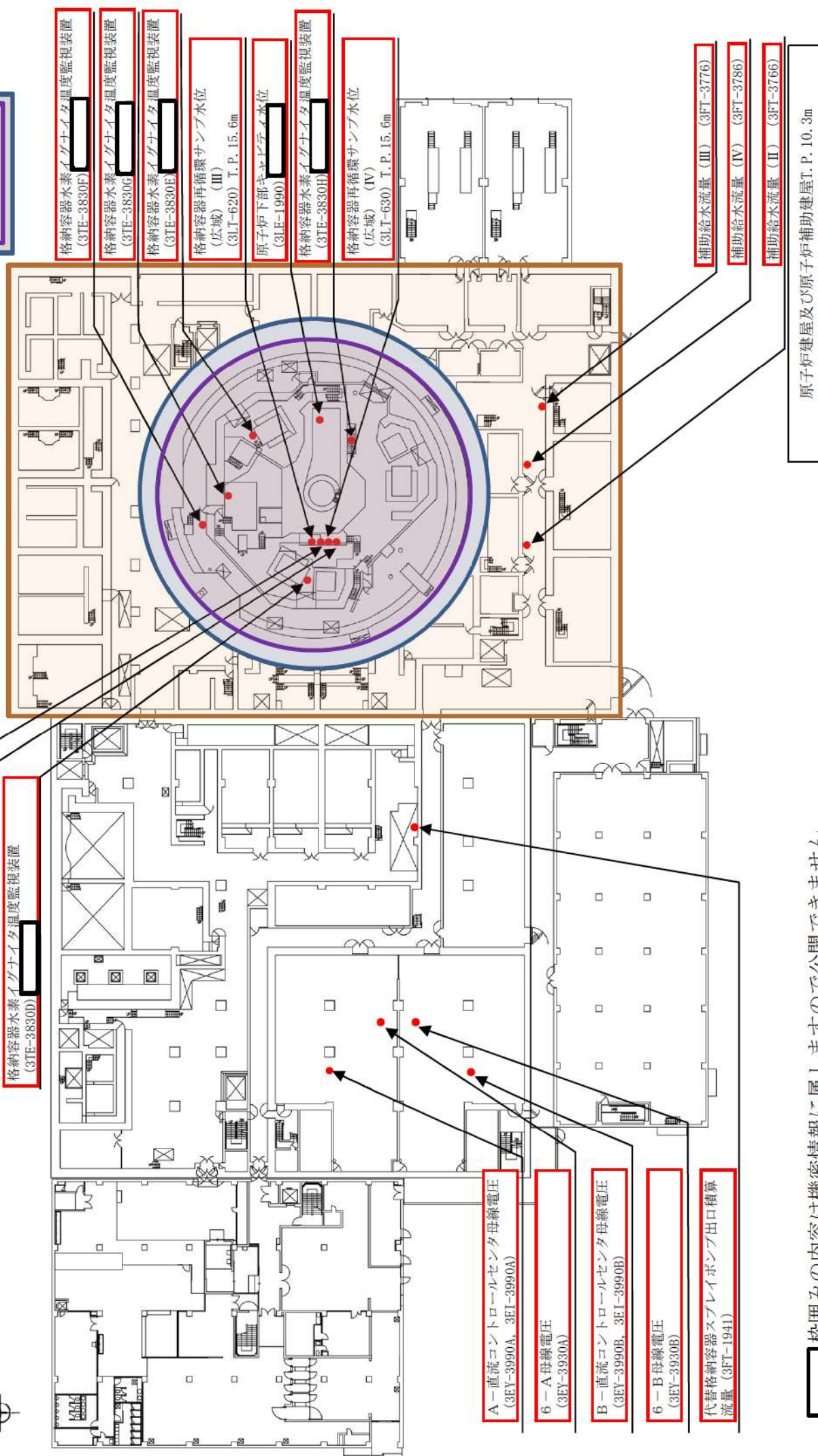
格納容器再循環サンプ水位 (狭域) (Ⅳ)
(3LT-631) T.P. 15. 6m

格納容器水素イグナイタ温度監視装置
(3TE-3830D)

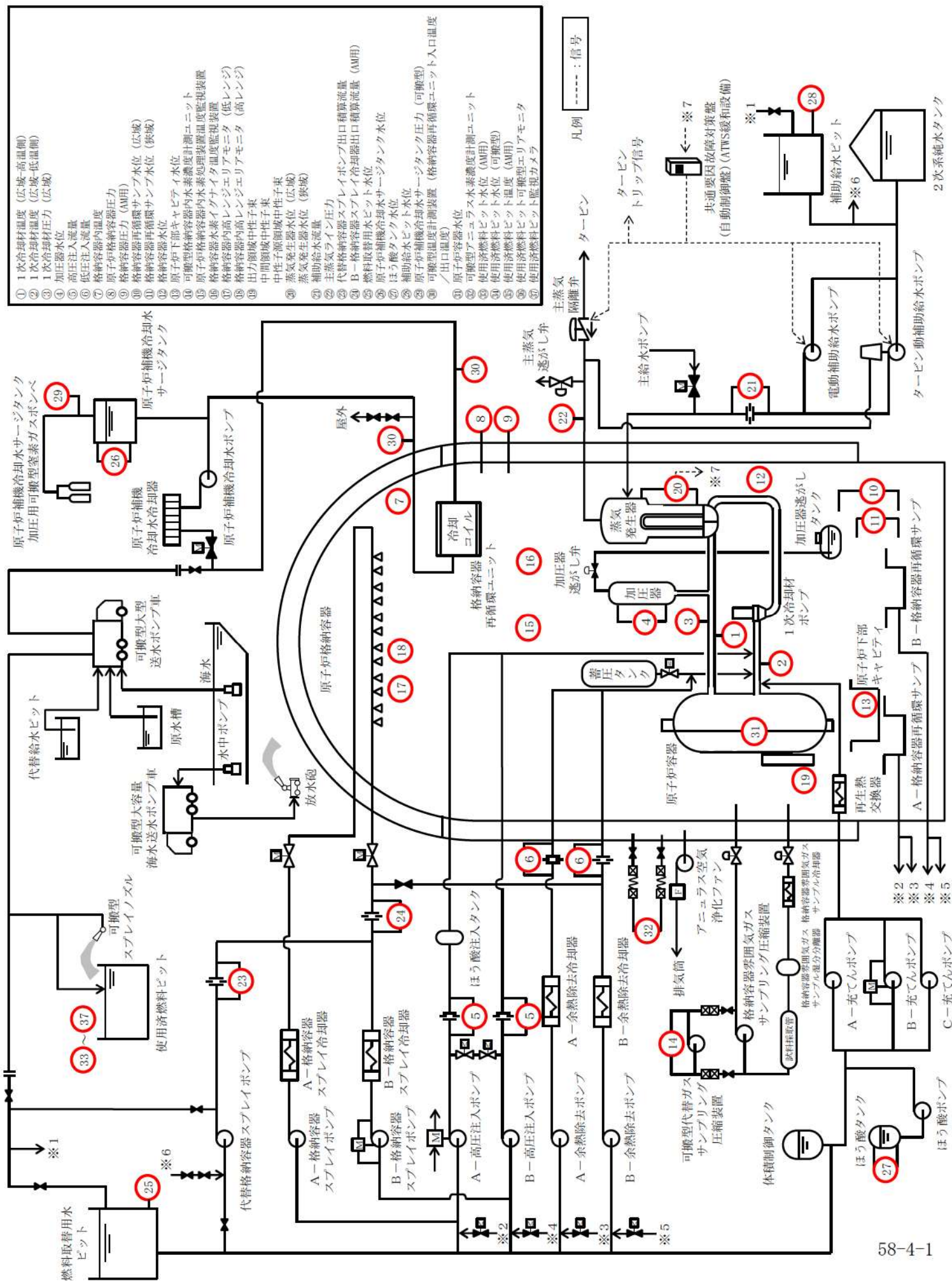
周辺補機棟

原子炉格納施設

原子炉格納容器



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



58-4-1

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA60 r. 16.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)

2.17 監視測定設備【60条】

令和6年12月
北海道電力株式会社

向、風速その他の気象条件の測定に使用する可搬型気象観測設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。

試料採取に使用する放射能測定装置のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ及び海上モニタリングに使用する小型船舶は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測設備は、データ伝送機能確認ができる設計とする。

第 8.3.2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 可搬型モニタリングポスト

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	NaI(Tl)シンチレーション検出器及び半導体検出器
計測範囲	B. G. ～1,000mGy/h
台 数	12（予備 1）
伝送方法	衛星系回線

(2) 放射能測定装置

a. 可搬型ダスト・よう素サンプラ

台 数	2（予備 1）
-----	---------

b. NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ

種 類	NaI(Tl)シンチレーション検出器
計測範囲	B. G. ～30.0 μ Gy/h
台 数	2（予備 1）

c. GM汚染サーベイメータ

種 類	GM管検出器
計測範囲	0～100kmin ⁻¹
台 数	2（予備 1）

d. α 線シンチレーションサーベイメータ

種 類	ZnS (Ag) シンチレーション検出器
計測範囲	0～100kmin ⁻¹
台 数	1（予備 1）

e. β 線サーベイメータ

種 類	プラスチックシンチレーション検出器
計測範囲	0～300kmin ⁻¹
台 数	1（予備1）

(3) 電離箱サーベイメータ

種 類	電離箱検出器
計測範囲	1.00 μ Sv/h～1.00Sv/h
台 数	2（予備1）

(4) 小型船舶

艇 数	1（予備1）
-----	--------

(5) 可搬型気象観測設備

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）

観測項目	風向，風速，日射量，放射収支量，雨量
台 数	2（予備1）
伝送方法	衛星系回線

(6) 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（通常運転時等）

・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	10 ² ～10 ⁷ μ Sv/h

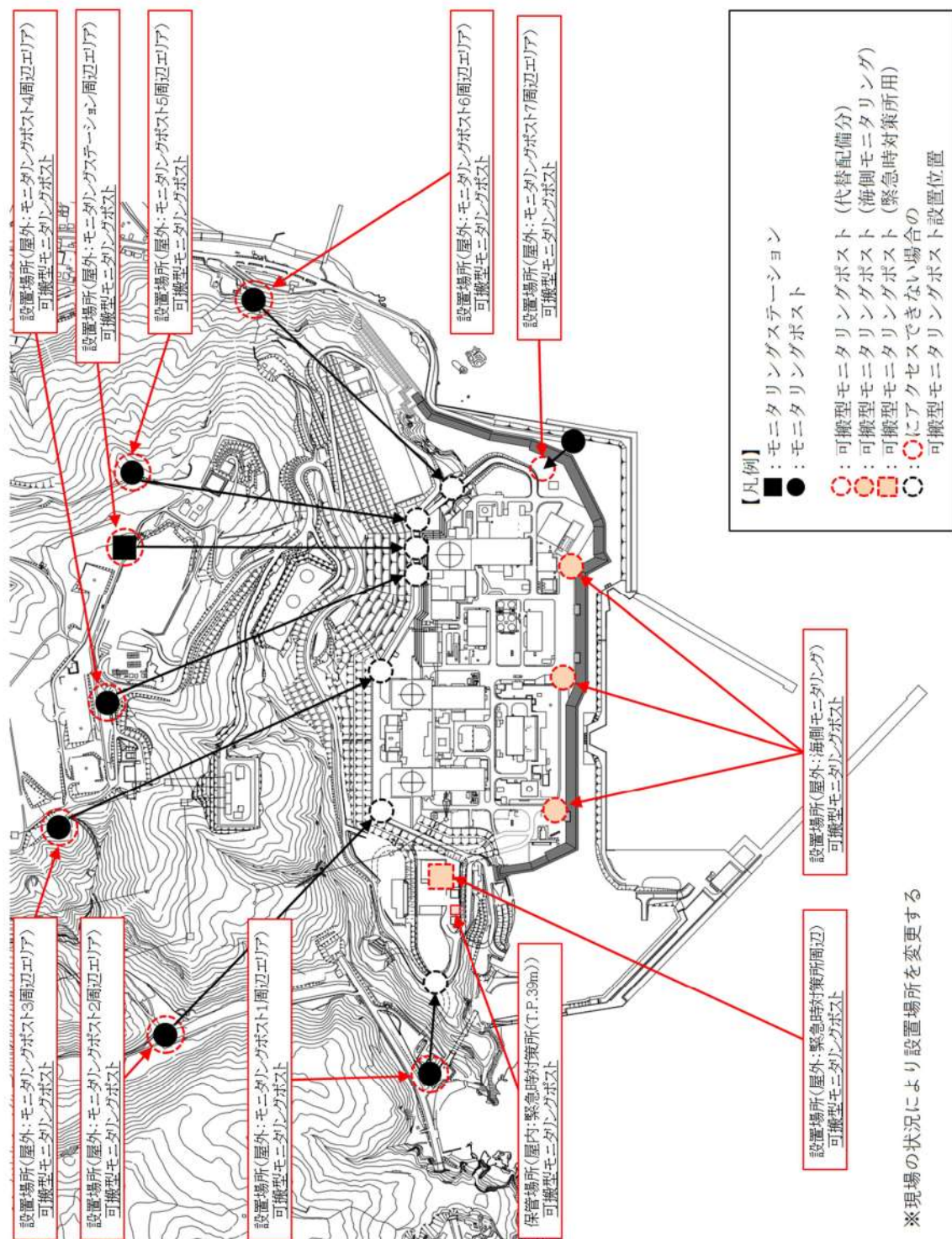
(7) 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（通常運転時等）

・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数	2
計測範囲	10 ³ ～10 ⁸ mSv/h



※現場の状況により設置場所を変更する

第 8.3.3 図 可搬型モニタリングポストの保管場所及び設置場所

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA60H r. 21.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料

60条

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社

(9) 可搬型モニタリングポスト設置場所におけるプルームの検知性について

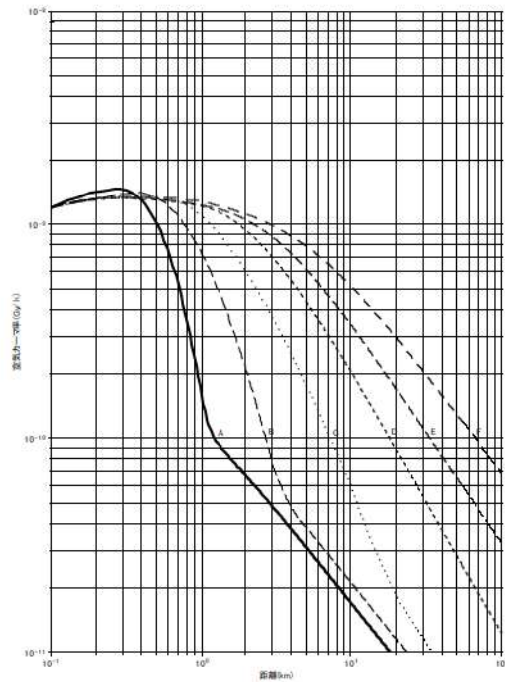
a. 環境放射線モニタリング指針に基づく評価

プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタリングポストの配置位置を通過するわけではなく、間隙を通過するケースも考えられる。そのため、第1表の条件において、放出高さ及び大気安定度が該当する空気カーマ率図(第1図, 第2図)を用いて、配置する可搬型モニタリングポストの検知性を評価した。

第1表 評価条件

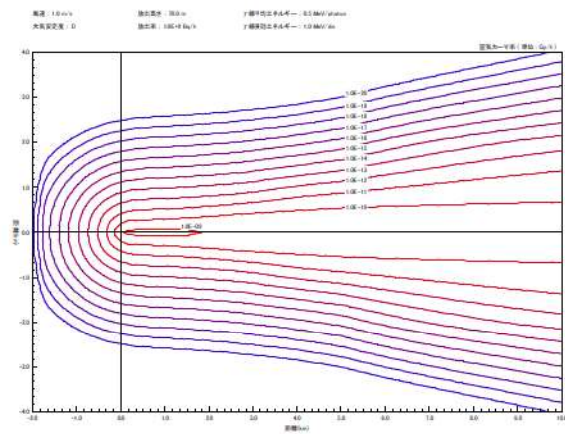
項目	設定内容	設定理由
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として 1.0m/s を設定した。
風速	8方位	可搬型モニタリングポストの設置場所を考慮した。
大気安定度	D (中立)	泊発電所構内で最も出現頻度の高い大気安定度を採用した。
放出位置	3号炉格納容器 (地上高 70m)	3号炉原子炉格納容器からの漏えいを想定
評価地点	可搬型モニタリングポストの設置場所	当該設置場所でのプルームの検知性確認のため。

風速: 1.0 m/s 放出高さ: 700 m 放出率: 1.0E+9 Bq/h
 γ 線平均エネルギー: 0.5 MeV/photon γ 線実効エネルギー: 1.0 MeV/dm



第 1 図 風下軸上空気カーマ率

出典: 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ)」
 (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Deta/Code 2004-010)



第 2 図 風下直角方向空気カーマ率

出典: 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ)」
 (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Deta/Code 2004-010)

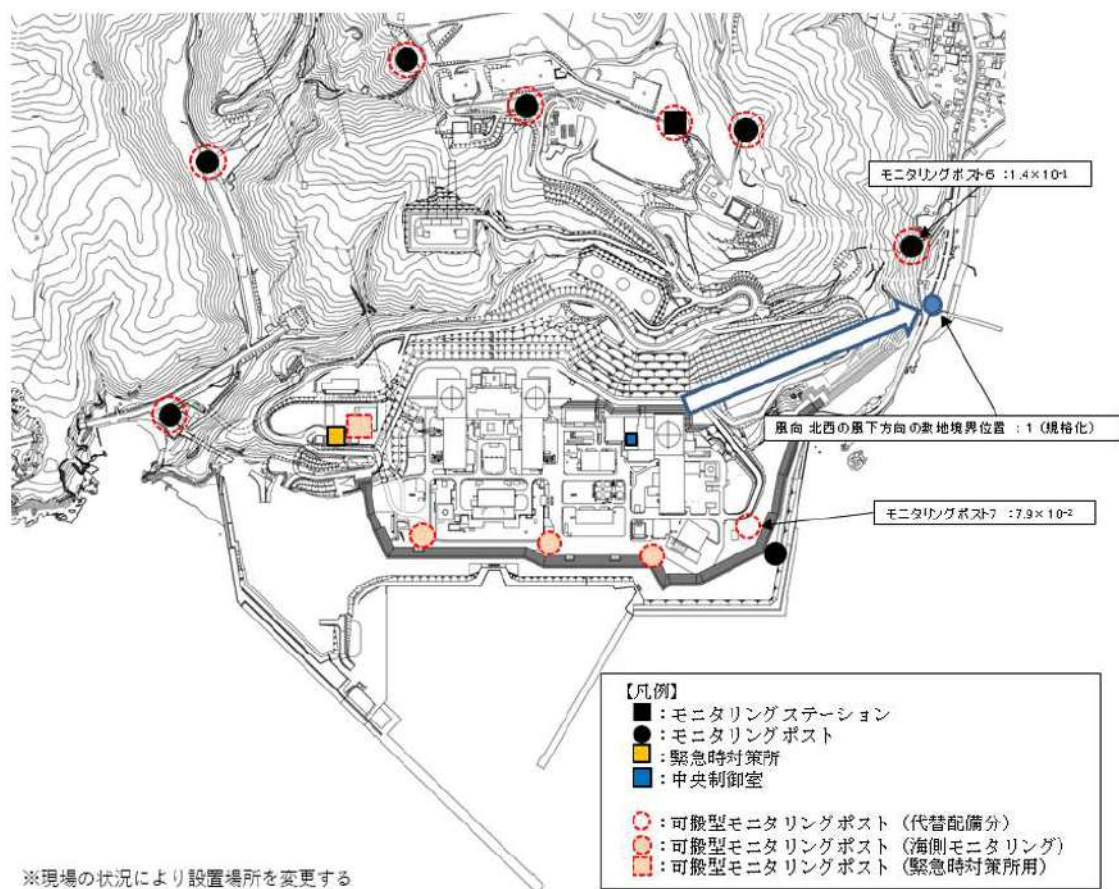
b. 評価結果

各風向における評価地点での放射線量率を読み取り（第3図），その感度を第2表に示す。ここでは，風向きによる差を確認するために，風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1と規格化して求めた。風下方向に対して隣接する可搬型モニタリングポストは，風下方向の数値に対して，約1桁低くなるが，最低でも 1.4×10^{-1} 程度の感度を有しており，ブルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第2表 各風向による評価地点での放射線量率の感度（1）

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1として規格化)								
風向 評価地点	南 S	南西 SW	西 W	北西 NW	北 N	北東 NE	東 E	南東 SE
モニタリングポスト1	1.4×10^{-2}	7.1×10^{-3}	1.4×10^{-3}	7.1×10^{-3}	7.1×10^{-3}	2.1×10^{-3}	2.9×10^{-4}	7.1×10^{-2}
モニタリングポスト2	<u>1.0×10^{-3}</u>	7.1×10^{-3}	2.1×10^{-3}	5.7×10^{-3}	4.3×10^{-3}	6.4×10^{-3}	2.1×10^{-3}	7.1×10^{-4}
モニタリングポスト3	3.6×10^{-2}	7.1×10^{-2}	4.3×10^{-4}	4.3×10^{-3}	2.1×10^{-3}	2.1×10^{-3}	4.3×10^{-3}	2.9×10^{-4}
モニタリングポスト4	2.1×10^{-2}	<u>6.4×10^{-1}</u>	5.7×10^{-3}	5.0×10^{-4}	1.4×10^{-4}	1.4×10^{-4}	2.1×10^{-4}	7.1×10^{-4}
モニタリングステーション	5.7×10^{-3}	2.1×10^{-1}	7.1×10^{-2}	3.6×10^{-3}	6.4×10^{-4}	4.3×10^{-4}	5.0×10^{-4}	7.1×10^{-4}
モニタリングポスト5	2.1×10^{-3}	5.7×10^{-3}	<u>3.6×10^{-1}</u>	5.7×10^{-4}	7.1×10^{-4}	4.3×10^{-4}	4.3×10^{-4}	5.7×10^{-4}
モニタリングポスト6	5.7×10^{-4}	2.9×10^{-3}	7.1×10^{-2}	<u>1.4×10^{-1}</u>	3.6×10^{-3}	5.7×10^{-4}	4.3×10^{-4}	3.6×10^{-4}
モニタリングポスト7	2.1×10^{-2}	2.9×10^{-2}	4.3×10^{-2}	7.9×10^{-2}	<u>6.8×10^{-1}</u>	4.3×10^{-3}	6.4×10^{-2}	3.6×10^{-2}
海側No3	4.3×10^{-2}	3.6×10^{-2}	3.6×10^{-2}	4.3×10^{-2}	7.1×10^{-2}	<u>5.7×10^{-1}</u>	5.7×10^{-4}	7.1×10^{-2}
海側No2	5.0×10^{-2}	2.1×10^{-2}	1.4×10^{-2}	1.4×10^{-2}	2.1×10^{-2}	7.1×10^{-2}	<u>5.7×10^{-1}</u>	3.6×10^{-4}
海側No1	2.1×10^{-2}	2.9×10^{-3}	7.1×10^{-4}	7.1×10^{-4}	1.4×10^{-3}	4.3×10^{-3}	5.7×10^{-2}	<u>6.4×10^{-1}</u>

: 風下方向の評価地点を示す。
 ——— : 風下方向中のうち、最も高い値となるもの



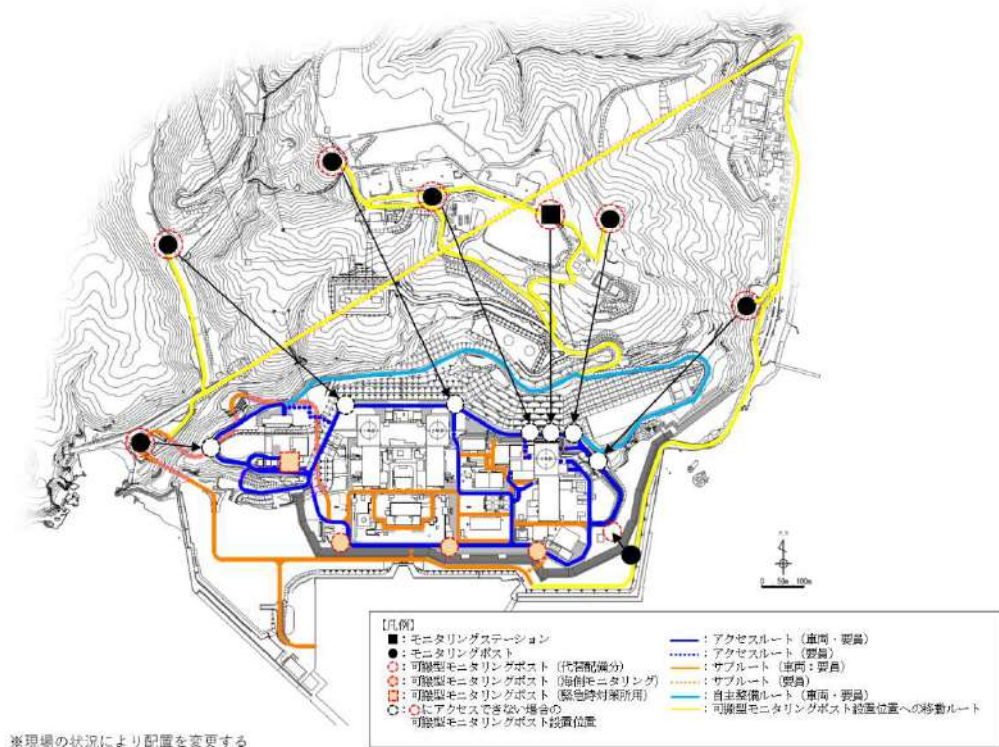
第3図 可搬型モニタリングポストの設置場所及び放射線量率の感度評価の例（風向：北西）

また、可搬型モニタリングポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所（第4図）での放射線量率の感度について同様に評価した。その感度を第3表に示す。風下方向に対して隣接する可搬型モニタリングポストは、風下方向の数値に対して、約1桁低くなるが、最低でも 5.7×10^{-1} 程度の感度を有しており、ブルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第3表 各風向による評価地点での放射線量率の感度（代替測定位置）

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1として規格化)								
風向 評価地点	南 S	南西 SW	西 W	北西 NW	北 N	北東 NE	東 E	南東 SE
モニタリングポスト1	3.6×10^2	4.3×10^1	6.4×10^5	5.0×10^5	5.0×10^5	7.1×10^5	7.1×10^4	1.4×10^1
モニタリングポスト2	5.7×10^1	1.4×10^2	2.1×10^3	1.4×10^3	1.4×10^3	1.4×10^3	5.7×10^3	7.1×10^2
モニタリングポスト3	$1.0 \times 10^{+1}$	2.1×10^1	5.7×10^2	2.1×10^2	2.1×10^2	2.1×10^2	5.0×10^2	2.1×10^1
モニタリングポスト4	5.7×10^1	7.1×10^1	4.3×10^1	2.1×10^1	1.4×10^1	1.4×10^1	2.1×10^1	3.6×10^1
モニタリングステーション	3.6×10^1	5.7×10^1	7.1×10^1	5.0×10^1	2.9×10^1	2.1×10^1	1.4×10^1	2.9×10^1
モニタリングポスト5	1.4×10^1	4.3×10^1	6.4×10^1	6.4×10^1	3.6×10^1	1.4×10^1	7.1×10^2	1.4×10^1
モニタリングポスト6	7.1×10^2	7.1×10^2	3.6×10^1	$1.0 \times 10^{+1}$	5.7×10^1	2.1×10^1	7.1×10^2	6.4×10^2
モニタリングポスト7	2.1×10^2	2.9×10^2	4.3×10^2	7.9×10^2	6.8×10^1	4.3×10^1	6.4×10^2	3.6×10^2
海側No3 代替位置	4.3×10^2	3.6×10^2	3.6×10^2	4.3×10^2	7.1×10^2	5.7×10^1	5.7×10^1	7.1×10^2
海側No2 代替位置	5.0×10^2	2.1×10^2	1.4×10^2	1.4×10^2	2.1×10^2	7.1×10^2	5.7×10^1	3.6×10^1
海側No1 代替位置	2.1×10^2	2.9×10^1	7.1×10^1	7.1×10^1	1.4×10^1	4.3×10^1	5.7×10^2	6.4×10^1

: 風下方向の評価地点を示す。
 : 風下方向中のうち、最も高い値となるもの

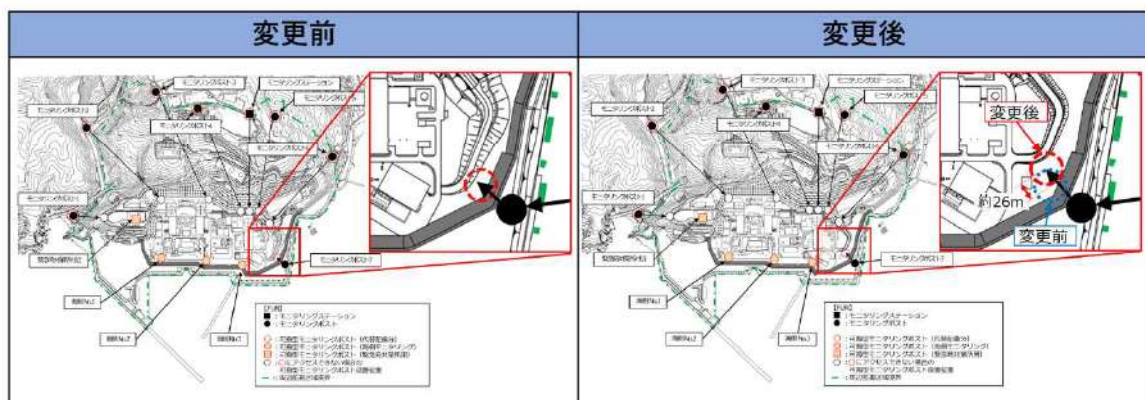


第4図 可搬型モニタリングポストの設置場所にアクセスできない場合の代替測定場所

c. 堀株側取付道路の形状変更による影響について

地震時におけるアクセスルート確保の信頼性を向上させるため、堀株側取付道路の構造及び形状が変更することとなった。これによりアクセスルートも変更となったため、モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置を変更した。

モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置について、変更前後の図面を第5図に示す。



第5図 モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置の変更

アクセスルートの変更に伴い、モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置を約26m移動した。変更後の位置における、風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1と規格化した場合の感度の評価結果を前述のb.に示しているが、設置位置の変更前後に着目した評価結果の変化について以下に記載する。

(a) 可搬型モニタリングポストの配置位置における評価

可搬型モニタリングポストの配置位置における評価を前述の第2表に整理している。変更後のモニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストに対する評価結果は、 6.8×10^{-1} 程度であり、変更前の評価結果 6.4×10^{-1} 程度と比較し同オーダーであり、既存の最も厳しい評価 1.4×10^{-1} 程度（モニタリングポスト6の評価結果）より大きい値であることを確認した。

(b) 代替測定場所における評価

可搬型モニタリングポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所における評価を前述の第3表に整理している。ただし、モニタリングポスト7及び海側 No.1～3の可搬型モニタリングポスト配置位置はアクセスルート上に設定されており、アクセス性が確保されていることから、第3表では代替測定場所での評価として(a)と同じ配置位置における評価結果を記載している。

変更後のモニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストに対する評価結果は 6.8×10^{-1} 程度であり、変更前の評価結果 6.4×10^{-1} 程度と比較し同オーダーであり、既存の最も厳しい評価 5.7×10^{-1} 程度（海側 No.2, 海側 No.3 の評価結果）より大きい値であることを確認した。

上記の通り、可搬型モニタリングポストの設置位置変更に伴い、プルーム検知性について再評価を実施したが、変更後の位置においても、これまでに示していた最も厳しい評価結果を下回ることはなく、基準適合に対する設計方針に変更はない。

(10) 可搬型モニタリングポストのレンジについて

a. 重大事故等時における敷地内の空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジについて

重大事故等時において、放出放射エネルギーを推定するために、モニタリングポストの代替として敷地境界で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の測定データを踏まえて約 13～128mSv/h 程度（炉心との距離が最も短い（3号炉とモニタリングポスト7）約 220m 程度の場合）が必要と考えられる。また、海側への放出を考慮して配置する可搬型モニタリングポストと炉心との距離は約 220m程度であるため、同様に約 13～128mSv/h 程度が必要である。このため、1,000mSv/h の測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、福島第一原子力発電所から放出された Cs-137 の放出量は約 10000TBq であるのに対し、泊発電所3号炉の有効性評価における Cs-137 の放出量は約 0.51TBq であるため、測定される放射線量率はさらに低くなると想定される。

仮に、測定レンジを超えたとしても、近隣の可搬型モニタリングポスト等の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、配置位置を変更する等の対応を実施する。

b. 福島第一原子力発電所の測定データに基づく放射線量率の評価

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建屋から約 900m の距離にある正門付近で約 11mSv/h であった（2011.3.15 9:00）。これを基に炉心から約 220m と 1km を計算すると、放射線量率は、約 7～128mSv/h となる。

（距離と線量率の関係）

炉心からの距離(m)	線量率(mSv/h)
約 220	約 13～128 ※1
約 900	約 11 ※2
約 1,000	約 7～11 ※1

※1:風速 1m/s, 放出高さ 30m, 大気安定度 A～F
「排気筒から放出される放射性雲の等空気カーマ率分布(Ⅲ)」(日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-010)を用いて算出

※2:福島第一原子力発電所の原子炉建屋より約 900m の距離にある正門付近

c. 重大事故等時における初期対応段階での空間放射線量率の測定について

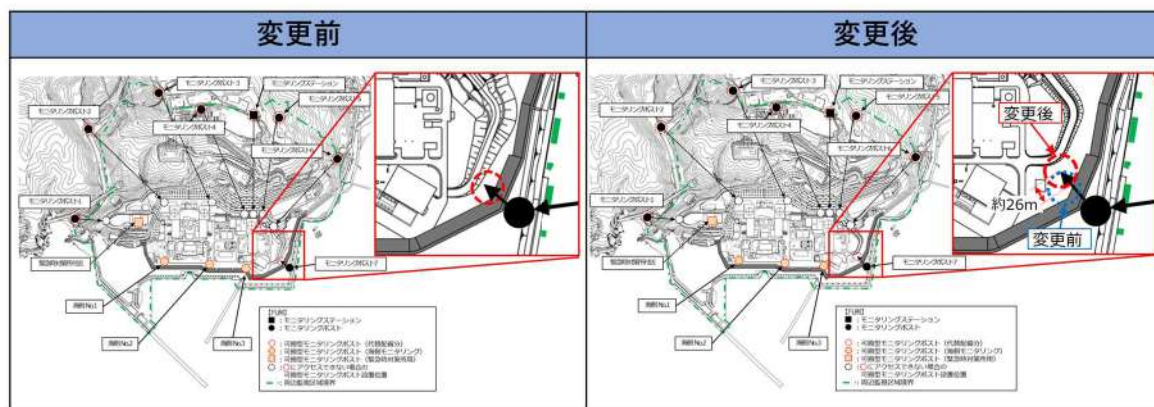
可搬型モニタリングポストによる放射線量率の測定は、放射性物質の放出開始前から必要に応じ測定を行うため、原災法該当事象に該当する敷地境界付近の放射線量率である 5 μ Sv/h (5,000nGy/h) を可搬型モニタリングポストによっても検知できる必要がある。

可搬型モニタリングポストの計測範囲は B.G. ～1,000mGy/h であり、「(9)b. 評価結果」に示す可搬型モニタリングポストの検知性で確認した結果から、1/7 程度の放射線量率（約 714nGy/h）を想定した場合においても、測定することが可能である。

d. 掘株側取付道路の形状変更による影響について

地震時におけるアクセスルート確保の信頼性を向上させるため、掘株側取付道路の構造及び形状が変更することとなった。これによりアクセスルートも変更となったため、モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置を変更した。

モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置について、変更前後の図面を第1図に示す。



第1図 モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置の変更

アクセスルートの変更に伴い、モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置を約26m移動した。変更後の位置における評価結果は前述のa.に示しているとおり、約13～128mSv/h程度である。

この評価結果は変更前の位置（3号炉とモニタリングポスト7の距離は約250m）における評価結果である約13～124mSv/h程度と同オーダーであり、以前より示していた海側への放出を考慮して配置する可搬型モニタリングポストの評価結果（約13～128mSv/h程度）と同等である。

よって、「1,000mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である」という結果にも変更はなく、基準適合に対する設計方針に変更はない。

補足説明資料 9. 設置許可基準規則第六条との基準適合性

監視設備に関する要求事項のうち、設置許可基準規則第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針は以下のとおりである。

(1) 風（台風）

最寄りの気象官署である小樽特別地域気象観測所での観測記録（気象庁の気象統計情報における観測記録。以下、本資料で同じ。）によると、風速の観測記録史上1位の最大風速は27.9m/s（小樽特別地域気象観測所）であり、設計基準風速に包絡される。

監視設備が風（台風）の影響を受けた場合は、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(2) 竜巻

日本で過去に発生した最大の竜巻規模はF3（風速70m/s～92m/s）である。

観測記録の統計処理による年超過確率によれば、発電所における 10^{-5} /年値は風速70.8m/sである。

設計竜巻の最大風速は、これらのうち最も保守的な値であるF3の風速範囲の上限値92m/sを安全側に切り上げた、最大風速100m/sとする。

安全施設は、設計竜巻の最大風速100m/sの竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対し安全機能を損なわないために、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策を行う。

監視設備は、設計竜巻の最大風速100m/sに対して機能喪失した場合は、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(3) 凍結

最寄りの気象官署である寿都特別地域気象観測所での観測記録（1884年～2021年）及び小樽特別地域気象観測所の観測記録（1943年～2021年）によれば、最低気温は -18.0°C （小樽特別地域気象観測所 1954年1月24日）である。

監視設備が凍結の影響を受けた場合は、代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(4) 積雪

「建築基準法」及び同施行令第八十六条第3項に基づく「北海道建築基準法施行細則」によると、建築物を設計する際に要求される基準積雪量は、泊村においては150cmである。

寿都特別地域気象観測所での観測記録（1893年～2021年）及び小樽特別地域気象観測所での観測記録（1943～2021年）によれば、月最深積雪の最大値は、189cm（寿都特別地域気象観測所 1945年3月17日）である。

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA61H r. 19.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合状況について
(重大事故等対処設備)
補足説明資料

61条

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社

名称		緊急時対策所用発電機
台数	台	4（予備 4）
容量	kVA/台	270
機器仕様に関する注記		—

【設定根拠】

緊急時対策所の電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機を設置する。

緊急時対策所用発電機は、1 台で緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれに給電するために必要な容量を有するものを緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機所それぞれに 2 台有する設計とする。

また、緊急時対策所用発電機はそれぞれの必要負荷（指揮所：36%，待機所：26%）に対して、指揮所側が約 18 時間、待機所側が約 23 時間の連続給電が可能であり、プルーム通過前には予備機を無負荷運転で待機させることから、プルーム通過時に給油が必要となることはない。

1. 容量

緊急時対策所用発電機の容量は、以下の緊急時対策所に必要な負荷を基に設定する。

表 緊急時対策所 必要な負荷

設備名称	負荷容量(kVA)		備考
	指揮所	待機所	
可搬型空気浄化装置	23.1	23.1	可搬型新設緊急時対策所空気浄化ファン
通信連絡設備等	15.1	0.7	データ表示端末，テレビ会議システム(指揮所・待機所間)，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，その他通信連絡設備
室内空調設備	34.8	34.8	パッケージエアコン
照明設備	2.2	2.2	LED 照明(バッテリー内蔵)
その他	21.9	9.3	OA 機器等（予備容量含む）
合計	97.1	70.1	

【設定根拠】（続）

緊急時対策所用発電機の燃料補給手段は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽から、タンクローリーを用いて給油を行う。重大事故等時に緊急時対策所用発電機を用いて緊急時対策所に電源供給した場合、約7日間の連続運転が可能な容量を有する。

	燃料消費率(L/h)	連続運転時間
100%負荷時	60.1	約7時間
75%負荷時	45.7	約9時間
50%負荷時	32.0	約14時間
<u>36%負荷時</u>	<u>24.4</u>	<u>約18時間</u>
<u>26%負荷時</u>	<u>18.9</u>	<u>約23時間</u>
25%負荷時	18.3	約24時間
無負荷時	6.7	約67時間

参考：燃料タンク有効容量 450L（メーカー：デンヨー，型式：DCA-300LSK）

図 負荷別燃料消費率

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE731 r. 15.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉 重大事故等対策の有効性評価

7.3.1 想定事故 1

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社

ラメータに与える影響は小さい。

この他，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間には時間余裕がある。

(添付資料7.3.1.4)

7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故1において，重大事故等対策時における必要な要員は，「7.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり20名である。

「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）の34名で対処可能である。

なお，今回評価した原子炉の運転停止中ではなく，原子炉運転中を想定した場合，事象によっては，原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と，想定事故1の対応が重畳することもあると考えられる。しかし，原子炉運転中を想定した場合，使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため，操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料ピット水が100℃に到達するまで最低でも半日以上），原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため，中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）により対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故1において，必要な水源，燃料及び電源は，「7.5.1(2)

資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

海を取水源として、可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへ間欠的に注水（ $25\text{m}^3/\text{h}$ ）を行う。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後の緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約20.2kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水注水については、保守的に事象発生直後の可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約55kL）にて合計約595kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給及び可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水注水について、7日間の継続が可能である（合計使用量約559.8kL）。

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料7.3.1.5)

7.3.1.5 結論

想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能が喪失し、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料ピット水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故1について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。

また、使用済燃料ピットでは燃料が、ボロン添加ステンレス鋼製ラックに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。

その結果、燃料有効長頂部が冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。ま

た，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は，運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから，可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水の燃料損傷防止対策は，想定事故 1 に対して有効である。

燃料、電源負荷評価結果について
(想定事故 1)

1. 燃料消費に関する評価

想定する事故【想定事故 1】

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後 7 日間 (=168 h)	ディーゼル発電機 2 台起動 (ディーゼル発電機最大負荷 (100%出力) 時の燃料消費量) $V^* = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ kL}$
		緊急時対策所用発電機 (指揮所用及び待機所用各 1 台の計 2 台) 起動 (緊急時対策所用発電機 100%出力時の燃料消費量) 燃料消費率約 (60.1L/h×1 台+60.1L/h×1 台)×24h×7 日間=20,193.6L =約 20.2kL
		可搬型大型送水ポンプ車 1 台起動 (可搬型大型送水ポンプ車 100%負荷時の燃料消費量) 燃料消費率約 74L/h×1 台×24h×7 日間=12,432L=約 12.5kL
		合計
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約 540kL) 及び燃料タンク (SA) (約 55kL) の合計 約 595kL にて、7 日間は十分に対応可能

※ ディーゼル発電機軽油消費量計算式

$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$$

V : 軽油必要容量 (kL)

N : 発電機定格出力 (kW) = 5,600

H : 運転時間 (h) = 168 (7 日間)

γ : 燃料油の密度 (kg/kL) = 825

c : 燃料消費率 (kg/kW・h) = 0.2311

2. 電源に関する評価

想定する事故【想定事故1】

事象：外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

評価結果：想定事故1では、重大事故等対策時の負荷は、下図の負荷曲線のうち非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷を除いた負荷となる。このため、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

