

監視計器一覧（18 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(11) 原水槽から 燃料取替用水ピットへの補給	判断 基準	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）
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
			・ エアロックエリアモニタ
			・ 炉内核計装区域エリアモニタ
			・ 格納容器じんあいモニタ
			・ 格納容器ガスモニタ
	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧	
	・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
	・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧		
	補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量	
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量		
	操作	水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
			・ 2次系純水タンク水位
			・ ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (19 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(12) 代替給水ピットから 燃料取替用水ピットへの補給	判断 基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 高圧注入流量 ・ 低圧注入流量
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		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) ・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量 ・ 蒸気発生器水位 (広域) ・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		格納容器バイパス の監視	・ 補助建屋サンプタンク水位
			・ 排気筒ガスモニタ
			・ 排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)
			・ 排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)
			・ 復水器排気ガスモニタ
			・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ
			・ 高感度型主蒸気管モニタ
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
			・ 主蒸気ライン圧力
			・ 余熱除去ポンプ出口圧力
		・ 余熱除去冷却器入口温度	
・ 余熱除去冷却器出口温度			
・ 加圧器逃がしタンク水位			
・ 加圧器逃がしタンク圧力			
・ 加圧器逃がしタンク温度			

監視計器一覧（20 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(12) 代替給水ピットから 燃料取替用水ピットへの補給	判断 基準	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）
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
			・ エアロックエリアモニタ
			・ 炉内核計装区域エリアモニタ
			・ 格納容器じんあいモニタ
			・ 格納容器ガスモニタ
	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧	
		・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧	
		・ 甲母線電圧, 乙母線電圧	
		・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧	
	補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量	
		・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量	
	操作	水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位

監視計器一覧 (2 1 / 3 1)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(13) 海水を用いた 燃料取替用水ピットへの補給	判断 基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 高圧注入流量 ・ 低圧注入流量
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		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) ・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量 ・ 蒸気発生器水位 (広域) ・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		格納容器バイパス の監視	・ 補助建屋サンプタンク水位
			・ 排気筒ガスモニタ
			・ 排気筒高レンジガスモニタ (低レン ジ)
			・ 排気筒高レンジガスモニタ (高レン ジ)
			・ 復水器排気ガスモニタ
			・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ
			・ 高感度型主蒸気管モニタ
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
			・ 主蒸気ライン圧力
			・ 余熱除去ポンプ出口圧力
			・ 余熱除去冷却器入口温度
			・ 余熱除去冷却器出口温度
		・ 加圧器逃がしタンク水位	
・ 加圧器逃がしタンク圧力			
・ 加圧器逃がしタンク温度			

監視計器一覧 (2 2 / 3 1)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(13) 海水を用いた 燃料取替用水ピットへの補給	判断 基準	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)
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
			・ エアロックエリアモニタ
			・ 炉内核計装区域エリアモニタ
			・ 格納容器じんあいモニタ
			・ 格納容器ガスモニタ
	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧	
		・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧	
		・ 甲母線電圧, 乙母線電圧	
		・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧	
	補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量	
		・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量	
	操作	水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位

監視計器一覧 (2 3 / 3 1)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(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	判断基準	原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
		・ 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		
	水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位	
・ 補助給水ピット水位			
操作	水源	・ 補助給水ピット水位	
(2) 燃料取替用水ピットから ろ過水タンクへの水源切替	判断基準	原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
		・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)	
	・ 燃料取替用水ピット水位		
	水源の確保	・ 補助給水ピット水位	
・ ろ過水タンク水位			
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.1(1) b. (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代替格納容器スプレイ」にて整備する。		

監視計器一覧（24 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(3) 燃料取替用水ピットから 海への水源切替	判断 基準	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.1(1) b. (c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。	
(4) 燃料取替用水ピットから 代替給水ピットへの水源切替	判断 基準	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.1(1) b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型 送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。	
(5) 燃料取替用水ピットから 原水槽への水源切替	判断 基準	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.1(1) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポン プ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。	