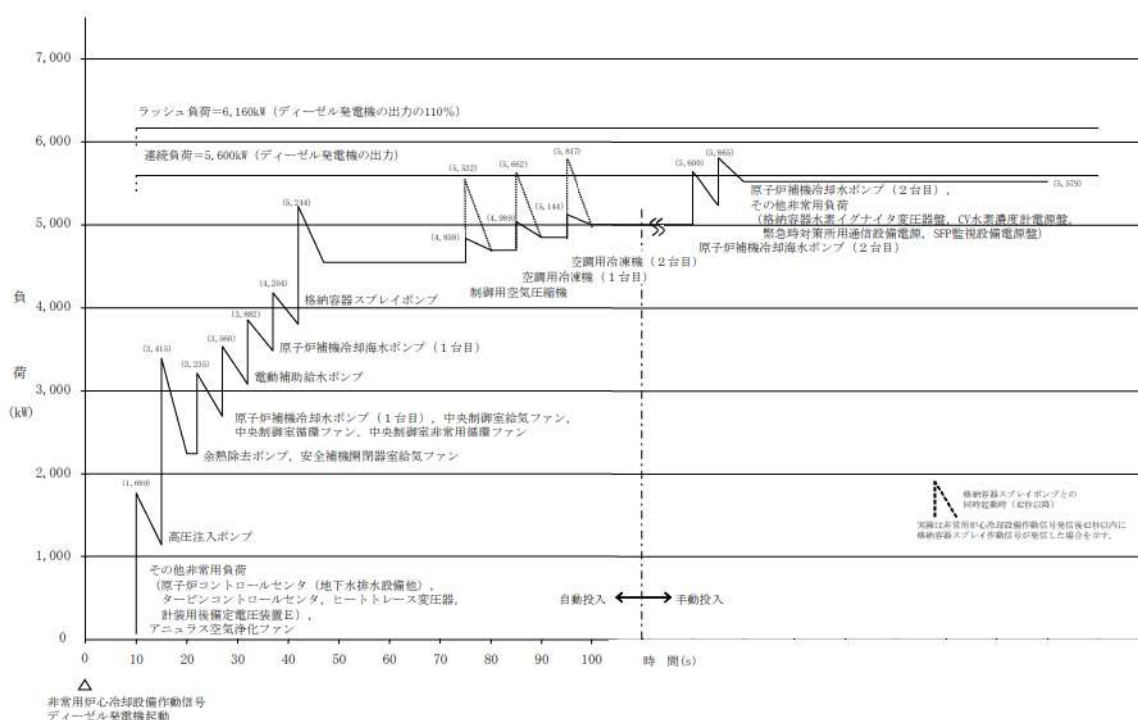


図 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線※

※A、B-ディーゼル発電機のうち、負荷の大きいB-ディーゼル発電機の負荷曲線を記載

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAT100 r. 14. 0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料

1.0 重大事故等対策における共通事項

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社

物（航空機落下），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害を選定する。また，重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については，設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また，屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

重大事故等が発生した場合，事故収束に迅速に対応するため，屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から目的地まで運搬するアクセスルートの状況確認，取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い，併せて，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，燃料タンク（SA），常設代替交流電源設備，その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊，周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，液状化に伴う浮き上がり並びに地中埋設構造物の損壊），風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪並びに火山の影響を想定し，複数のアクセスルートの中から状況を確認し，早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため，障害物を除去可能なホイールローダ（タイプ1）等の重機を保管，使用し，それを運転できる要員を確保する。

また，地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して，道路上への自然流下も考慮した上で，溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

津波の影響については，基準津波に対し余裕を考慮した高さの防潮堤で防護することにより，複数のアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートは，発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物（航空機落下），爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス及び船舶の衝突に対して，迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。

有毒ガスに対しては，複数のアクセスルート確保に加え，防護具の装備により通行に影響はない。

また，想定される自然現象のうち，高潮に対しては，通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確認する。

地滑りについては，地滑りの影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。

森林火災については通行への影響を受けない距離にアクセスルートを確認する。

洪水及びダム の崩壊については立地的要因により設計上考慮する必要はない。

なお，落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく，生物学的事象に対しては容易に排除可能であり，電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については，ホイールローダ（タイプ1）等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによ

る迂回を行う。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、可搬型重大事故等対処設備の運搬に必要な幅員を確保する。

液状化、揺すり込みによる不等沈下及び地中埋設構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、これらがアクセスルートに影響を及ぼす可能性がある場合は、あらかじめ段差緩和対策を実施する。

想定を上回る段差が発生した場合は、迂回路を通行するか、バックハウによる段差箇所の復旧により、通行性を確保する。

屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物に対しては、ホイールローダ（タイプ１）及びホイールローダ（タイプ２）による撤去を行い、積雪又は火山の影響に対しては、ホイールローダ（タイプ１）及びホイールローダ（タイプ２）による除雪又は除灰を行う。また、凍結及び積雪に対して、アクセスルートについては融雪剤及びすべり止め材を配備し、車両についてはスタッドレスタイヤ等を装着することにより通行性を確保する。

なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併せてその他屋内設備の被害状況の把握を行う。

安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品をあらかじめ確保する。

- ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保を行う。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ（タイプ１）等の重機、夜間の対応を想定した照明機器、その他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保する。

b. 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。

等対処設備と位置的分散を図る。また，屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

(a) 屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合，事故収束に迅速に対応するため，屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型大型送水ポンプ車，可搬型代替電源車等）の保管場所から目的地まで運搬するアクセスルートの状況確認，取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い，併せて，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，燃料タンク（SA），常設代替交流電源設備，その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物の損壊，周辺タンクの損壊，周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地中埋設構造物の損壊），風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪並びに火山の影響を想定し，複数のアクセスルートの中から状況を確認し，早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため，障害物を除去可能なホイールローダ（タイプ1）等の重機を保管，使用し，それを運転できる要員を確保する。

また，地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して，道路上への自然流下も考慮した上で，溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

津波の影響については，基準津波に対し余裕を考慮した高さの防潮堤で防護することにより，複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートは、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

有毒ガスに対しては、複数のアクセスルート確保に加え、防護具の装備により通行に影響はない。

また、想定される自然現象のうち、高潮に対しては、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する。

地滑りについては、地滑りの影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

森林火災については通行への影響を受けない距離にアクセスルートを確保する。

洪水及びダム の崩壊については立地的要因により設計上考慮する必要はない。

なお、落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能であり、電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ（タイプ1）等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範

囲に到達することを想定した上で、可搬型重大事故等対処設備の運搬に必要な幅員を確保する。

液状化、揺すり込みによる不等沈下及び地中埋設構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、これらがアクセスルートに影響を及ぼす可能性がある場合は、あらかじめ段差緩和対策を実施する。

想定を上回る段差が発生した場合は、迂回路を通行するか、バックハウによる段差箇所の復旧により、通行性を確保する。

屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物に対してはホイールローダ（タイプ１）及びホイールローダ（タイプ２）による撤去を行い、積雪又は火山の影響に対しては、ホイールローダ（タイプ１）及びホイールローダ（タイプ２）による除雪又は除灰を行う。

なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結及び積雪に対して、アクセスルートについては融雪剤及びすべり止め材を配備し、車両についてはスタッドレスタイヤ等を装着することにより通行性を確保する。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物・危険物管理）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

屋外アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に

的な検討を行うとともに，そのために必要な予備品の確保を行う。

また，予備品の取替え作業に必要な資機材等として，がれき撤去等のためのホイールローダ（タイプ１）等の重機，夜間の対応を想定した照明機器，その他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保する。

b．保管場所

予備品等については，地震による周辺斜面の崩壊，敷地下斜面のすべり，津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。

また，地下水排水設備の資機材は，地震による周辺斜面の崩壊，敷地下斜面のすべり，津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に地下水排水設備との位置的分散を考慮した場所に保管する。

（添付資料 1.0.3，1.0.13）

c．アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において，設備の復旧作業のため，発電所内の道路及び通路が確保できるように，「(1) 重大事故等対処設備に係る事項 b. アクセスルートの確保」と同じ実効性のある運用管理を実施する。

（添付資料 1.0.2，1.0.3，1.0.13）

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAT104 r. 16.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための手順等

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社

その他の代替炉心注水についても同様。

(b) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する機能が喪失した場合、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉容器に注水する。

代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。

炉心損傷前に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイを実施していた場合に、原子炉容器への注水が必要と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替え、原子炉容器への注水を行う。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替える。

i. 手順着手の判断基準

B－格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉容器への注水をB－格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、原子炉容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.6 図に、タイムチャー

トを第 1.4.7 図及び第 1.4.8 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 運転員（現場）C は、非常用高圧母線による給電が必要な場合、現場で A 又は B - 非常用高圧母線の受電遮断器の投入操作を実施する。又は、運転員（中央制御室）A は、中央制御室で代替非常用発電機が起動していることを確認する。起動していない場合は、中央制御室より起動する。
- ③ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B 及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を行うための系統構成を行い、発電課長（当直）に報告する。
- ④ 発電課長（当直）は、運転員及び災害対策要員に原子炉容器への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ⑤ 運転員（現場）B は、現場で代替格納容器スプレイポンプを起動し、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により、代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が監視可能となるまでは最大流量で注水し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）A は、中央制御室で炉心出口温度等により、発電用原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑦ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B 及び災害対策要員は、中央制御室で原子炉容器水位等により 1 次冷却

系の保有水量が回復していることを確認し、加圧器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場で代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

【代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替える場合の手順】

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイを確認し、運転員に代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替え、原子炉容器への注水を行うことを指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A及び運転員（現場）Bは、中央制御室及び現場で代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替え、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により、代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が監視可能となるまでは最大流量で注水する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で炉心出口温度等を監視し、発電用原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A及び運転員（現場）Bは、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認し、加圧器水位が監視可能な範囲

を維持するため、現場で代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水開始まで35分以内で可能である。

なお、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替える場合の上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水開始まで25分以内で可能である。

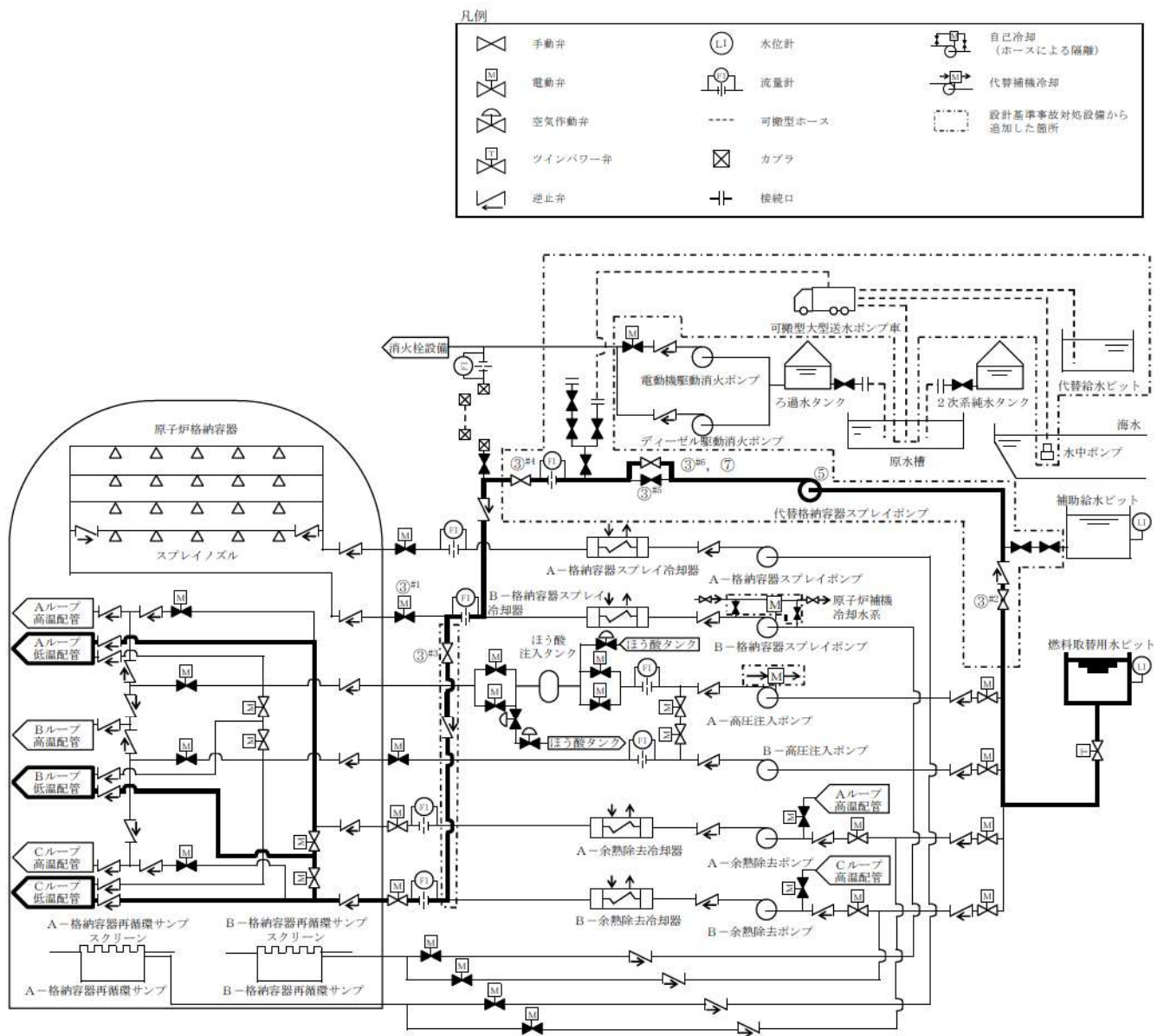
円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.4.5）

(c) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉容器へ注水する機能が喪失した場合、常用設備である電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプ（以下「消火ポンプ」という。）によりろ過水タンク水を原子炉容器へ注水する。

使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

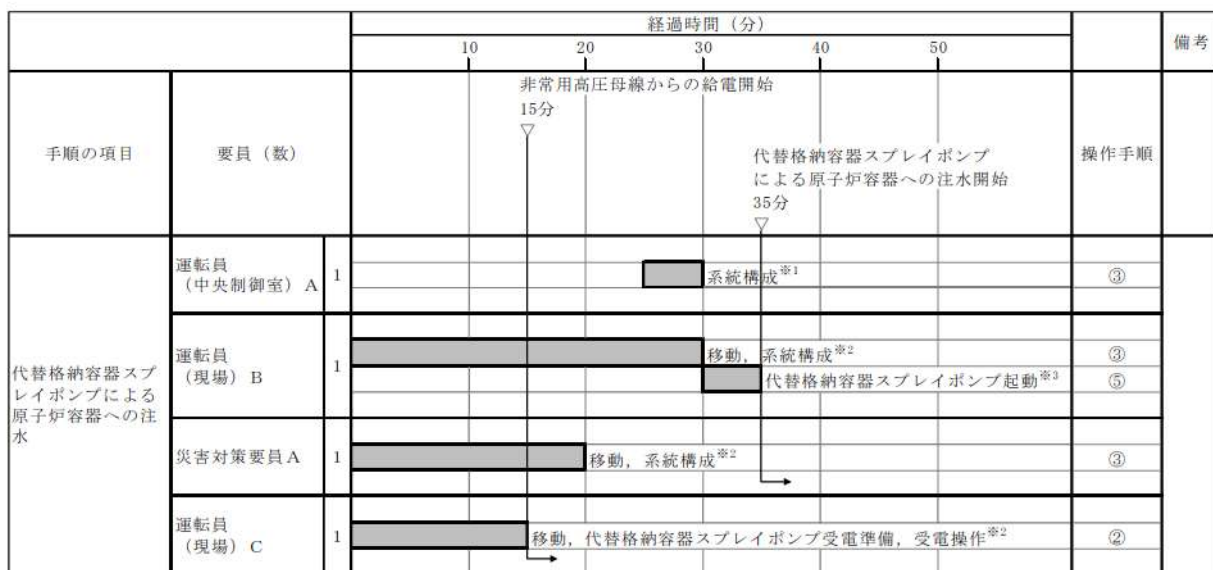


操作手順	操作対象機器	状態の変化
③ ^{#1}	B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全閉確認
③ ^{#2}	代替格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ビット側入口隔離弁	全閉→全開
③ ^{#3}	B-余熱除去冷却器出口格納容器スプレイ水注入ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開
③ ^{#4}	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	全閉→全開
③ ^{#5}	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	全開→全閉
③ ^{#6}	代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注入用絞り弁	全閉→調整開
⑤	代替格納容器スプレイポンプ	停止→起動
⑦	代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注入用絞り弁	調整開

#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機器があることを示す。

第 1.4.6 図 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水
概要図

フロントライン系故障時

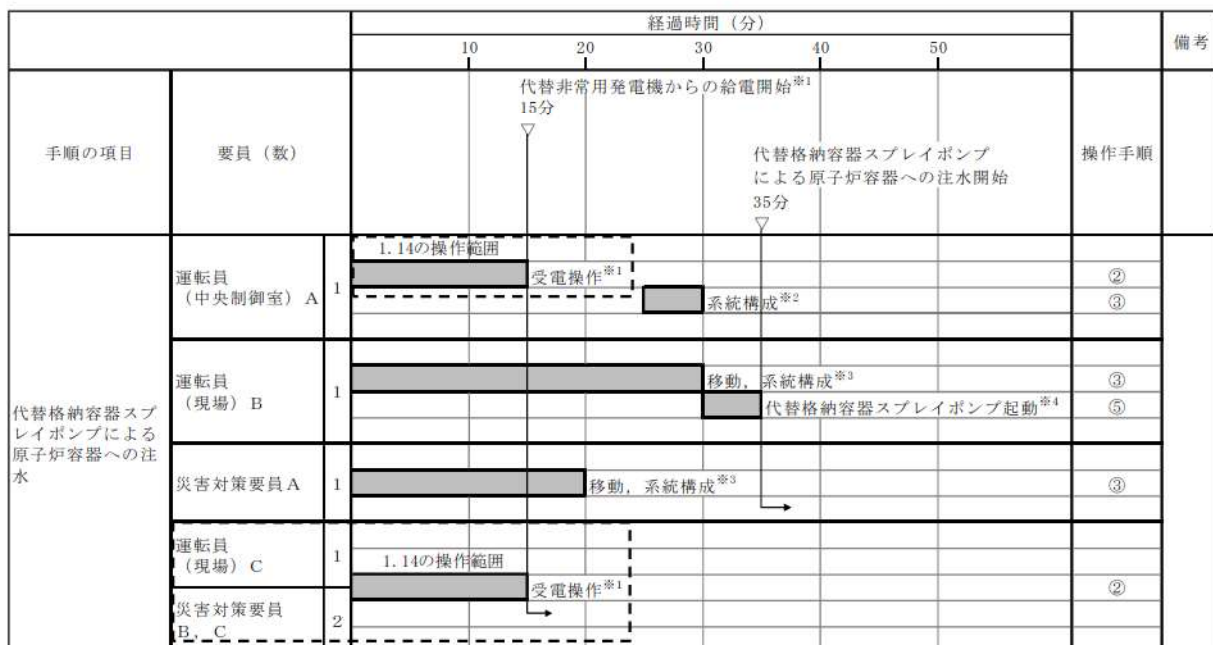


※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※2: 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

※3: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

サポート系故障時



※1: 代替非常用発電機からの給電は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

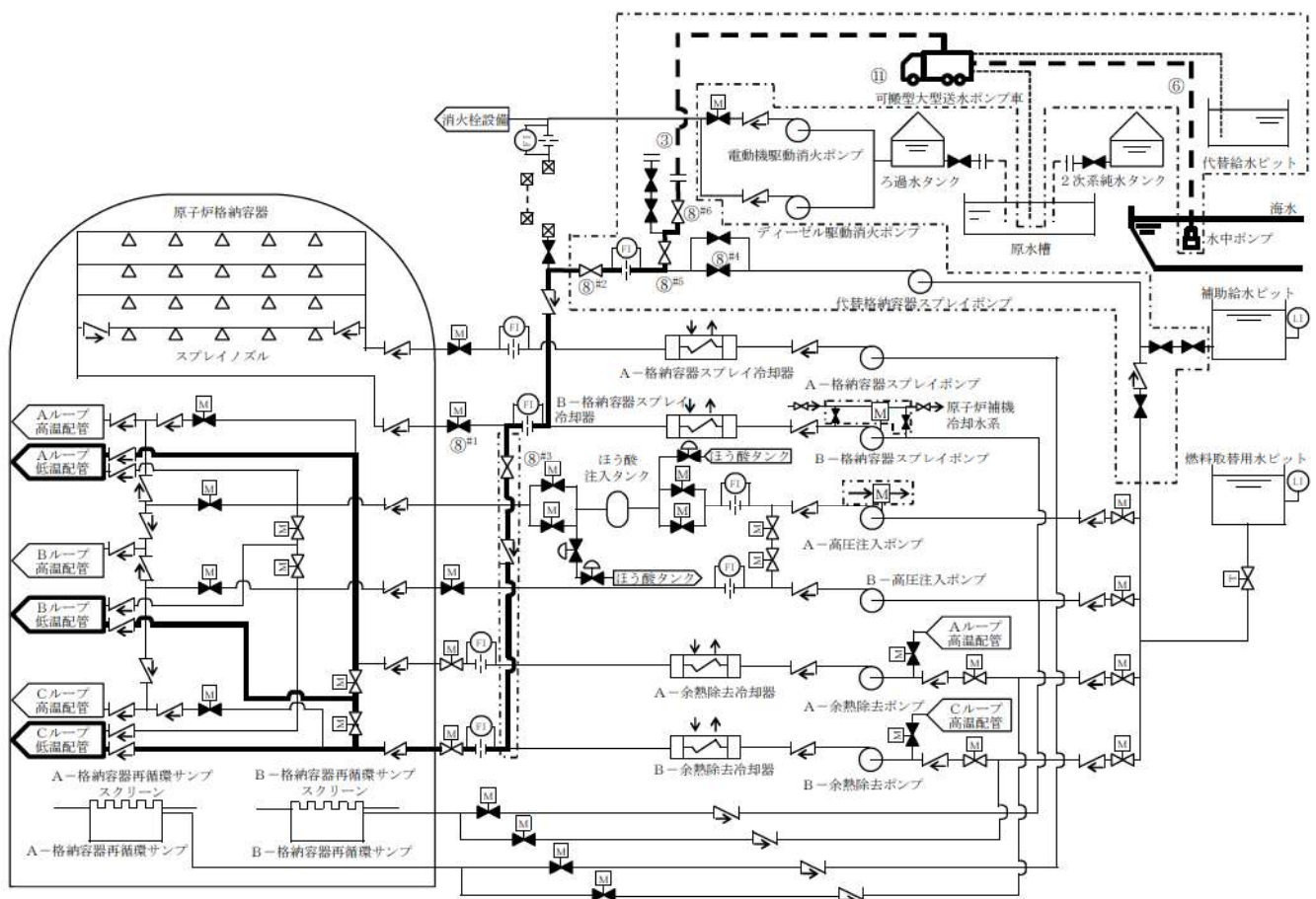
※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※4: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.4.7 図 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水
タイムチャート

凡例

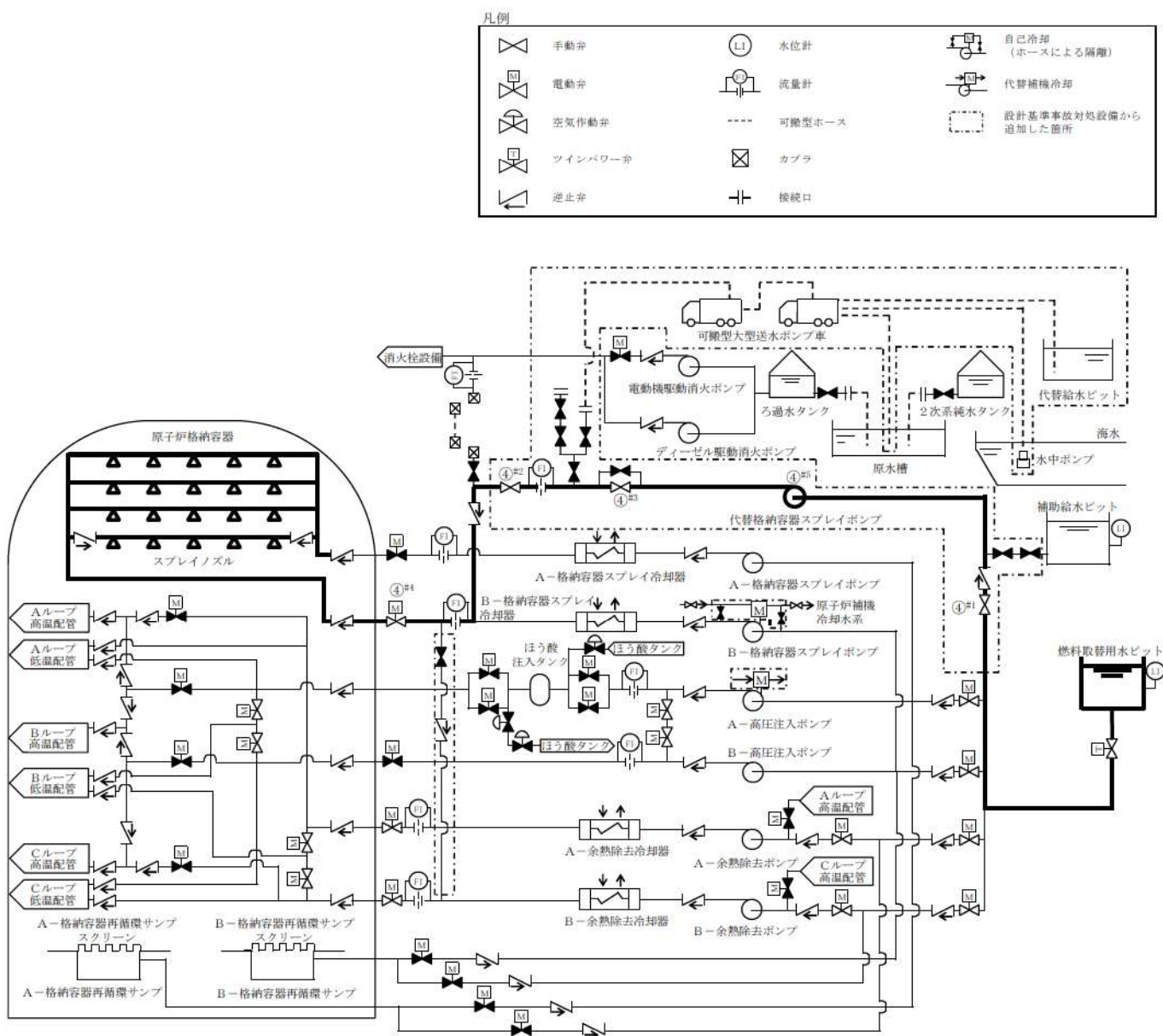
	手動弁		水位計		自己冷却 (ホースによる隔離)
	電動弁		流量計		代替補機冷却
	空気作動弁	----	可搬型ホース		設計基準事故対処設備から追加した箇所
	ツインパワー弁		カプラ		
	逆止弁		接続口		



操作手順	操作対象機器	状態の変化
③	可搬型ホース	ホース接続
⑥	可搬型ホース	ホース接続
⑧ ^{#1}	B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全閉確認
⑧ ^{#2}	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	全閉→全開
⑧ ^{#3}	B-余熱除去冷却器出口格納容器スプレイ水注入ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開
⑧ ^{#4}	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	全開→全閉
⑧ ^{#5}	代替格納容器スプレイポンプ出口可搬型ポンプ車接続ライン隔離弁	全閉→全開
⑧ ^{#6}	ECTトラックアクセスエリア側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開
⑪	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動

#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機器があることを示す。

第 1.4.11 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水 概要図



操作手順	操作対象機器	状態の変化
④ ²¹	代替格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ビット側入口隔離弁	全閉→全開
④ ²²	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	全閉→全開
④ ²³	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	全開→調整開
④ ²⁴	B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全閉→全開
④ ²⁵	代替格納容器スプレイポンプ	停止→起動

#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機器があることを示す。

第 1.4.32 図 溶融炉心が原子炉容器内に残存する場合の対応手順 概要図

(代替格納容器スプレイによる残存溶融炉心の冷却)

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水

【代替格納容器スプレイポンプ系統構成】

1. 操作概要

代替格納容器スプレイポンプ起動準備として系統構成を行う。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m, T.P. 10. 3m (中間床)

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2 名

操作時間 (想定) : 30 分

操作時間 (訓練実績等) : 14 分 (現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト, 懐中電灯等を携行していることから, 建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また, 作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり, 事故環境下においても作業可能である。操作は汚染の可能性を考慮し, 防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等) を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : 通常行う弁操作と同じであり, 容易に操作可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置を使用し, 確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



代替格納容器スプレイポンプ
(原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m)
(写真はいメージ)



代替格納容器スプレイポンプ系統構成
(原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m)

【代替格納容器スプレイポンプ起動操作】

1. 操作概要

代替格納容器スプレイポンプを現場にて起動する。

2. 操作場所

原子炉補助建屋T.P. 10. 3m

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 1名
 操作時間（想定） : 5分
 操作時間（訓練実績等） : 3分（現場移動時間を含む。）

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : 代替格納容器スプレイポンプの操作場所は、通路付近にあり、容易に操作可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



代替格納容器スプレイポンプ起動操作
 (原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m)
 (作業風景は類似作業)

【代替格納容器スプレイポンプ受電操作】

1. 操作概要

非常用高圧母線から代替格納容器スプレイポンプへの給電が必要な場合、非常用高圧母線の受電遮断器の投入操作を実施する。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 1 名
 操作時間 (想定) : 15 分
 操作時間 (訓練実績等) : 13 分 (現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

4. 操作の成立性

移動経路: ヘッドライト, 懐中電灯等を携行していることから, 建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境: 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また, 作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり, 事故環境下においても作業可能である。操作は汚染の可能性を考慮し, 防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等) を装備又は携行して作業を行う。

操作性: 通常行う遮断器操作と同じであり, 容易に操作可能である。

連絡手段: 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置を使用し, 確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



受電遮断器操作
 (原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)



受電遮断器操作
 (原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)

【代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイから原子炉容器への注水への切り替え】

1. 操作概要

代替格納容器スプレイポンプにて原子炉格納容器内へのスプレイを実施していた場合に、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水が必要と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替え、原子炉容器への注水を行う。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T.P. 10.3m (中間床)

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 1 名
 操作時間 (想定) : 25 分
 操作時間 (訓練実績等) : 14 分 (現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

4. 操作の成立性

移動経路: ヘッドライト, 懐中電灯等を携行していることから, 建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。
 作業環境: 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また, 作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり, 事故環境下においても作業可能である。操作は汚染の可能性を考慮し, 防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等) を装備又は携行して作業を行う。
 操作性: 通常行う弁操作と同じであり, 容易に操作可能である。
 連絡手段: 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置を使用し, 確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



格納容器スプレイから炉心注水への切り替え
 系統構成
 (原子炉補助建屋 T.P. 10.3m)
 (作業風景は類似作業)



RHRS-CSS 連絡ライン手動弁操作
 (原子炉補助建屋 T.P. 10.3m (中間床))

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水

【可搬型ホースの敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置（水中ポンプの設置含む。）】

1. 作業概要

海水を原子炉容器へ注水するための可搬型ホースの敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置及び海水取水箇所への水中ポンプ設置等を行う。

2. 作業場所

周辺補機棟T.P. 10.3m, T.P. 33.1m

屋外（海水取水箇所周辺及び原子炉建屋周辺）

3. 必要要員数及び作業時間

必要要員数 : 6名

作業時間（想定） : 200分

作業時間（訓練実績等） : 160分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）

4. 作業の成立性

移動経路 : 夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 可搬型大型送水ポンプ車等の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、作業可能である。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。なお、冬季間の屋外作業では防寒服等の着用が必要となるが、夏季と冬季での作業時間に相違がないことを訓練実績等で確認している。

作業性 : 可搬型大型送水ポンプ車は、車両として移動可能な設計であり容易に移動できる。屋外に敷設する可搬型ホースは、ホース延長・回収車（送水車用）を使用することから、容易に実施可能である。また、可搬型ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に接続可能である。海水取水箇所に吊り下げて設置する水中ポンプは軽量なものであり人力で降下設置できる。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（携帯型）を携帯しており、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～ 可搬型大型送水ポンプ車 10m 接続口	約 400m×1系統 約 50m×1系統	150 A	約 8本×1系統 約 5本×1系統
海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～ 可搬型大型送水ポンプ車 33m 接続口	約 450m×2系統 約 550m×1系統 約 50m×1系統	150 A	約 9本×2系統 約 11本×1系統 約 5本×1系統



ホース延長・回収車（送水車用）による
可搬型ホース敷設
（屋外）



ホース延長・回収車（送水車用）による
可搬型ホース敷設
（屋外）



可搬型ホース(150A)接続前



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
ポンプ車周辺のホース敷設
（屋外）



海水取水箇所への水中ポンプ設置
（屋外）

【系統構成】

1. 操作概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車により原子炉容器への注水を確保するための系統構成を行う。

2. 操作場所

周辺補機棟T.P. 17.8m, T.P. 40.3m

原子炉補助建屋T.P. 10.3m, T.P. 10.3m (中間床)

3. 必要要員数及び作業時間

(1) 運転員 (現場) B

a. 原子炉容器への注水ライン系統構成

必要要員数 : 1名

操作時間 (想定) : 25分

操作時間 (訓練実績等) : 13分 (現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

(2) 運転員 (現場) C

a. 原子炉容器への注水ライン系統構成

必要要員数 : 1名

操作時間 (想定) : 25分

操作時間 (訓練実績等) : 11分 (現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

b. 原子炉容器への注水開始前系統構成

必要要員数 : 1名

操作時間 (想定) : 25分

操作時間 (訓練実績等) : 12分 (現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト, 懐中電灯等を携行していることから, 建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また, 作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり, 事故環境下においても作業可能である。操作は汚染の可能性を考慮し, 防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等) を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : 通常行う弁操作と同じであり, 容易に操作可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置を使用し, 確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



可搬型大型送水ポンプ車による
原子炉容器への注水
系統構成
(運転員 (現場) B)
(原子炉補助建屋 T.P. 10.3m)



可搬型大型送水ポンプ車による
原子炉容器への注水
系統構成
(運転員 (現場) B)
(原子炉補助建屋 T.P. 10.3m (中間床))



可搬型大型送水ポンプ車による
原子炉容器への注水
系統構成
(運転員 (現場) C)
(原子炉補助建屋 T.P. 10.3m)
(作業風景は類似作業)

3. 弁番号及び弁名称一覧 (1/3)

弁番号	弁名称	操作場所
3LCV-121D	充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁A	中央制御室
3LCV-121E	充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁B	中央制御室
3LCV-121B	体積制御タンク出口第1止め弁	中央制御室
3LCV-121C	体積制御タンク出口第2止め弁	中央制御室
3FCV-138	充てん流量制御弁	中央制御室
3V-CS-175	充てんラインC/V外側止め弁	中央制御室
3V-CS-177	充てんラインC/V外側隔離弁	中央制御室
3V-CP-013B	B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-CP-056B	よう素除去薬品タンク注入Bライン止め弁後弁	中央制御室
3V-RH-100	B-余熱除去冷却器出口格納容器スプレイ水注入ライン止め弁 (SA対策)	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m (中間床)
3V-CP-128	代替格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ピット側入口隔離弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-144	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-141	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-147	代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注入用絞り弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-111	AM用消火水注入ライン止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-FS-547	AM用消火水供給ライン第2止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-FS-531	AM用消火水供給ライン第1止め弁	原子炉補助建屋T. P. 2. 8m
3V-CP-156	代替格納容器スプレイポンプ出口可搬型ポンプ車接続ライン隔離弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-RF-102	ECTトラックアクセスエリア側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T. P. 40. 3m
3V-FW-664	R/B東側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T. P. 17. 8m
3V-FW-663	補助給水ピット-燃料取替用水ピット給水連絡ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T. P. 17. 8m
3V-SI-141	ほう酸注入タンク循環ライン入口止め弁	中央制御室
3V-SI-145	ほう酸注入タンク循環ライン出口第1止め弁	中央制御室
3V-SI-146	ほう酸注入タンク循環ライン出口第2止め弁	中央制御室
3V-SI-002A	A-高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁	中央制御室
3V-SI-002B	B-高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁	中央制御室
3V-SI-014A	A-高圧注入ポンプ第1ミニフロー弁	中央制御室
3V-SI-014B	B-高圧注入ポンプ第1ミニフロー弁	中央制御室
3V-SI-015A	A-高圧注入ポンプ第2ミニフロー弁	中央制御室
3V-SI-015B	B-高圧注入ポンプ第2ミニフロー弁	中央制御室
3V-SI-084A	A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-SI-084B	B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-SI-032A	ほう酸注入タンク入口弁A	中央制御室
3V-SI-032B	ほう酸注入タンク入口弁B	中央制御室
3V-SI-036A	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁A	中央制御室
3V-SI-036B	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁B	中央制御室
3HCV-603	A-余熱除去冷却器出口流量調節弁	中央制御室
3HCV-613	B-余熱除去冷却器出口流量調節弁	中央制御室
3FCV-604	余熱除去Aライン流量制御弁	中央制御室
3FCV-614	余熱除去Bライン流量制御弁	中央制御室
3V-RH-058A	A-余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁	中央制御室
3V-RH-058B	B-余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁	中央制御室

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAT106 r. 15.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社

(0.127MPa[gage]) 以上かつ、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内へのスプレイを格納容器スプレイ流量等で確認できない場合又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等で確認できない場合。

ii. 操作手順

C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」のうち、「1.7.2.1(2) a. C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからC, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始まで65分以内で可能である。

b. 代替格納容器スプレイ

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ

格納容器スプレイポンプが故障等により使用できない場合は、燃料取替用水ピットを水源とした代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内にスプレイする。

代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。

炉心損傷前に代替格納容器スプレイポンプを使用する場合は、

代替炉心注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷前に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器から原子炉容器へ切り替える。

i. 手順着手の判断基準

原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(0.127MPa[gage])以上かつ、格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内へのスプレイを格納容器スプレイ流量等で確認できない場合に、燃料取替用水ピットの水位が再循環切替水位以上確保され、代替格納容器スプレイポンプを代替炉心注水に使用していない場合。

また、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(0.283MPa[gage])以上かつ、格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内へのスプレイを格納容器スプレイ流量等で確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力が低下しない場合に、燃料取替用水ピット等の水位が確保され、代替格納容器スプレイポンプを代替炉心注水に使用していない場合。

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.6.2 図に、タイムチャートを第 1.6.3 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、
運転員及び災害対策要員に、代替格納容器スプレイポン

プによる原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。

- ② 運転員（現場）Cは、非常用高圧母線による給電が必要な場合、現場でA又はB－非常用高圧母線の受電遮断器の投入操作を実施する。

又は、運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で代替非常用発電機が起動していることを確認する。起動していない場合は、中央制御室より起動する。

- ③ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成を行う。

- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器隔離弁を開操作する。

- ⑤ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B、運転員（現場）C及び災害対策要員は、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を発電課長（当直）に報告する。

- ⑥ 発電課長（当直）は、運転員に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。

- ⑦ 運転員（現場）Bは、現場で代替格納容器スプレイポンプを起動し、発電課長（当直）に報告する。

- ⑧ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器圧力及び温度の低下や代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された代替格納容器スプレイポンプ出口

積算流量等により、代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないこと及び原子炉格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。

- ⑨ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（0.127MPa[gage]）以上かつ、格納容器スプレイポンプの故障等により起動した場合は、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に達すれば原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。

また、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上かつ、格納容器スプレイポンプの故障等により起動した場合は、中央制御室で原子炉格納容器圧力が通常運転圧力まで低下したことを確認すれば一旦原子炉格納容器内へのスプレイを停止し、その後、最高使用圧力となれば原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。なお、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等により原子炉格納容器内への注水量を把握し、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを格納容器水位等により確認すれば、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉

格納容器内へのスプレイ開始まで 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.6.4)

原子炉格納容器内の冷却を目的とした原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内へのスプレイを行っている際に、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを確認すれば原子炉格納容器内へのスプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(添付資料 1.6.11)

(b) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ

格納容器スプレイポンプが故障等により使用できず、代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、ろ過水タンクを水源とした電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉格納容器内にスプレイする。

使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

i. 手順着手の判断基準

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力 (0.283MPa[gage]) 以上かつ代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉

ii. 操作手順

C, D ー格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却については, 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」のうち, 「1.7.2.1(2) a. C, D ー格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は, 運転員(中央制御室) 1 名及び運転員(現場) 1 名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから C, D ー格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始まで 65 分以内で可能である。

b. 代替格納容器スプレイ

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において, 格納容器スプレイポンプが故障等により使用できない場合は, 燃料取替用水ピットを水源とした代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内にスプレイする。

代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は, 補助給水ピットを使用する。

炉心損傷後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水(落下遅延・防止)を実施していた場合に, 原子炉格納容器内へのスプレイが必要と判断すれば, 代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え, 原子炉格納容器内へのスプレイを行う。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※¹において、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上の場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内へのスプレイを格納容器スプレイ流量等で確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力が低下しない場合に、原子炉格納容器内へスプレイするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。

※1 炉心出口温度が 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上の場合。

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.6.2 図に、タイムチャートを第 1.6.3 図及び第 1.6.14 図に示す。

① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。

② 運転員（現場）C は、非常用高圧母線による給電が必要な場合、現場で A 又は B - 非常用高圧母線の受電遮断器の投入操作を実施する。

又は、運転員（中央制御室）A は、中央制御室で代替非常用発電機が起動していることを確認する。起動していない場合は、中央制御室より起動する。

- ③ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成を行う。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器隔離弁を開操作する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B、運転員（現場）C及び災害対策要員は、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を発電課長（当直）に報告する。
- ⑥ 発電課長（当直）は、運転員に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。
- ⑦ 運転員（現場）Bは、現場で代替格納容器スプレイポンプを起動し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑧ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器圧力及び温度の低下や代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により、代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないこと及び原子炉格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。
- ⑨ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から 0.05MPa 低下したことを確認すれば一旦原子炉格納容器内へのスプレイを停止し、その後、最高使用圧力となれば原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。なお、代替格納容器スプレイポンプ

出口積算流量，燃料取替用水ピット水位等により原子炉格納容器内への注水量を把握し，格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを格納容器水位等により確認すれば，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。

【代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替える場合の手順】

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を確認し，運転員に代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え，原子炉格納容器内へのスプレイを行うことを指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A及び運転員（現場）Bは，中央制御室及び現場で代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替える。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で原子炉格納容器圧力及び温度の低下や代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により，代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないこと及び原子炉格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から 0.05MPa 低下したことを確認すれば一旦原子炉格納容器内へのスプレイを停止し，

その後、最高使用圧力となれば原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。なお、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等により原子炉格納容器内への注水量を把握し、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを格納容器水位等により確認すれば、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで30分以内で可能である。

なお、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替える場合の上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで20分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.6.4）

放射性物質の濃度低下については、格納容器スプレイポンプが故障等の場合、よう素除去薬品タンクが使用できないものの、代替格納容器スプレイ手段を用いて原子炉格納容器内

へスプレイすることにより，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。

(添付資料 1. 6. 10)

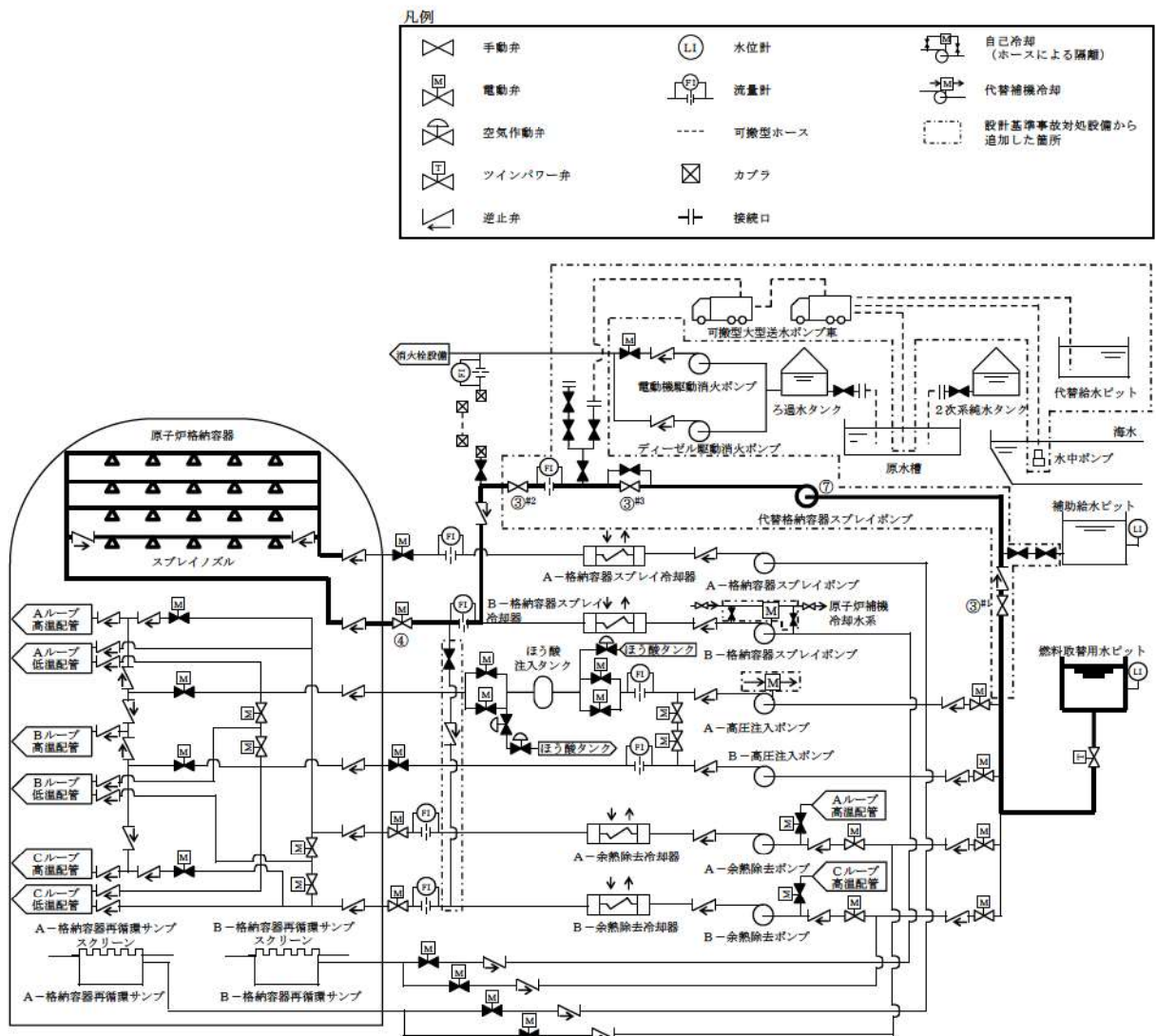
炉心損傷後の原子炉格納容器冷却操作については，原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から 0. 05MPa 低下したことを確認すれば停止する手順としており，大規模な水素燃焼の発生を防止する。また，水素濃度は，可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として，測定による水素濃度が 8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

原子炉格納容器内の冷却を目的とした原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は，原子炉格納容器内への注水量の制限があることから，原子炉格納容器内へのスプレイを行っている際に，格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを確認すれば原子炉格納容器内へのスプレイを停止し，格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(添付資料 1. 6. 11)

(b) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器スプレイポンプが故障等により使用できず，代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内にスプレイできない場合は，ろ過水タンクを水源とした電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆

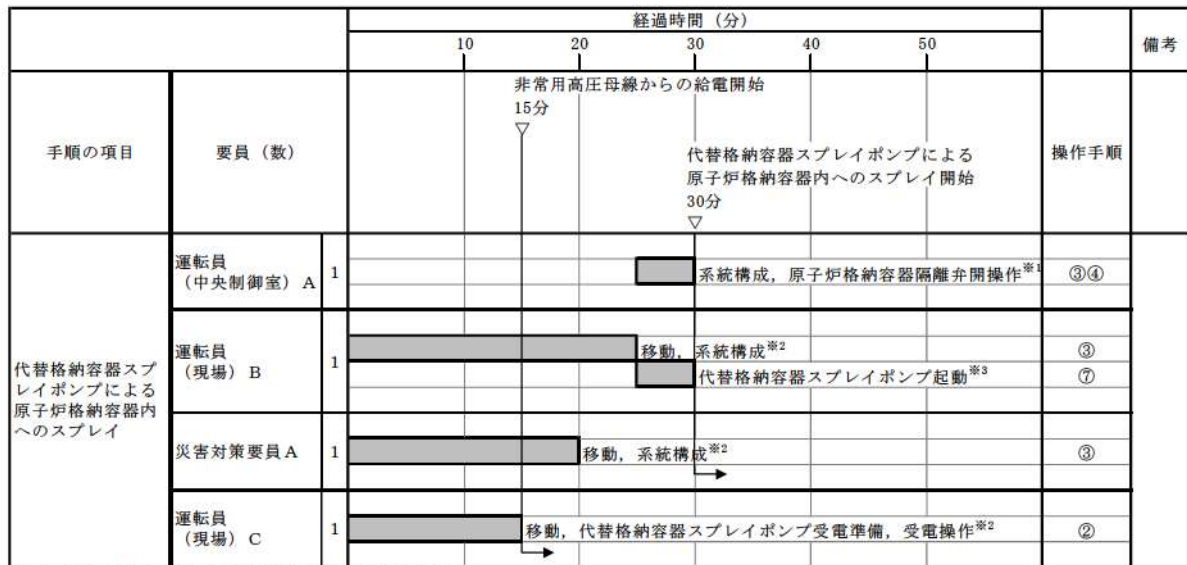


操作手順	操作対象機器	状態の変化
③ ^{#1}	代替格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ビット側入口隔離弁	全閉→全開
③ ^{#2}	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	全閉→全開
③ ^{#3}	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	全開→調整開
④	B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全閉→全開
⑦	代替格納容器スプレイポンプ	停止→起動

#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機器があることを示す。

第 1.6.2 図 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内への
スプレイ 概要図

フロントライン系故障時

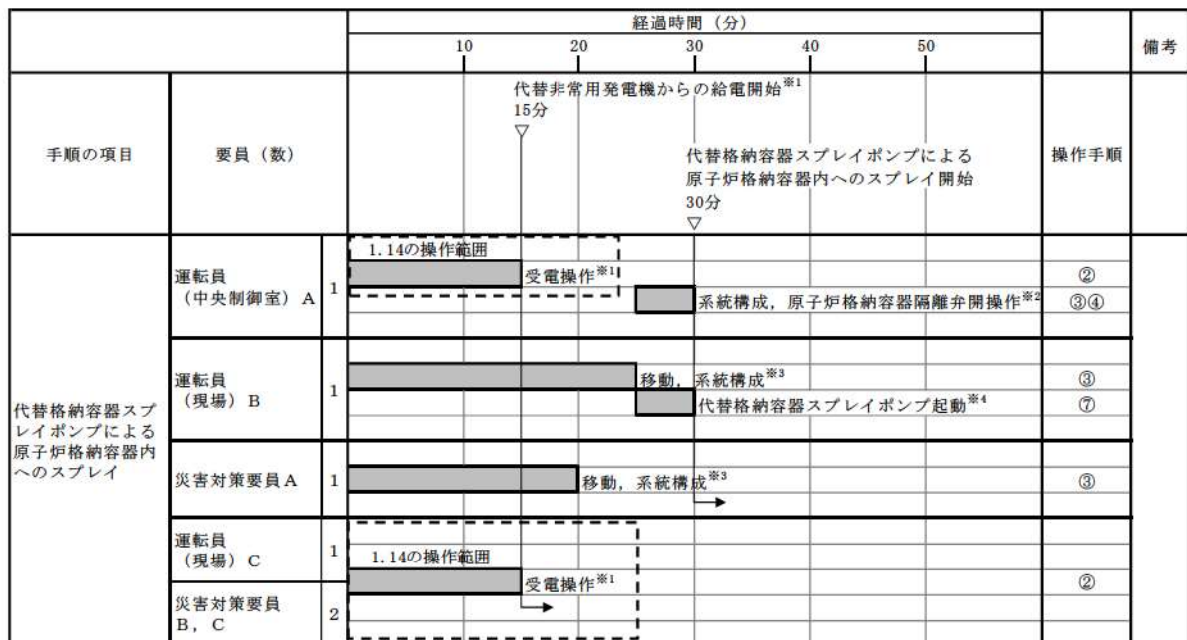


※1：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※2：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

※3：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

サポート系故障時



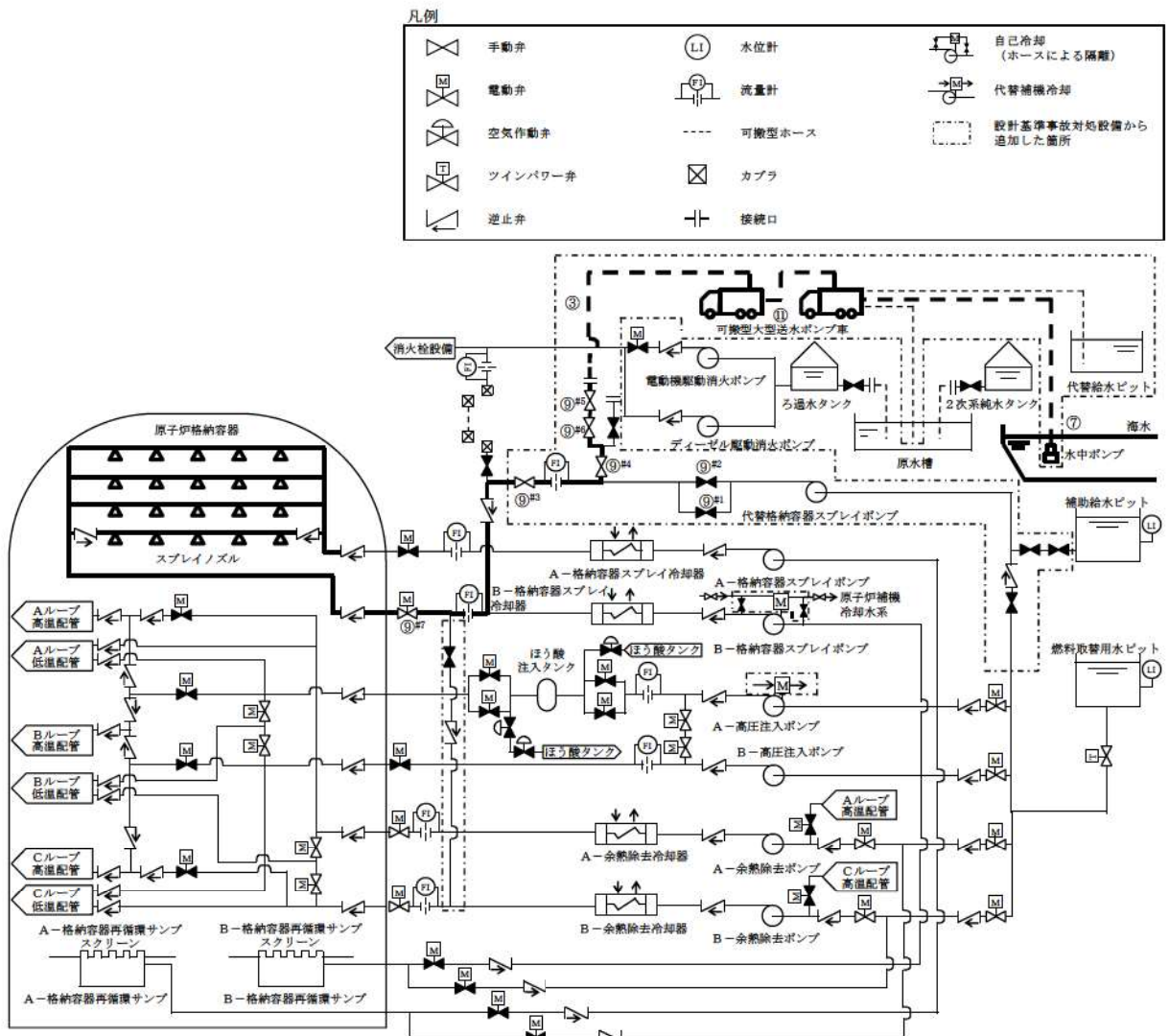
※1：代替非常用発電機からの給電は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※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：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.6.3 図 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内への
スプレイ タイムチャート



操作手順	操作対象機器	状態の変化
③	可搬型ホース	ホース接続
⑦	可搬型ホース	ホース接続
⑨ ^{#1}	代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注入用絞り弁	全閉確認
⑨ ^{#2}	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	全閉→全開
⑨ ^{#3}	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	全閉→全開
⑨ ^{#4}	代替格納容器スプレイポンプ出口可搬型ポンプ車接続ライン隔離弁	全閉→全開
⑨ ^{#5}	R/B東側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開
⑨ ^{#6}	補助給水ビット→燃料取替用水ビット給水連絡ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開
⑨ ^{#7}	B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全閉→全開
⑪	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動

#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機器があることを示す。

第 1.6.6 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ

【代替格納容器スプレイポンプ系統構成】

1. 操作概要
代替格納容器スプレイポンプ起動準備として系統構成を行う。
2. 操作場所
原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m
3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数	:	2名
操作時間(想定)	:	25分
操作時間(訓練実績等)	:	13分(現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)
4. 操作の成立性

移動経路:	ヘッドライト, 懐中電灯等を携行していることから, 建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。
作業環境:	事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また, 作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり, 事故環境下においても作業可能である。 操作は汚染の可能性を考慮し, 防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等)を装備又は携行して作業を行う。
操作性:	通常行方弁操作と同じであり, 容易に操作可能である。
連絡手段:	事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置を使用し, 確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



代替格納容器スプレイポンプ
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)
(写真はイメージ)



代替格納容器スプレイポンプ系統構成
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)

【代替格納容器スプレイポンプ起動操作】

1. 操作概要

代替格納容器スプレイポンプを現場にて起動する。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 1名

操作時間(想定) : 5分

操作時間(訓練実績等) : 2分(現場移動時間を含む。)

解析上の時間 : 事象発生後 49分

(時間的余裕の短い事故シーケンス「格納容器過圧破損」からの時間)

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。

操作は汚染の可能性を考慮し、防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等)を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : 代替格納容器スプレイポンプの操作場所は、通路付近にあり、容易に操作可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



代替格納容器スプレイポンプ起動操作
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)
(作業風景は類似作業)

【代替格納容器スプレイポンプ受電操作】

1. 操作概要

非常用高圧母線から代替格納容器スプレイポンプへの給電が可能な場合、非常用高圧母線に接続される受電遮断器の投入操作を行う。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 1名

操作時間(想定) : 15分

操作時間(訓練実績等) : 12分(現場移動、放射線防護具着用時間を含む。)

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。

操作は汚染の可能性を考慮し、防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等)を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : 通常行う遮断器操作と同じであり、容易に操作可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



受電遮断器操作
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)



受電遮断器操作
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)

【代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水から原子炉格納容器内へのスプレイへの切替え】

1. 操作概要

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器内へのスプレイへ切替えを行う。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 1 名
 操作時間 (想定) : 20 分
 操作時間 (訓練実績等) : 11 分 (現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト, 懐中電灯等を携行していることから, 建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。
 作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また, 作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり, 事故環境下においても作業可能である。
 操作は汚染の可能性を考慮し, 防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等) を装備又は携行して作業を行う。
 操作性 : 通常行う弁操作と同じであり, 容易に操作可能である。
 連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置を使用し, 確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



原子炉容器への注水から原子炉格納容器内へのスプレイへの切替え系統構成
 (原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m)
 (作業風景は類似作業)

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ

【可搬型ホースの敷設、可搬型大型送水ポンプ車等の設置（水中ポンプの設置含む。）】

1. 作業概要

海水を原子炉格納容器内へスプレイするための可搬型大型送水ポンプ車、可搬型ホース等を設置する。海水取水箇所へ水中ポンプを設置し可搬型大型送水ポンプ車へ接続する。

2. 作業場所

周辺補機棟T.P.33.1m

屋外（海水取水箇所周辺及び原子炉建屋周辺）

3. 必要要員数及び作業時間

必要要員数 : 6名

作業時間（想定） : 225分

作業時間（訓練実績等） : 180分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）

4. 作業の成立性

移動経路 : 夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 可搬型大型送水ポンプ車等の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから作業可能である。

操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

なお、冬季間の屋外作業では防寒服等の着用が必要となるが、夏季と冬季での作業時間に相違がないことを訓練実績等で確認している。

作業性 : 可搬型大型送水ポンプ車は、車両として移動可能な設計であり容易に移動できる。屋外の可搬型ホースの敷設は、ホース延長・回収車（送水車用）を使用することから、容易に実施可能である。また、可搬型ホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

海水取水箇所に吊り下げて設置する水中ポンプは、軽量なものであり人力で降下設置できる。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（携帯型）を携帯しており、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～ 可搬型大型送水ポンプ車 33m 接続口	約 950m×1系統 約 50m×1系統	150A	約 17本×1系統 約 5本×1系統



ホース延長・回収車（送水車用）による
可搬型ホース敷設
（屋外）



ホース延長・回収車（送水車用）による
可搬型ホース敷設
（屋外）



可搬型ホース(150A)接続前



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
ポンプ車周辺のホース敷設
（屋外）



海水取水箇所への水中ポンプ設置
（屋外）

【系統構成】

1. 操作概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイを実施するための系統構成を行う。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m

周辺補機棟 T. P. 17. 8m, T. P. 40. 3m

3. 必要要員数及び操作時間

(1) 運転員（現場）Bの系統構成

a. 原子炉格納容器内へのスプレイ系統構成

必要要員数 : 1名

操作時間（想定） : 25分

操作時間（訓練実績等） : 11分（現場移動，放射線防護具着用時間を含む。）

(2) 運転員（現場）Cの系統構成

a. 原子炉格納容器内へのスプレイ系統構成

必要要員数 : 1名

操作時間（想定） : 25分

操作時間（訓練実績等） : 11分（現場移動，放射線防護具着用時間を含む。）

b. 原子炉格納容器内へのスプレイ開始直前の系統構成

必要要員数 : 1名

操作時間（想定） : 25分

操作時間（訓練実績等） : 12分（現場移動，放射線防護具着用時間を含む。）

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト，懐中電灯等を携行していることから，建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また，作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においても作業可能である。

操作は汚染の可能性を考慮し，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : 通常行う弁操作と同じであり，容易に操作可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置を使用し，確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ系統構成
（運転員（現場）B）
（原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m）



可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ系統構成
（運転員（現場）C）
（原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m）
（作業風景は類似作業）

原子炉容器及び原子炉格納容器内への注水時における原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理について

重大事故等時には、炉心損傷に伴い原子炉格納容器破損を防止するために原子炉格納容器内へ注水を行うが、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却への影響を防止するため、原子炉格納容器内の水位及び注水量を管理する必要がある。

また、原子炉格納容器内へ注水を行う場合には、地震等により原子炉格納容器外への漏えいがないことを確認する必要がある、原子炉格納容器外への漏えいの有無及び原子炉格納容器内の水位並びに注水量の管理を以下のとおり実施する。

1. 原子炉格納容器内への注水時における原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理について

原子炉容器への注水量及び原子炉格納容器内の水位並びに注水量を把握することにより、原子炉格納容器内の水位及び総注水量を管理する。原子炉格納容器内の水位及び注水量の算出に当たっては、①格納容器再循環サンプ水位及び原子炉格納容器水位にて把握し、②注水ライン流量及び積算流量、③ピット水位等の順にて補完することとする。

(1) 原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理

順序	注水管理	算出方法		備考
①	原子炉格納容器内の水位	A : 0~100% (0~ 2,400m ³) B : 55m ³ C : 6,100m ³	A : 格納容器再循環サンプ水位 (広域) B : 原子炉下部キャビティ水位 C : 格納容器水位	原子炉格納容器内の水位は、原子炉格納容器内に設置されている水位計により確認可能である。
②	原子炉容器への注水量	$(D+E+H) \times I$ 又は $((D+H) \times I) + F$ 又は $((D+H) \times I) + G$ 又は $((D+H) \times I) + J$	D : 高圧注入流量 E : 低圧注入流量 F : 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量 G : B-格納容器スプレイ冷却器出口 積算流量 (AM用) H : 充てん流量 I : 注水時間 J : AM用消火水積算流量	注水量は、各系統の注水量により確認可能である。
	原子炉格納容器への注水量	G (F 又は J)		
③	ピット水位	$(K_1 - K_2) + L$ 又は $(M_1 - M_2) + N$	K ₁ : 燃料取替用水ピット水位 (初期水位) K ₂ : 燃料取替用水ピット水位 (注入後水位) L : 燃料取替用水ピットへの補給量 M ₁ : 補助給水ピット水位 (初期水位) M ₂ : 補助給水ピット水位 (注入後水位) N : 補助給水ピットへの補給量	注水量は、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットの減少量により確認可能である。なお、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットへ水を補給した場合の算出は、補給量を把握することにより注水量を確認可能である。

②、③については、上記注水量をもとに、原子炉格納容器容量曲線により原子炉格納容器内の水位を算出する。

なお、炉心注水時の概要図は図1、格納容器スプレイ時の概要図を図2に示す。

- A: 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
 B: 原子炉下部キャビティ水位
 C: 格納容器水位
 D: 高圧注入流量
 E: 低圧注入流量
 F: 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
 G: B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)
 H: 充てん流量
 J: AM用消火水積算流量
 K: 燃料取替用水ビット水位
 M: 補助給水ビット水位

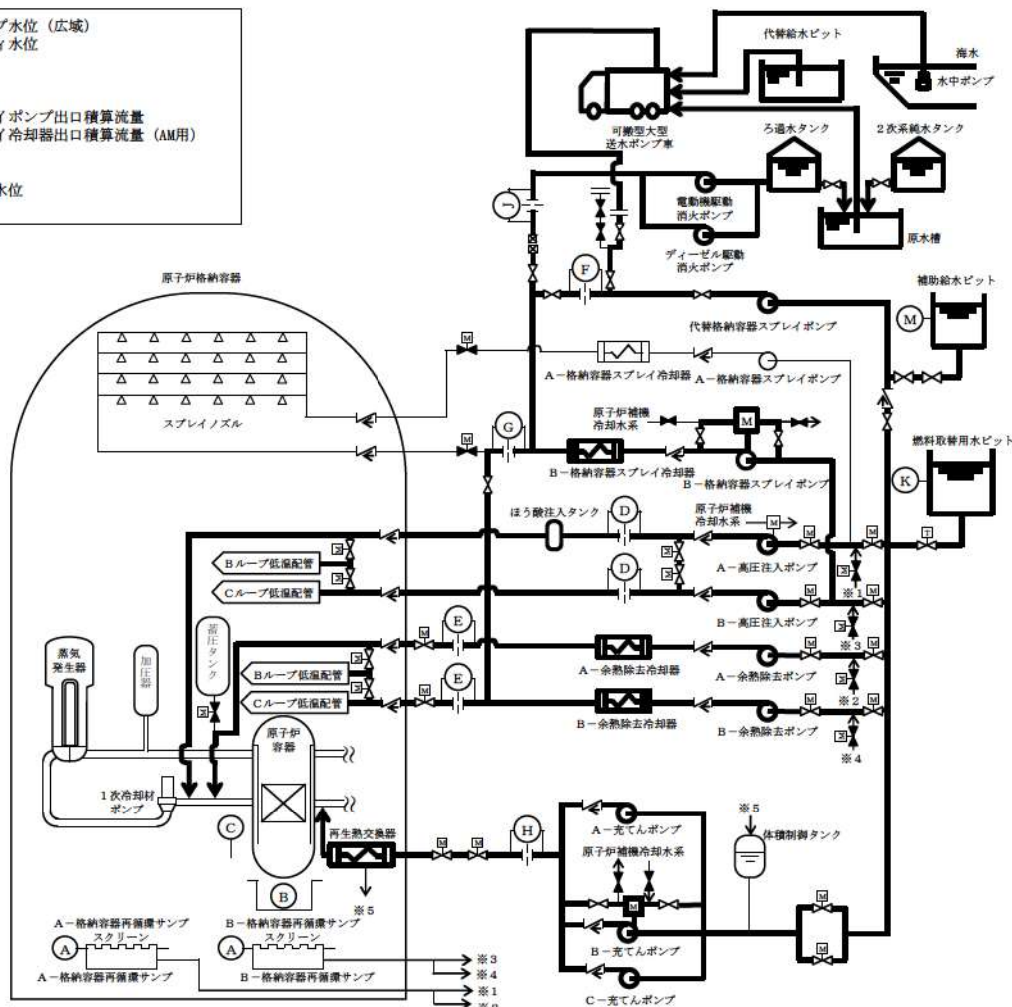


図1 炉心注水時の概要図

- A: 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
 B: 原子炉下部キャビティ水位
 C: 格納容器水位
 D: 高圧注入流量
 E: 低圧注入流量
 F: 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
 G: B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)
 H: 充てん流量
 J: AM用消火水積算流量
 K: 燃料取替用水ビット水位
 M: 補助給水ビット水位

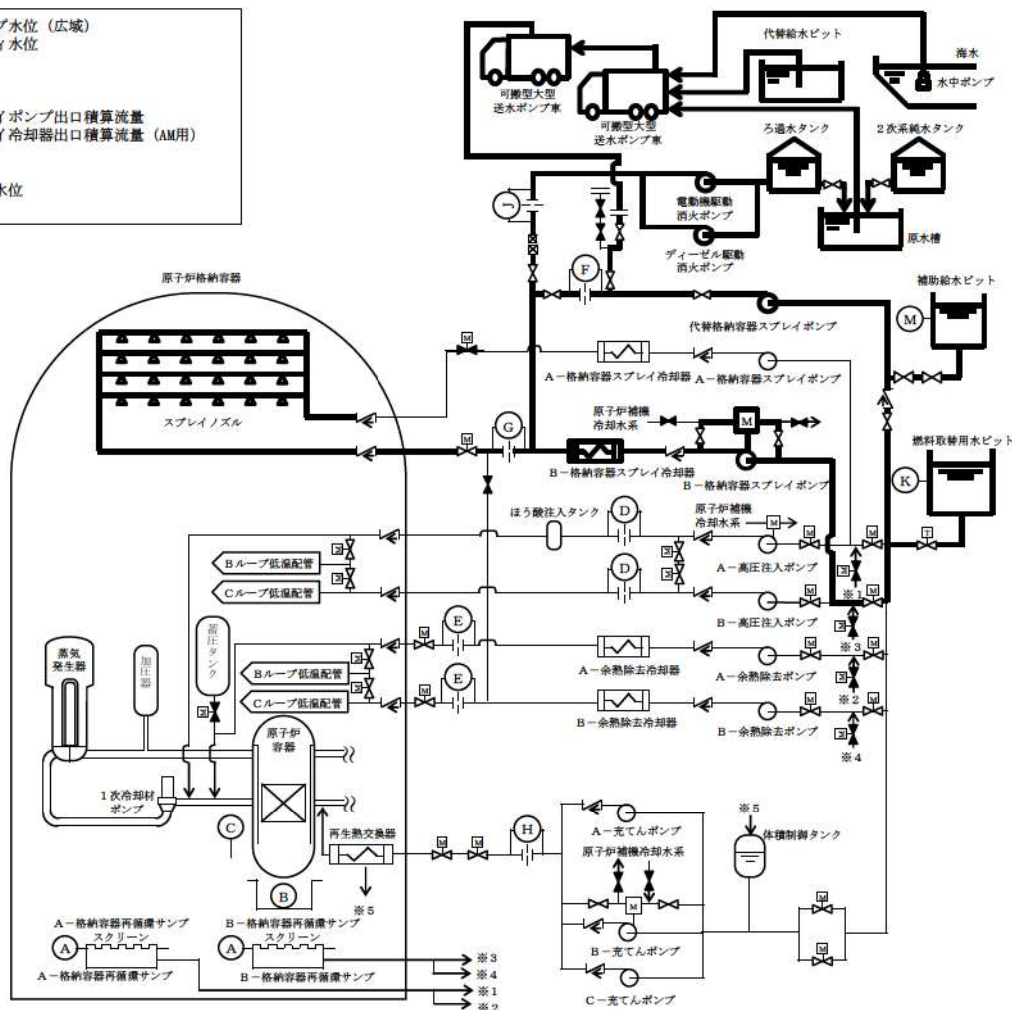


図2 格納容器スプレイ時の概要図

(2) 各対応操作時の原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理

原子炉格納容器内への注水時は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却への影響を防止するため、原子炉格納容器内の水位及び注水量を管理する必要がある。各操作における原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理については、以下のとおり。

操作目的	対応操作概要	対応操作中における格納容器内の水位及び注水量の管理方法	原子炉格納容器外への漏えい監視方法
MCCI防止	・代替格納容器スプレイポンプ等により原子炉格納容器下部へ注水し、格納容器再循環サンプ水位（広域）が81%になればスプレイを停止する。	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）と注水流量にて原子炉格納容器注水量を確認する。原子炉下部キャビティ水位計により約 (T.P.) を確認する。	・原子炉格納容器への注水流量積算と水位上昇量から原子炉格納容器外への漏えいの有無を確認する。
原子炉格納容器冷却	・格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却を実施するが、原子炉格納容器圧力が0.283MPa以上であれば、代替格納容器スプレイポンプ等によるスプレイも実施する。 原子炉格納容器内へスプレイ中でも、原子炉格納容器への注水量が約6,100m ³ となれば原子炉格納容器内へスプレイを停止する。	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）100%までは、水位計と注水流量にて原子炉格納容器注水量を確認する。 また、格納容器再循環サンプ水位計（広域）100%にて原子炉格納容器注水量約 (T.P.) を確認する。	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）100%までは原子炉格納容器への注水流量積算と水位上昇量から原子炉格納容器からの漏えいの有無を確認する。
残存溶融炉心冷却	・原子炉容器に残存溶融炉心の兆候 [※] が見られた場合は、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより注水を行い、格納容器内注水量が約6,100m ³ （格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却への影響しない上限の高さ）となれば、注水を停止する。 ※：兆候は、原子炉格納容器圧力及び温度上昇により確認する。	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）100%以上は、原子炉格納容器への注水流量と注水時間及び燃料取替用水ビット水位の収支により原子炉格納容器注水量を把握し、原子炉格納容器水位計により約6,100m ³ (T.P.) に達したことを確認する。	・炉心及び原子炉格納容器への注水流量と注水時間により注水量を算出し、原子炉格納容器漏えいの有無を確認する。 (注水流量 で注水した場合、 から6,100m ³ まで約 を要する)

：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 原子炉格納容器外への漏えい

原子炉格納容器外への漏えいとしては、原子炉格納容器注水ラインから他の系統への流出、原子炉格納容器貫通配管からの漏えいを考慮する。

(1) 原子炉格納容器注水ラインから他の系統への流出

原子炉格納容器内への注水により他の系統へ流出する可能性がある系統を抽出した。

(抽出した系統については、別紙－1 参照)

番号	流出する可能性のある系統	隔離弁	備考	流出の可能性
①	代替格納容器スプレイポンプテストライン～燃料取替用水ピット	・CP-150 閉 (L.C) (通常閉)	流出した場合でも燃料取替用水ピット水位収支と積算流量の差により燃料取替用水ピットへの流出を把握可能。	×
②	可搬型大型送水ポンプ車接続ライン	・CP-156 閉 (L.C) (通常閉) ・RF-101 閉 (通常閉) ・RF-102 閉 (通常閉) ・FW-663 閉 (通常閉)	2重弁により隔離されている。	×
③	AM消火用水ライン	・CP-111 閉 (L.C) (通常閉)	通常時、フレキシブルホースは取り外されており、カプらは耐圧キャップで閉止されている。	×
④	格納容器スプレイポンプ入ロライン (燃料取替用水ピット)	・CP-007B (逆止弁) ・SI-003B (逆止弁)	流出した場合は、SI-002Bを閉止することで隔離可能。 燃料取替用水ピット水位収支と積算流量差により燃料取替用水ピットへの流出を把握可能。	△
⑤	格納容器スプレイポンプ入ロライン (再循環サンプ)	・CP-007B (逆止弁) ・SI-085B (逆止弁) ・SI-084B 閉 (通常閉)	流出した場合でも格納容器内 (再循環サンプ) へ流入する。	×
⑥	B－格納容器スプレイポンプ自己冷却水供給ライン	・CP-007B (逆止弁) ・CP-120 閉 (L.C) (通常閉) ・CP-121 閉 (L.C) (通常閉)	2重弁により隔離されている。	×
⑦	B－格納容器スプレイポンプ自己冷却水戻りライン	・CP-007B (逆止弁) ・CP-122 閉 (L.C) (通常閉)	通常時、フレキシブルホースは取り外されており、カプらは耐圧キャップで閉止されている。	×
⑧	RHRS-CSS連絡ライン～高圧注水ポンプ入ロライン、燃料取替用水ピット	・RH-100 閉 (L.C) (通常閉) ・RH-026B 閉 (L.C) (通常閉)	2重弁により隔離されている。	×
⑨	RHRS-CSS連絡ライン～低圧抽出ライン	・RH-100 閉 (L.C) (通常閉) ・RH-023B 閉 (通常閉)	2重弁により隔離されている。	×
⑩	RHRS-CSS連絡ライン～余熱除去ポンプ入ロライン (燃料取替用水ピット側)	・RH-100 閉 (L.C) (通常閉) ・RH-013B (逆止弁) ・RH-056B (逆止弁) ・RH-055B 閉 (系統構成) ・RH-053B (逆止弁) ・RH-051B 閉 (系統構成)	流出した場合でも燃料取替用水ピット水位収支と積算流量差により燃料取替用水ピットへの流出を把握可能。	×
⑪	RHRS-CSS連絡ライン～余熱除去ポンプ入ロライン (再循環サンプ側)	・RH-100 閉 (L.C) (通常閉) ・RH-013B (逆止弁) ・RH-056B (逆止弁) ・RH-055B 閉 (系統構成) ・RH-059B (逆止弁) ・RH-058B 閉 (系統構成)	流出した場合でも格納容器内 (再循環サンプ) へ流入する。	×
⑫	RHRS-CSS連絡ライン～余熱除去ポンプ洗浄ライン	・RH-100 閉 (L.C) (通常閉) ・RH-013B (逆止弁) ・RH-008 (逆止弁) ・RH-006B 閉 (通常閉)	2重弁により隔離されている。	×
⑬	格納容器スプレイポンプテストライン～燃料取替用水ピット	・CP-021B 閉 (L.C) (通常閉) ・CP-022B 閉 (L.C) (通常閉)	流出した場合でも燃料取替用水ピット水位収支と積算流量の差により燃料取替用水ピットへの流出を把握可能。	×

流出の可能性 ○：可能性有り △：条件により可能性有り ×：考えられない

上記表により、通常閉の弁や逆止弁設置及び系統構成により閉止されることで、注水ラインから他の系統への流出の可能性は、極めて低いと思われる。

万一、他の系統へ漏えいした場合においても、注水量、燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位等を継続的に監視し、他の系統への流出を検知することが可能である。

(2) 原子炉格納容器貫通配管からの漏えい

貫通配管名称	貫通部 T. P. (m)	漏えい先	備考	漏えいの 可能性
加圧器逃がしタンク純水補給配管	20.3	給水処理設備	隔離弁が空気作動弁であり、系統隔離されるため、漏えいしない。	×
格納容器圧力取出し配管 (PT-590)	18.3	—	格納容器とつながっているため、貫通部の漏えいを考慮する。	△
所内用空気配管		圧縮空気設備（所内用圧縮空気設備）	通常運転中隔離弁閉止のため、格納容器外へ漏えいしない。	×
格納容器圧力取出し配管 (PT-591)		—	格納容器とつながっているため、貫通部の漏えいを考慮する。	△
消火用水配管		火災防護設備（消火栓設備）	通常運転中隔離弁閉止のため、格納容器外へ漏えいしない。	×
B－制御用空気配管		圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）	逆止弁があり系統隔離されるため、漏えいしない。	×
格納容器圧力取出し配管 (PT-592)		—	格納容器とつながっているため、貫通部の漏えいを考慮する。	△
格納容器圧力取出し配管 (PIA-3800)		—	格納容器とつながっているため、貫通部の漏えいを考慮する。	△
A－制御用空気配管		圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）	逆止弁があり系統隔離されるため、漏えいしない。	×
蓄圧タンク窒素供給配管		非常用炉心冷却設備（蓄圧注入系）	隔離弁が空気作動弁であり、系統隔離されるため、漏えいしない。	×
格納容器圧力取出し配管 (PT-593)		—	格納容器とつながっているため、貫通部の漏えいを考慮する。	△
A－余熱除去出口配管	15.2	余熱除去設備	耐震性あり。	×
B－余熱除去出口配管		余熱除去設備	耐震性あり。	×
格納容器再循環配管 (B－余熱除去ポンプ及び 格納容器スプレイポンプへ)	10.570	非常炉心冷却設備（低圧注入系）	耐震性あり。	×
格納容器再循環配管 (A－余熱除去ポンプ及び 格納容器スプレイポンプへ)	10.563	非常炉心冷却設備（低圧注入系）	耐震性あり。	×

上記表により、原子炉格納容器貫通配管から漏えいする可能性は極めて低いと思われる。しかし、貫通部からの漏えいを考慮した場合、T. P. 17.8m 以上の貫通部はアニュラス、T. P. 17.8m 以下は原子炉補助建屋に漏えいするため、漏えいした場合は、以下の対応を行う。

a. 漏えい先がアニュラスの場合

アニュラス床ドレン弁は「常時閉」運用であり、漏えい水を貯留することでアニュラス部と原子炉格納容器を同水位とし、原子炉格納容器、アニュラスを一体とした冠水処置を行う。

また、T.P. [] までアニュラス部に貯留した場合の量は約 580m³である。

b. 漏えい先が原子炉補助建屋の場合

補助建屋サンプタンクの水位にて、漏えい量を把握し原子炉格納容器内の水位を推定する。

また、隔離が可能であれば系統隔離を行う。

(3) 注水時の留意事項

a. 格納容器再循環サンプ水位（広域）100%（T.P. 15. 1m, 総注水量 []）までに注水量積算値と燃料取替用水ピット水位等により傾向監視を行うことで、注水ラインからの流出や格納容器再循環配管（B系：T.P. []/A系：T.P. []）からの漏えいの有無を確認することができる。

b. 総注水量約 []（T.P. 15. 1m）から約 6, 100m³（T.P. 20. 7m）までに原子炉格納容器の貫通配管及び貫通部（T.P. 15. 2m～T.P. 20. 3m）があるため、注水量積算値と燃料取替用水ピット水位等により傾向監視を行うとともに、原子炉補助建屋及びアニュラスへの漏えいがないことを確認する。なお、原子炉格納容器水位により原子炉格納容器総注水量約 6, 100m³に達したことを確認し、原子炉格納容器内の注水を停止する。

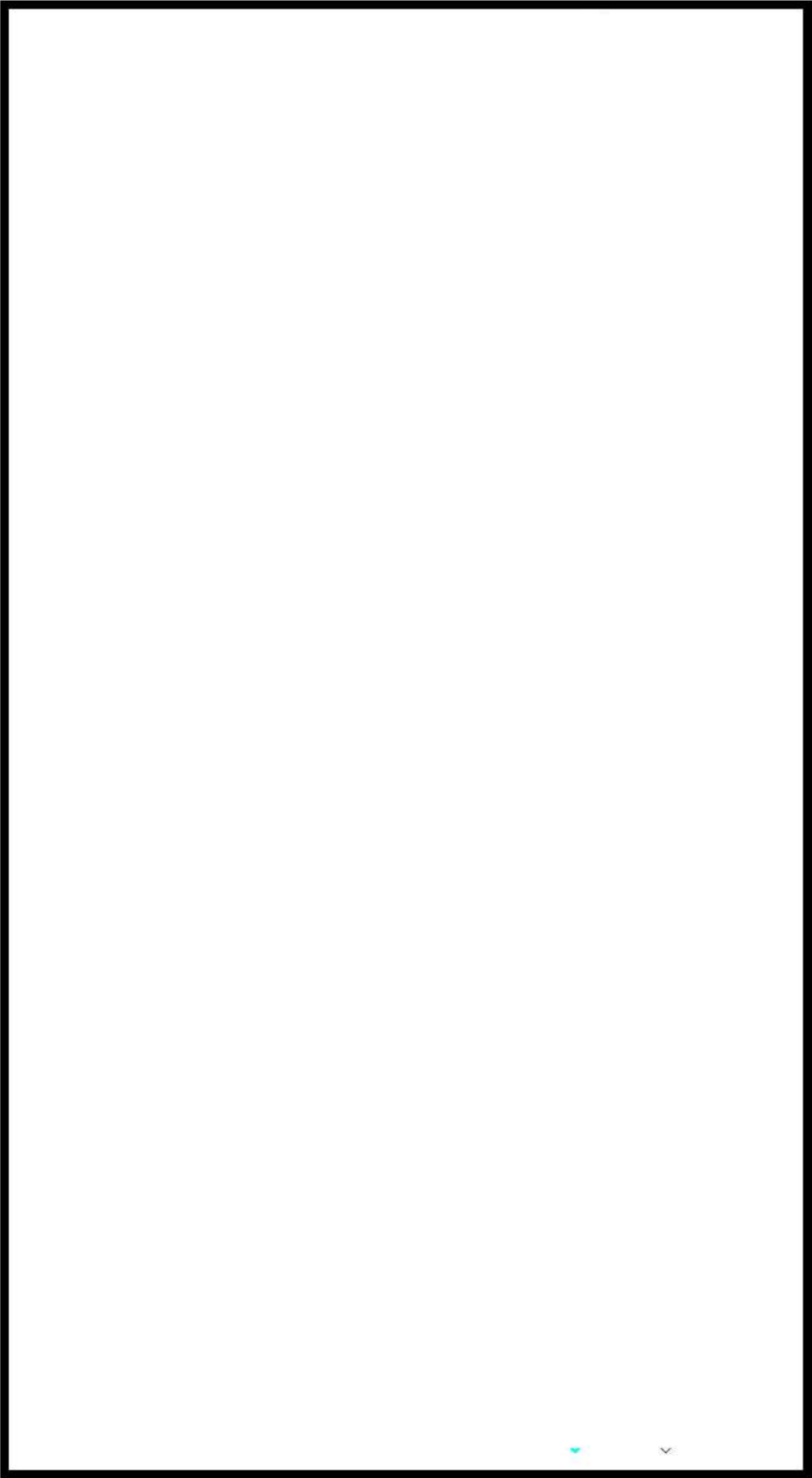
3. その他

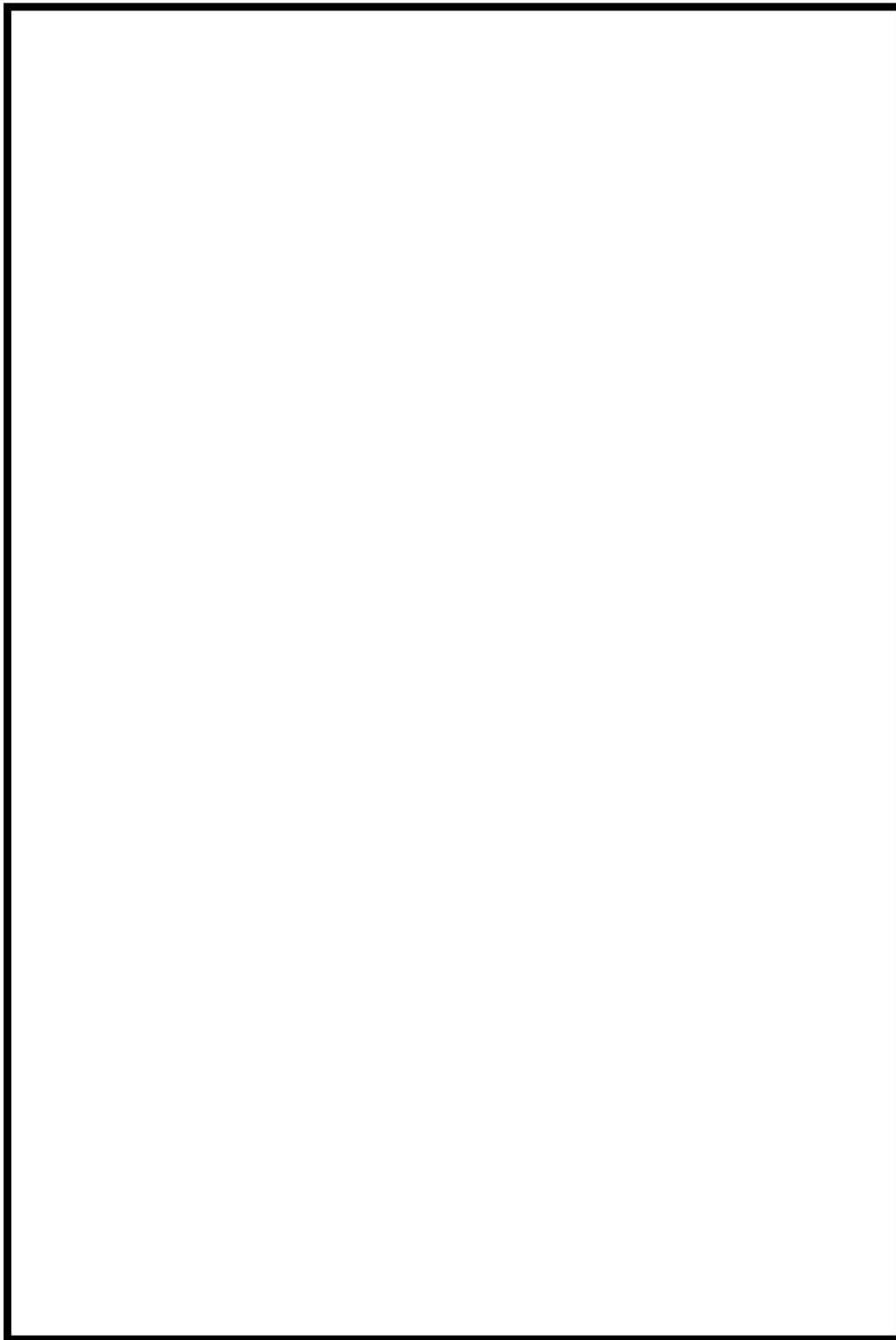
原子炉補助建屋内に流出した汚染水の処理や高線量環境下における作業等課題も残されており、今後継続的な検討が必要である。