監視計器一覧 (2 5 / 3 1)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(6) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	判断 基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内の 注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		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)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
			・ 1次系純水タンク水位
			・ ほう酸タンク水位
	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 (低 レンジ)	
	・ エアロックエリアモニタ		
	・ 炉内核計装区域エリアモニタ		
	・ 格納容器じんあいモニタ		
	・ 格納容器ガスモニタ		
操作	1.13.2.2(7) b. と同様。		

監視計器一覧 (26 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(7) 1次系純水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	判断 基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		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)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
			・ 1次系純水タンク水位
			・ ほう酸タンク水位
		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 (低 レンジ)
		・ エアロックエリアモニタ	
	・ 炉内核計装区域エリアモニタ		
	・ 格納容器じんあいモニタ		
	・ 格納容器ガスモニタ		
操 作	使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給は1.13.2.2(8) a. (b)と 同様。 加圧器逃がしタンク経由の補給は1.13.2.2(8) b. (b)と同 様。		

監視計器一覧 (27 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(8) 2次系純水タンクから 使用済燃料ピットを経由した 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		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)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
			・ 1次系純水タンク水位
			・ 2次系純水タンク水位
			・ 使用済燃料ピット水位
	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 (低 レンジ)	
・ エアロックエリアモニタ			
・ 炉内核計装区域エリアモニタ			
・ 格納容器じんあいモニタ			
操作	1.13.2.2(9) b. と同様。		

監視計器一覧 (28 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器		
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等				
(9) ろ過水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動	
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位	
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)	
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度	
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力	
			・ 格納容器圧力 (AM用)	
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量	
			・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)	
		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)	
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	
		水源の確保		・ 燃料取替用水ピット水位
				・ 2次系純水タンク水位
				・ 使用済燃料ピット水位
			・ ろ過水タンク水位	
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 (低 レンジ)		
		・ エアロックエリアモニタ		
		・ 炉内核計装区域エリアモニタ		
		・ 格納容器じんあいモニタ		
		・ 格納容器ガスモニタ		
操作	1.13.2.2(10) b. と同様。			

監視計器一覧 (29 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(10) 海水を用いた 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 注水量	・ 高压注入流量
			・ 低压注入流量
			・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内の 注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B - 格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		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)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
			・ 蒸気発生器水位 (広域)
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		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)
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低 レンジ)
			・ エアロックエリアモニタ
			・ 炉内核計装区域エリアモニタ
			・ 格納容器じんあいモニタ
電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
	・ 6 - A, B, C 1, C 2, D 母線電圧		
補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量		
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
操作	1.13.2.2(13) b. と同様。		

監視計器一覧 (3 0 / 3 1)