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

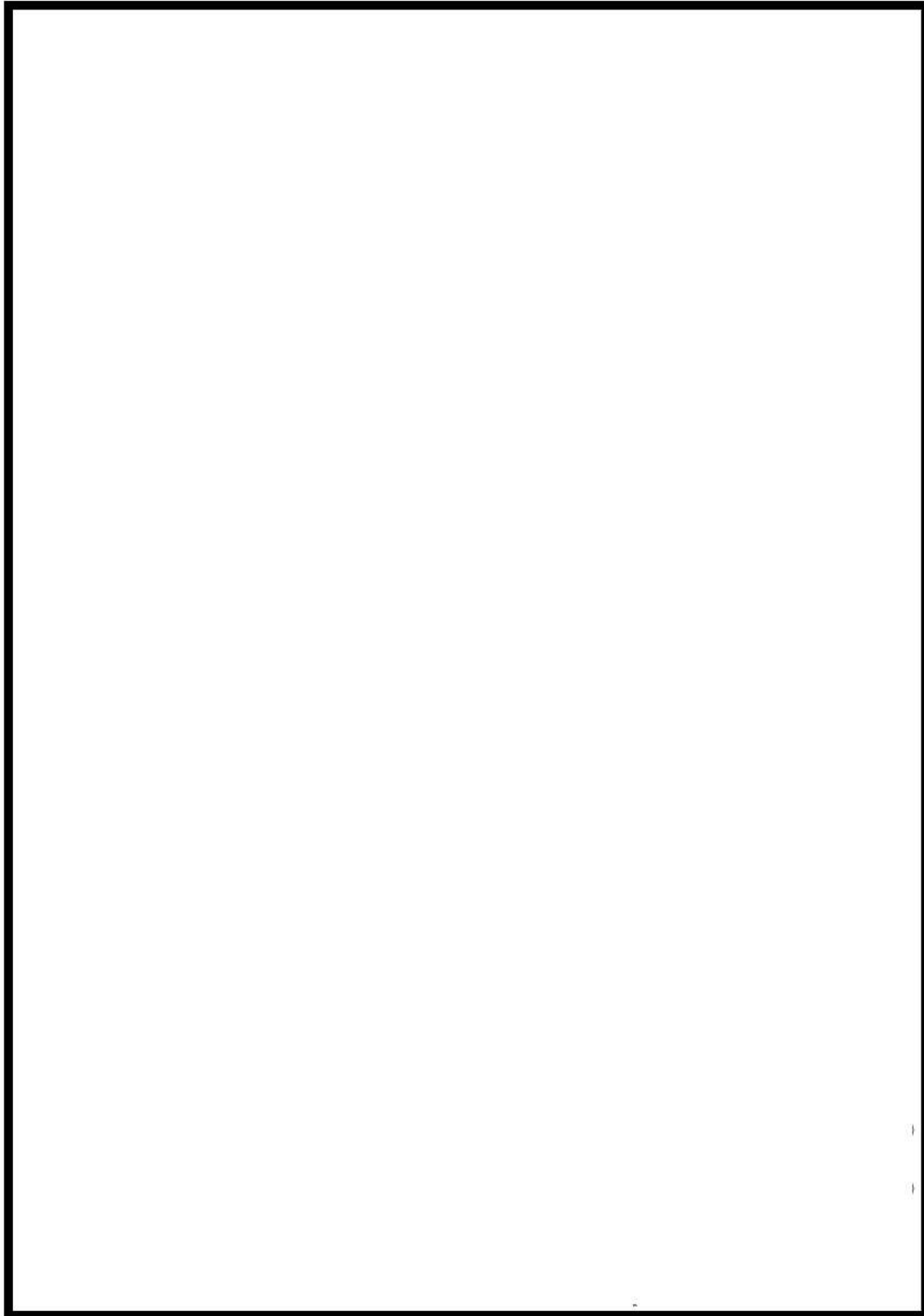
代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ（1／6）





代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ（2／6）

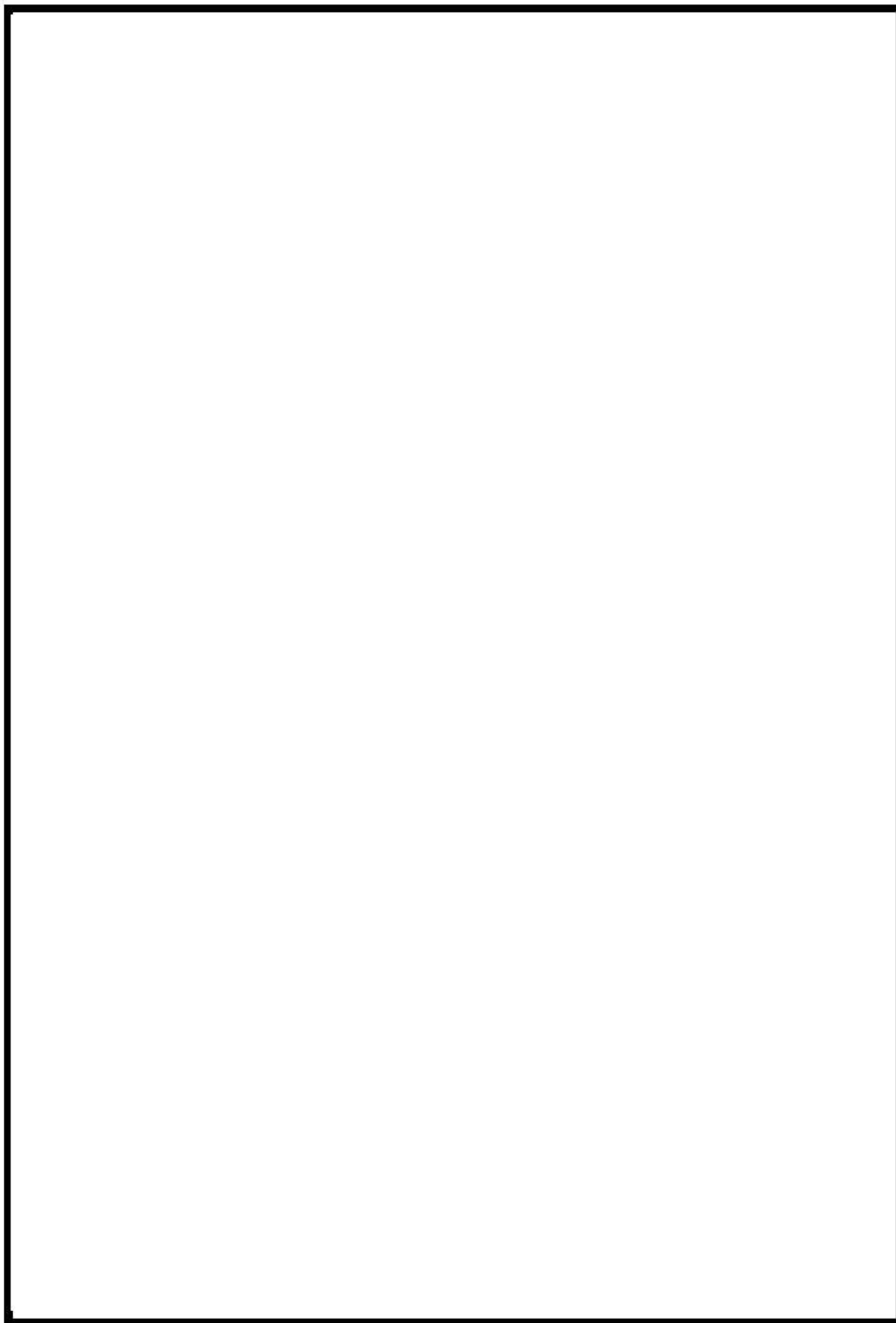
☐：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ（3／6）

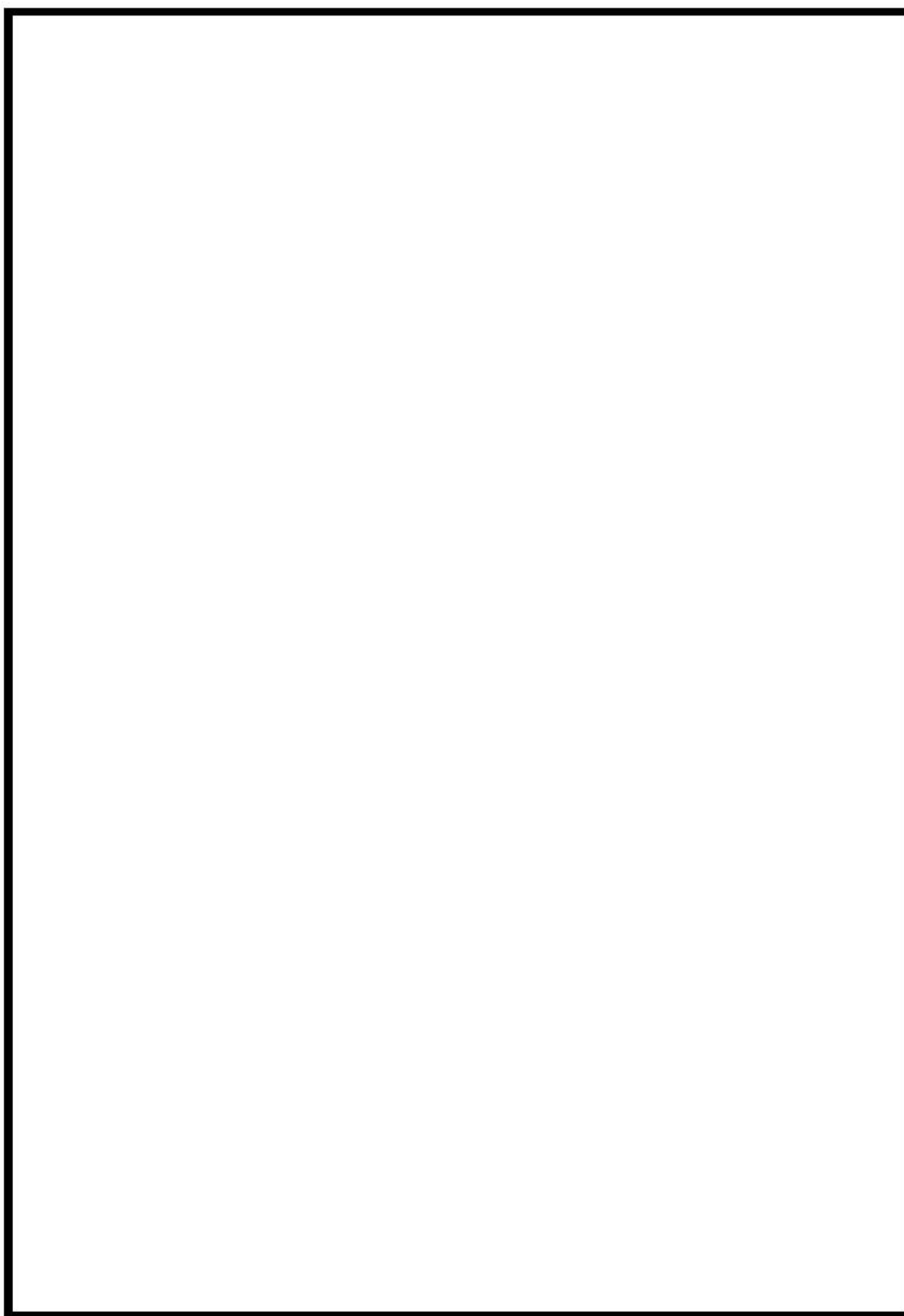


：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



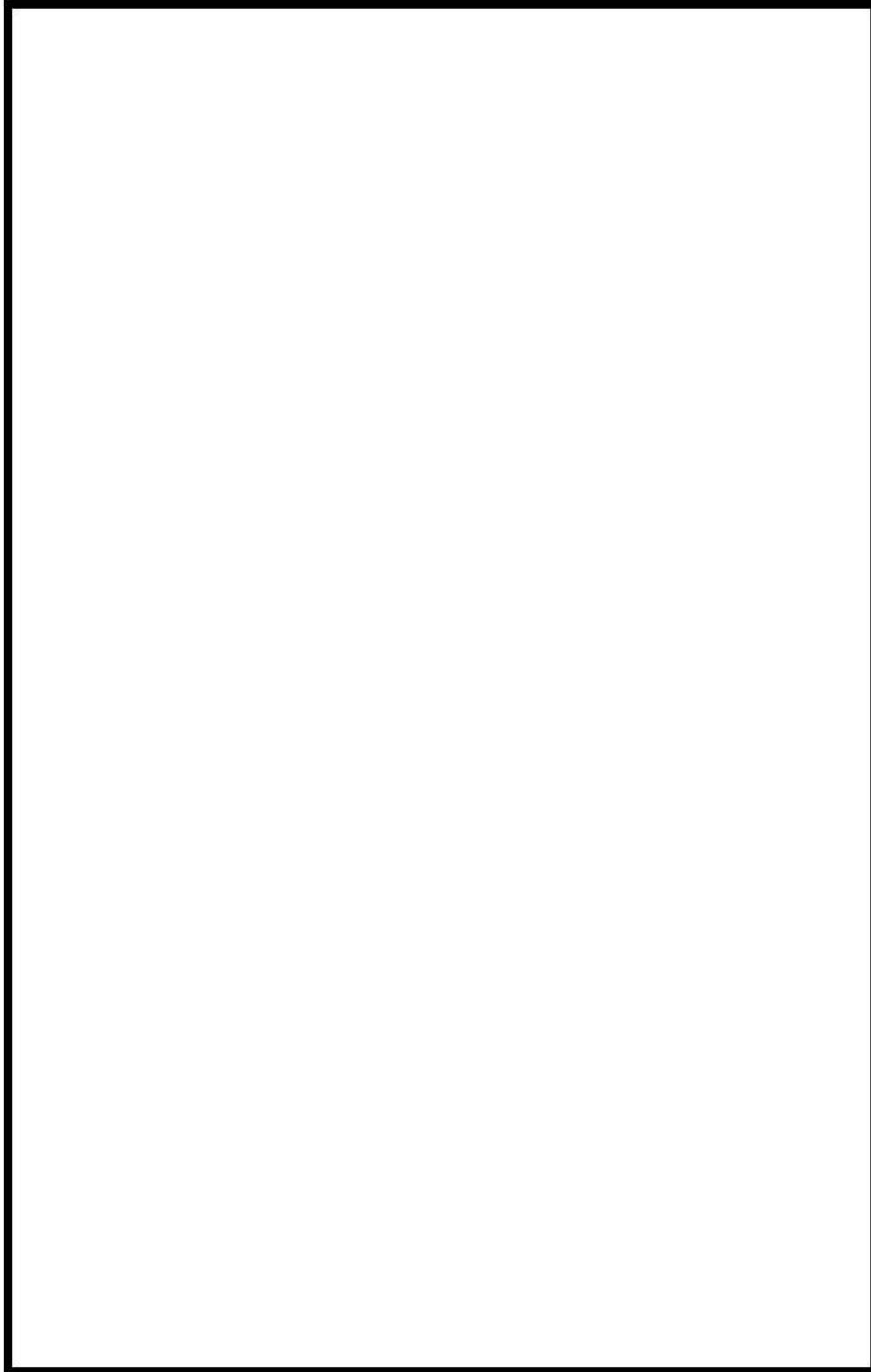
代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ（4／6）

☐ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ（5／6）

：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ（6／6）

☐ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
3V-CP-128	代替格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ビット側入口隔離弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-144	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-141	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-013B	B－格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-CP-111	AM用消火水注入ライン止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-FS-547	AM用消火水供給ライン第2止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-FS-531	AM用消火水供給ライン第1止め弁	原子炉補助建屋T. P. 2. 8m
3V-CP-147	代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注入用絞り弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-156	代替格納容器スプレイポンプ出口可搬型ポンプ車接続ライン隔離弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-FW-664	R/B東側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁（SA対策）	周辺補機棟T. P. 17. 8m
3V-FW-663	補助給水ビット－燃料取替用水ビット給水連絡ライン止め弁（SA対策）	周辺補機棟T. P. 17. 8m
3V-RF-102	ECTトラックアクセスエリア側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁（SA対策）	周辺補機棟T. P. 40. 3m
3V-CC-560	B－格納容器スプレイポンプ自冷水入口弁（SA対策）	原子炉補助建屋T. P. －1. 7m
3V-CC-562	B－格納容器スプレイポンプ自冷水出口弁（SA対策）	原子炉補助建屋T. P. －1. 7m
3V-CC-181B	B－格納容器スプレイポンプ電動機補機冷却水入口弁	原子炉補助建屋T. P. －1. 7m
3V-CC-563	B－格納容器スプレイポンプ補機冷却水出口止め弁	原子炉補助建屋T. P. －1. 7m
3V-CP-121	B－格納容器スプレイポンプ自冷水供給ライン止め弁（SA対策）	原子炉補助建屋T. P. －1. 7m
3V-CP-122	B－格納容器スプレイポンプ自冷水戻りライン止め弁（SA対策）	原子炉補助建屋T. P. －1. 7m
3V-CP-120	B－格納容器スプレイポンプ自冷水供給ライン絞り弁（SA対策）	原子炉補助建屋T. P. －1. 7m
3V-CP-013A	A－格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-SI-084A	A－安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-SI-084B	B－安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-SI-002A	A－高圧注入ポンプ燃料取替用水ビット側入口弁	中央制御室
3V-SI-002B	B－高圧注入ポンプ燃料取替用水ビット側入口弁	中央制御室

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAT108 r. 16.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料

1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を 冷却するための手順等

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社

運転中の定期的な巡視において、原子炉下部キャビティに通じる連通管及び小扉の周辺に、閉塞がないことを目視にて確認する。

b. 代替格納容器スプレイ

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生し、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水ができない場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水をスプレイノズル及びスプレイリングを使用して原子炉格納容器下部に注水することで、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。

炉心損傷前に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え、原子炉格納容器下部への注水を行う。

炉心損傷後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、原子炉格納容器下部への注水が必要と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え、原子炉格納容器下部への注水を行う。

i. 手順着手の判断基準

格納容器再循環サンプ水位（広域）が 71%未満で、かつ、

格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器下部への注水が格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、原子炉格納容器下部へ注水するために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.8.3 図に、タイムチャートを第 1.8.4 図及び第 1.8.5 図に示す。

① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水の準備作業と系統構成開始を指示する。

② 運転員（現場）C は、非常用高圧母線による給電が必要な場合、現場で A 又は B－非常用高圧母線の受電遮断器の投入操作を実施する。

又は、運転員（中央制御室）A は、中央制御室で代替非常用発電機が起動していることを確認する。起動していない場合は、中央制御室より起動する。

③ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B 及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で系統構成を行う。

④ 運転員（中央制御室）A は、中央制御室で原子炉格納容器隔離弁を開操作する。

⑤ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B、運転員（現場）C 及び災害対策要員は、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水準備が完了したこと

を発電課長（当直）に報告する。

- ⑥ 発電課長（当直）は、運転員に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑦ 運転員（現場）Bは、現場で代替格納容器スプレイポンプを起動し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑧ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器圧力及び温度の低下や代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により、代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないこと及び原子炉格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。
- ⑨ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水に伴い、熔融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を原子炉下部キャビティ水位検出器の作動により確認する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇等により確実に原子炉格納容器下部へ注水されていることを確認し、熔融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保すれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）が71%から81%の間で代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水を停止する。その後は熔融炉心を冠水するために十分な水位を維持する。

【代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替える場合の手順】

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を確認し、運転員に代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え、原子炉格納容器下部への注水を行うことを指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A及び運転員（現場）Bは、中央制御室及び現場で代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを確認し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器圧力及び温度の低下や代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により、代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないこと及び原子炉格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水に伴い、熔融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を原子炉下部キャビティ水位検出器の作動により確認する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇等により確実に原子炉格納容器下部へ注水されていることを確認し、熔融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保すれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）が71%から81%の間で代替格納容

器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水を停止する。その後は溶融炉心を冠水するために十分な水位を維持する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水開始まで30分以内で可能である。

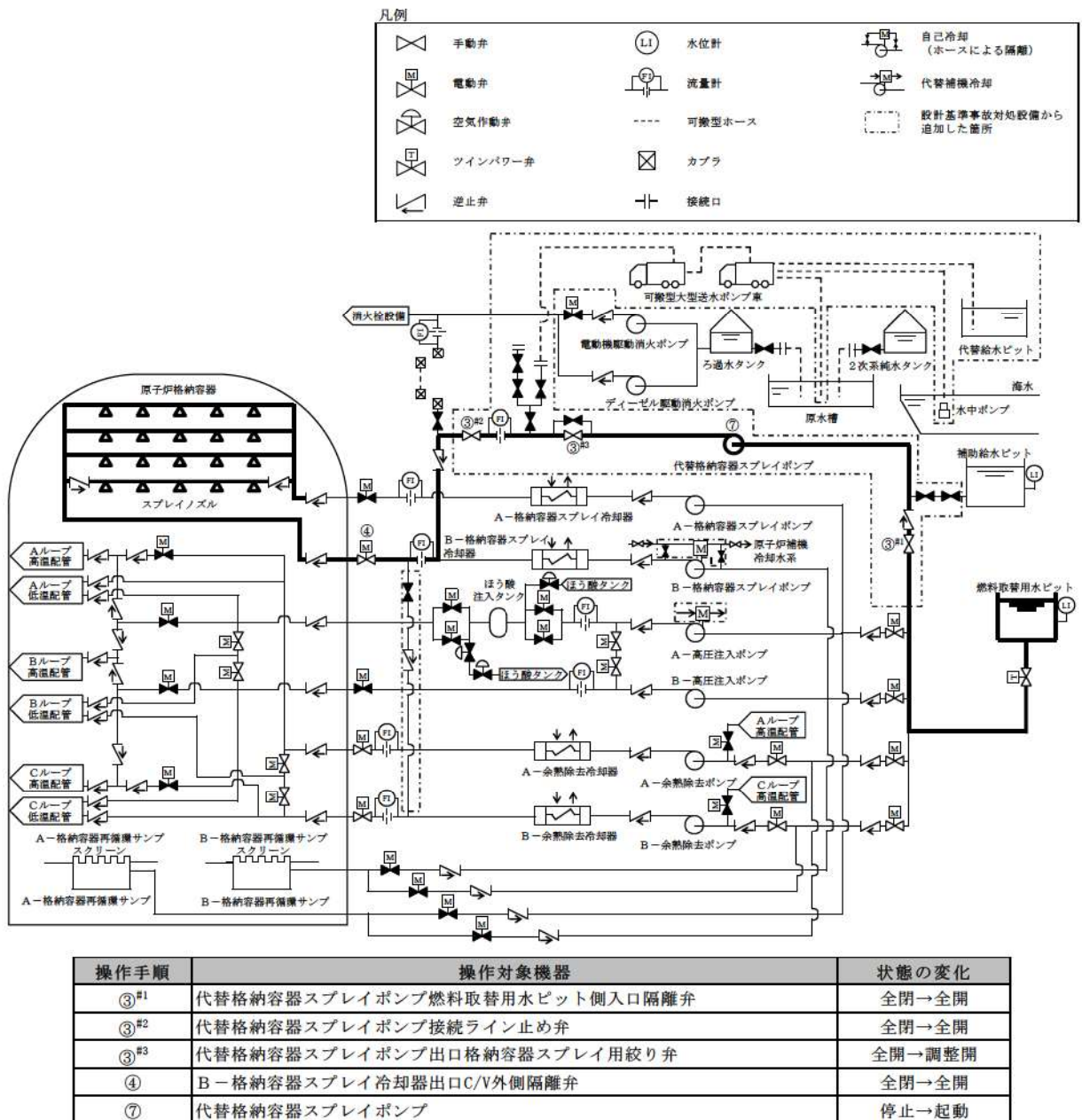
なお、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替える場合の上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水開始まで20分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.8.7, 1.8.15）

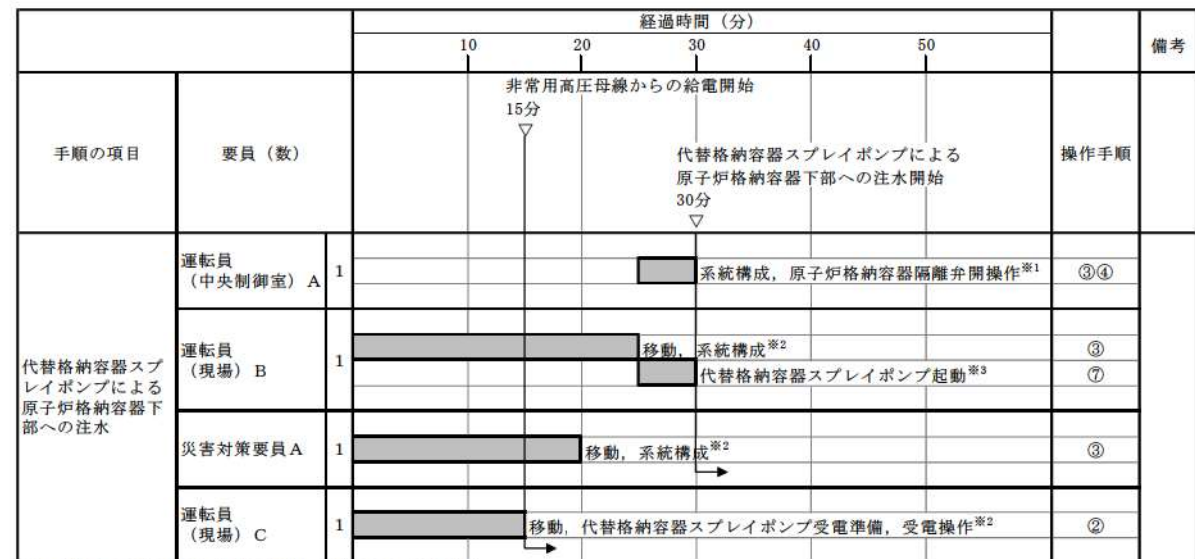
(b) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生し、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水ができない場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによりろ過水タンク水をスプレイノズル及びスプレイリングを使用して原子炉格納容器下部に注水



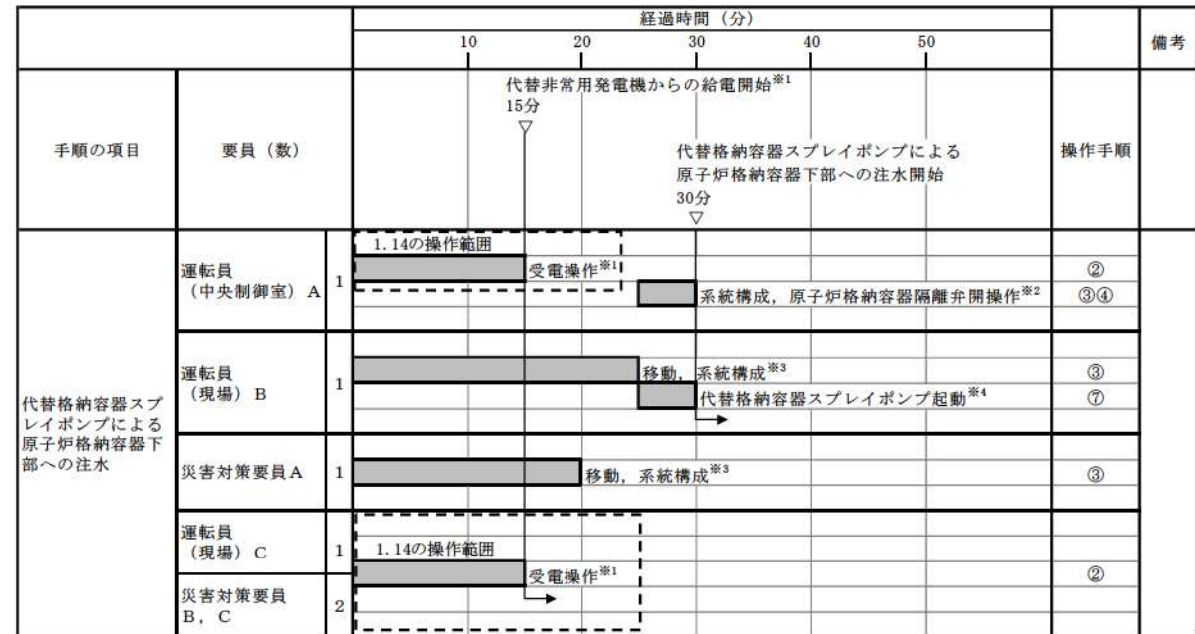
第 1.8.3 図 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水
概要図

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全時である場合



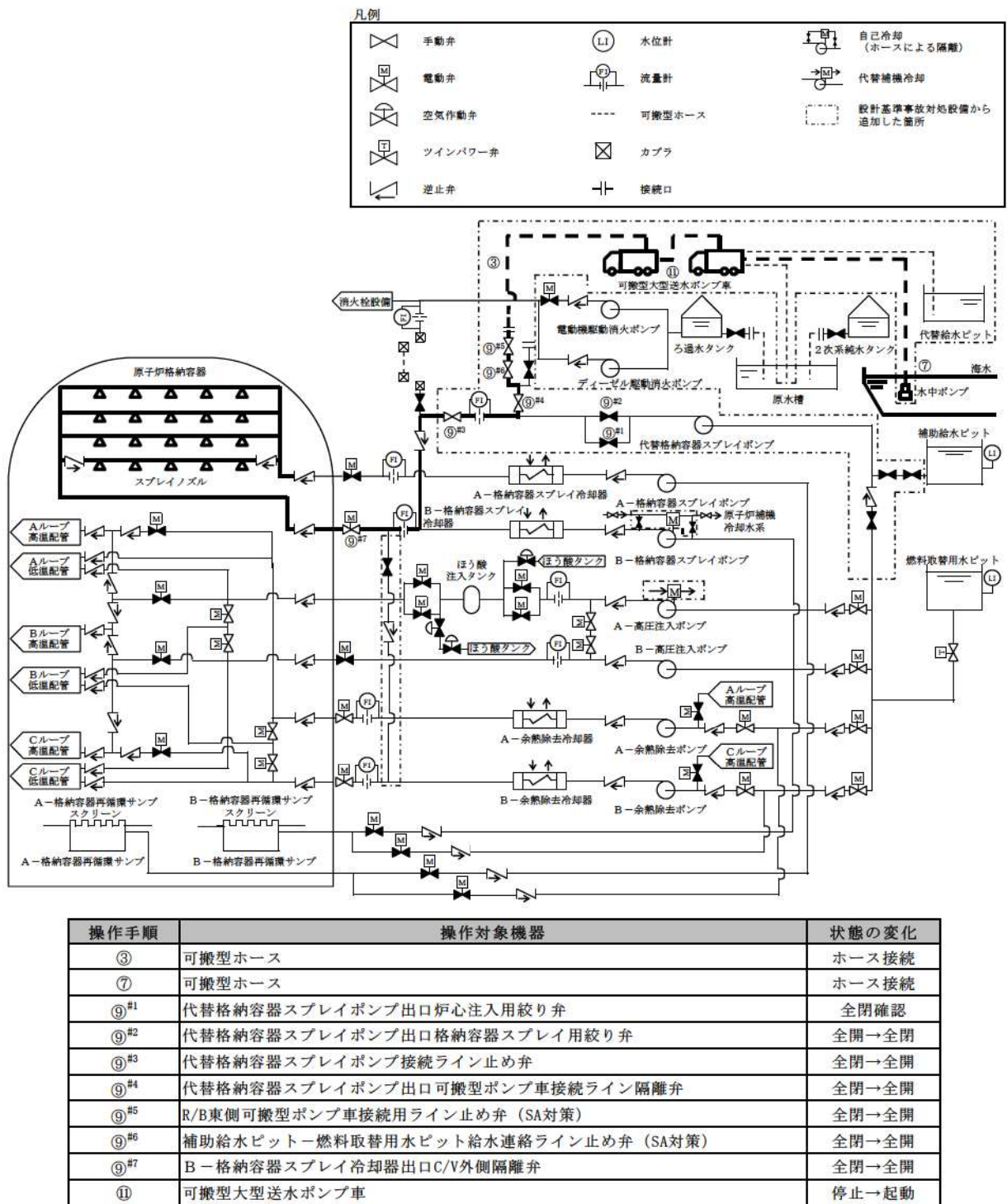
※1：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
※2：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
※3：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時



※1：代替非常用発電機からの給電は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※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：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.8.4 図 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水
タイムチャート



第 1.8.8 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水 概要図

原子炉容器及び原子炉格納容器内への注水時における原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理について

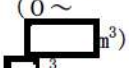
重大事故等時には、炉心損傷に伴い原子炉格納容器破損を防止するために原子炉格納容器内へ注水を行うが、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却への影響を防止するため、原子炉格納容器内の水位及び注水量を管理する必要がある。

また、原子炉格納容器内へ注水を行う場合には、地震等により原子炉格納容器外への漏えいがないことを確認する必要があり、原子炉格納容器外への漏えいの有無及び原子炉格納容器内の水位並びに注水量の管理を以下のとおり実施する。

1. 原子炉格納容器内への注水時における原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理について

原子炉容器への注水量及び原子炉格納容器内の水位並びに注水量を把握することにより、原子炉格納容器内の水位及び総注水量を管理する。原子炉格納容器内の水位及び注水量の算出に当たっては、①格納容器再循環サンプ水位及び原子炉格納容器水位にて把握し、②注水ライン流量及び積算流量、③ピット水位等の順にて補完することとする。

(1) 原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理

順序	注水管理	算出方法		備考
①	原子炉格納容器内の水位	A : 0～100% (0～ ) B :  C : 6, 100m ³	A : 格納容器再循環サンプ水位 (広域) B : 原子炉下部キャビティ水位 C : 格納容器水位	原子炉格納容器内の水位は、原子炉格納容器内に設置されている水位計により確認可能である。
②	原子炉容器への注水量	$(D + E + H) \times I$ 又は $((D + H) \times I) + F$ 又は $((D + H) \times I) + G$ 又は $((D + H) \times I) + J$	D : 高圧注入流量 E : 低圧注入流量 F : 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 G : B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) H : 充てん流量 I : 注水時間 J : AM用消火水積算流量	注水量は、各系統の注水流量により確認可能である。
	原子炉格納容器への注水量	G (F 又は J)		
③	ピット水位	$(K_1 - K_2) + L$ 又は $(M_1 - M_2) + N$	K ₁ : 燃料取替用水ピット水位 (初期水位) K ₂ : 燃料取替用水ピット水位 (注入後水位) L : 燃料取替用水ピットへの補給量 M ₁ : 補助給水ピット水位 (初期水位) M ₂ : 補助給水ピット水位 (注入後水位) N : 補助給水ピットへの補給量	注水量は、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットの減少量により確認可能である。なお、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットへ水を補給した場合の算出は、補給量を把握することにより注水量を確認可能である。

②、③については、上記注水量をもとに、原子炉格納容器容量曲線により原子炉格納容器内の水位を算出する。

なお、炉心注水時の概要図は図 1、格納容器スプレイ時の概要図を図 2 に示す。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



(2) 各対応操作時の原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理

原子炉格納容器内への注水時は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却への影響を防止するため、原子炉格納容器内の水位及び注水量を管理する必要がある。各操作における原子炉格納容器内の水位及び注水量の管理については、以下のとおり。

操作目的	対応操作概要	対応操作中における格納容器内の水位及び注水量の管理方法	原子炉格納容器外への漏えい監視方法
MCCI防止	・代替格納容器スプレイポンプ等により原子炉格納容器下部へ注水し、格納容器再循環サンプ水位（広域）が約81%になればスプレイを停止する。	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）と注水流量にて原子炉格納容器注水量を確認する。原子炉下部キャビティ水位計により約 (T.P.) を確認する。	・原子炉格納容器への注水流量積算と水位上昇量から原子炉格納容器外への漏えいの有無を確認する。
原子炉格納容器冷却	・格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却を実施するが、原子炉格納容器圧力が0.283MPa以上であれば、代替格納容器スプレイポンプ等によるスプレイも実施する。 原子炉格納容器内へスプレイ中でも、原子炉格納容器への注水量が約6,100m ³ となれば原子炉格納容器内へスプレイを停止する。	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）100%までは、水位計と注水流量にて原子炉格納容器注水量を確認する。また、格納容器再循環サンプ水位計（広域）100%にて原子炉格納容器注水量約 (T.P.) を確認する。	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）100%までは原子炉格納容器への注水流量積算と水位上昇量から原子炉格納容器からの漏えいの有無を確認する。
残存溶融炉心冷却	・原子炉容器に残存溶融炉心の兆候 [*] が見られた場合は、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより注水を行い、格納容器内注水量が約6,100m ³ （格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却への影響しない上限の高さ）となれば、注水を停止する。 ※：兆候は、原子炉格納容器圧力及び温度上昇により確認する。	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）100%以上は、原子炉格納容器への注水流量と注水時間及び燃料取替用水ピット水位の収支により原子炉格納容器注水量を把握し、原子炉格納容器水位計により約6,100m ³ (T.P.) に達したことを確認する。	・炉心及び原子炉格納容器への注水流量と注水時間により注水量を算出し、原子炉格納容器漏えいの有無を確認する。 (注水流量 で注水した場合、 から6,100m ³ まで約 を要する)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 原子炉格納容器外への漏えい

原子炉格納容器外への漏えいとしては、原子炉格納容器注水ラインから他の系統への流出、原子炉格納容器貫通配管からの漏えいを考慮する。

(1) 原子炉格納容器注水ラインから他の系統への流出

原子炉格納容器内への注水により他の系統へ流出する可能性がある系統を抽出した。

(抽出した系統については、別紙－1 参照)

番号	流出する可能性のある系統	隔離弁	備考	流出の可能性
①	代替格納容器スプレイポンプテストライン～燃料取替用水ビット	・CP-150 閉 (L.C) (通常閉)	流出した場合でも燃料取替用水ビット水位収支と積算流量の差により燃料取替用水ビットへの流出を把握可能。	×
②	可搬型大型送水ポンプ車接続ライン	・CP-156 閉 (L.C) (通常閉) ・RF-101 閉 (通常閉) ・RF-102 閉 (通常閉) ・FW-663 閉 (通常閉)	2 重弁により隔離されている。	×
③	AM消火用水ライン	・CP-111 閉 (L.C) (通常閉)	通常時、フレキシブルホースは取り外されており、カブラは耐圧キャップで閉止されている。	×
④	格納容器スプレイポンプ入ロライン (燃料取替用水ビット)	・CP-007B (逆止弁) ・SI-003B (逆止弁)	流出した場合は、SI-002Bを閉止することで隔離可能。 燃料取替用水ビット水位収支と積算流量差により燃料取替用水ビットへの流出を把握可能。	△
⑤	格納容器スプレイポンプ入ロライン (再循環サンプ)	・CP-007B (逆止弁) ・SI-085B (逆止弁) ・SI-084B 閉 (通常閉)	流出した場合でも格納容器内 (再循環サンプ) へ流入する。	×
⑥	B－格納容器スプレイポンプ自己冷却水供給ライン	・CP-007B (逆止弁) ・CP-120 閉 (L.C) (通常閉) ・CP-121 閉 (L.C) (通常閉)	2 重弁により隔離されている。	×
⑦	B－格納容器スプレイポンプ自己冷却水戻りライン	・CP-007B (逆止弁) ・CP-122 閉 (L.C) (通常閉)	通常時、フレキシブルホースは取り外されており、カブラは耐圧キャップで閉止されている。	×
⑧	RHRS-CSS連絡ライン～高圧注入ポンプ入ロライン、燃料取替用水ビット	・RH-100 閉 (L.C) (通常閉) ・RH-026B 閉 (L.C) (通常閉)	2 重弁により隔離されている。	×
⑨	RHRS-CSS連絡ライン～低圧抽出ライン	・RH-100 閉 (L.C) (通常閉) ・RH-023B 閉 (通常閉)	2 重弁により隔離されている。	×
⑩	RHRS-CSS連絡ライン～余熱除去ポンプ入ロライン (燃料取替用水ビット側)	・RH-100 閉 (L.C) (通常閉) ・RH-013B (逆止弁) ・RH-056B (逆止弁) ・RH-055B 閉 (系統構成) ・RH-053B (逆止弁) ・RH-051B 閉 (系統構成)	流出した場合でも燃料取替用水ビット水位収支と積算流量差により燃料取替用水ビットへの流出を把握可能。	×
⑪	RHRS-CSS連絡ライン～余熱除去ポンプ入ロライン (再循環サンプ側)	・RH-100 閉 (L.C) (通常閉) ・RH-013B (逆止弁) ・RH-056B (逆止弁) ・RH-055B 閉 (系統構成) ・RH-059B (逆止弁) ・RH-058B 閉 (系統構成)	流出した場合でも格納容器内 (再循環サンプ) へ流入する。	×
⑫	RHRS-CSS連絡ライン～余熱除去ポンプ洗浄ライン	・RH-100 閉 (L.C) (通常閉) ・RH-013B (逆止弁) ・RH-008 (逆止弁) ・RH-006B 閉 (通常閉)	2 重弁により隔離されている。	×
⑬	格納容器スプレイポンプテストライン～燃料取替用水ビット	・CP-021B 閉 (L.C) (通常閉) ・CP-022B 閉 (L.C) (通常閉)	流出した場合でも燃料取替用水ビット水位収支と積算流量の差により燃料取替用水ビットへの流出を把握可能。	×

流出の可能性 ○：可能性有り △：条件により可能性有り ×：考えられない

上記表により、通常閉の弁や逆止弁設置及び系統構成により閉止されることで、注水ラインから他の系統への流出の可能性は、極めて低いと思われる。万一、他の系統へ漏えいした場合においても、注水量、燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位等を継続的に監視し、他の系統への流出を検知することが可能である。

(2) 原子炉格納容器貫通配管からの漏えい

貫通配管名称	貫通部 T.P. (m)	漏えい先	備考	漏えいの 可能性
加圧器逃がしタンク純水補給配管	20.3	給水処理設備	隔離弁が空気作動弁であり、系統隔離されるため、漏えいしない。	×
格納容器圧力取出し配管 (PT-590)	18.3	—	格納容器とつながっているため、貫通部の漏えいを考慮する。	△
所内用空気配管		圧縮空気設備（所内用圧縮空気設備）	通常運転中隔離弁閉止のため、格納容器外へ漏えいしない。	×
格納容器圧力取出し配管 (PT-591)		—	格納容器とつながっているため、貫通部の漏えいを考慮する。	△
消火用水配管		火災防護設備（消火栓設備）	通常運転中隔離弁閉止のため、格納容器外へ漏えいしない。	×
B－制御用空気配管		圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）	逆止弁があり系統隔離されるため、漏えいしない。	×
格納容器圧力取出し配管 (PT-592)		—	格納容器とつながっているため、貫通部の漏えいを考慮する。	△
格納容器圧力取出し配管 (PIA-3800)		—	格納容器とつながっているため、貫通部の漏えいを考慮する。	△
A－制御用空気配管		圧縮空気設備（制御用圧縮空気設備）	逆止弁があり系統隔離されるため、漏えいしない。	×
蓄圧タンク窒素供給配管		非常用炉心冷却設備（蓄圧注入系）	隔離弁が空気作動弁であり、系統隔離されるため、漏えいしない。	×
格納容器圧力取出し配管 (PT-593)		—	格納容器とつながっているため、貫通部の漏えいを考慮する。	△
A－余熱除去出口配管	15.2	余熱除去設備	耐震性あり。	×
B－余熱除去出口配管		余熱除去設備	耐震性あり。	×
格納容器再循環配管 (B－余熱除去ポンプ及び 格納容器スプレイポンプへ)	10.570	非常炉心冷却設備（低圧注入系）	耐震性あり。	×
格納容器再循環配管 (A－余熱除去ポンプ及び 格納容器スプレイポンプへ)	10.563	非常炉心冷却設備（低圧注入系）	耐震性あり。	×