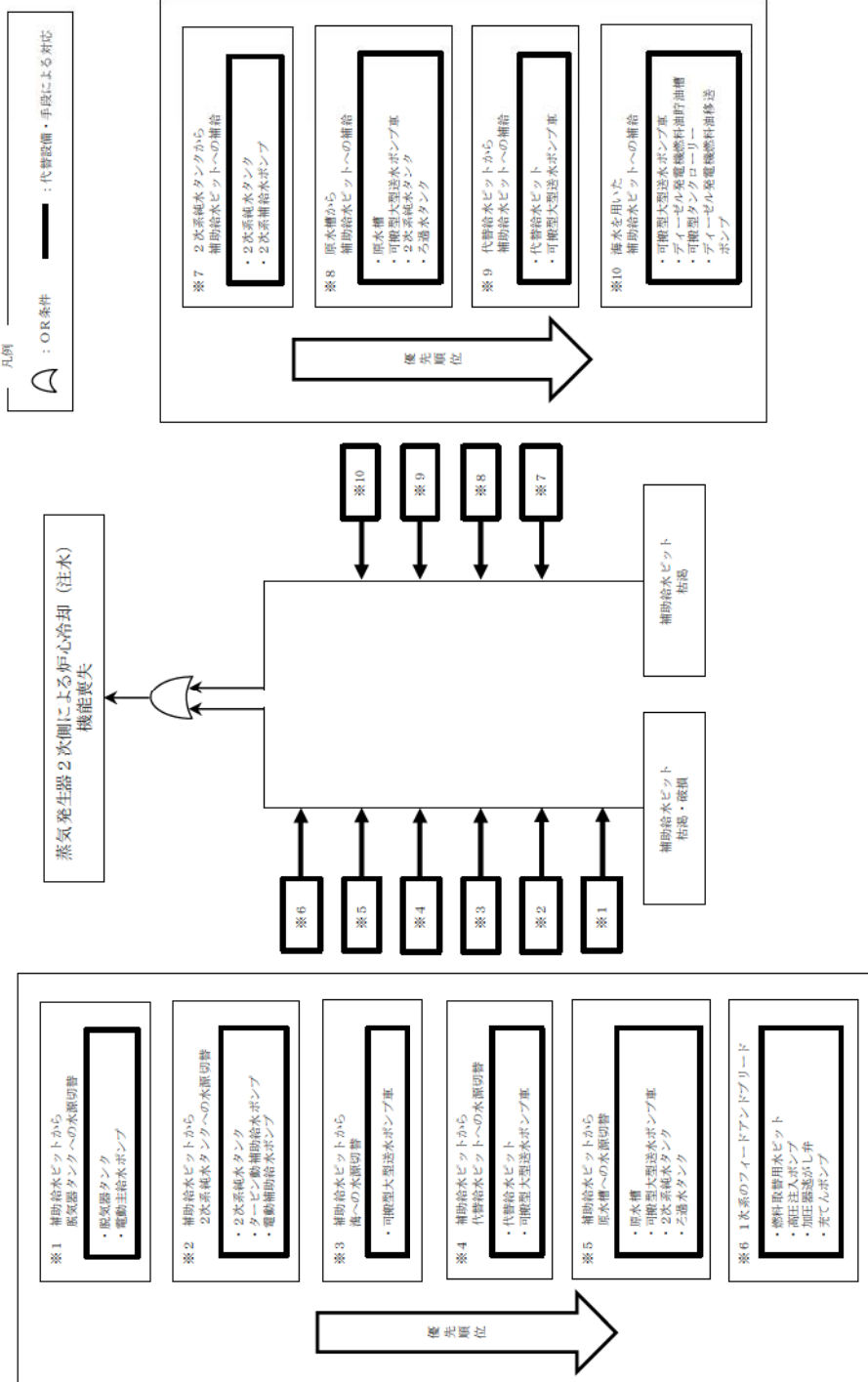
対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(11) 代替給水ピットから 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 注水量	・ 高压注入流量
			・ 低压注入流量
			・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM 用)
		原子炉格納容器内の 注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B - 格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM 用)
		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)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
			・ 蒸気発生器水位 (広域)
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		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)
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低 レンジ)
			・ エアロックエリアモニタ
			・ 炉内核計装区域エリアモニタ
			・ 格納容器じんあいモニタ
・ 格納容器ガスモニタ			
電源	・ 泊幹線 1 L , 2 L 電圧		
	・ 後志幹線 1 L , 2 L 電圧		
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
	・ 6 - A , B , C 1 , C 2 , D 母線電圧		
補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量		
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
操作	1.13.2.2(12) b . と同様。		

監視計器一覧 (3 1 / 3 1)