上記表により、原子炉格納容器貫通配管から漏えいする可能性は極めて低いと思われる。しかし、貫通部からの漏えいを考慮した場合、T.P. 17.8m 以上の貫通部はアニュラス、T.P. 17.8m 以下は原子炉補助建屋に漏えいするため、漏えいした場合は、以下の対応を行う。

a. 漏えい先がアニュラスの場合

アニュラス床ドレン弁は「常時閉」運用であり、漏えい水を貯留することでアニュラス部と原子炉格納容器を同水位とし、原子炉格納容器、アニュラスを一体とした冠水処置を行う。

また、T.P. [] までアニュラス部に貯留した場合の量は約 580m³ である。

b. 漏えい先が原子炉補助建屋の場合

補助建屋サンプタンクの水位にて、漏えい量を把握し原子炉格納容器内の水位を推定する。また、隔離が可能であれば系統隔離を行う。

(3) 注水時の留意事項

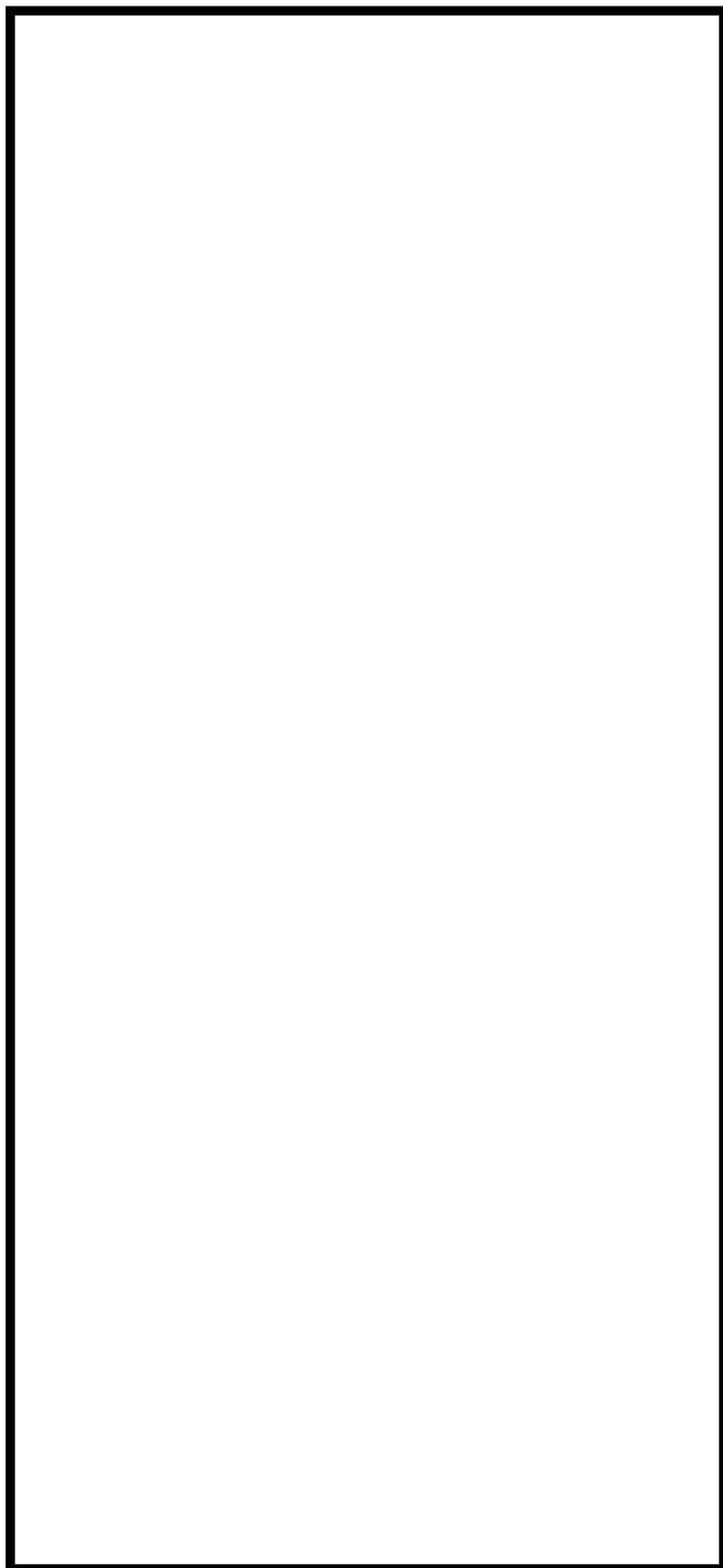
a. 格納容器再循環サンプ水位（広域）100%（T.P. 15. 1m, 総注水量 []）までに注水量積算値と燃料取替用水ピット水位等により傾向監視を行うことで、注水ラインからの流出や格納容器再循環配管（B系：T.P. [] / A系：T.P. []）からの漏えいの有無を確認することができる。

b. 総注水量約 []（T.P. 15. 1m）から約 6, 100m³（T.P. 20. 7m）までに原子炉格納容器の貫通配管及び貫通部（T.P. 15. 2m～T.P. 20. 3m）があるため、注水量積算値と燃料取替用水ピット水位等により傾向監視を行うとともに、原子炉補助建屋及びアニュラスへの漏えいがないことを確認する。なお、原子炉格納容器水位により原子炉格納容器総注水量約 6, 100m³ に達したことを確認し、原子炉格納容器内の注水を停止する。

3. その他

原子炉補助建屋内に流出した汚染水の処理や高線量環境下における作業等課題も残されており、今後継続的な検討が必要である。

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水(1/6)

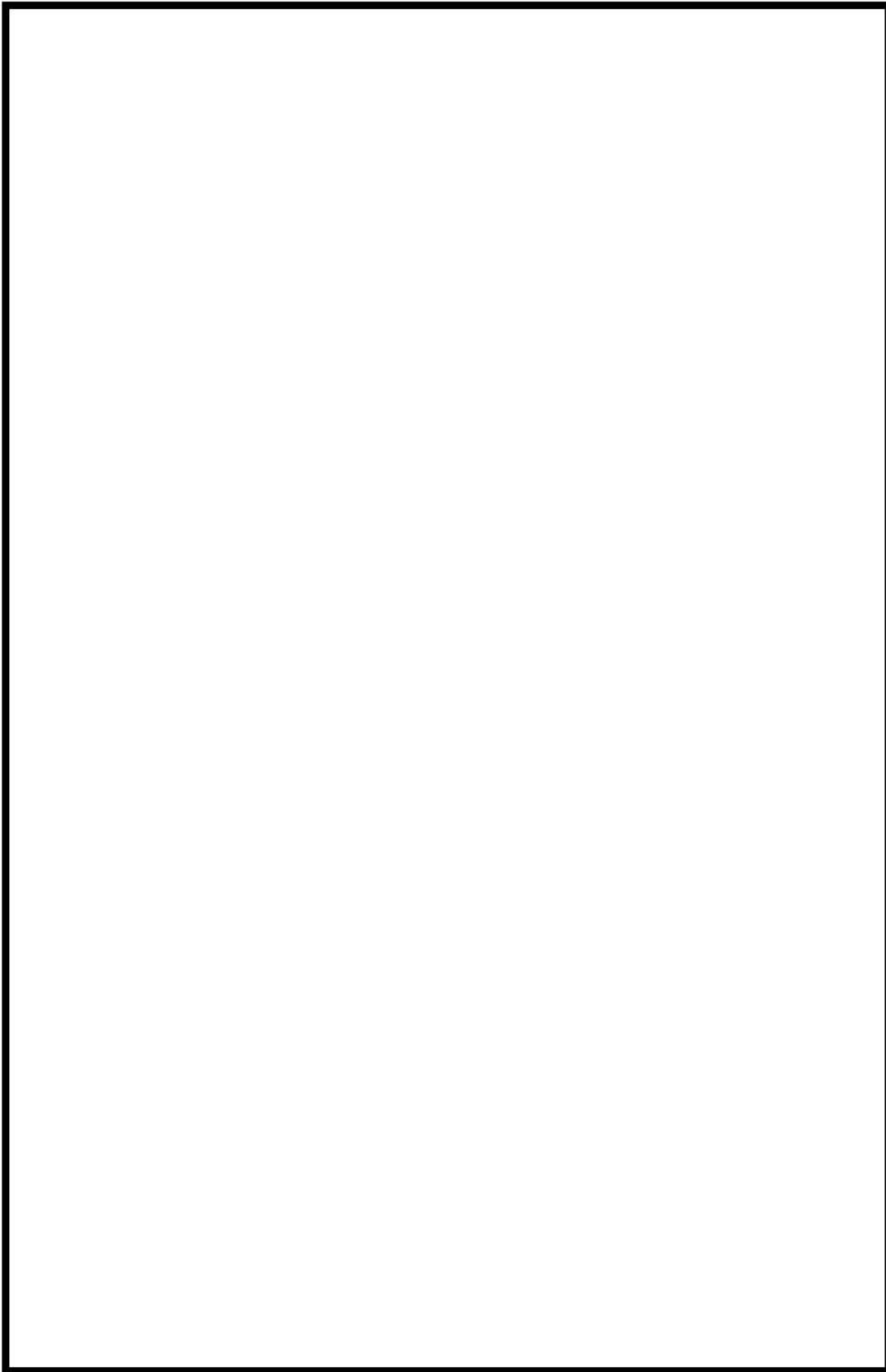
☐ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水(2/6)

☐ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水(3/6)

☐ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水（4／6）

☐ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水（5／6）

☐ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水 (6 / 6)

☐ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部への注水

【代替格納容器スプレイポンプ系統構成】

1. 操作概要

代替格納容器スプレイポンプ起動準備として系統構成を行う。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名
 操作時間（想定） : 25分
 操作時間（訓練実績等） : 13分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



代替格納容器スプレイポンプ
 (原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)
 (写真はイメージ)



代替格納容器スプレイポンプ系統構成
 (原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)

【代替格納容器スプレイポンプ起動操作】

1. 操作概要

代替格納容器スプレイポンプを現場にて起動する。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数	:	1 名
操作時間 (想定)	:	5 分
操作時間 (訓練実績等)	:	2 分 (現場移動時間を含む。)
解析上の時間	:	事象発生後 49 分 (時間的余裕の短い事故シーケンス「格納容器過圧破損」からの時間)

4. 操作の成立性

移動経路:	ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
作業環境:	事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。 操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。
操作性:	代替格納容器スプレイポンプの操作場所は、通路付近にあり、容易に操作可能である。
連絡手段:	事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



代替格納容器スプレイポンプ起動操作
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)
(作業風景は類似作業)

【代替格納容器スプレイポンプ受電操作】

1. 操作概要

非常用高圧母線から代替格納容器スプレイポンプへの給電が必要な場合、非常用高圧母線の受電遮断器の投入操作を実施する。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 1 名
 操作時間（想定） : 15 分
 操作時間（訓練実績等） : 12 分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）

4. 操作の成立性

移動経路： ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。

操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

操作性： 通常行う遮断器操作と同じであり、容易に操作可能である。

連絡手段： 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



受電遮断器操作
 (原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)



受電遮断器操作
 (原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)

【代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水から原子炉格納容器下部への注水への切替え】

1. 操作概要

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え、原子炉格納容器下部への注水を行う。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 1 名
 操作時間（想定） : 20 分
 操作時間（訓練実績等） : 11 分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。

操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



原子炉容器から原子炉格納容器への切替え
 系統構成
 （原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m）
 （作業風景は類似作業）

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器下部への注水

【可搬型ホースの敷設、可搬型大型送水ポンプ車等の設置（水中ポンプの設置含む。）】

1. 作業概要

海水を原子炉格納容器下部へ注水するための可搬型ホースの敷設、可搬型大型送水ポンプ車等の設置及び海水取水箇所への水中ポンプ設置等を行う。

2. 作業場所

周辺補機棟 T.P. 33.1m

屋外（海水取水箇所周辺及び原子炉建屋周辺）

3. 必要要員数及び作業時間

必要要員数 : 6名

作業時間（想定） : 225分

作業時間（訓練実績等） : 180分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）

4. 作業の成立性

移動経路 : 夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 可搬型大型送水ポンプ車等の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから作業可能である。

操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

なお、冬季間の屋外作業では防寒服等の着用が必要となるが、夏季と冬季での作業時間に相違がないことを訓練実績等で確認している。

作業性 : 可搬型大型送水ポンプ車は、車両として移動可能な設計であり容易に移動できる。屋外の可搬型ホースの敷設は、ホース延長・回収車（送水車用）を使用することから、容易に実施可能である。また、可搬型ホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

海水取水箇所に吊り下げて設置する水中ポンプは、軽量なものであり人力で降下設置できる。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（携帯型）を携帯しており、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～ 可搬型大型送水ポンプ車 33m 接続口	約 950m×1系統 約 50m×1系統	150A	約 17本×1系統 約 5本×1系統



ホース延長・回収車（送水車用）による
可搬型ホース敷設
（屋外）



ホース延長・回収車（送水車用）による
可搬型ホース敷設
（屋外）



可搬型ホース(150A)接続前



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
ポンプ車周辺のホース敷設
（屋外）



海水取水箇所への水中ポンプ設置
（屋外）

【系統構成】

1. 操作概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車により原子炉格納容器下部への注水を確保するための系統構成を行う。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m

周辺補機棟 T. P. 40. 3m, T. P. 17. 8m

3. 必要要員数及び操作時間

(1) 運転員（現場）B の系統構成

a. 原子炉格納容器下部への注水系統構成

必要要員数 : 1 名

操作時間（想定） : 25 分

操作時間（訓練実績等） : 11 分（現場移動，放射線防護具着用時間を含む。）

(2) 運転員（現場）C の系統構成

a. 原子炉格納容器下部への注水系統構成

必要要員数 : 1 名

操作時間（想定） : 25 分

操作時間（訓練実績等） : 11 分（現場移動，放射線防護具着用時間を含む。）

b. 原子炉格納容器下部への注水開始直前の系統構成

必要要員数 : 1 名

操作時間（想定） : 25 分

操作時間（訓練実績等） : 12 分（現場移動，放射線防護具着用時間を含む。）

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト，懐中電灯等を携行していることから，建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また，作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においても作業可能である。

操作は汚染の可能性を考慮し，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : 通常行う弁操作と同じであり，容易に操作可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置を使用し，確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



可搬型大型送水ポンプ車による原子炉
格納容器下部への注水系統構成
（運転員（現場）B）
（原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m）



可搬型大型送水ポンプ車による原子炉
格納容器下部への注水系統構成
（運転員（現場）C）
（原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m）
（作業風景は類似作業）

2. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
3V-CP-013A	A－格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-CP-013B	B－格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	中央制御室
3V-CP-128	代替格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ビット側入口隔離弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-144	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-141	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-111	AM用消火水注入ライン止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-FS-547	AM用消火水供給ライン第2止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-FS-531	AM用消火水供給ライン第1止め弁	原子炉補助建屋T. P. 2. 8m
3V-CP-147	代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注入用絞り弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-156	代替格納容器スプレイポンプ出口可搬型ポンプ車接続ライン隔離弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-FW-664	R/B東側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁（SA対策）	周辺補機棟T. P. 17. 8m
3V-FW-663	補助給水ビット－燃料取替用水ビット給水連絡ライン止め弁（SA対策）	周辺補機棟T. P. 17. 8m
3V-RF-102	ECTトラックアクセスエリア側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁（SA対策）	周辺補機棟T. P. 40. 3m
3V-CC-560	B－格納容器スプレイポンプ自冷水入口弁（SA対策）	原子炉補助建屋T. P. -1. 7m
3V-CC-562	B－格納容器スプレイポンプ自冷水出口弁（SA対策）	原子炉補助建屋T. P. -1. 7m
3V-CC-181B	B－格納容器スプレイポンプ電動機補機冷却水入口弁	原子炉補助建屋T. P. -1. 7m
3V-CC-563	B－格納容器スプレイポンプ補機冷却水出口止め弁	原子炉補助建屋T. P. -1. 7m
3V-CP-121	B－格納容器スプレイポンプ自冷水供給ライン止め弁（SA対策）	原子炉補助建屋T. P. -1. 7m
3V-CP-122	B－格納容器スプレイポンプ自冷水戻りライン止め弁（SA対策）	原子炉補助建屋T. P. -1. 7m
3V-CP-120	B－格納容器スプレイポンプ自冷水供給ライン絞り弁（SA対策）	原子炉補助建屋T. P. -1. 7m
3LCV-121D	充てんポンプ入口燃料取替用水ビット側入口弁A	中央制御室
3LCV-121E	充てんポンプ入口燃料取替用水ビット側入口弁B	中央制御室
3LCV-121B	体積制御タンク出口第1止め弁	中央制御室
3LCV-121C	体積制御タンク出口第2止め弁	中央制御室
3FCV-138	充てん流量制御弁	中央制御室
3V-CS-175	充てんラインC/V外側止め弁	中央制御室
3V-CS-177	充てんラインC/V外側隔離弁	中央制御室

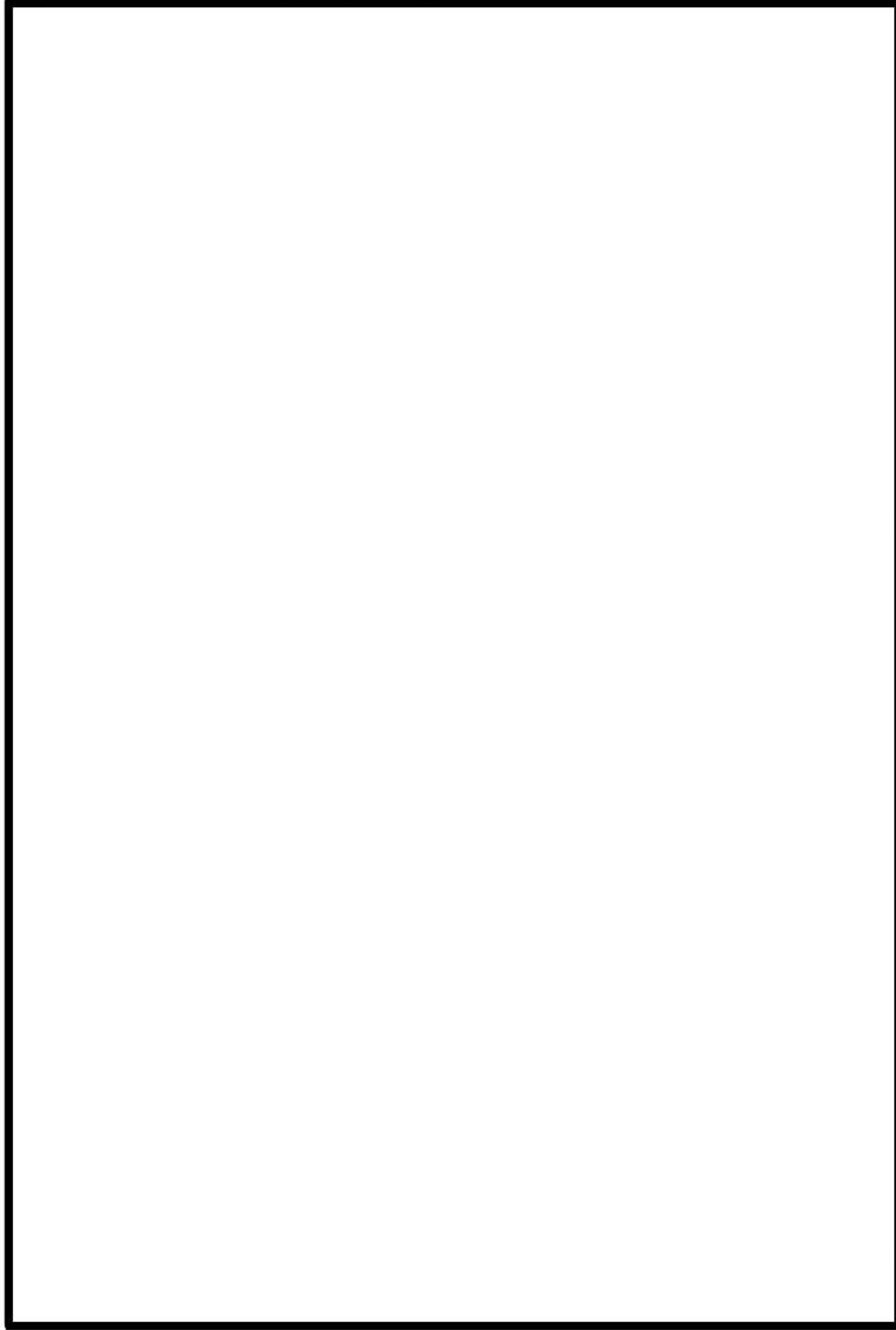
泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAT111 r. 17.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社



第 1.11.13 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 ホース敷設ルート図 (1/2)

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～ 3A，3Bー使用済燃料ピット （東側ルート）	約 600m×1系統 約 60m×1系統	150A 100A	約 12本×1系統 約 3本×1系統
海水取水箇所（3号炉取水ピットスクリーン室）～ 3A，3Bー使用済燃料ピット （西側ルート）	約 700m×2系統 約 250m×1系統 約 40m×1系統	150A 150A 100A	約 14本×2系統 約 5本×1系統 約 2本×1系統



可搬型ホース敷設
（屋外）



可搬型ホース敷設
（燃料取扱棟 T. P. 33. 1m）



ホース延長・回収車（送水車用）による
可搬型ホース敷設
（屋外）



ホース延長・回収車（送水車用）による
可搬型ホース敷設
（屋外）



可搬型ホース（150A）接続前



可搬型ホース（150A）接続後

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAT113 r. 17.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料

1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社

る。

(添付資料 1. 13. 7, 1. 13. 17, 1. 13. 23)

1. 13. 2. 3 水源を切り替えるための対応手順

(1) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え

a. 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え（原子炉容器への注水中の場合）

重大事故等時に必要な水の供給が中断することがないように，代替格納容器スプレイポンプの水源を燃料取替用水ピットから補助給水ピットへ切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉容器への注水中に燃料取替用水ピットの枯渇又は破損を水位異常低警報等により判断した際に，補助給水ピットの水位が確保され，使用できることを確認できた場合。

(b) 操作手順

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替（原子炉容器への注水中の場合）手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 13. 28 図に，タイムチャートを第 1. 13. 29 図に示す。

① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，運転員及び災害対策要員に燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替えの準備開始を指示する。

② 運転員（中央制御室）A，運転員（現場）B 及び災害対策要員は，中央制御室及び現場で燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え及び原子炉容器への注水のための系統構成並びに系統の水張り操作を実施し，燃料取替用水ピット

から補助給水ピットへの切替準備完了を発電課長（当直）に報告する。

③ 発電課長（当直）は、運転員に燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え開始を指示する。

④ 運転員（現場）Bは、現場で代替格納容器スプレイポンプを起動し、運転状態及び補助給水ピット水位により補助給水ピット等に異常がないことを確認し、発電課長（当直）に報告する。

代替格納容器スプレイポンプを起動する場合には代替非常用発電機が起動していることを確認し、起動していなければ、代替非常用発電機を起動後に代替格納容器スプレイポンプを起動する。非常用高圧母線による給電が可能な場合は、現場でA又はB－非常用高圧母線の受電遮断器の投入操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源を燃料取替用水ピットから補助給水ピットへ切り替えるまで35分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.13.10, 1.13.11）

b. 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え（原子炉格納容器内へのスプレイ中の場合）

重大事故等時に必要な水の供給が中断することがないように、代替格納容器スプレイポンプの水源を燃料取替用水ピットから補助給水

ピットへ切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内へのスプレイ中に燃料取替用水ピットの枯渇又は破損を水位異常低警報等により判断した際に、補助給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

(b) 操作手順

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替（原子炉格納容器内へのスプレイ中の場合）手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13.30 図に、タイムチャートを第 1.13.31 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき運転員及び災害対策要員に燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替準備を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B 及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え及び原子炉格納容器内へのスプレイのための系統構成並びに系統の水張り操作を実施し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替準備完了を発電課長（当直）に報告する。
- ③ 発電課長（当直）は、運転員に燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替開始を指示する。
- ④ 運転員（現場）B は、現場で代替格納容器スプレイポンプを起動し、運転状態及び補助給水ピット水位により補助給水ピット等に異常がないことを確認し、発電課長（当直）に報告する。代替格納容器スプレイポンプを起動する場合には代替非常用発電機が起動していることを確認し、起動していな

ければ、代替非常用発電機を起動後に代替格納容器スプレイポンプを起動する。非常用高圧母線による給電が可能な場合は、現場でA又はB－非常用高圧母線の受電遮断器の投入操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源を燃料取替用水ピットから補助給水ピットへ切り替えるまで30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1. 13. 10, 1. 13. 11）

(2) 燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの切替え

a. 燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの切替え

重大事故等時に必要な水の供給が中断することがないように、充てんポンプの水源を燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへ切り替える。

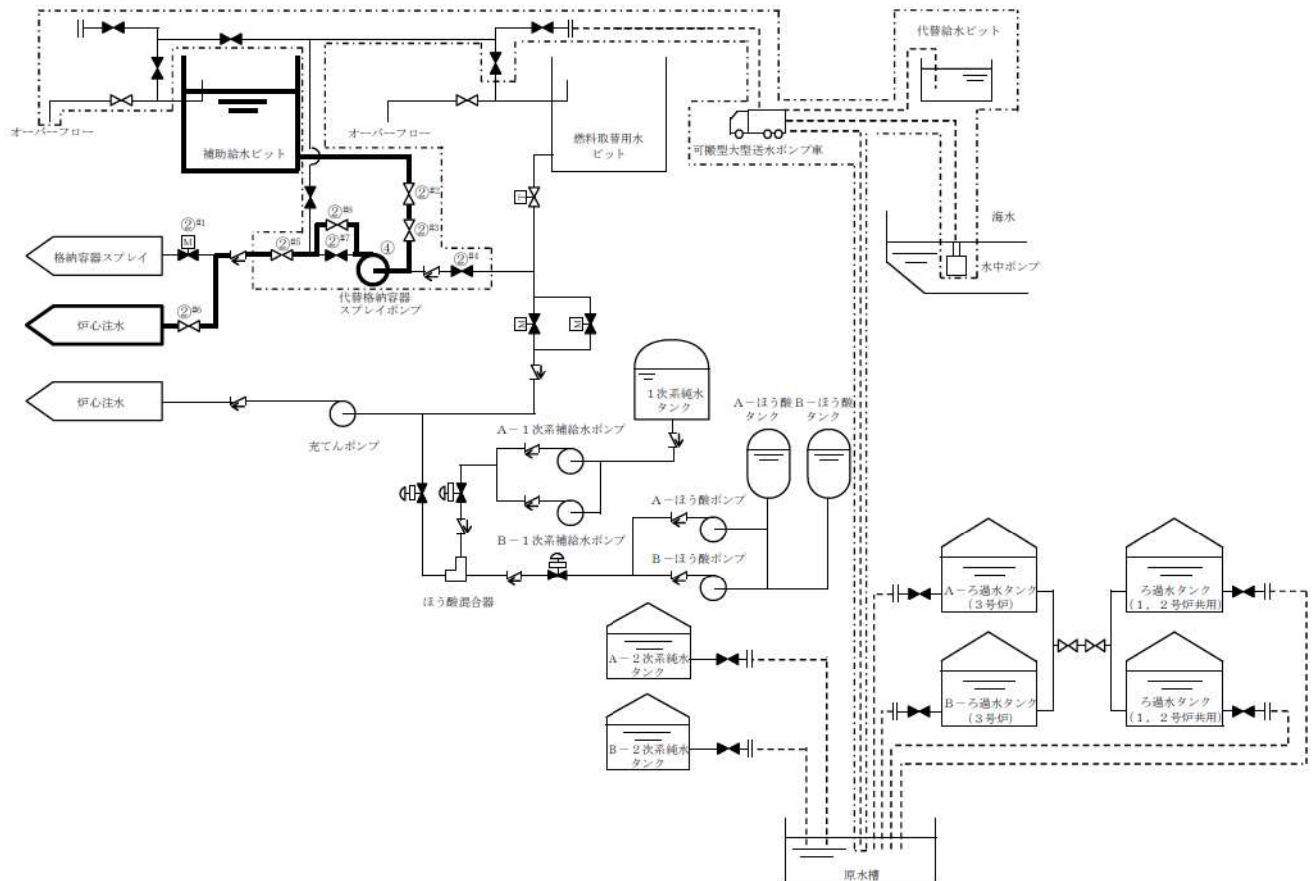
(a) 手順着手の判断基準

原子炉容器への注水中に燃料取替用水ピットが枯渇又は破損を水位異常低警報等により判断した際に、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

(b) 操作手順

燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへ

凡例



操作手順	操作対象機器	状態の変化
② ^{#1}	B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全閉確認
② ^{#2}	代替格納容器スプレイポンプ補助給水ピット側入口第1隔離弁	全閉→全開
② ^{#3}	代替格納容器スプレイポンプ補助給水ピット側入口第2隔離弁	全閉→全開
② ^{#4}	代替格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ピット側入口隔離弁	全開→全閉
② ^{#5}	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	全閉→全開
② ^{#6}	B-余熱除去冷却器出口格納容器スプレイ水注入ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開
② ^{#7}	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	全開→全閉
② ^{#8}	代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注入用絞り弁	全閉→調整開
④	代替格納容器スプレイポンプ	停止→起動

#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機器があることを示す。

第 1.13.28 図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え

(原子炉容器への注水中の場合) 概要図

		経過時間（分）					備考
		10	20	30	40	50	
手順の項目	要員（数）				燃料取替用水ピットから 補助給水ピットへの切替え 35分 ▽		操作手順
燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え （原子炉容器への注水中の場合）	運転員 （中央制御室）A	1			系統構成※1		②
	運転員 （現場）B	1					
	災害対策要員A	1			移動、系統構成、水張り※2		②
					代替格納容器スプレイポンプ起動※1		④

※1：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

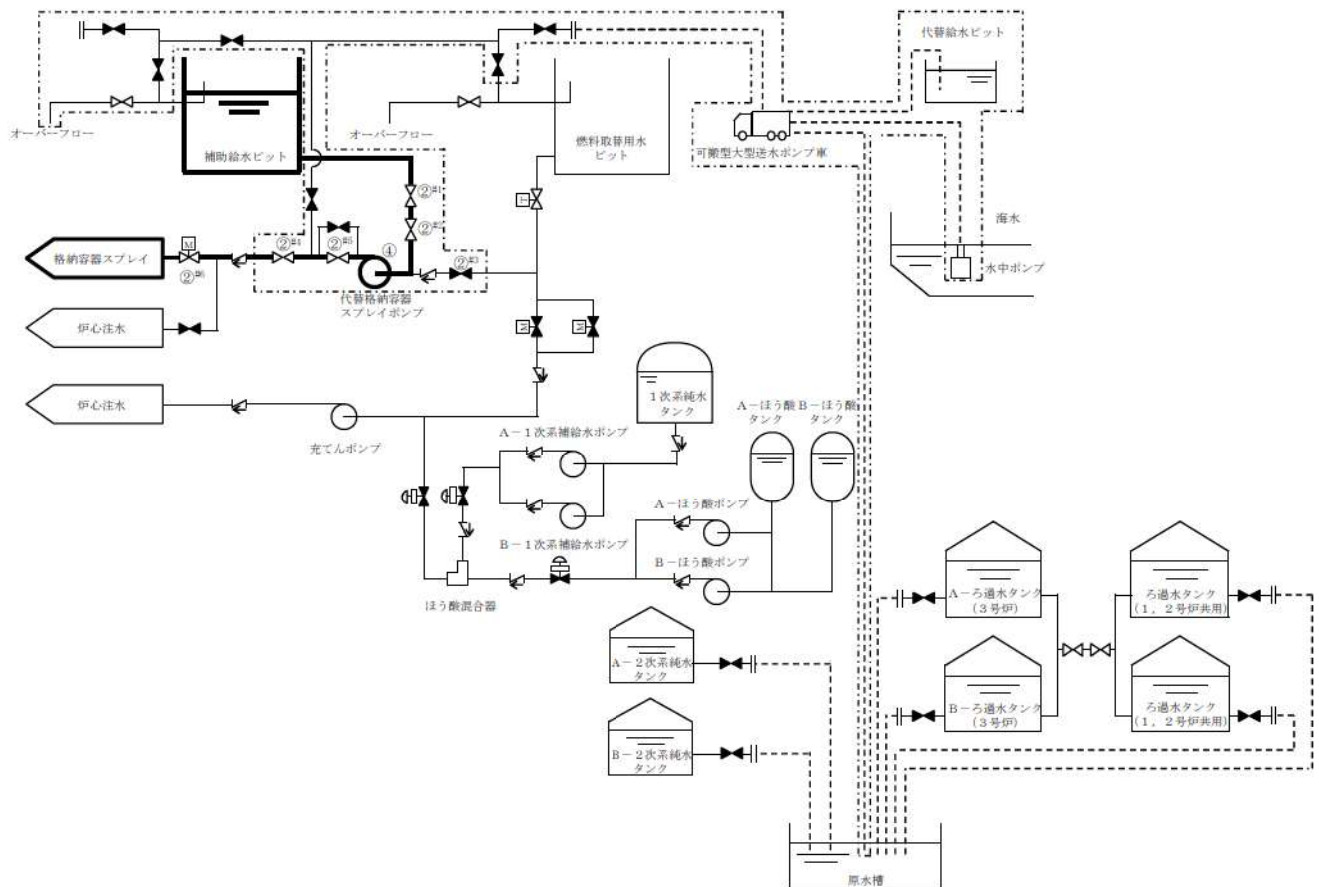
※2：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1. 13. 29 図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え

（原子炉容器への注水中の場合） タイムチャート

凡例

	手動弁		ツインパワー弁		接続口
	電動弁		逆止弁		設計基準事故対処設備から追加した箇所
	空気作動弁（ボジショナ付）		可搬型ホース		



操作手順	操作対象機器	状態の変化
② ^{#1}	代替格納容器スプレイポンプ補助給水ピット側入口第1隔離弁	全閉→全開
② ^{#2}	代替格納容器スプレイポンプ補助給水ピット側入口第2隔離弁	全閉→全開
② ^{#3}	代替格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ピット側入口隔離弁	全開→全閉
② ^{#4}	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	全閉→全開
② ^{#5}	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	全開→調整開
② ^{#6}	B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全閉→全開
④	代替格納容器スプレイポンプ	停止→起動

#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機器があることを示す。

第 1.13.30 図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え

（原子炉格納容器内へのスプレイ中の場合） 概要図

		経過時間（分）					備考
		10	20	30	40	50	
手順の項目	要員（数）	燃料取替用水ピットから 補助給水ピットへの切替え 30分 ▽					操作手順
燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え （原子炉格納容器内へのスプレイ中 の場合）	運転員 （中央制御室）A 1						
				系統構成※1			②
	運転員 （現場）B 1						
				移動、	系統構成、水張り※2		②
	災害対策要員A 1				代替格納容器スプレイポンプ起動※1		④
					→		

※1：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※2：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

第 1.13.31 図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え

（原子炉格納容器内へのスプレイ中の場合） タイムチャート

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの切替え
(原子炉容器への注水又は原子炉格納容器内へのスプレイ)

【燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替（系統構成）】

1. 操作概要

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替のための系統構成を実施する。

2. 操作場所

原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m, T.P. 10. 3m (中間床)

3. 必要要員数及び操作時間

(1) 原子炉容器への注水時

必要要員数 : 2名
操作時間 (想定) : 35分
操作時間 (訓練実績等) : 24分 (現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

(2) 原子炉格納容器内へのスプレイ時

必要要員数 : 2名
操作時間 (想定) : 30分
操作時間 (訓練実績等) : 22分 (現場移動, 放射線防護具着用時間を含む。)

4. 操作の成立性

移動経路 : ヘッドライト, 懐中電灯等を携行していることから, 建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業環境 : 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また, 作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり, 事故環境下においても作業可能である。
操作は汚染の可能性を考慮し, 防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋等) を装備又は携行して作業を行う。

操作性 : 通常行う弁操作と同じであり, 容易に操作可能である。

連絡手段 : 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも, 携行型通話装置を使用し, 確実に中央制御室へ連絡することが可能である。



燃料取替用水ピット
水源切替系統構成
(原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m)
(作業風景は類似作業)

補助給水ピットから燃料取替用水ピット間の接続配管について

補助給水ピットと燃料取替用水ピットとの隔離については、「隔離の信頼性」及び「作業の確実性」についての検討を行った。また、放射性物質が管理区域外へ漏えいすることへのリスクについて検討した結果、漏えいのリスクを抑えるため直列に2個設置した隔離弁による隔離を選択した。

【補助給水ピットと燃料取替用水ピットとの隔離】

補助給水ピットと燃料取替用水ピットの接続は、放射性物質を含む系統と含まない系統を接続する構成であり、放射性物質が管理区域外へ漏えいすることへのリスクを排除するために、物理的障壁として直列に2個設置した隔離弁により、非管理区域と管理区域の確実な分離管理を可能としている。

【切替えの容易性】

運転員が実施する弁操作による系統構成作業は、通常時に行う弁操作と同様であるため、容易かつ確実に実施可能である。また、系統構成作業については、手順書を整備しており、確実に実施可能である。

さらに、系統構成作業について、定期的な訓練を実施するとともに、通常時に行う弁操作経験を積むことにより、確実な作業が行われるよう技能維持及び向上に努める。

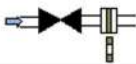
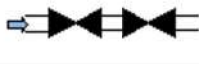
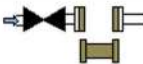
1. 補助給水ピットと燃料取替用水ピットとの隔離

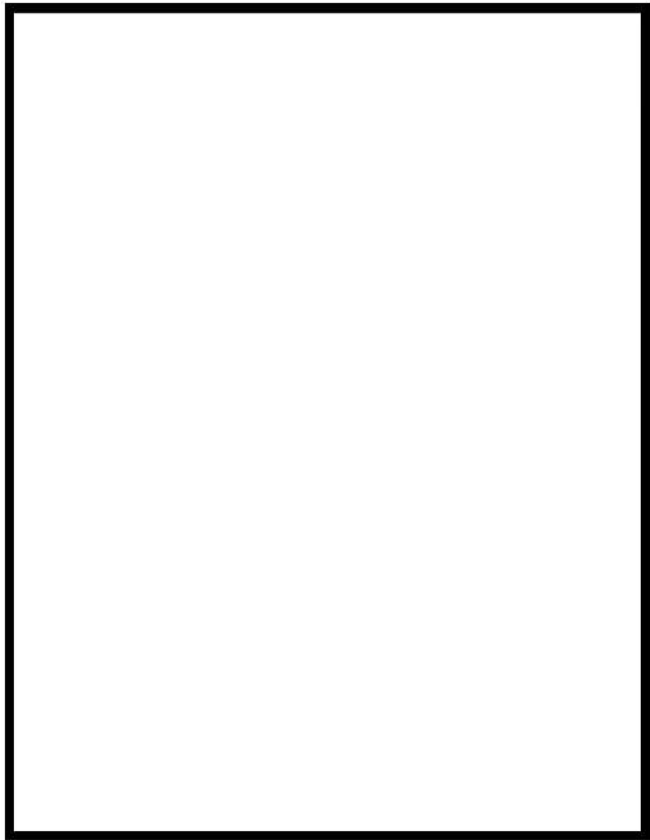
補助給水ピット（純水内包）と燃料取替用水ピット（ほう酸水内包：放射性物質含む。）の接続については、放射性物質を含む系統と含まない系統を接続する構成であり、管理区域と非管理区域を厳格に隔離し漏えいリスクを排除するため、物理的障壁として隔離弁を直列に2個設置した。

弁による隔離では誤操作やシートリークの懸念があるが、直列に2個設置した隔離弁で隔離し、通常時開閉操作をしないことから異物の噛み込みによるシートリークが発生する可能性が極めて小さいこと及び施錠管理をすることで誤操作を防止できることから、ディスタンスピース及びスプールピースによる隔離と同等の信頼性が確保できると考えている。

なお、今回設置する代替格納容器スプレイポンプ入口配管については、上記に加えて、直列に2個設置した隔離弁の間にリーク確認用のドレン配管を設けており、隔離弁を分解点検した場合は、水張り後に漏えい確認を行うこととしている。

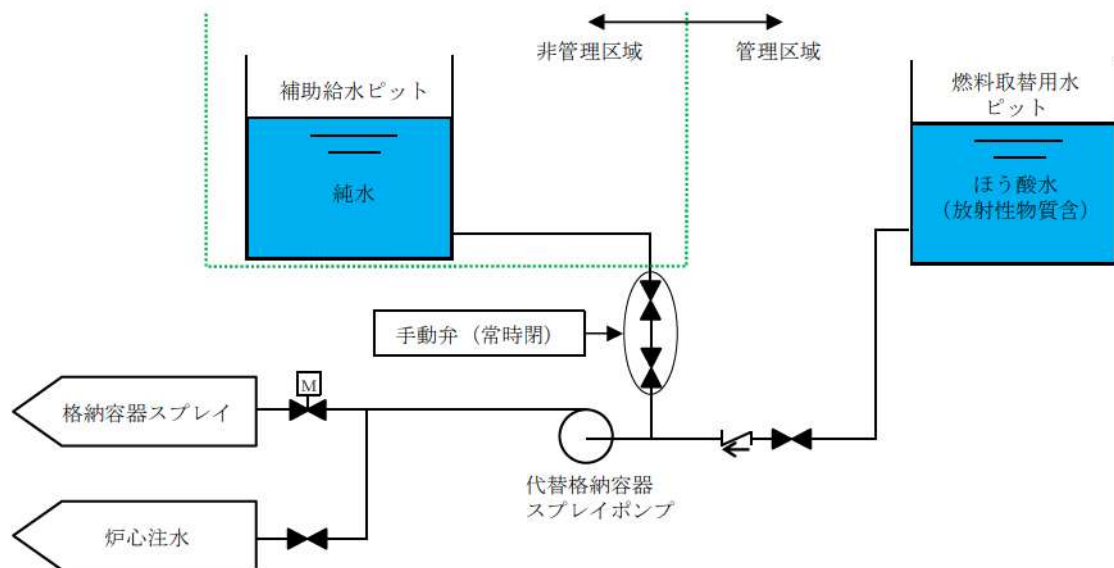
表－１ 放射性物質を含む系統と放射性物質を含まない系統の隔離方法比較検討結果

		ディスタンスピース	手動弁	スプールピース	フレキシブル配管
概要図					
隔離の信頼性		物理的隔離により２次側への放射性物質の混入による汚染拡大や放出を確実に防止可能 ○	通常時間閉操作がなく、結果として異物の増み込みによるシーリークが発生する可能性が極めて小さいこと、直列に２個設置した隔離弁で隔離し施錠管理を行うことで誤操作を防止できることから、２次側への放射性物質の混入による汚染拡大や放出を確実に防止可能 ○	物理的隔離により２次側への放射性物質の混入による汚染拡大や放出を確実に防止可能 ○	物理的隔離により２次側への放射性物質の混入による汚染拡大や放出を確実に防止可能 ○
作業性	作業内容	ディスタンスピース取替作業 弁操作（２箇所）	弁操作（２箇所）	スプールピース取付作業 弁操作（２箇所）	カブラ接続作業 弁操作（２箇所）
	評価	弁操作に加えてディスタンスピース取替作業が必要なため、手動弁より劣る ○	弁操作のみであり、作業性に優れる ◎	弁操作に加えてスプールピース取付作業が必要なため、手動弁より劣る ○	弁操作に加えてカブラ接続作業が必要なため、手動弁より劣る ○
評価結果		○	◎	○	○



図－１ 補助給水ピットから燃料取替用水ピット間弁設置箇所（１／２）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図ー 2 補助給水ピットから燃料取替用水ピット間弁設置箇所 (2 / 2)

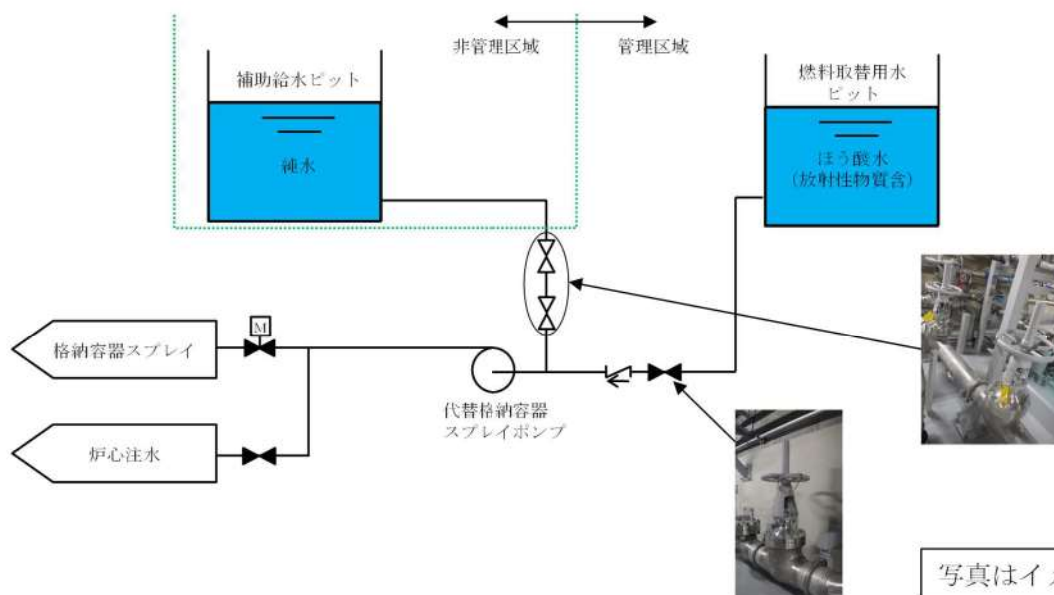
2. 切替えの容易性

(1) 水源切替え操作

弁操作は、通常時に行う運転操作と同様であり、容易に実施することができる。

操作内容

- ①燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替えとして、補助給水ピット側の入口隔離弁の「開」操作及び系統の水張り操作を実施する。
- ②燃料取替用水ピット側の入口隔離弁を「閉」とする。



図ー 3 代替格納容器スプレイポンプの水源切替え概要図

2. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
3V-RF-102	ECTトラックアクセスエリア側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T. P. 40. 3m
3V-RF-100	燃料取替用水ビットオーバーフローライン海水供給止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T. P. 40. 3m
3V-RF-101	燃料取替用水ビット給水ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T. P. 40. 3m
3V-FW-664	R/B東側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T. P. 17. 8m
3V-FW-663	補助給水ビットー燃料取替用水ビット給水連絡ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T. P. 17. 8m
3V-SF-104A	Aー使用済燃料ビット脱塩塔入口弁	原子炉補助建屋T. P. 17. 8m
3V-SF-104B	Bー使用済燃料ビット脱塩塔入口弁	原子炉補助建屋T. P. 17. 8m
3V-SF-112	使用済燃料ビット脱塩塔逆洗水絞り弁	原子炉補助建屋T. P. 17. 8m
3V-SF-114A	Aー使用済燃料ビット脱塩塔逆洗弁	原子炉補助建屋T. P. 17. 8m
3V-SF-114B	Bー使用済燃料ビット脱塩塔逆洗弁	原子炉補助建屋T. P. 17. 8m
3V-SF-127A	AーSFPフィルタ出口燃料取替用水ビット水浄化戻りライン切替弁	原子炉補助建屋T. P. 17. 8m
3V-SF-127B	BーSFPフィルタ出口燃料取替用水ビット水浄化戻りライン切替弁	原子炉補助建屋T. P. 17. 8m
3V-CS-050	脱塩塔補給水止め弁	原子炉補助建屋T. P. 17. 8m
3V-RC-073	加圧器逃がしタンクドレン弁	中央制御室
3V-RC-097	加圧器逃がしタンク補給水ライン止め弁	中央制御室
3V-WL-031	格納容器冷却材ドレンポンプ出口C/V内側隔離弁	中央制御室
3V-SF-059A	Aー使用済燃料ビット補給弁	周辺補機棟T. P. 10. 3m (中間床)
3V-SF-059B	Bー使用済燃料ビット補給弁	周辺補機棟T. P. 10. 3m (中間床)
3V-SF-047	使用済燃料ビット脱塩水補給弁	周辺補機棟T. P. 10. 3m (中間床)
3V-CS-548	ほう酸混合器出口手動補給ラインほう酸補給止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m (中間床)
3V-CS-551	ほう酸混合器出口燃料取替用水ビット補給ライン切替弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m (中間床)
3FCV-223A	1次純水補給ライン流量制御弁	中央制御室
3FCV-220A	ほう酸補給ライン流量制御弁	中央制御室
3V-FW-661	補助給水ビットブローライン給水用止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T. P. 17. 8m
3V-FW-662	補助給水ビット給水ライン止め弁 (SA対策)	周辺補機棟T. P. 17. 8m
3V-FW-630	補助給水ビット脱塩水補給ライン流量絞り弁	周辺補機棟T. P. 24. 8m
3V-RW-131A	Aーろ過水タンクブロー弁	屋外
3V-RW-131B	Bーろ過水タンクブロー弁	屋外
V-MW-905A	Aーろ過水タンク排水弁	屋外
V-MW-905B	Bーろ過水タンク排水弁	屋外
V-MW-952A	Aー2次系純水タンク排水弁	屋外
V-MW-952B	Bー2次系純水タンク排水弁	屋外
3V-RH-100	Bー余熱除去冷却器出口格納容器スプレイ水注入ライン止め弁 (SA対策)	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m (中間床)
3V-CP-147	代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注入用絞り弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-136	代替格納容器スプレイポンプ補助給水ビット側入口第1隔離弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-137	代替格納容器スプレイポンプ補助給水ビット側入口第2隔離弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-128	代替格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ビット側入口隔離弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-144	代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-141	代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	原子炉補助建屋T. P. 10. 3m
3V-CP-013B	Bー格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	中央制御室
3FCV-220B	体積制御タンク出口側補給弁	中央制御室
3LCV-121D	充てんポンプ入口燃料取替用水ビット側入口弁A	中央制御室
3LCV-121E	充てんポンプ入口燃料取替用水ビット側入口弁B	中央制御室
3V-FW-608B	タービン動補助給水ポンプ2次系純水タンクライン入口弁	周辺補機棟T. P. 10. 3m
3V-FW-608A	A, Bー電動補助給水ポンプ2次系純水タンクライン入口弁	周辺補機棟T. P. 10. 3m
3V-FW-601	補助給水ビット電動補助給水ポンプ側出口弁	周辺補機棟T. P. 24. 8m
3V-FW-604	補助給水ビットタービン動補助給水ポンプ側出口弁	周辺補機棟T. P. 24. 8m

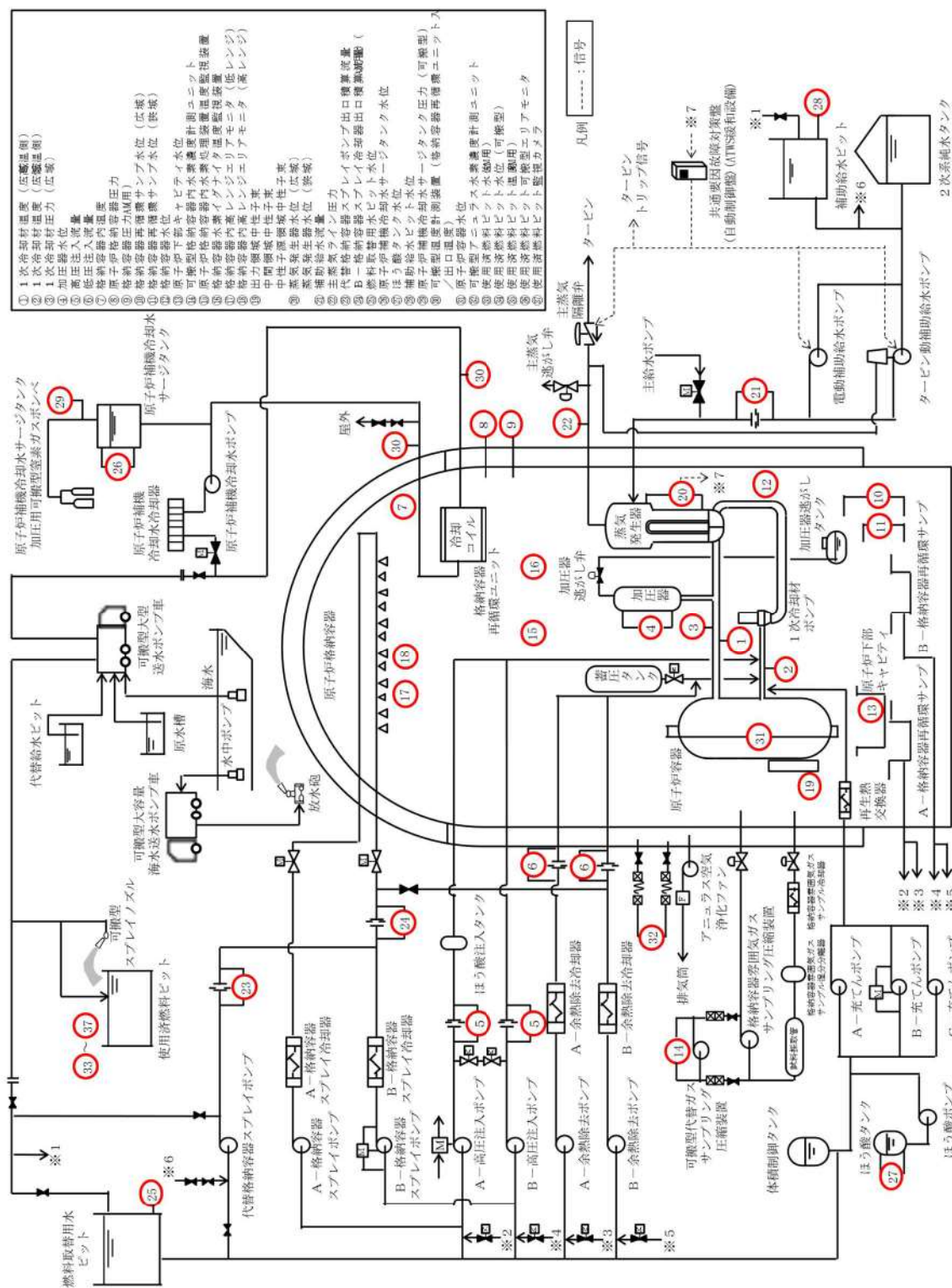
泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAT115 r. 15. 0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料

1. 15 事故時の計装に関する手順等

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社



第 1.15.3 図 主要設備 系統概要図 (1/2)

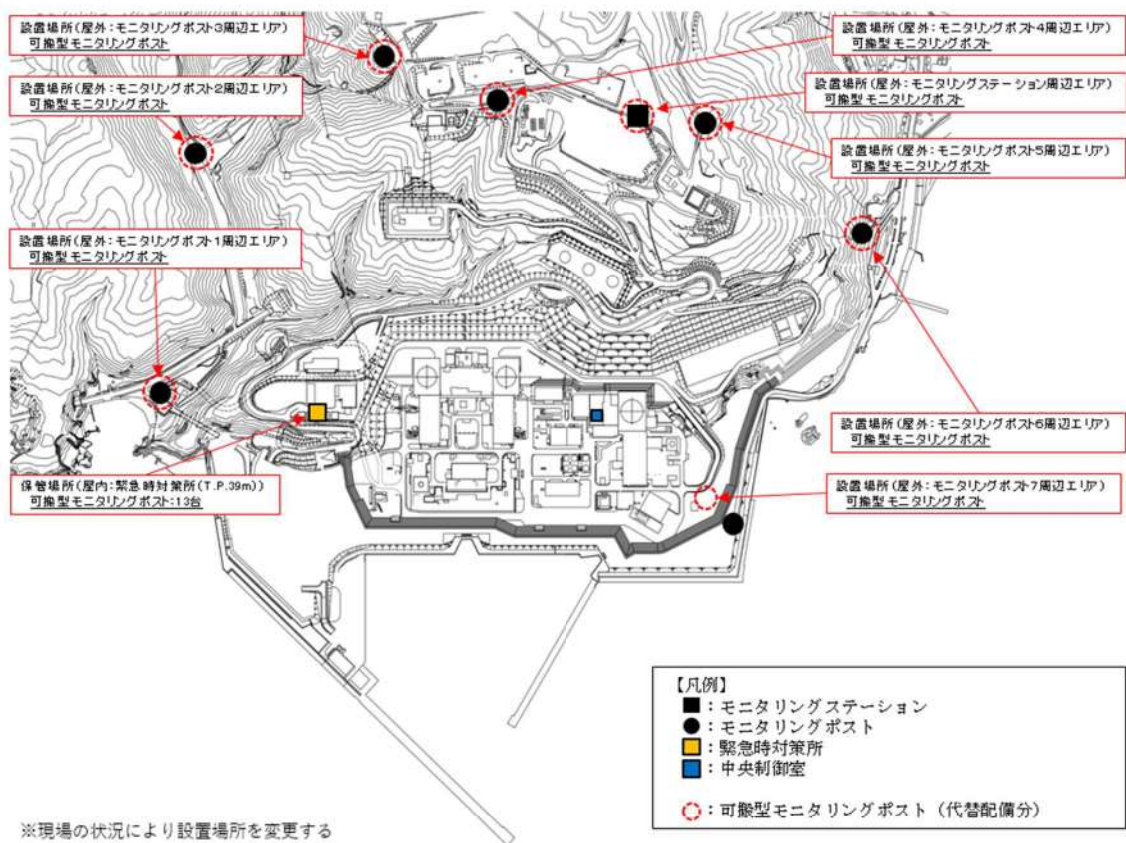
泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT117 r.17.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所3号炉

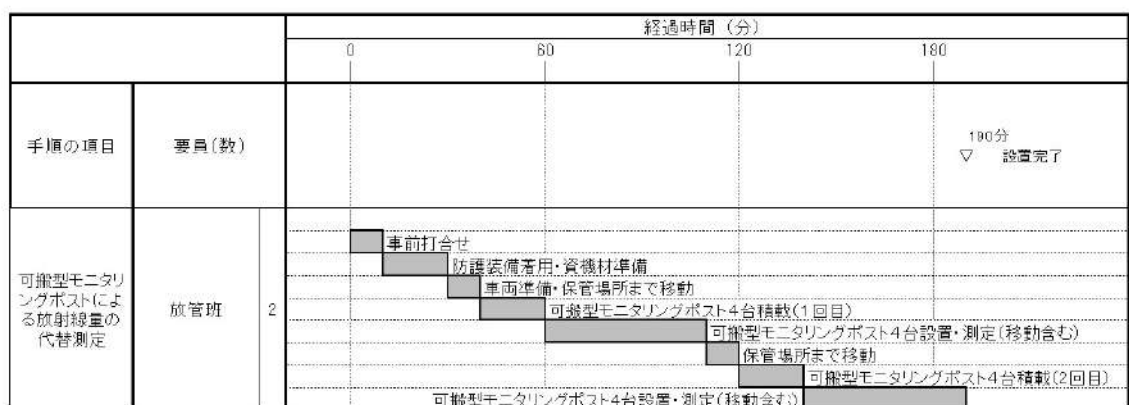
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料

1.17 監視測定等に関する手順等

令和6年12月
北海道電力株式会社



第1.17.2図 可搬型モニタリングポストの設置場所及び保管場所
(発電所海側及び緊急時対策所付近への設置を除く)



第1.17.3図 可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定
タイムチャート

(4) 可搬型モニタリングポスト設置場所におけるプルームの検知性について

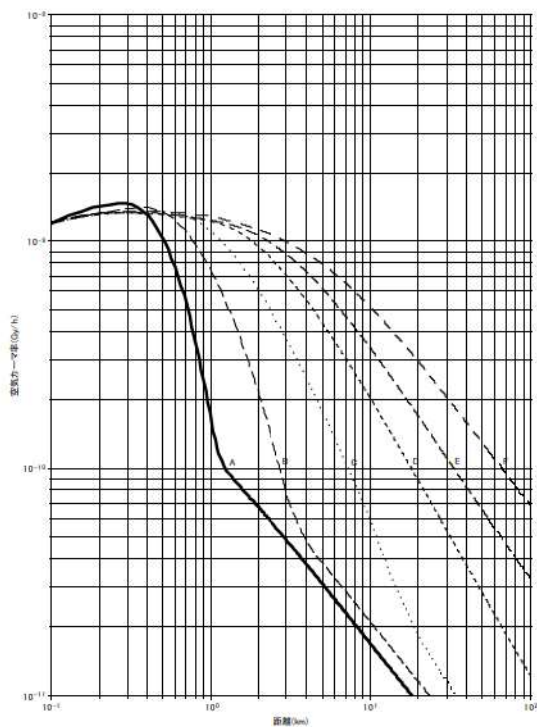
a. 環境放射線モニタリング指針に基づく評価

プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタリングポストの設置場所を通過するわけではなく、間隙を通過するケースも考えられる。そのため、第1表の条件において、放出高さ及び大気安定度が該当する空気カーマ率図（第2図、第3図）を用いて、設置する可搬型モニタリングポストの検知性を評価した。

第1表 評価条件

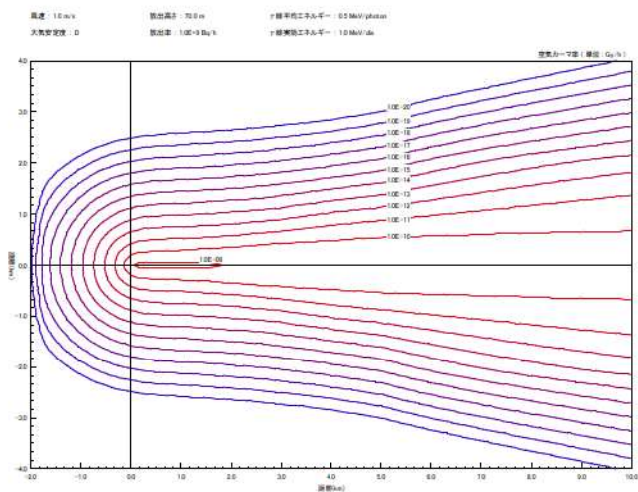
項目	設定内容	設定理由
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として1.0m/sを設定した。
風速	8方位	可搬型モニタリングポストの設置場所を考慮した。
大気安定度	D（中立）	泊発電所構内で最も出現頻度の高い大気安定度を採用した。
放出位置	3号炉格納容器地上高（70m）	3号炉原子炉格納容器からの漏えいを想定。
評価地点	可搬型モニタリングポストの設置場所	当該設置場所でのプルームの検知性確認のため。

風速 : 1.0 m/s 放出高さ : 70.0 m 放出率 : 1.0E+9 Bq/h
 γ 線平均エネルギー : 0.5 MeV/photon γ 線実効エネルギー : 1.0 MeV/ds



第2図 風下軸上空気カーマ率

出典：「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）」
 （日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Deta/Code 2004-010）



第3図 風下直角方向空気カーマ率

出典：「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）」
 （日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Deta/Code 2004-010）

b. 評価結果

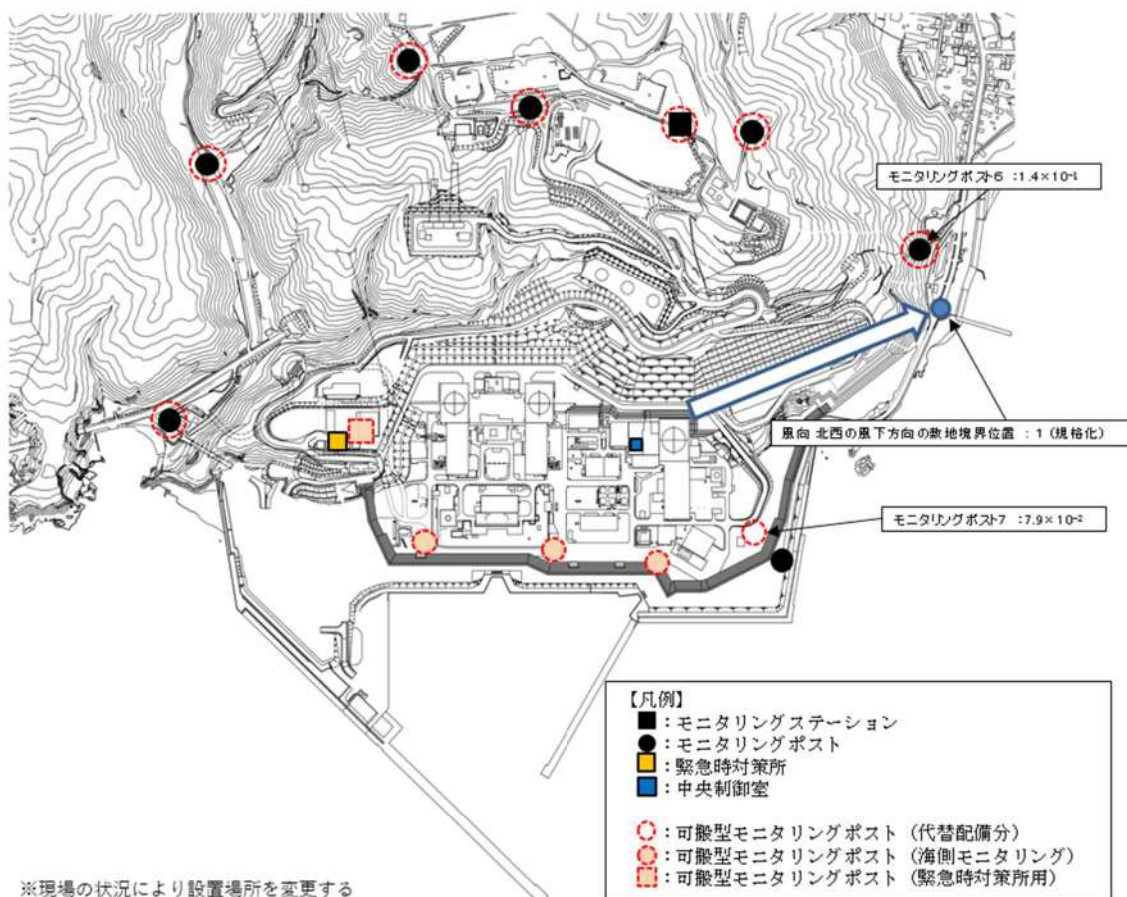
各風向における評価地点での放射線量率を読み取り（第4図），その感度を第2表に示す。ここでは，風向きによる差を確認するために，風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1と規格化して求めた。風下方向に対して隣接する可搬型モニタリングポストは，風下方向の数値に対して，約1桁低くなるが，最低でも 1.4×10^{-1} 程度の感度を有しており，プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第2表 各風向による評価地点での放射線量率の感度（1）

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1として規格化)								
評価地点 \ 風向	南 S	南西 SW	西 W	北西 NW	北 N	北東 NE	東 E	南東 SE
モニタリングポスト1	1.4×10^{-2}	7.1×10^{-5}	1.4×10^{-5}	7.1×10^{-6}	7.1×10^{-6}	2.1×10^{-5}	2.9×10^{-4}	7.1×10^{-2}
モニタリングポスト2	<u>1.0×10^{-6}</u>	7.1×10^{-5}	2.1×10^{-5}	5.7×10^{-6}	4.3×10^{-6}	6.4×10^{-6}	2.1×10^{-5}	7.1×10^{-4}
モニタリングポスト3	3.6×10^{-2}	7.1×10^{-2}	4.3×10^{-4}	4.3×10^{-5}	2.1×10^{-5}	2.1×10^{-5}	4.3×10^{-5}	2.9×10^{-4}
モニタリングポスト4	2.1×10^{-2}	<u>6.4×10^{-1}</u>	5.7×10^{-3}	5.0×10^{-4}	1.4×10^{-4}	1.4×10^{-4}	2.1×10^{-4}	7.1×10^{-4}
モニタリングステーション	5.7×10^{-3}	<u>2.1×10^{-1}</u>	7.1×10^{-2}	3.6×10^{-3}	6.4×10^{-4}	4.3×10^{-4}	5.0×10^{-4}	7.1×10^{-4}
モニタリングポスト5	2.1×10^{-3}	5.7×10^{-2}	<u>3.6×10^{-1}</u>	5.7×10^{-3}	7.1×10^{-4}	4.3×10^{-4}	4.3×10^{-4}	5.7×10^{-4}
モニタリングポスト6	5.7×10^{-4}	2.9×10^{-3}	7.1×10^{-2}	<u>1.4×10^{-1}</u>	3.6×10^{-3}	5.7×10^{-4}	4.3×10^{-4}	3.6×10^{-4}
モニタリングポスト7	2.1×10^{-2}	2.9×10^{-2}	4.3×10^{-2}	7.9×10^{-2}	<u>6.8×10^{-1}</u>	4.3×10^{-1}	6.4×10^{-2}	3.6×10^{-2}
海側No3	4.3×10^{-2}	3.6×10^{-2}	3.6×10^{-2}	4.3×10^{-2}	7.1×10^{-2}	<u>5.7×10^{-1}</u>	5.7×10^{-1}	7.1×10^{-2}
海側No2	5.0×10^{-2}	2.1×10^{-2}	1.4×10^{-2}	1.4×10^{-2}	2.1×10^{-2}	7.1×10^{-2}	<u>5.7×10^{-1}</u>	3.6×10^{-1}
海側No1	2.1×10^{-2}	2.9×10^{-3}	7.1×10^{-4}	7.1×10^{-4}	1.4×10^{-3}	4.3×10^{-3}	5.7×10^{-2}	<u>6.4×10^{-1}</u>

：風下方向の評価地点を示す。

：風下方向中のうち，最も高い値となるもの。



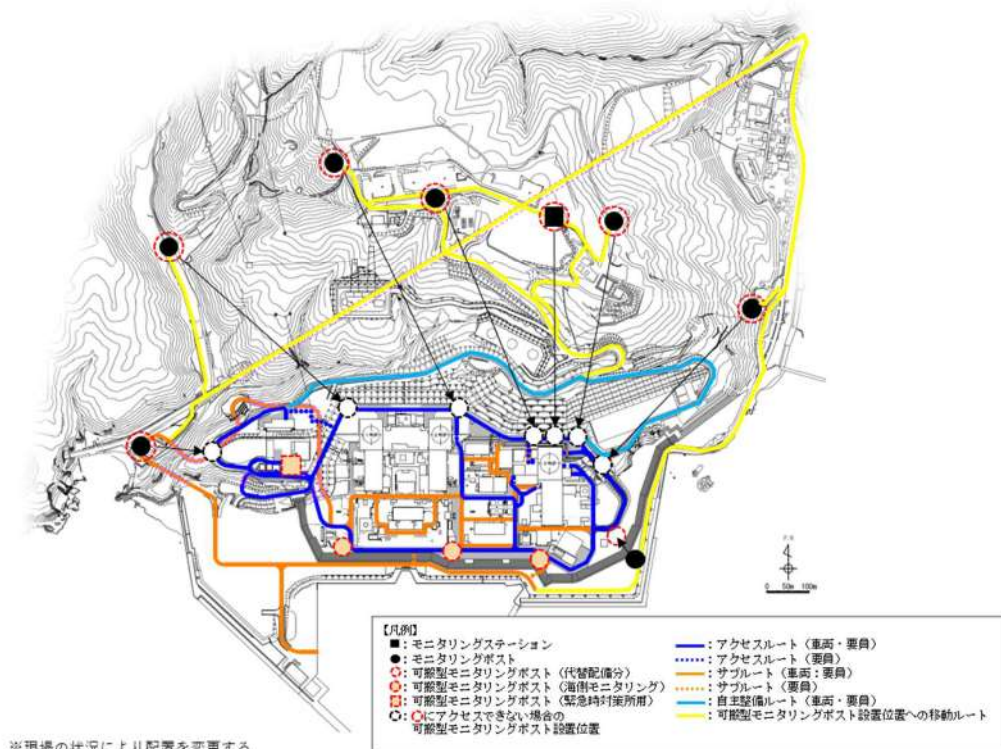
第4図 可搬型モニタリングポストの設置場所及び
放射線量率の感度評価の例（風向：北西）

また、可搬型モニタリングポストの設置場所にアクセスできない場合の代替測定場所（第5図）での放射線量率の感度について同様に評価した。その感度を第3表に示す。風下方向に対して隣接する可搬型モニタリングポストは、風下方向の数値に対して、約1桁低くなるが、最低でも 5.7×10^{-1} 程度の感度を有しており、プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第3表 各風向による評価地点での放射線量率の感度（代替測定位置）

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1として規格化)								
評価地点	風向 南 S	南西 SW	西 W	北西 NW	北 N	北東 NE	東 E	南東 SE
モニタリングポスト1 代替位置	3.6×10^{-2}	4.3×10^{-4}	6.4×10^{-5}	5.0×10^{-5}	5.0×10^{-5}	7.1×10^{-5}	7.1×10^{-4}	1.4×10^{-1}
モニタリングポスト2 代替位置	5.7×10^{-1}	1.4×10^{-2}	2.1×10^{-3}	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	1.4×10^{-3}	5.7×10^{-3}	7.1×10^{-2}
モニタリングポスト3 代替位置	1.0×10^{-6}	2.1×10^{-1}	5.7×10^{-2}	2.1×10^{-2}	2.1×10^{-2}	2.1×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.1×10^{-1}
モニタリングポスト4 代替位置	5.7×10^{-1}	7.1×10^{-1}	4.3×10^{-1}	2.1×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	2.1×10^{-1}	3.6×10^{-1}
モニタリングステーション 代替位置	3.6×10^{-1}	5.7×10^{-1}	7.1×10^{-1}	5.0×10^{-1}	2.9×10^{-1}	2.1×10^{-1}	1.4×10^{-1}	2.9×10^{-1}
モニタリングポスト5 代替位置	1.4×10^{-1}	4.3×10^{-1}	6.4×10^{-1}	6.4×10^{-1}	3.6×10^{-1}	1.4×10^{-1}	7.1×10^{-2}	1.4×10^{-1}
モニタリングポスト6 代替位置	7.1×10^{-2}	7.1×10^{-2}	3.6×10^{-1}	1.0×10^{-6}	5.7×10^{-1}	2.1×10^{-1}	7.1×10^{-2}	6.4×10^{-2}
モニタリングポスト7 代替位置	2.1×10^{-2}	2.9×10^{-2}	4.3×10^{-2}	7.9×10^{-2}	6.8×10^{-1}	4.3×10^{-1}	6.4×10^{-2}	3.6×10^{-2}
海側No3 代替位置	4.3×10^{-2}	3.6×10^{-2}	3.6×10^{-2}	4.3×10^{-2}	7.1×10^{-2}	5.7×10^{-1}	5.7×10^{-1}	7.1×10^{-2}
海側No2 代替位置	5.0×10^{-2}	2.1×10^{-2}	1.4×10^{-2}	1.4×10^{-2}	2.1×10^{-2}	7.1×10^{-2}	5.7×10^{-1}	3.6×10^{-1}
海側No1 代替位置	2.1×10^{-2}	2.9×10^{-3}	7.1×10^{-4}	7.1×10^{-4}	1.4×10^{-3}	4.3×10^{-3}	5.7×10^{-2}	6.4×10^{-1}

 : 風下方向の評価地点を示す。
 — : 風下方向中のうち、最も高い値となるもの。

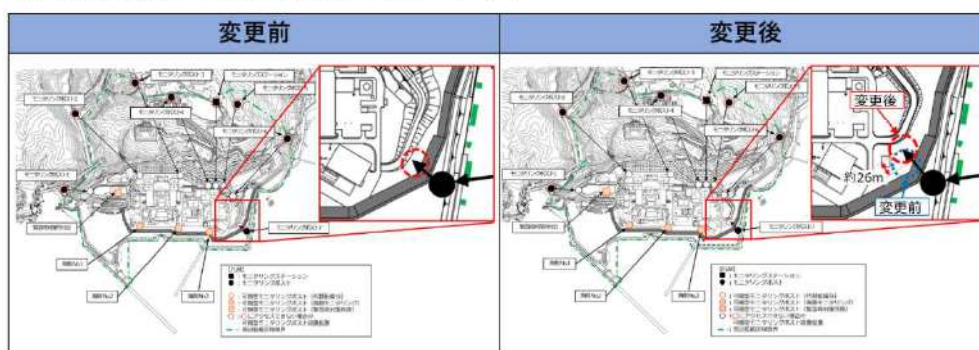


第5図 可搬型モニタリングポストの設置場所にアクセスできない場合の代替測定場所

c. 堀株側取付道路の形状変更による影響について

地震時におけるアクセスルート確保の信頼性を向上させるため、堀株側取付道路の構造及び形状が変更することとなった。これによりアクセスルートも変更となったため、モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置を変更した。

モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置について、変更前後の図面を第6図に示す。



第6図 モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置の変更

アクセスルートの変更に伴い、モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置を約26m移動した。変更後の位置における、風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1と規格化した場合の感度の評価結果を前述のb.に示しているが、設置位置の変更前後に着目した評価結果の変化について以下に記載する。

(a) 可搬型モニタリングポストの配置位置における評価

可搬型モニタリングポストの配置位置における評価を前述の第2表に整理している。変更後のモニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストに対する評価結果は、 6.8×10^{-1} 程度であり、変更前の評価結果 6.4×10^{-1} 程度と比較し同オーダーであり、既存の最も厳しい評価 1.4×10^{-1} 程度（モニタリングポスト6の評価結果）より大きい値であることを確認した。

(b) 代替測定場所における評価

可搬型モニタリングポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所における評価を前述の第3表に整理している。ただし、モニタリングポスト7及び海側No.1～3の可搬型モニタリングポスト配置位置はアクセスルート上に設定されており、アクセス性が確保されていることから、第3表では代替測定場所での評価として(a)と同じ配置位置における評価結果を記載している。

変更後のモニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストに対する評価結果は 6.8×10^{-1} 程度であり、変更前の評価結果 6.4×10^{-1} 程度と比較し同オーダーであり、既存の最も厳しい評価 5.7×10^{-1} 程度（海側No.2、海側No.3の評価結果）より大きい値であることを確認した。

上記の通り、可搬型モニタリングポストの設置位置変更に伴い、プルーム検知性について再評価を実施したが、変更後の位置においても、これまでに示していた最も厳しい評価結果を下回ることなく、基準適合に対する設計方針に変更はない。

(5) 可搬型モニタリングポストの計測範囲

a. 重大事故等時における放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において、放出放射エネルギーを推定するために、モニタリングポストの代替として敷地境界で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の測定データを踏まえて約13～128mSv/h程度（炉心との距離が最も短い（3号炉とモニタリングポスト7）約220m程度の場合）が必要であると考えられる。また、海側への放出を考慮して設置する可搬型モニタリングポストと炉心との距離は約220m程度であるため、同様に約13～128mSv/h程度が必要である。

このため、1,000mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である。なお、福島第一原子力発電所から放出されたCs-137の放出量は約10,000TBqであるのに対し、泊発電所3号炉の有効性評価におけるCs-137の放出量は約0.51TBqであるため、測定される放射性物質濃度はさらに低くなると想定される。

仮に、測定レンジを超えたとしても、近隣の可搬型モニタリングポスト等の測定値より推定することが可能である。また、がれき等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、設置場所を変更する等の対応を実施する。

b. 福島第一原子力発電所の測定データに基づく放射線量率の評価

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建屋から約900mの距離にある正門付近で約11mSv/hであった（2011.3.15 9:00）。これを基に炉心から約220m及び1kmを計算すると、放射線量率は、それぞれ約13～128mSv/h及び約7～11mSv/hとなる。

（距離と線量率の関係）

炉心からの距離(m)	線量率(mSv/h)
約220	約13～128 ※1
約900	約11 ※2
約1,000	約7～11 ※1

※1: 風速1m/s, 放出高さ30m, 大気安定度A～F
「排気筒から放出される放射性雲の等空気カーマ率分布(Ⅲ)」(日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-010) を用いて算出

※2: 福島第一原子力発電所の原子炉建屋より約900mの距離にある正門付近

c. 重大事故等時における初期対応段階での放射線量率の測定について

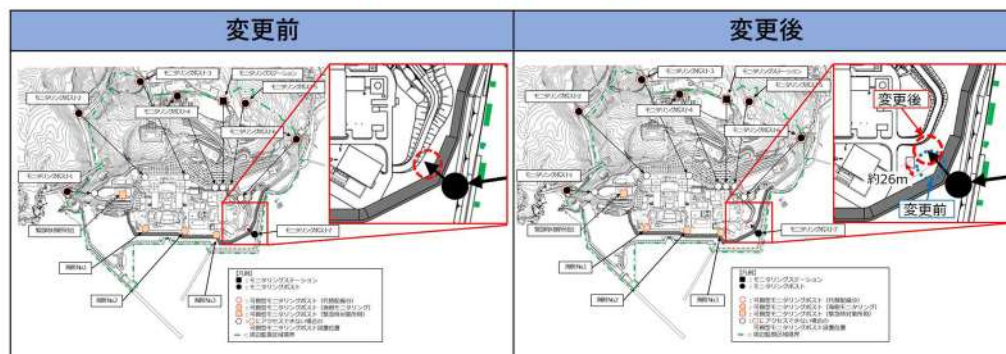
可搬型モニタリングポストによる放射線量率の測定は、放射性物質の放出開始前から必要に応じ測定を行うため、原災法該当事象に該当する敷地境界付近の放射線量率である5μSv/h(5,000nGy/h)を可搬型モニタリングポストによっても検知できる必要がある。

可搬型モニタリングポストの計測範囲はB. G. ～1,000mGy/h であり、「(4)b. 評価結果」に示す可搬型モニタリングポストの検知性で確認した結果から、1/7程度の放射線量率(約714nGy/h)を想定した場合においても、測定することが可能である。

d. 堀株側取付道路の形状変更による影響について

地震時におけるアクセスルート確保の信頼性を向上させるため、堀株側取付道路の構造及び形状が変更することとなった。これによりアクセスルートも変更となったため、モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置を変更した。

モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置について、変更前後の図面を第7図に示す。



第7図 モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置の変更

アクセスルートの変更に伴い、モニタリングポスト7の代替の可搬型モニタリングポストの設置位置を約26m移動した。変更後の位置における評価結果は前述の a. に示しているとおり、約13～128mSv/h程度である。

この評価結果は変更前の位置（3号炉とモニタリングポスト7の距離は約250m）における評価結果である約13～124mSv/h程度と同オーダーであり、以前より示していた海側への放出を考慮して配置する可搬型モニタリングポストの評価結果（約13～128mSv/h程度）と同等である。

よって、「1,000mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である」という結果にも変更はなく、基準適合に対する設計方針に変更はない。

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAT119 r. 14. 0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料

1. 19 通信連絡に関する手順等

令和 6 年 1 2 月
北海道電力株式会社

携行型通話装置等の使用方法及び使用場所について

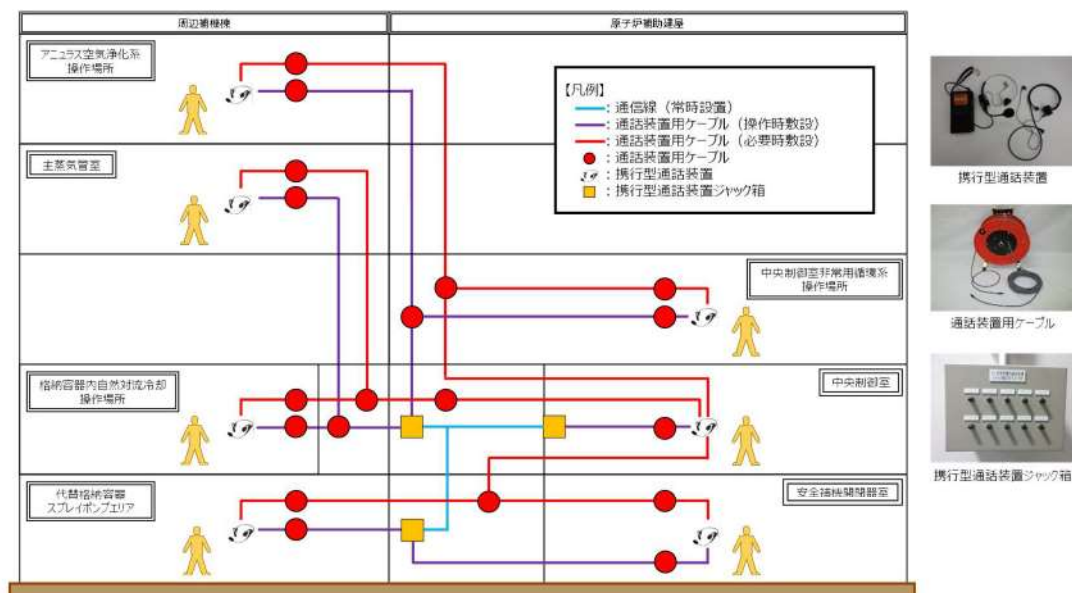
中央制御室及び原子炉補助建屋内に保管する携行型通話装置は、通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、中央制御室と各現場間に敷設している通信線を用い、携行型通話装置を携行型通話装置ジャック箱に接続するとともに、必要時に通話装置用ケーブルを敷設することにより、必要な通信連絡を行うことが可能な設計とする。

なお、携行型通話装置は、使用する通信線及び携行型通話装置ジャック箱を含め、基準地震動で機能維持できる設計とする。

また、携行型通話装置ジャック箱については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置し、溢水時においても使用可能な設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とする。

携行型通話装置を用いた中央制御室と現場との通信連絡の概要について、第18図に示す。また、各事故シーケンスグループ等で使用する携行型通話装置を使用する通話場所の例を第7表に示す。



第18図 携行型通話装置を用いた通信連絡の概要

第7表 携行型通話装置を使用する通話場所の例

作業内容	携行型 通話装置 使用台数	使用箇所 (操作箇所)	最寄の中継点	最寄の中継点 からの使用距離	中継点故障時	
					中央制御室 からの使用距離	通話装置用 ケーブル
各操作時の 連絡手段確保	1	中央制御室	中央制御室	約 30m	—	—
主蒸気逃がし弁 開度調整操作	1	主蒸気管室	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m	約 170m	約 260m	100m×3 台
非常用母線 受電準備及び受電 (遮断器操作)	1	安全補機開閉器室	原子炉補助建屋 T.P. 10.3m	約 50m	約 120m	100m×2 台
代替格納容器 スプレイポンプ 起動操作	1	代替格納容器 スプレイポンプ エリア	原子炉補助建屋 T.P. 10.3m	約 90m	約 120m	100m×2 台
アニュラス 空気浄化設備ダンパ 空気供給操作 及び手動開操作	1	周辺補機棟 T.P. 40.3m	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m	約 200m	約 180m	100m×2 台
中央制御室 非常用循環系 ダンパ開処置操作	1	原子炉補助建屋 T.P. 24.8m	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m	約 140m	約 120m	100m×2 台
格納容器内 自然対流冷却 系統構成操作	1	周辺補機棟 T.P. 17.8m	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m	約 110m	約 200m	100m×3 台

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT201 r. 16.0
提出年月日	令和6年12月24日

泊発電所3号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を
実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
に係る適合状況説明資料

2.1 可搬型設備等による対応

令和6年12月
北海道電力株式会社

「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。

上記の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に、被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ（タイプ1）、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルートの確保、操作の支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大につながる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

c. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a)項の5つの活動を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等を適切に整備する。

また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、重大事故等対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するた

が健全であることや周辺の放射線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替の水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による注水を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は、建屋内部又は外部からのスプレイを行う。