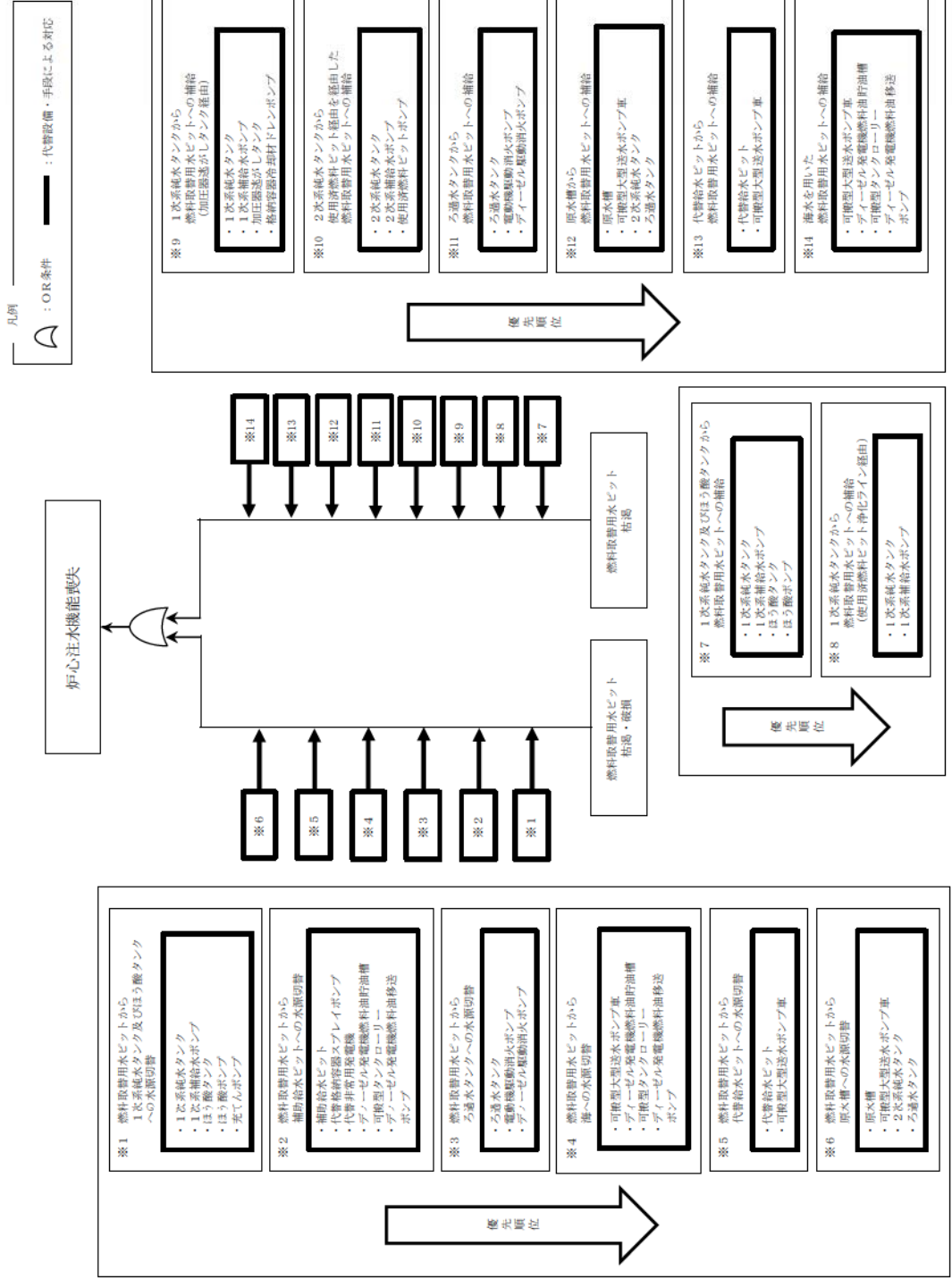
対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(12) 原水槽から 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 注水量	・ 高压注入流量
			・ 低压注入流量
			・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM 用)
		原子炉格納容器内の 注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B - 格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM 用)
		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)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
			・ 蒸気発生器水位 (広域)
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		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)
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低 レンジ)
			・ エアロックエリアモニタ
			・ 炉内核計装区域エリアモニタ
			・ 格納容器じんあいモニタ
・ 格納容器ガスモニタ			
電源	・ 泊幹線 1 L , 2 L 電圧		
	・ 後志幹線 1 L , 2 L 電圧		
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
	・ 6 - A , B , C 1 , C 2 , D 母線電圧		
補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量		
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
操作	1.13.2.2(11) b . と同様。		