発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合の概略フローを第2.1.3図に示す。

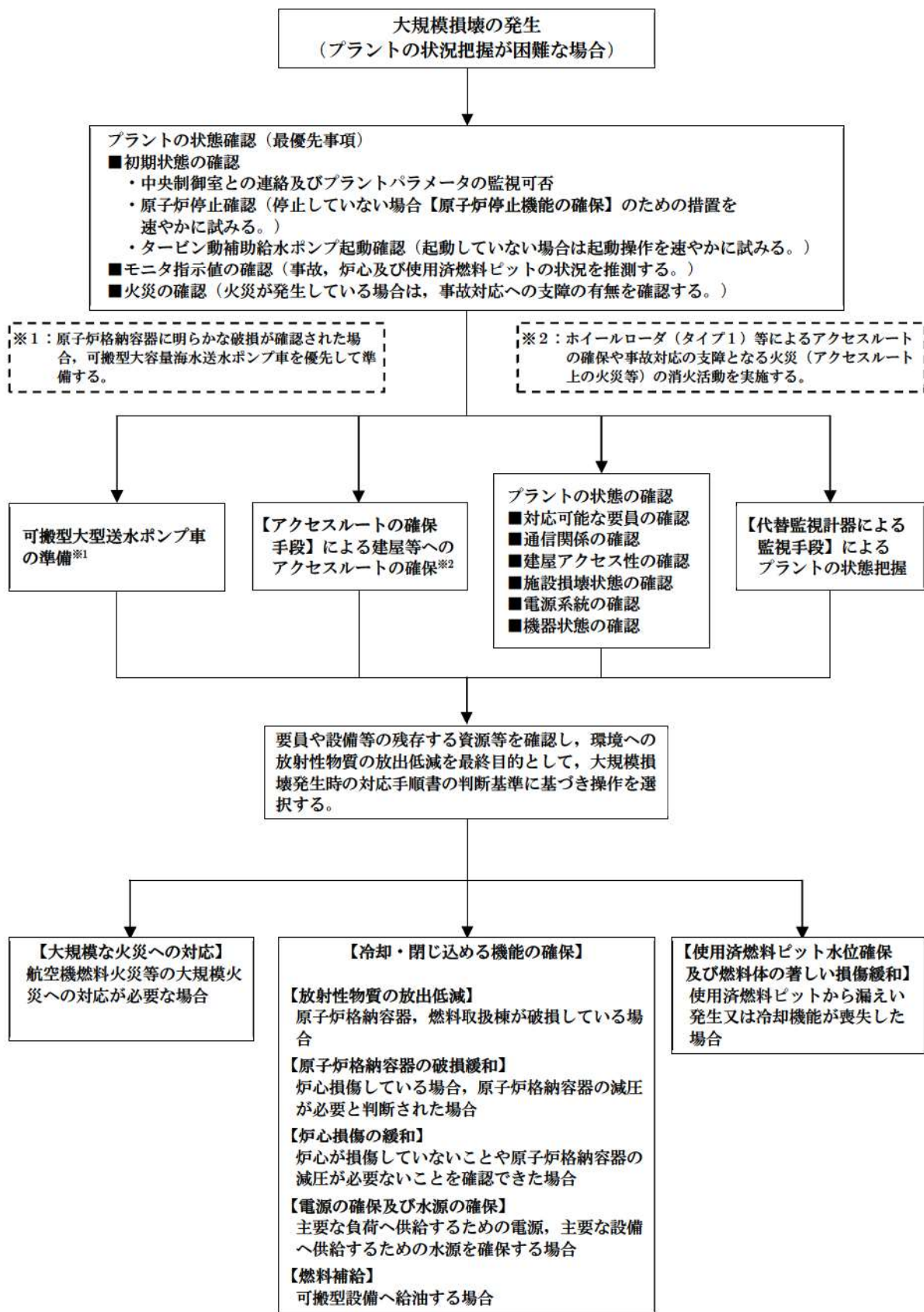
ロ．発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員等により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。

- (f) (c) 項から (e) 項の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に、被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ（タイプ1）、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルートの確保、操作の支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大につながる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

（添付資料 2.1.3, 2.1.4）



第 2.1.3 図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー
(プラント状況把握が困難な場合)

第1表 プラント状態確認チェックシートによる確認 (5/9)

【ステップ4】

10. 機器状態の確認

(1) 3号炉原子炉建屋 (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考 ^{※2}
10-(1)-1	タービン動補助給水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-2	A-電動補助給水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-3	B-電動補助給水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-4	A-制御用空気圧縮機	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-5	B-制御用空気圧縮機	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-6	中央制御室外原子炉停止装置	使用可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-7	A-原子炉補機冷却水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-8	B-原子炉補機冷却水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-9	C-原子炉補機冷却水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-10	D-原子炉補機冷却水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-11	SG直接給水用高圧ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-12	補助給水ビット	使用可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-13	A-主蒸気逃がし弁	動作可能	可能・不可・不明・調査中 現場手動操作
10-(1)-14	B-主蒸気逃がし弁	動作可能	可能・不可・不明・調査中 現場手動操作
10-(1)-15	C-主蒸気逃がし弁	動作可能	可能・不可・不明・調査中 現場手動操作
10-(1)-16	燃料取替用水ビット	使用可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-17	A-燃料取替用水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-18	B-燃料取替用水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-19	A-アニュラス空気浄化ファン	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-20	B-アニュラス空気浄化ファン	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-21	アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ 使用可能	可能・不可・不明・調査中	(__本/2本)
10-(1)-22	使用済燃料ビット可搬型エリアモニタ	使用可能	可能・不可・不明・調査中 A/Bにも1個保管
10-(1)-23	使用済燃料ビット水位計(可搬型)	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (__個/3個)
10-(1)-24	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (__個/2個)
10-(1)-25	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (__個/2個)
10-(1)-26	格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型 窒素ガスボンベ	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (__本/2本)
10-(1)-27	格納容器雰囲気ガス試料採取装置	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-28	加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (__本/2本)
10-(1)-29	A-1次系補給水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-30	B-1次系補給水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-31	A-使用済燃料ビットポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(1)-32	B-使用済燃料ビットポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中

※1: 機器の状態の「可能」には、運転中・動作中を含む。

※2: 当該エリアに複数台を配備する設備は、運転可能・使用可能な台数を確認し記載する。

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある。

第1表 プラント状態確認チェックシートによる確認 (6/9)

【ステップ4】

(2) 3号炉ディーゼル発電機建屋 (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考
10-(2)-1	A-ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(2)-2	B-ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中

(3) 3号炉原子炉補助建屋 (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考 ^{※2}
10-(3)-1	代替格納容器スプレイポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-2	A-充てんポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-3	B-充てんポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中 自己冷却式
10-(3)-4	C-充てんポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-5	A-格納容器スプレイポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-6	B-格納容器スプレイポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中 自己冷却式
10-(3)-7	A-高圧注入ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-8	B-高圧注入ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-9	A-余熱除去ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-10	B-余熱除去ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-11	A-湧水ビットポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-12	B-湧水ビットポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-13	A-ほう酸ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-14	B-ほう酸ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(3)-15	使用済燃料ビット可搬型エリアモニタ	使用可能	可能・不可・不明・調査中 R/Bにも1個保管
10-(3)-16	加圧器逃がし弁操作用バッテリー	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (個/3 個)
10-(3)-17	可搬型直流変換器	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (個/3 個)

(4) 3号炉循環水ポンプ建屋 (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考
10-(4)-1	A-原子炉補機冷却海水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(4)-2	B-原子炉補機冷却海水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(4)-3	C-原子炉補機冷却海水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(4)-4	D-原子炉補機冷却海水ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中

※1: 機器の状態の「可能」には、運転中・動作中を含む。

※2: 当該エリアに複数台を配備する設備は、運転可能・使用可能な台数を確認し記載する。

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある。

第1表 プラント状態確認チェックシートによる確認 (8/9)

【ステップ4】

(7) 緊急時対策所エリア (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考 ^{※2}
10-(7)-1	緊急時対策所用発電機	運転可能	可能・不可・不明・調査中 (台/4 台)

(8) 1号炉西側31mエリア (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考 ^{※2}
10-(8)-1	可搬型代替電源車	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(8)-2	可搬型直流電源用発電機	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(8)-3	可搬型タンクローリー	運転可能	可能・不可・不明・調査中 (台/2 台)
10-(8)-4	小型船舶	使用可能	可能・不可・不明・調査中
10-(8)-5	ホイールローダ (タイプ1)	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(8)-6	ホイールローダ (タイプ2)	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(8)-7	バックホウ	運転可能	可能・不可・不明・調査中

(9) 1, 2号炉北側31mエリア (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考
10-(9)-1	可搬型大容量海水送水ポンプ車	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(9)-2	放水砲	使用可能	可能・不可・不明・調査中
10-(9)-3	泡混合設備	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(9)-4	可搬型水中ポンプ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(9)-5	ホース延長・回収車 (放水砲用)	運転可能	可能・不可・不明・調査中

(10) 2号炉東側31mエリア(a) (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考 ^{※2}
10-(10)-1	可搬型大型送水ポンプ車	運転可能	可能・不可・不明・調査中 (台/2 台)
10-(10)-2	可搬型スプレイノズル	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (台/2 台)
10-(10)-3	可搬型代替電源車	運転可能	可能・不可・不明・調査中 (台/2 台)
10-(10)-4	可搬型直流電源用発電機	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(10)-5	緊急時対策所用発電機	運転可能	可能・不可・不明・調査中 (台/2 台)
10-(10)-6	集水桝シルトフェンス	使用可能	可能・不可・不明・調査中
10-(10)-7	ホース延長・回収車 (送水車用)	運転可能	可能・不可・不明・調査中 (台/2 台)
10-(10)-8	ホイールローダ (タイプ2)	運転可能	可能・不可・不明・調査中

(11) 2号炉東側31mエリア(b) (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考 ^{※2}
10-(11)-1	可搬型大型送水ポンプ車	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(11)-2	可搬型直流電源用発電機	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(11)-3	可搬型タンクローリー	運転可能	可能・不可・不明・調査中 (台/2 台)
10-(11)-4	ホイールローダ (タイプ1)	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(11)-5	バックホウ	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(11)-6	緊急時対策所用発電機	運転可能	可能・不可・不明・調査中 (台/2 台)
10-(11)-7	小型船舶	使用可能	可能・不可・不明・調査中
10-(11)-8	ホース延長・回収車 (送水車用)	運転可能	可能・不可・不明・調査中

※1: 機器の状態の「可能」には、運転中・動作中を含む。

※2: 当該エリアに複数台を配備する設備は、運転可能・使用可能な台数を確認し記載する。

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある。

第1表 プラント状態確認チェックシートによる確認 (9/9)

【ステップ4】

(12) 展望台行管理道路脇西側 60m エリア (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考
10-(12)-1	可搬型大型送水ポンプ車	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(12)-2	ホース延長・回収車 (送水車用)	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(12)-3	可搬型代替電源車	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(12)-4	可搬型直流電源用発電機	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(12)-5	泡消火薬剤コンテナ式運搬車	運転可能	可能・不可・不明・調査中
10-(12)-6	小型放水砲	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (台/2 台)
10-(12)-7	大規模損壊対応用電気設備	使用可能	可能・不可・不明・調査中

(13) その他のエリア (確認日時: 年 月 日 時 分) (確認者)

番号	項 目	状 態 ^{※1}	備 考 ^{※2}
10-(13)-1	可搬型モニタリングポスト	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (個/13 個) 緊急時対策所内
10-(13)-2	可搬型気象観測設備	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (個/3 個) 緊急時対策所内
10-(13)-3	空気供給設備	使用可能	可能・不可・不明・調査中 (式/2 式) 緊急時対策所内
10-(13)-4	ブルドーザ	運転可能	可能・不可・不明・調査中 構内保管場所

※1: 機器の状態の「可能」には、運転中・動作中を含む。

※2: 当該エリアに複数台を配備する設備は、運転可能・使用可能な台数を確認し記載する。

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある。

第1表 大規模損壊発生時に使用する対応手順書等及び設備一覧 (1/8)

消防機関	手順書等	技術的能力に備 える要する項目（簡表）	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間 (想定)	必要人数 (想定)
【アセスメント確認】 アセスメント確認 アセスメント確認 アセスメント確認 アセスメント確認	・火災消火①	【大規模火災発生時の消火対応要項】	・化学消防自動車 (T.P. 5m) 台数：1台 (容量：400L/min×2口、揚程：85m) ・水櫃付消防ポンプ自動車 (T.P. 5m) 台数：1台 (容量：400L/min×2口、揚程：85m) ・資機材運搬用車両 (泡消火薬機) (T.P. 5m) 台数：1台	・屋外消火栓 ・原水櫃 ・防火水櫃		30分以内	8名
	・火災消火②	【大規模火災発生時の消火対応要項】	・大規模火災消防自動車 (T.P. 5m) 台数：1台 (容量：180m ³ /h、吐出圧力：1.3MPa) ・資機材運搬用車両 (泡消火薬機) (T.P. 5m) 台数：1台	・原水櫃 (※1) ・防火水櫃 (※2) ・備 (※3)		※1本調：35分以内 ※2本調：35分以内 ※3本調：75分以内	5名
	・火災消火③	【大規模火災発生時の消火対応要項】	・可搬型大型送水ポンプ車 (T.P. 31m, 51m, 60m) 台数：6台 (容量：300m ³ /h、吐出圧力：1.3MPa) ・小型放水車 (T.P. 60m) 台数：2台 ・泡消火薬機コンテナ式運搬車 (T.P. 60m) 台数：1台	・代替給水ピット (※1) ・原水櫃 (※2) ・備 (※3)		※1本調：140分以内 ※2本調：180分以内 ※3本調：180分以内	8名
	・火災消火④	【大規模火災発生時の消火対応要項】	・可搬型大型送水ポンプ車 (T.P. 31m, 51m, 60m) 台数：6台 (容量：300m ³ /h、吐出圧力：1.3MPa) ・可搬型スラレインズ車 (T.P. 31m, 51m) 台数：4台	・代替給水ピット (※1) ・原水櫃 (※2) ・備 (※3)		※1本調：315分以内 ※2本調：275分以内 ※3本調：300分以内	3名
	・火災消火⑤	【可搬型SA設備等対応手順要項】 ・放水砲による放射性物質の拡散を抑制するための 手順	・可搬型大型蓄排水送水ポンプ車 (T.P. 31m, 51m) 台数：2台 (容量：1,320m ³ /h, 1,440m ³ /h、吐出圧力：1.4MPa) ・放水砲 (T.P. 31m, 51m) 台数：2台 ・泡滅合設備 (T.P. 31m, 51m) 台数：2台	・海		335分以内	6名
・構内道路補修	【構内道路補修作業要項】	1.0 2.1	・ホイールローダ (タイプ1) (※1) (T.P. 31m) 台数：2台 ・ホイールローダ (タイプ2) (※2) (T.P. 31m) 台数：2台 ・バックホウ (T.P. 31m) 台数：2台 ・ブルドーザ (構内保管場所)	-	被災状況・ 損壊により 損壊により 所要時間は 変動	・状況確認 40分以内	4名
						・道路・施設箇所復旧 12分以内/箇所	2名
						・ガレキ搬去 ※1：1.57m/h ※2：1.20m/h	
						・土砂の搬去 ※1：5m ³ /h ※2：4m ³ /h	

注）本資料は、前表等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人数等は厳密的に各手順書に反映する。

第1表 大規模損壊発生時に使用する対応手順書等及び設備一覧 (2/8)

個別戦略		手順書等	技術的能力に属する要員の担当項目 (解説)	主要な使用設備 (保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間 (想定)	必要人数 (想定)
放射線物質放出低減のための戦略	格納容器破損減圧緩和のための戦略	・C/Vスプレイ①	【代替設備等運転要則】 ・代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの手順	・代替格納容器スプレイポンプ(原子炉補助建屋T.P. 10, 3m) 台数：1台(容量：150m ³ /h、揚程：300m)	・燃料取扱用ホット ・補助給水ホット		30分以内	3名
		・C/Vスプレイ②	【代替設備等運転要則】 ・B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイの手順	・B-格納容器スプレイポンプ(原子炉補助建屋T.P. -1, 7m) 台数：1台(容量：940m ³ /h、揚程：170m)	・燃料取扱用ホット		45分以内	3名
		・C/Vスプレイ③	【代替設備等運転要則】 ・消火ポンプによる代替格納容器スプレイの手順	・電動機駆動消火ポンプ(T.P. 10, 3m) 台数：1台(容量：390m ³ /h、揚程：135m) ・ディーゼル駆動消火ポンプ(T.P. 10, 3m) 台数：1台(容量：390m ³ /h、揚程：135m)	・過水タンク		35分以内	3名
		・C/Vスプレイ④	【可搬型SA設備等対応手順要則】 【代替設備等運転要則】 ・可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイの手順	・可搬型大型送水ポンプ車(T.P. 31m, 51m, 60m) 台数：6台(容量：300m ³ /h、吐出圧力：1.3MPa)	・代替給水ホット(※1) ・貯水槽(※2) ・池(※3)		※1本調：170分以内 ※2本調：225分以内 ※3本調：225分以内	9名
		・C/Vスプレイ⑤	【消防車による代替給水等対応要則】 【代替設備等運転要則】 ・化学消防自動車による代替格納容器スプレイの手順	・化学消防自動車(T.P. 51m) 台数：1台(容量：400L/min×2口、揚程：85m) ・水櫃付消防ポンプ自動車(T.P. 51m) 台数：1台(容量：400L/min×2口、揚程：85m)	・屋外消火栓 ・貯水槽 ・防火水槽		30分以内	11名
	格納容器破損減圧緩和のための戦略	・C/V外部スプレイ	【可搬型SA設備等対応手順要則】 ・放水車による放射性物質の拡散を抑制するための手順	・可搬型大容量送水ポンプ車(T.P. 31m, 51m) 台数：2台(容量：1,320m ³ /h, 1,440m ³ /h、吐出圧力：1.4MPa) ・放水車(T.P. 31m, 51m) 台数：2台	・海		280分以内	6名
		海洋拡散抑制	【放射性物質の海洋拡散抑制要則】 【放射性物質の海洋拡散抑制時ににおける専用龍内への流出経路構築作業要則】	・集水機シルトフエンス(T.P. 31m) 組数：3組	-		1重目：120分以内 2重目：210分以内	3名
				・荷揚場シルトフエンス(構内保管場所) 台数：2組 ・小型船舶(T.P. 31m) 台数：2組			310分以内	6名
				・放射性物質吸着剤(T.P. 51m) 台数：1式			250分以内	6名
		・C/V冷却	【可搬型SA設備等対応手順要則】 【代替設備等運転要則】 ・可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順	・格納容器再循環ユニット(原子炉格納容器内T.P. 40, 3m) 台数：2台 ・可搬型大型送水ポンプ車(T.P. 31m, 51m, 60m) 台数：6台(容量：300m ³ /h、吐出圧力：1.3MPa)	・海		275分以内	9名

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人数等は最終的に各手順書に反映する。

第1表 大規模損壊発生時に使用する対応手順書等及び設備一覧 (6/8)

個別戦略	手順書等	技術的能力に 係る重要基準の 項目 (解説)	主要な使用設備 (保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間 (想定)	必要人数 (想定)
【冷却機能の確保】 炉心注水の確保のため、 冷却水の確保	・炉心冷却① 【炉心冷却① 代替設備等運転要則】 ・代替格納容器スプレッドポンプによる炉心や容器への注水の手順	1.4 1.8 2.1	・代替格納容器スプレッドポンプ(炉心や補助建屋I.P. 10. 3m) 台数：1台(容量：100m ³ /h、揚程：300m)	・燃料取替用水ピット ・補助給水ピット		35分以内	3名
	・炉心冷却② 【代替設備等運転要則】 ・Bー充てんポンプ (自己冷却) による炉心や容器への注水の手順		・Bー充てんポンプ(炉心や補助建屋I.P. 10. 3m) 台数：1台(容量：45. 4m ³ /h、揚程：1. 770m)	・燃料取替用水ピット		40分以内	3名
	・炉心冷却③ 【代替設備等運転要則】 ・Bー格納容器スプレッドポンプ (自己冷却) (RHS-CSS連絡ライン使用) による炉心や容器への注水の手順		・Bー格納容器スプレッドポンプ(炉心や補助建屋I.P. ー1. 7m) 台数：1台(容量：940m ³ /h、揚程：170m)	・燃料取替用水ピット		50分以内	3名
	・炉心冷却④ 【代替設備等運転要則】 ・ディーゼル駆動消防ポンプ又は電動機駆動消防ポンプによる炉心や容器への注水の手順		・ディーゼル駆動消防ポンプ(I.P. 10. 3m) 台数：1台(容量：390m ³ /h、揚程：133m) ・電動機駆動消防ポンプ(I.P. 10. 3m) 台数：1台(容量：390m ³ /h、揚程：133m)	・ろ過水タンク		40分以内	3名
	・炉心冷却⑤ 【可搬型SA設備等対応手順要則】 ・代替設備等運転要則 ・可搬型大型送水ポンプ車による炉心や容器への注水の手順		・可搬型大型送水ポンプ車(I.P. 31m、51m、60m) 台数：6台(容量：300m ³ /h、吐出圧力：1. 300Pa)	・代替給水ピット(※1) ・原水槽(※2) ・海(※3)		※1本所：145分以内 ※2本所：200分以内 ※3本所：200分以内	9名
	・炉心冷却⑥ 【消防車による代替給水等対応要則】 【代替設備等運転要則】 ・化学消防自動車による炉心や容器への注水の手順		・化学消防自動車(I.P. 51m) 台数：1台(容量：400L/min×2口、揚程：85m) ・水櫃付消防ポンプ自動車(I.P. 51m) 台数：1台(容量：400L/min×2口、揚程：85m)	・屋外消火栓 ・原水槽 ・防火水槽		30分以内	11名
【炉心冷却⑦】	・炉心冷却⑦ 【代替設備等運転要則】 【可搬型SA設備等対応手順要則】 【海水送水ポンプ車によるSWSへの供給のためのDG 廻り接続口取付手順要則】 ・相隣冷却水 (可搬型大容量海水送水ポンプ車冷 却) による各熱源ポンプを用いた代替炉心冷却の 手順		・可搬型大容量海水送水ポンプ車(I.P. 31m、51m) 台数：2台(容量：1. 320m ³ /h、1. 440m ³ /h、吐出圧力：1. 400Pa) ・消防隊用ポンプ(炉心や補助建屋I.P. ー1. 7m) ・炉心や相隣冷却水ポンプ(炉心や補助建屋I.P. 3m中間貯)	・海		920分以内	12名
	・炉心冷却⑧ 【代替設備等運転要則】 【可搬型SA設備等対応手順要則】 ・可搬型大型送水ポンプ車を用いたAー高圧注入ポ ンプ (海水冷却) による高圧代替格納容器運転の手順		・Aー高圧注入ポンプ(炉心や補助建屋I.P. ー1. 7m) 台数：1台(容量：280m ³ /h、揚程：950m) ・可搬型大型送水ポンプ車(I.P. 31m、51m、60m) 台数：6台(容量：300m ³ /h、吐出圧力：1. 300Pa)	・海		285分以内	9名

注) 本資料は、訓練等の実施により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人数等は最終的に各手順書に反映する。

2. 1-366

(注) 本資料によれば、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人数等は最終的に各手順書に反映する。

【アクセスルート確保】

個別戦略			手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目（解釈）	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（想定）	必要人数（想定）	航空機衝突	地震	津波	手続成立のために必要な手続	
放射線物質放出低減のための戦略	格納容器破損後（損傷が心配）のための戦略	格納容器破損後（損傷が心配）のための戦略	格納容器破損後（損傷が心配）のための戦略	・C/Vスプレイ①	【代替設備等運転要則】 ・代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの手順	L. 6 L. 7 L. 8 L. 12	・代替格納容器スプレイポンプ（原子炉補助建屋T.P. 10.3m） 台数：1台（容量：150m ³ /h、揚程：300m）	・燃料取替用水ピット ・補助給水ピット	3名	△	○	△	・電源確保	
				・C/Vスプレイ②	【代替設備等運転要則】 ・B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイの手順		・B-格納容器スプレイポンプ（原子炉補助建屋T.P. -1.7m） 台数：1台（容量：940m ³ /h、揚程：170m）	・燃料取替用水ピット	3名	△	○	△	・電源確保	
				・C/Vスプレイ③	【代替設備等運転要則】 ・消火ポンプによる代替格納容器スプレイの手順		・電動駆動消火ポンプ（T.P. 10.3m） 台数：1台（容量：390m ³ /h、揚程：138m） ・ブーゼル駆動消火ポンプ（T.P. 10.3m） 台数：1台（容量：390m ³ /h、揚程：138m）	・ろ過水タンク	3名	△	×	△	—	
				・C/Vスプレイ④	【可搬型SA設備等対応手続要則】 【代替設備等運転要則】 ・可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイの手順		・可搬型大型送水ポンプ車（T.P. 3.1m、51m、60m） 台数：6台（容量：300m ³ /h、吐出圧力：1.30MPa）	・代替給水ピット（※1） ・雨水槽（※2） ・海（※3）	※1水源：170分以内 ※2水源：225分以内 ※3水源：225分以内	9名	○	○	・アクセスルートへの確保 ・燃料補給	
				・C/Vスプレイ⑤	【消防車による代替給水等対応要則】 【代替設備等運転要則】 ・化学消防自動車による代替格納容器スプレイの手順		・化学消防自動車（T.P. 51m） 台数：1台（容量：400L/min×2口、揚程：85m） ・水筒付消防ポンプ自動車（T.P. 51m） 台数：1台（容量：400L/min×2口、揚程：85m）	・屋外消火栓 ・雨水槽 ・防火水櫃	30分以内	11名	△	×	△	・アクセスルートへの確保 ・燃料補給
放射線物質放出低減のための戦略	格納容器破損後（損傷が心配）のための戦略	格納容器破損後（損傷が心配）のための戦略	格納容器破損後（損傷が心配）のための戦略	・C/V外部スプレイ	【可搬型SA設備等対応手続要則】 ・放水車による放射性物質の拡散を抑制するための手続	L. 12	・可搬型大容量高圧送水ポンプ車（T.P. 3.1m、51m） 台数：2台（容量：1.320m ³ /h、1.440m ³ /h、吐出圧力：1.40MPa） ・放水車（T.P. 3.1m、51m） 台数：2台	・海	280分以内	6名	○	○	・アクセスルートへの確保 ・燃料補給	
				・格納容器破損後（損傷が心配）のための戦略	【放射性物質の格納拡散抑制要則】 【放射性物質の格納拡散抑制要則】 【放射性物質の格納拡散抑制要則】 の流出経路機動作業要則】		・省スペース型ポンプユニット（構内保管用） 台数：2組 ・小型船舶（T.P. 3.1m） 台数：2隻	—	1重目：120分以内 2重目：210分以内	3名	○	○	・アクセスルートへの確保	
				・格納容器破損後（損傷が心配）のための戦略	【放射性物質の格納拡散抑制要則】 【放射性物質の格納拡散抑制要則】 【放射性物質の格納拡散抑制要則】 の流出経路機動作業要則】		・放射性物質吸着剤（T.P. 51m） 台数：1式	250分以内	6名	○	○	・アクセスルートへの確保		
				・格納容器破損後（損傷が心配）のための戦略	【可搬型SA設備等対応手続要則】 【代替設備等運転要則】 ・可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手続		1. 5 1. 6 1. 7	・格納容器再循環ユニット（原子炉格納容器内T.P. 40.3m） 台数：2台 ・可搬型大型送水ポンプ車（T.P. 3.1m、51m、60m） 台数：6台（容量：300m ³ /h、吐出圧力：1.30MPa）	・海	275分以内	9名	△	○	・アクセスルートへの確保 ・燃料補給
				・格納容器破損後（損傷が心配）のための戦略	【可搬型SA設備等対応手続要則】 【代替設備等運転要則】 ・可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手続		1. 5 1. 6 1. 7	・格納容器再循環ユニット（原子炉格納容器内T.P. 40.3m） 台数：2台 ・可搬型大型送水ポンプ車（T.P. 3.1m、51m、60m） 台数：6台（容量：300m ³ /h、吐出圧力：1.30MPa）	・海	275分以内	9名	△	○	・アクセスルートへの確保 ・燃料補給

（注）本資料は、訓練等の実施により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人数等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略		手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目（解釈）	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（想定）	必要人数（想定）	航空機衝突	地震	津波	手続成立のために必要な手順
【冷却機能の確保】 炉心注水システムの戦略	炉心冷却①	【対象機器 代替設備等運転要則】 ・代替格納容器スプレイポンプによる原子炉容器への注水の手順	1. 4 1. 8 2. 1	・代替格納容器スプレイポンプ(原子炉補助建屋T.P.10.3m) 台数：1台(容量：150m ³ /h、揚程：300m)	・燃料設備用水ピット ・補助給水ピット		35分以内	3名	△	○	△	・電源確保
	炉心冷却②	【代替設備等運転要則】 ・B一英てんポンプ(自己冷却)による原子炉容器への注水の手順		・B一英てんポンプ(原子炉補助建屋T.P.10.3m) 台数：1台(容量：45.4m ³ /h、揚程：1.770m)	・燃料設備用水ピット		40分以内	3名	△	○	△	・電源確保
	炉心冷却③	【代替設備等運転要則】 ・B一格納容器スプレイポンプ(自己冷却) (BHS-CSS連絡ライン使用)による原子炉容器への注水の手順		・B一格納容器 スプレイポンプ(原子炉補助建屋T.P.1.7m) 台数：1台(容量：940m ³ /h、揚程：170m)	・燃料設備用水ピット		50分以内	3名	△	○	△	・電源確保
	炉心冷却④	【代替設備等運転要則】 ・ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる原子炉容器への注水の手順		・ディーゼル駆動消火ポンプ(T.P.10.3m) 台数：1台(容量：390m ³ /h、揚程：133m) ・電動機駆動消火ポンプ(T.P.10.3m) 台数：1台(容量：390m ³ /h、揚程：138m)	・ろ過水タンク		40分以内	3名	△	×	△	・電源確保
	炉心冷却⑤	【可搬型SA設備等対応手順要則】 ・可搬型大型送水ポンプ車による原子炉容器への注水の手順		・可搬型大型送水ポンプ車(T.P.31m、51m、60m) 台数：6台(容量：300m ³ /h、吐出圧力：1.30MPa)	・代替給水ピット(※1) ・原水槽(※2) ・海(※3)		※1水面：145分以内 ※2水面：200分以内 ※3水面：300分以内	9名	○	○	○	・アクセスルート確保 ・燃料補給
	炉心冷却⑥	【消防車による代替給水等対応要則】 ・代替設備等運転要則 ・化学消防自動車による原子炉容器への注水の手順		・化学消防自動車(T.P.51m) 台数：2台(容量：400L/min×2口、揚程：85m) ・水罐自動車(T.P.31m) 台数：1台(容量：400L/min×2口、揚程：85m)	・屋外消火栓 ・原水槽 ・防火水槽		30分以内	11名	△	×	△	・アクセスルート確保 ・燃料補給
	炉心冷却⑦	【代替設備等運転要則】 【可搬型SA設備等対応手順要則】 【海水送水ポンプ車によるSWSへの供給のためのDG側り給排水口取付手順要則】 ・補給給排水(可搬型大容量海水送水ポンプ車冷却)による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却の手順		・可搬型大容量海水送水ポンプ車(T.P.31m、51m) 台数：2台(容量：1.320m ³ /h、1.490m ³ /h、吐出圧力：1.40MPa) ・余熱除去ポンプ(原子炉補助建屋T.P.1.7m) ・原子炉補機冷却水ポンプ(周辺補機建屋T.P.2.3m中間床)	・海		920分以内	12名	△	△	△	・アクセスルート確保 ・燃料補給
	炉心冷却⑧	【代替設備等運転要則】 【可搬型SA設備等対応手順要則】 ・可搬型大型送水ポンプ車を用いたA一廊注入ポンプ(海水冷却)による高圧代替炉心冷却の手順		・A一廊注入ポンプ(原子炉補助建屋T.P.1.7m) 台数：1台(容量：250m ³ /h、揚程：950m) ・可搬型大型送水ポンプ車(T.P.31m、51m、60m) 台数：6台(容量：300m ³ /h、吐出圧力：1.30MPa)	・海		385分以内	9名	△	△	△	・アクセスルート確保 ・燃料補給

(注) 本資料は、訓練等の要綱により見直す可適性があり、使用設備、所要時間、必要人数等は最終的に各訓練要に反映する。

令和 6 年能登半島地震における地盤隆起を踏まえた海水取水対応について

令和 6 年能登半島地震においては約 4 m の地盤隆起が確認されていることから、万一、泊発電所において 4 m の地盤隆起の発生を想定した場合の海水取水に係る対応について、以下のとおり取りまとめた。

1. 海水を取水する設備に対する地盤隆起の影響の考慮について

重大事故等時に海水を取水する可搬型重大事故等対処設備（以下「可搬型設備」という。）として、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車がある。事故時には、これらの設備に付属する水中ポンプを使用して、3 号炉取水ピットスクリーン室から海水を取水する。

「設置許可基準規則」第五条及び第四十条では、入力津波の設定に当たって、地震による地殻変動として下降側の水位変動に対して安全機能への影響を評価する場合に、津波波源による隆起量 0.07m、基準地震動の震源による隆起量 1.09m 及び余効変動による隆起量 0.12m の合計である 1.28m の隆起を考慮している。可搬型設備を用いた重大事故等対応は最短でも基準津波に伴う水位低下の影響を受けない事象発生後 4.4 時間以降に実施すると評価していることから、当該隆起量を想定しても 3 号炉取水ピットスクリーン室における取水性への影響はないことを確認している。

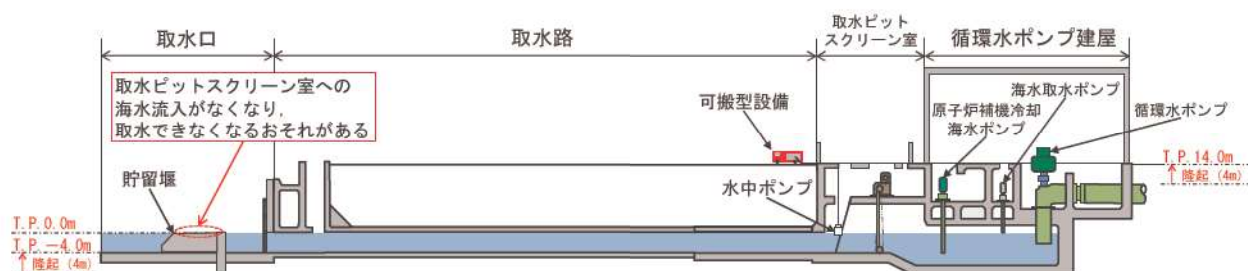
2. 4 m の地盤隆起を想定した海水取水対応について

令和 6 年能登半島地震においては約 4 m の地盤隆起が確認されている。泊発電所において敷地全体に 1. 項の隆起量を大きく上回る 4 m の隆起が発生することを想定した場合、3 号炉の取水口に設置する貯留堰の天端高さが T.P. -4.0m であるため、貯留堰の外側から 3 号炉取水ピットスクリーン室への海水流入がなくなり、取水できなくなるおそれがある（第 1 図参照）。

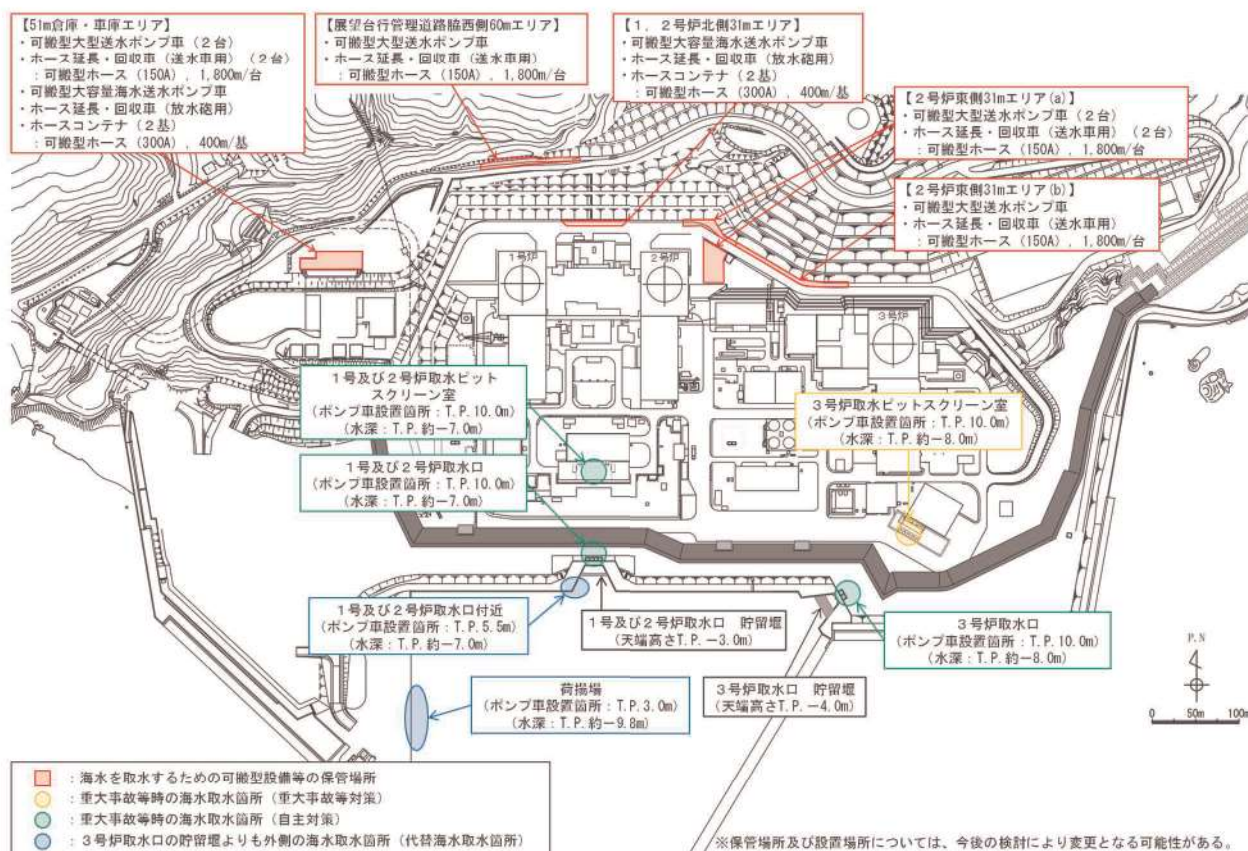
万一、このような事象が発生した場合には、発電所対策本部は、大規模損壊発生時の対応手順書を適用し、「プラント状態確認チェックシート」を用いてプラント被災状況、要員や設備等の残存する資源等を確認するとともに、緩和操作を選択するための判断フローに基づき、事象進展に応じた対応操作を選択する。

海を水源とした対応操作を選択するにあたっては、発電所対策本部は、当該チェックシートでの確認結果から海水取水が可能な箇所を選定し、発電所構内に配備する設備及び資機材を柔軟に組み合わせて海水の取水及び送水を行う。敷設するホースの並列数は、使用可能なホース数量、ホース敷設の作業性、ホース圧損等を勘案して設定する。また、取水箇所から送水先までのホース敷設距離が長くなることに伴い、可搬型設備 1 台では必要な流量に対し揚程が不足する場合には、同種の可搬型設備 2 台を直列に接続して送水する（以下「直列運転」という。）ことで必要な揚程を確保する。第 2 図に海水の取水に用いる可搬型設備等の保管場所及び海水取水箇所を示す。

3. 項及び4. 項では、4 mの地盤隆起を想定した場合における可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車を用いた海水取水対応の例として、貯留堰よりも外側であり、ホース敷設距離や送水性の観点から厳しいと想定される荷揚場での取水について、ホース敷設距離、取水性及び送水性の観点から海水取水対応の成立性を確認した結果を示す。また、5. 項では、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプを用いた重大事故等対策の各手段について、3. 項及び4. 項と同様に成立性を確認した結果を示す。



第1図 敷地全体の4 m 地盤隆起を想定した場合の3号炉取水設備の状況



第2図 海水の取水に用いる可搬型設備等の保管場所及び海水取水箇所

3. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた海水取水について

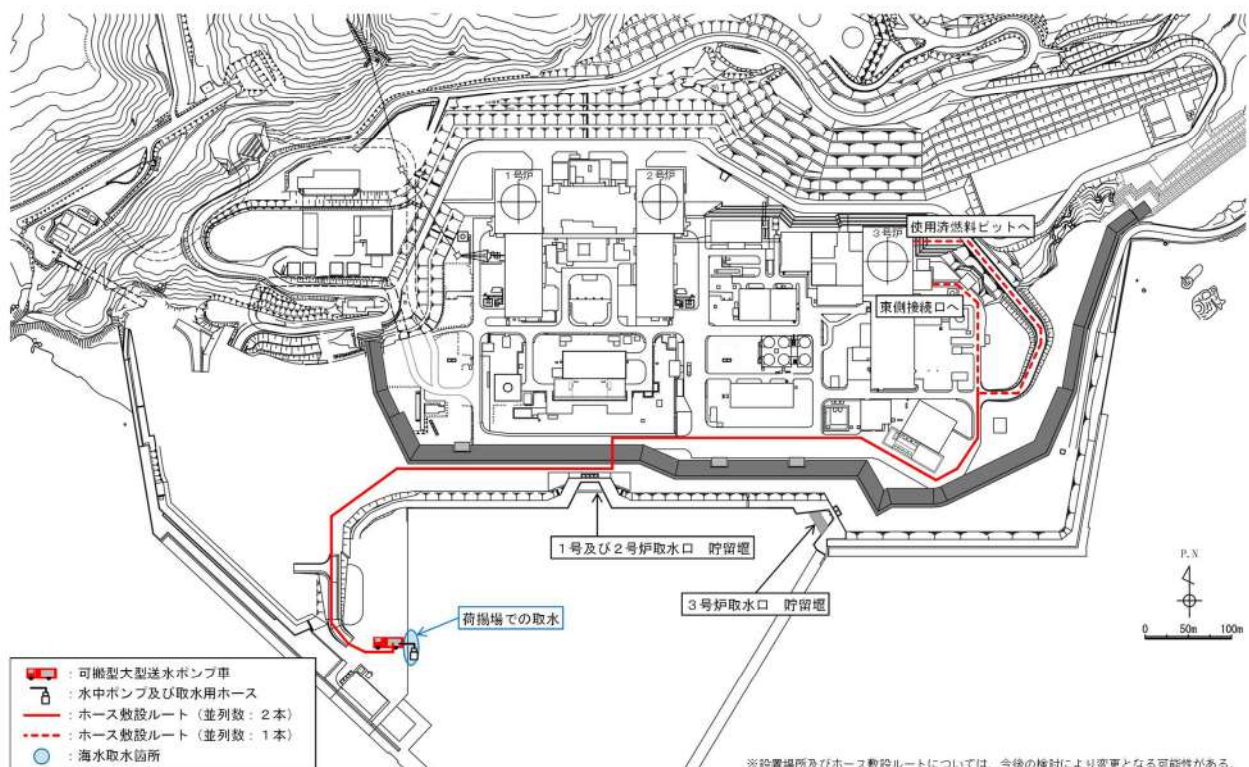
海を水源とした可搬型大型送水ポンプ車を用いた対応（荷揚場での海水取水）の例として、有効性評価で示す当該可搬型設備を用いた手段であり、ホース敷設距離が最長と想定される燃料取替用水ピット補給及び使用済燃料ピット注水※¹の成立性について、ホース敷設距離、取水性及び送水性の観点から確認した。

※1：有効性評価において、燃料取替用水ピット補給又は補助給水ピット補給と使用済燃料ピット注水は、同時敷設とするため、本確認においても同時に対応することを想定した。また、燃料取替用水ピット補給と補助給水ピット補給については、弁操作により送水先を切り替えて実施する手順であり、同時に実施することはないことから、必要な流量が多い燃料取替用水ピット補給について確認した。

(1) ホース敷設距離

可搬型大型送水ポンプ車を用いた対応操作のためのホース敷設ルートを第3図に示す。また、ホース敷設距離を第1表に示す。

第1表に示すとおり、荷揚場からの敷設距離が相対的に長くなる東側接続口及び使用済燃料ピットまでのホース敷設に必要な長さが3,050mであるのに対して、発電所構内に配備しているホースの長さは7,200mであるから、ホースの敷設が可能である。



第3図 ホース敷設ルート（燃料取替用水ピット補給及び使用済燃料ピット注水）
（荷揚場～東側接続口及び使用済燃料ピット）

第1表 ホース敷設距離（燃料取替用水ピット補給及び使用済燃料ピット注水）
（荷揚場～東側接続口及び使用済燃料ピット）

送水元	送水先	敷設距離	評価用 距離※1	並列数※2	必要長さ	発電所構内に 配備する ホースの長さ
荷揚場	東側接続口及び 使用済燃料ピット	480m	550m	1本	3,050m	7,200m
		1,110m	1,250m	2本		

※1：敷設距離を1.1倍し、50m単位で切り上げた距離。

※2：並列数は、使用可能なホース数量、ホース敷設の作業性、ホース圧損等を勘案して設定。

(2) 取水性

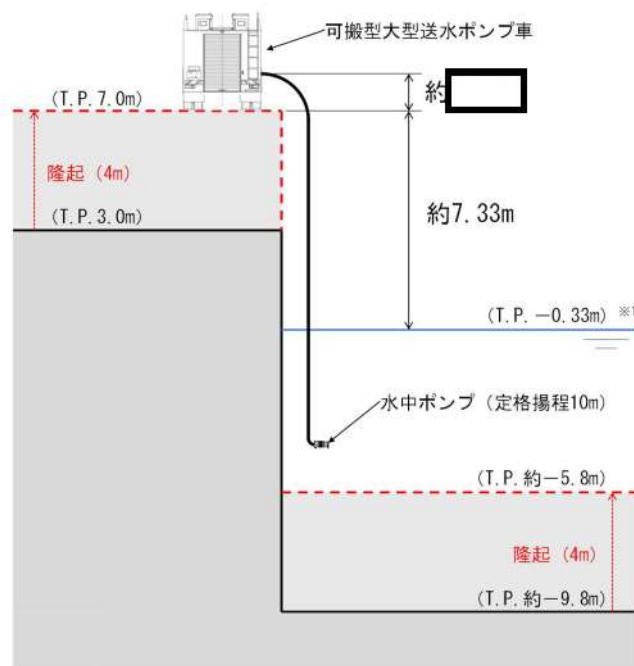
可搬型大型送水ポンプ車は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の送水ポンプにて送水する構造である。

可搬型大型送水ポンプ車は、「動力消防ポンプ車の技術上の規格を定める省令」（自治省令24号）に準拠して製造されており、水中ポンプを用いず吸水する（大気圧のみで水を吸い上げる）ことが可能である。可搬型大型送水ポンプ車は、同省令第21条（ポンプの放水性能試験）で定める放水性能試験にて、吸水高さ3mの状態において定格容量を満足することを確認しているが、吸水高さ3mを超える場合には水中ポンプを用いることで取水性を確保する。

注水設備及び除熱設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、取水面と送水ポンプ吸込み口の高低差が最大となる3号炉取水ピットスクリーン室（T.P.10.0m）から送水ポンプへ取水する場合でも、水中ポンプを用いることにより最大取水量を満足する設計としており、4mの地盤隆起を想定した荷揚場（T.P.7.0m）においても同様に水中ポンプを用いることで取水性を確保する。

第4図に荷揚場における可搬型大型送水ポンプ車と海水面までの位置関係を示す。また、放水性能試験時及び取水箇所で水中ポンプを用いた最大取水時の有効吸込み水頭を第2表に示す。

第2表に示すとおり、放水性能試験時における送水ポンプの有効吸込み水頭 [] に対し、4mの地盤隆起を想定した場合における水中ポンプの定格揚程、最大取水時における取水ラインホースの圧力損失、取水面と送水ポンプ吸込み口の高低差等を考慮した場合の有効吸込み水頭は [] であり、放水性能試験における送水ポンプの有効吸込み水頭を上回っていることから、水中ポンプから送水ポンプへの送水が可能である。



※1：耐津波設計における入力津波の設定に当たって考慮する下降側の潮位変動として、
 期望平均干潮位T.P. -0.14m及び潮位のばらつき0.19mを考慮したもの

第4図 荷揚場における可搬型大型送水ポンプ車と海水面までの位置関係

第2表 取水箇所での供給可能な吸込み水頭

取水方法	取水箇所	取水量 [m³/h]	大気圧※1 (①) [m]	水中ポンプの 定格揚程 (②) [m]	取水面と送水 ポンプ吸込み 口の高低差 (③) [m]	ホースの 圧力損失 (④) [m]	飽和蒸気圧力※1,2 (⑤) [m]	有効吸込み水頭 (①+②-③-④-⑤) [m]
吸水	—	300	10.3	—	3	□	0.08 (水温5℃の値)	□
水中 ポンプ	荷揚場	187.5※3	10.3	10	□	□	0.76 (水温40℃の値)	□

※1：車載の送水ポンプでの大気圧による吸水を考慮する設計のため、大気圧及び飽和蒸気圧力を考慮している。

※2：放水性能試験における水温の規定はないため、安全側に飽和蒸気圧力を設定している。

※3：注水設備及び除熱設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車の最大取水量。

(3) 送水性

第3表に燃料取替用水ピット補給及び使用済燃料ピット注水における送水に係る圧力損失と吐出圧力について示す。

第3表に示すとおり、送水に係る圧力損失の合計は、それぞれ □ MPa 及び □ MPa であるのに対して、可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は 1.3MPa であることから、ホース敷設距離が相対的に長い東側ルートであっても燃料取替用水ピット及び使用済燃料ピットへ送水可能である。

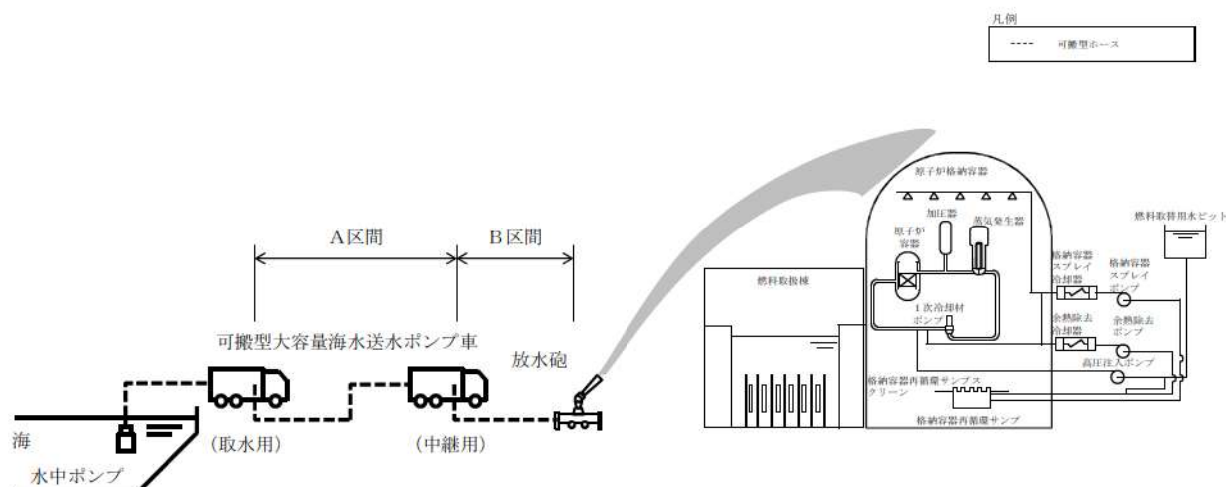
第3表 送水に係る圧力損失と可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力
(燃料取替用水ピット補給及び使用済燃料ピット注水)

項目	圧力損失	可搬型大型送水 ポンプ車の吐出圧力
燃料取替用水ピット補給 ()		
水源と移送先の圧力差	約 0 MPa	1.3MPa
静水頭	約 0.363 MPa	
機器圧損	約 () MPa	
配管・ホース及び弁類圧損	約 () MPa	
合計	約 () MPa	
使用済燃料ピット注水 ()		
水源と移送先の圧力差	約 0 MPa	1.3MPa
静水頭	約 0.296 MPa	
機器圧損	約 () MPa	
配管・ホース及び弁類圧損	約 () MPa	
合計	約 () MPa	

4. 可搬型大容量海水送水ポンプ車を用いた海水取水について

海を水源とした可搬型大容量海水送水ポンプ車を用いた対応（荷揚場での取水）の例として、重大事故等対策の手段の中で、ホース敷設距離が最長と想定される大気への放射性物質の拡散抑制について、ホース敷設距離、取水性及び送水性の観点で成立性を確認した。

本対応では、荷揚場から放水砲までのホース敷設距離が長くなることに伴い、可搬型大容量海水送水ポンプ車1台では必要な流量に対し揚程が不足するため、直列運転を行うことを前提として確認した（第5図参照）。

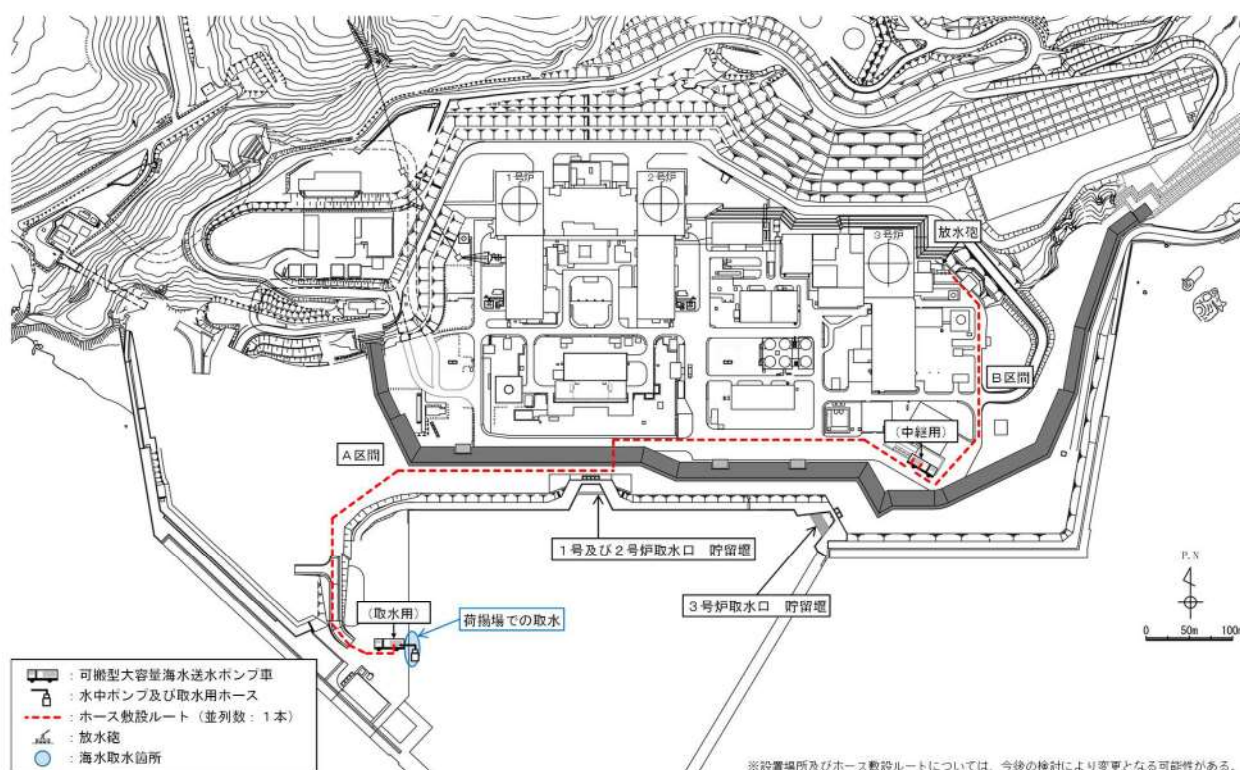


第5図 可搬型大容量海水送水ポンプ車2台を直列に接続した送水 概要図

(1) ホース敷設距離

可搬型大容量海水送水ポンプ車を用いた大気への放射性物質の拡散抑制のためのホース敷設ルートを第6図に示す。また、ホース敷設距離を第4表に示す。

第4表に示すとおり、荷揚場からの敷設距離が相対的に長くなる原子炉建屋の東側に設置した放水砲までのホース敷設に必要な長さが1,400mであるのに対して、発電所構内に配備しているホースの長さは1,600mであるから、ホースの敷設が可能である。



第6図 ホース敷設ルート（大気への放射性物質の拡散抑制）
（荷揚場～可搬型大容量海水送水ポンプ車（中継用）～放水砲）

第4表 ホース敷設距離（大気への放射性物質の拡散抑制）
（荷揚場～可搬型大容量海水送水ポンプ車（中継用）～放水砲）

送水元	送水先	敷設距離	評価用 距離※1	並列数※2	必要長さ	発電所構内に 配備する ホースの長さ
A区間						1,600m
荷揚場	可搬型大容量海水 送水ポンプ車 (中継用) 設置場所	950m	1,050m	1 本	1,050m	
B区間						
可搬型大容量海水 送水ポンプ車 (中継用) 設置場所	放水砲	310m	350m	1 本	350m	
A区間及びB区間の合計						1,400m

※1：敷設距離を1.1倍し、50m単位で切り上げた距離。

※2：並列数は、使用可能なホース数量、ホース敷設の作業性、ホース圧損等を勘案して設定。

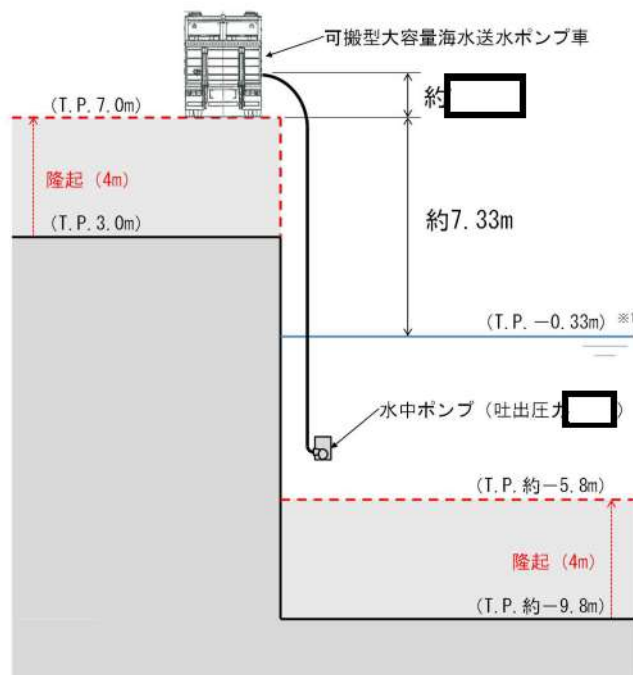
(2) 取水性

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

第7図に4mの地盤隆起を想定した荷揚場における可搬型大容量海水送水ポンプ車と海水面までの位置関係を示す。また、取水箇所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を第5表に示す。

第5表に示すとおり、増圧ポンプへの必要供給圧力（増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力）及び取水ラインホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約[]である。これに対し、4mの地盤隆起を想定した荷揚場（T.P. 7.0m）からの取水に必要なとなる揚程（取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差）は、第7図に示すとおり、約[]であるから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、直列運転を行う場合、可搬型大容量海水送水ポンプ車（中継用）の増圧ポンプについては、可搬型大容量海水送水ポンプ車（取水用）からの送水により必要供給圧力を確保するため、可搬型大容量海水送水ポンプ車（取水用）の送水性の確認（(3)項）においてその供給圧力を考慮する。



※1：耐津波設計における入力津波の設定に当たって考慮する下降側の潮位変動として、朔望平均干潮位T.P. -0.14m及び潮位のばらつき0.19mを考慮したもの

第7図 荷揚場における可搬型大容量海水送水ポンプ車と海水面までの位置関係

第5表 取水箇所で必要となる吸込み揚程

取水方法	取水箇所	取水量 [m ³ /h]	取水面と増圧ポンプ 吸込み口の高低差 [m]	水中ポンプの 吐出圧力 (①) [m]	増圧ポンプへの 必要供給圧力 (②) [m]	ホースの 圧力損失 (③) [m]	水中ポンプ揚程 (①-②-③) [m]
水中 ポンプ	荷揚場	1,200	[]	[]	[]	[]	[]

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 送水性

第6表に、送水に係る圧力損失と可搬型大容量海水送水ポンプ車の吐出圧力について示す。

第6表に示すとおり、可搬型大容量海水送水ポンプ車（取水用）の送水に係る圧力損失の合計が約[]MPaであるのに対して、可搬型大容量海水送水ポンプ車（取水用）の吐出圧力は1.4MPaであることから、可搬型大容量海水送水ポンプ車（中継用）の増圧ポンプにキャビテーションを発生させることなく、送水可能である。また、可搬型大容量海水送水ポンプ車（中継用）の送水の係る圧力損失の合計（放水に必要な圧力を含む。）が約[]MPaであるのに対して、可搬型大容量海水送水ポンプ車（中継用）の吐出圧力は1.4MPaであることから、ホース敷設距離が相対的に長い東側ルートであっても放水砲まで送水し、原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体）へ放水可能である。

以上のとおり、荷揚場から原子炉建屋の東側に設置した放水砲まで、直列運転によって送水し、放水可能である。

第6表 送水に係る圧力損失と可搬型大容量海水送水ポンプ車の吐出圧力
（大気への放射性物質の拡散抑制）

項目	圧力損失	可搬型大容量海水送水ポンプ車の吐出圧力
A区間（ ）		
水源と移送先の圧力差	約 0 MPa	（取水用） 1.4MPa
静水頭	約 0.069 MPa	
配管・ホース及び弁類圧損	約 MPa	
可搬型大容量海水送水ポンプ車（中継用）への供給圧力※1	約 MPa	
A区間 合計	約 MPa	
B区間（ ）		
水源と移送先の圧力差	約 0 MPa	（中継用） 1.4MPa
静水頭	約 0 MPa	
機器圧損	約 MPa	
配管・ホース及び弁類圧損	約 MPa	
B区間 合計	約 MPa	

※1：増圧ポンプへの必要供給圧力に、運転操作における圧力調整余裕を加味した値。

5. 可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプを用いた重大事故等対策の各手段の成立性について

可搬型大型送水ポンプ車を用いた重大事故等対策の手段として、代替炉心注水／補助給水ピット補給／燃料取替用水ピット補給及び使用済燃料ピット注水（第 8 図）、原子炉補機冷却水系通水（第 9 図）並びに使用済燃料ピットスプレイ（第 10 図）がある。また、可搬型大容量海水送水ポンプ車を用いた重大事故等対策の手段として、大気への放射性物質の拡散抑制（第 11 図）及び航空機燃料火災への泡消火がある。これらのうち、航空機燃料火災への泡消火については想定する起因事象を踏まえて整理の対象外とし、それ以外の手段について、3. 項及び 4. 項と同様に成立性を確認した結果を、3. 項及び 4. 項の結果も含めて第 7 表に示す。

第 7 表に示すとおり、いずれの対応手段も、ホース敷設に必要な長さが発電所構内に配備するホース長さを下回るとともに、可搬型設備の吐出圧力が送水に係る圧力損失を上回り送水可能であることから、海水取水対応の成立性があることを確認した。

なお、可搬型大型送水ポンプ車を用いた自主対策の手段として、代替格納容器スプレイ（第 12 図）、蒸気発生器注水（第 13 図）及び小型放水砲による泡消火（第 14 図）がある。また、可搬型大容量海水送水ポンプ車を用いた自主対策の手段として、原子炉補機冷却海水系通水（第 15 図）がある。これらの手段についても、余剰の設備及びホース等の資機材を活用し、必要に応じて直列運転することで有効な手段となり得る。

第7表 可搬型設備を用いた重大事故等対策の各手段の成立性の確認結果

可搬型設備	対応手段	ルート※1,2	ホース敷設距離				取水性	送水性
			敷設距離	評価用距離※3	並列数※4	必要長さ		
可搬型大型 送水ポンプ車	代替炉心注水/ 補助給水ピット補給※5/ 燃料取替用水ピット補給※5 及び 使用済燃料ピット注水※5,6 原子炉補機冷却水系 通水※5,7 使用済燃料ピット スブレイ	第8図ルート①※9	480m	550m	1本	3,050m	3.(2)項の とおり	1.3MPa
			1,110m	1,250m	2本	7,200m		
		第8図ルート②	235m	300m	1本	2,700m		
			1,075m	1,200m	2本	7,200m		
		第9図ルート①	1,305m	1,450m	2本	2,900m		
		第9図ルート②	1,025m	1,150m	2本	2,300m		
		第10図ルート①	315m	350m	1本	2,850m		
			1,110m	1,250m	2本	7,200m		
		第10図ルート②	440m	500m	1本	2,400m		
			830m	950m	2本	7,200m		
可搬型大容量 海水送水 ポンプ車※8	大気への放射性物質の 拡散抑制	第11図 ルート①※9	A区間	950m	1本	1,400m	4.(2)項の とおり	(取水用) 1.4MPa (中継用) 1.4MPa (取水用) 1.4MPa (中継用) 1.4MPa
			B区間	310m	1本	1,600m		
		第11図 ルート②	A区間	785m	1本	1,200m		
			B区間	235m	1本	1,600m		
		第11図 ルート③	A区間	950m	1本	1,400m		
			B区間	310m	1本	1,600m		

※1：荷揚場，1号及び2号炉取水口付近のうち，ホース敷設距離が長い荷揚場での取水を想定した。

※2：設置場所，ホース敷設ルート，送水に係る圧力損失は今後の検討により変更となる場合がある。

※3：敷設距離を1.1倍し，50m単位で切り上げた距離。

※4：並列数は，使用可能なホース数量，ホース敷設の作業性，ホース圧損等を勘案して設定する。

※5：有効性評価で考慮する対応手段。

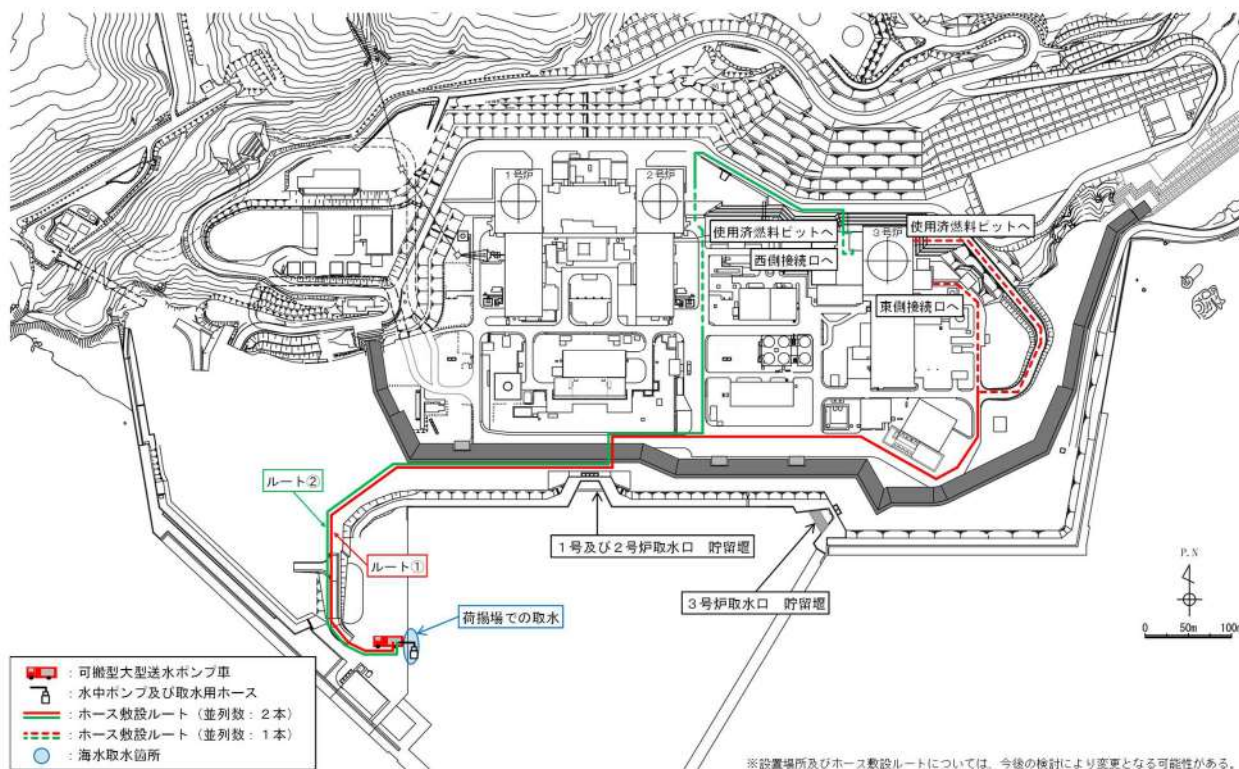
※6：代替炉心注水/補助給水ピット補給/燃料取替用水ピット補給のホースと使用済燃料ピット注水のホースについて，有効性評価と同様に，同時に敷設することを想定した。

※7：故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時に使用する屋内接続口は整理の対象外とした。

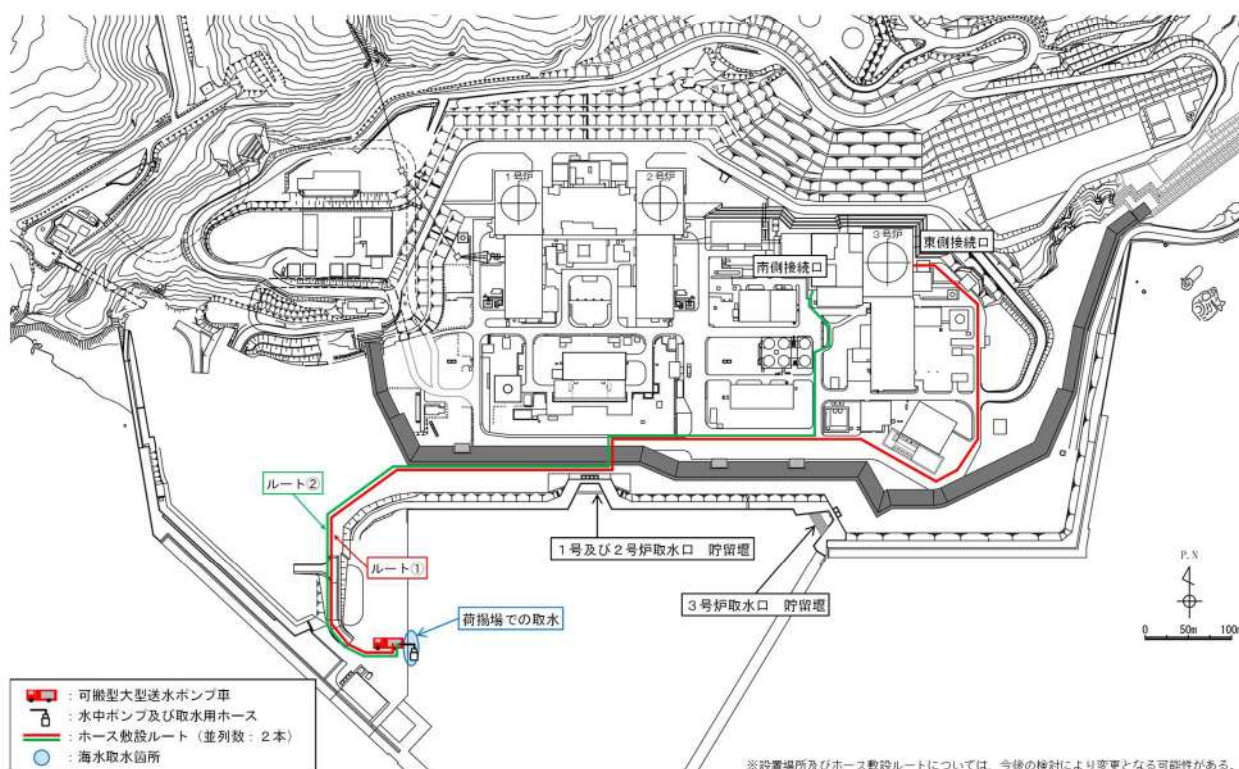
※8：航空機燃料火災への泡消火については整理の対象外とした。

※9：3.項及び4.項にて対応例として海水取水対応の成立性を確認したルート。

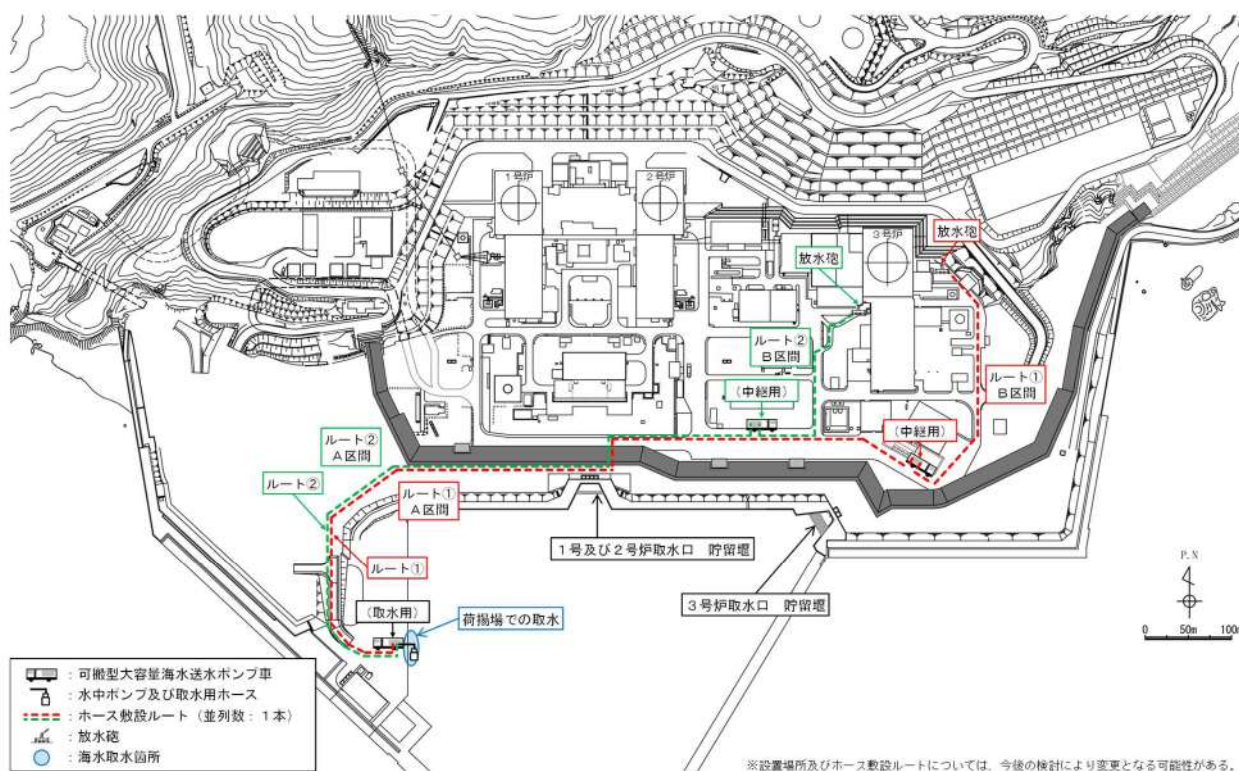
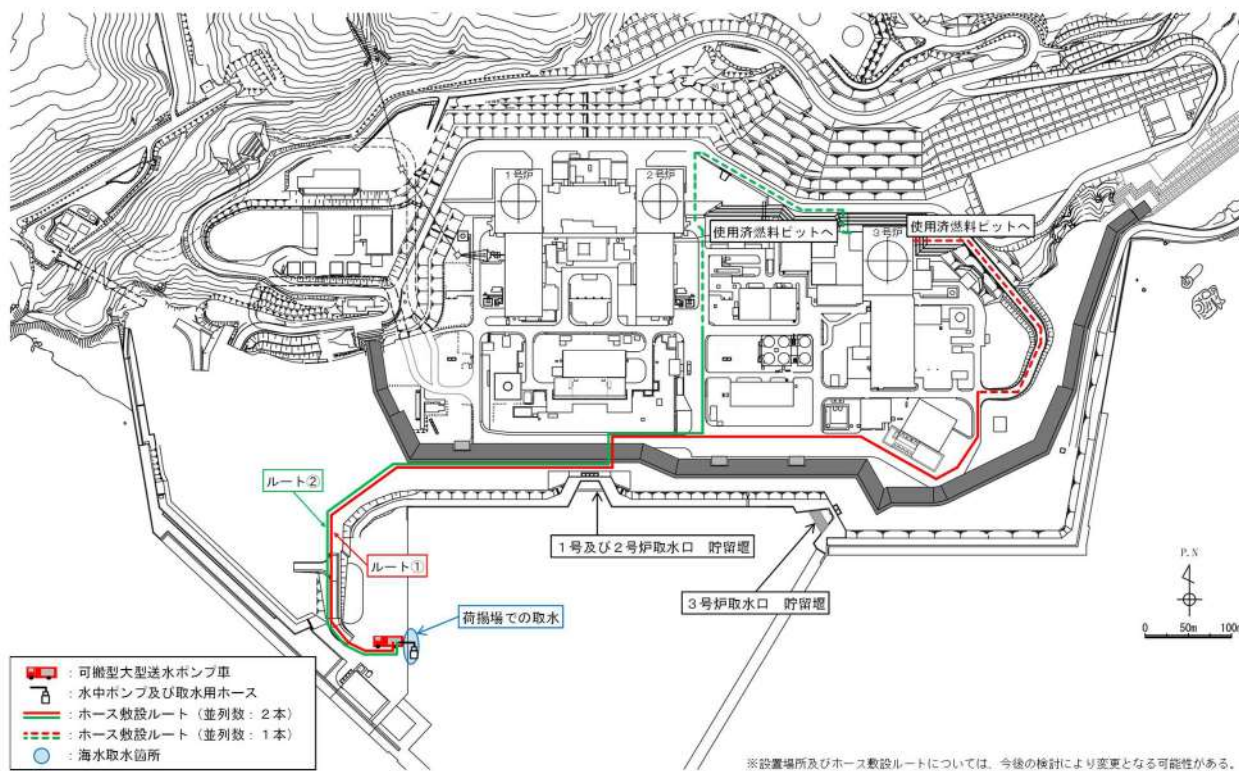
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

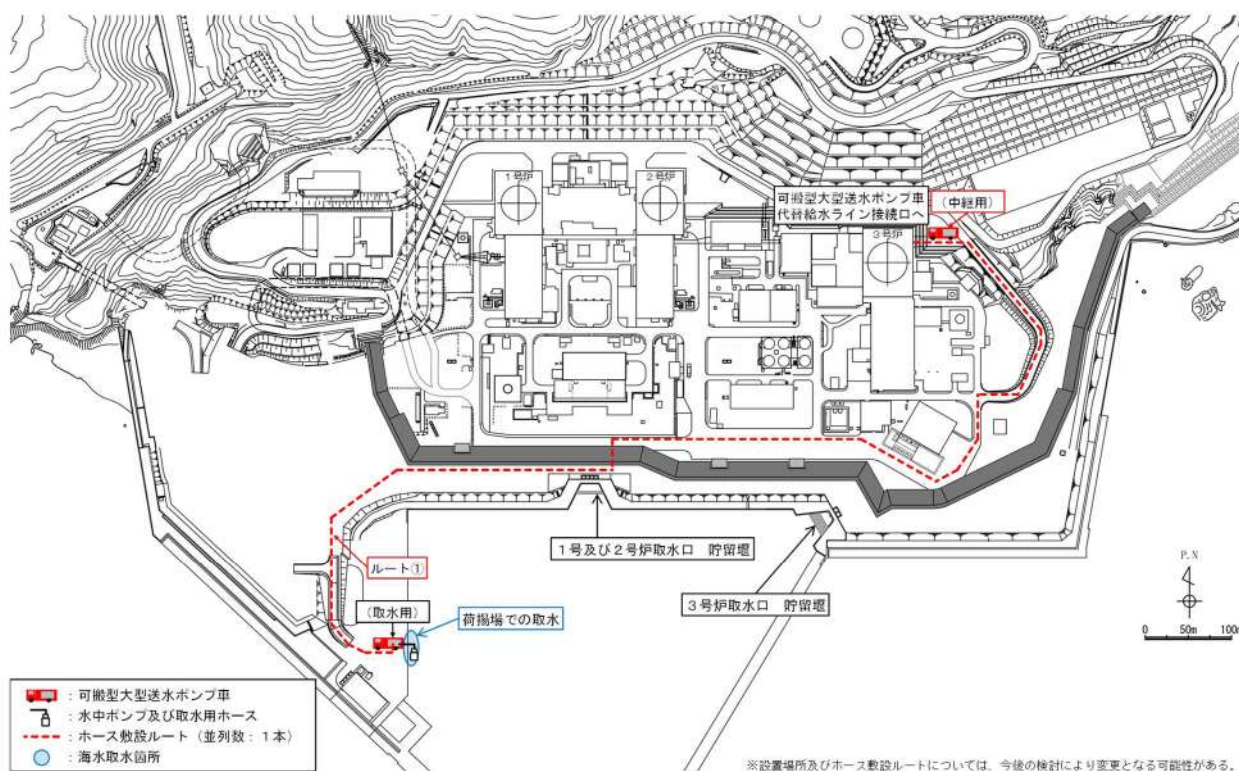
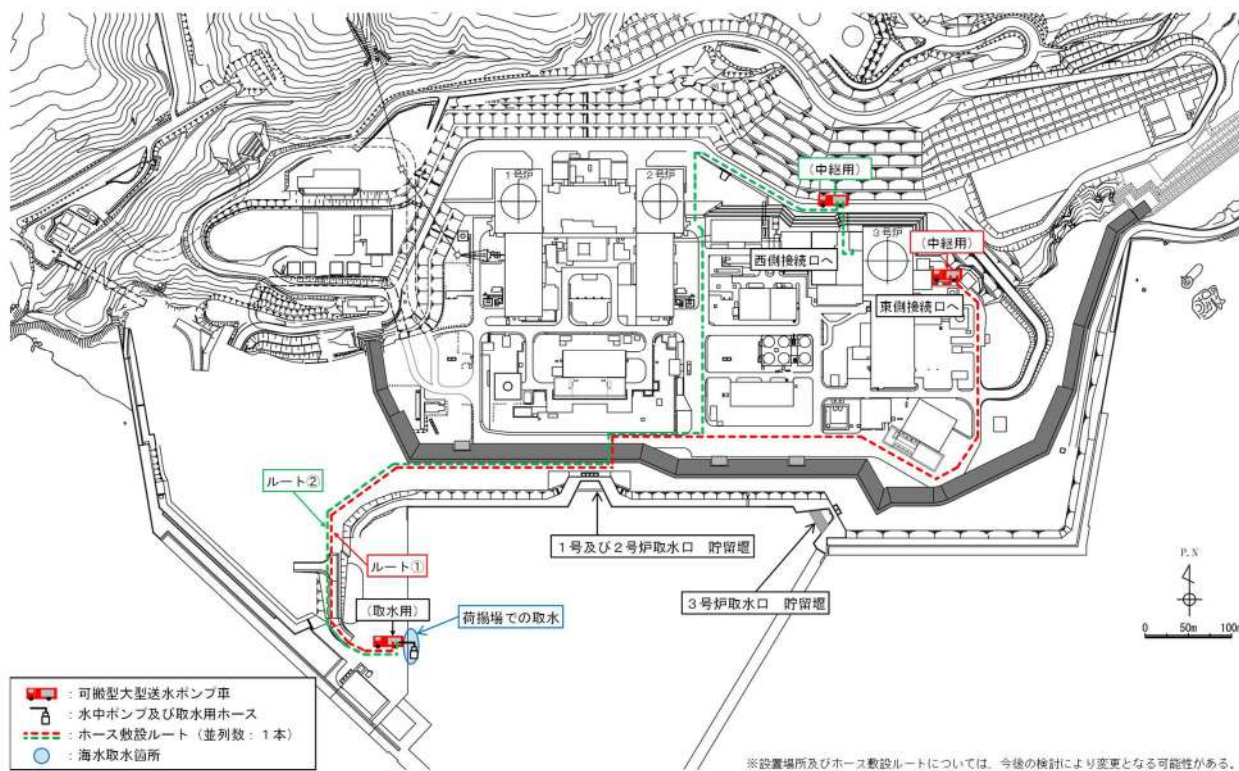


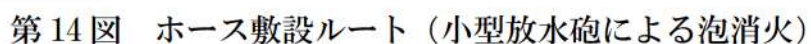
第8図 ホース敷設ルート（代替炉心注水／補助給水ピット補給／燃料取替用水ピット補給及び使用済燃料ピット注水）



第9図 ホース敷設ルート（原子炉補機冷却水系通水）







6. まとめ

3. 項から 5. 項のとおり，万一，敷地全体の 4 m 地盤隆起の発生によって重大事故等時の海水取水箇所である 3 号炉取水ピットスクリーン室での海水取水ができなくなるような場合を想定しても，発電所構内に配備する設備及び資機材を柔軟に活用し，3 号炉取水口の貯留堰よりも外側の海水取水箇所から取水及び送水することが可能である。

第1表 大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況

○大規模な地震

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・ 機能確保	機器の保管場所等 の考慮 (耐震性のある構 造物内での保管, 機器の耐震性等)	・屋外の可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要な容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備以外のものは、必要な容量等を賄うことができる設備の1セットについて、基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。 ・保管場所周辺に損壊により影響を及ぼすおそれのある建屋、鉄塔、タンク等の構造物がないことを確認している。
	機器の輸送手段の 確保 (輸送経路の障害 の考慮)	・可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては、損壊により影響を及ぼすおそれのある建屋、鉄塔、タンク等の構造物がないことを確認している。また、アクセスルートが地震による影響を受けた場合に備えて、アクセスルートを復旧するためのホイールローダ(タイプ1)等の重機を配備する。
機器の配備	機器の接続箇所へ のアクセス性の確 保	・恒設ラインへの接続箇所を2箇所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置する。 ・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートで確保する。

○大規模な津波

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・ 機能確保	機器の保管場所等 の考慮 (津波よりも高い 位置の保管, 津波 から防護できる構 造物内の保管)	・ 基準津波を超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。
	機器の輸送手段の 確保 (輸送経路の障害 の考慮)	・ 可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 津波によ るがれき等を考慮し, ホイールローダ(タイプ1)等の重機を 配備する。
機器の配備	機器の接続箇所へ のアクセス性の確 保	・ 恒設ラインへの接続箇所を2箇所設置しており, これらの接続箇 所は分散して配置する。 ・ 基準津波を超える津波に対して裕度を有する高所(T.P.31.0m以 上)に設置する接続箇所についてはアクセス性に影響はない。 10m 盤エリアに設置する接続箇所については, 一時的にアクセス 不能となる可能性があるが, 津波が引いた後にはアクセス可能と なる。 ・ 各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別のルートで 確保する。

○故意による大型航空機の衝突

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮 (耐震性のある構造物内での保管、原子炉建屋からの100m 離隔)	・屋外の可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要な容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備以外のものは、必要な容量等を賄うことができる設備の1セットについて、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、原子炉建屋、原子炉補助建屋及びディーゼル発電機建屋から100m 以上の離隔距離を確保して保管するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する循環水ポンプ建屋内の設計基準事故対処設備及び屋外の常設重大事故等対処設備からも100m 以上の離隔距離を確保した上で、当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
	機器の輸送手段の確保 (輸送経路の障害の考慮)	・想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては、複数のルートを確認する。また、アクセスルートでがれきが発生した場合においても、原子炉建屋から100m 以上離隔された場所に配備しているホイールローダ(タイプ1)等の重機により、がれきを撤去することでアクセスルートを確認する。 ・大規模な航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋から100m 以上離れた場所に配置している化学消防自動車等の泡消火設備により消火活動を行って、アクセスルートを確認する。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	・恒設ラインへの接続箇所を2箇所設置しており、これらは分散して配置する。 ・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートで確保する。