第 1.13.9 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

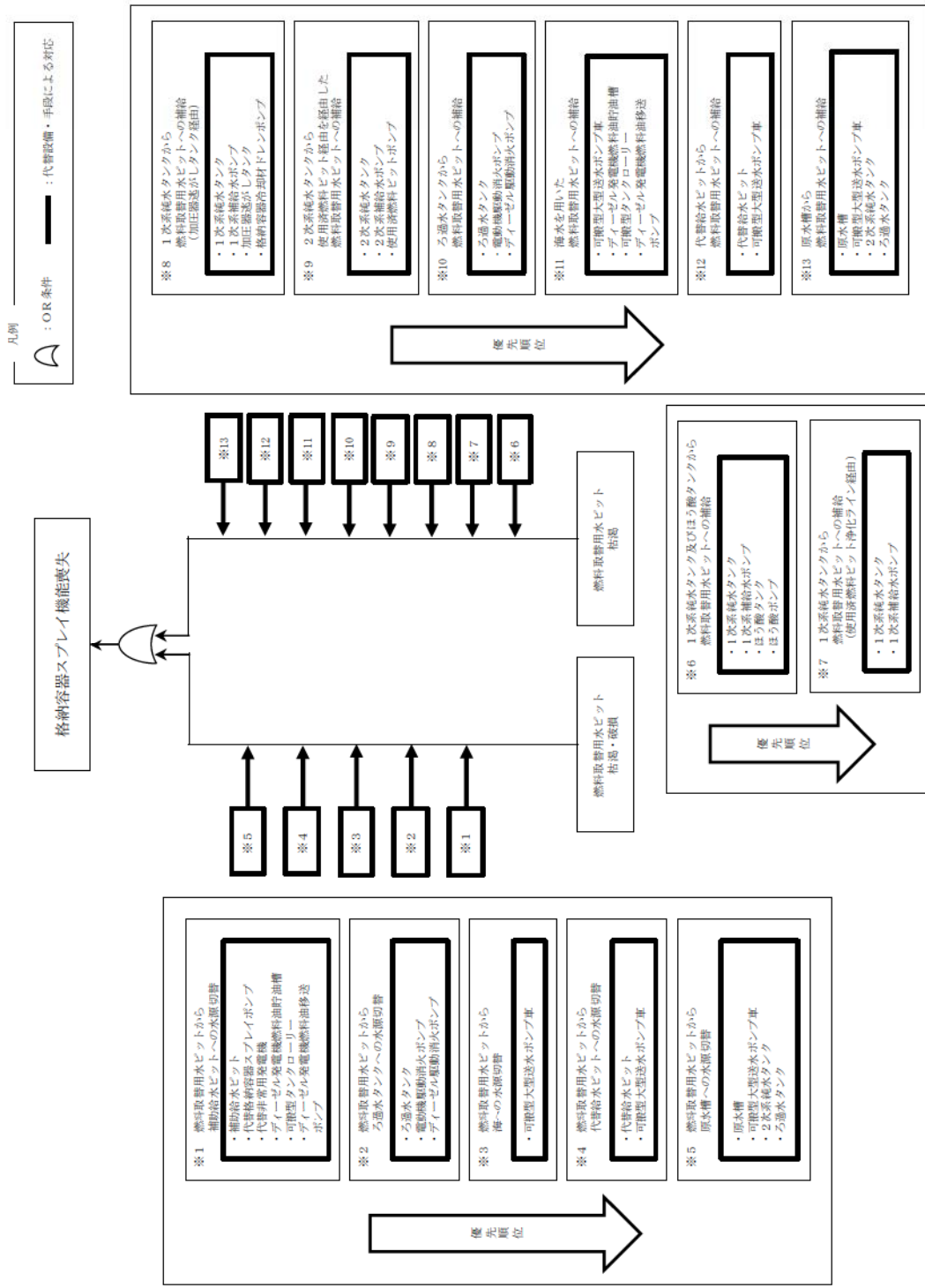
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.13】 重大事故等の収束に必要な となる水の供給手順等	A－高圧注入ポンプ	6－A 非常用高圧母線
	B－高圧注入ポンプ	6－B 非常用高圧母線
	B－格納容器スプレイポンプ	6－B 非常用高圧母線
	A－加圧器逃がし弁	ソレノイド分電盤 A 1
	B－加圧器逃がし弁	ソレノイド分電盤 B 1
	代替格納容器スプレイポンプ	6－A 非常用高圧母線
		6－B 非常用高圧母線
		代替非常用発電機
	A－ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	A－ディーゼル発電機 コントロールセンタ
	B－ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	B－ディーゼル発電機 コントロールセンタ



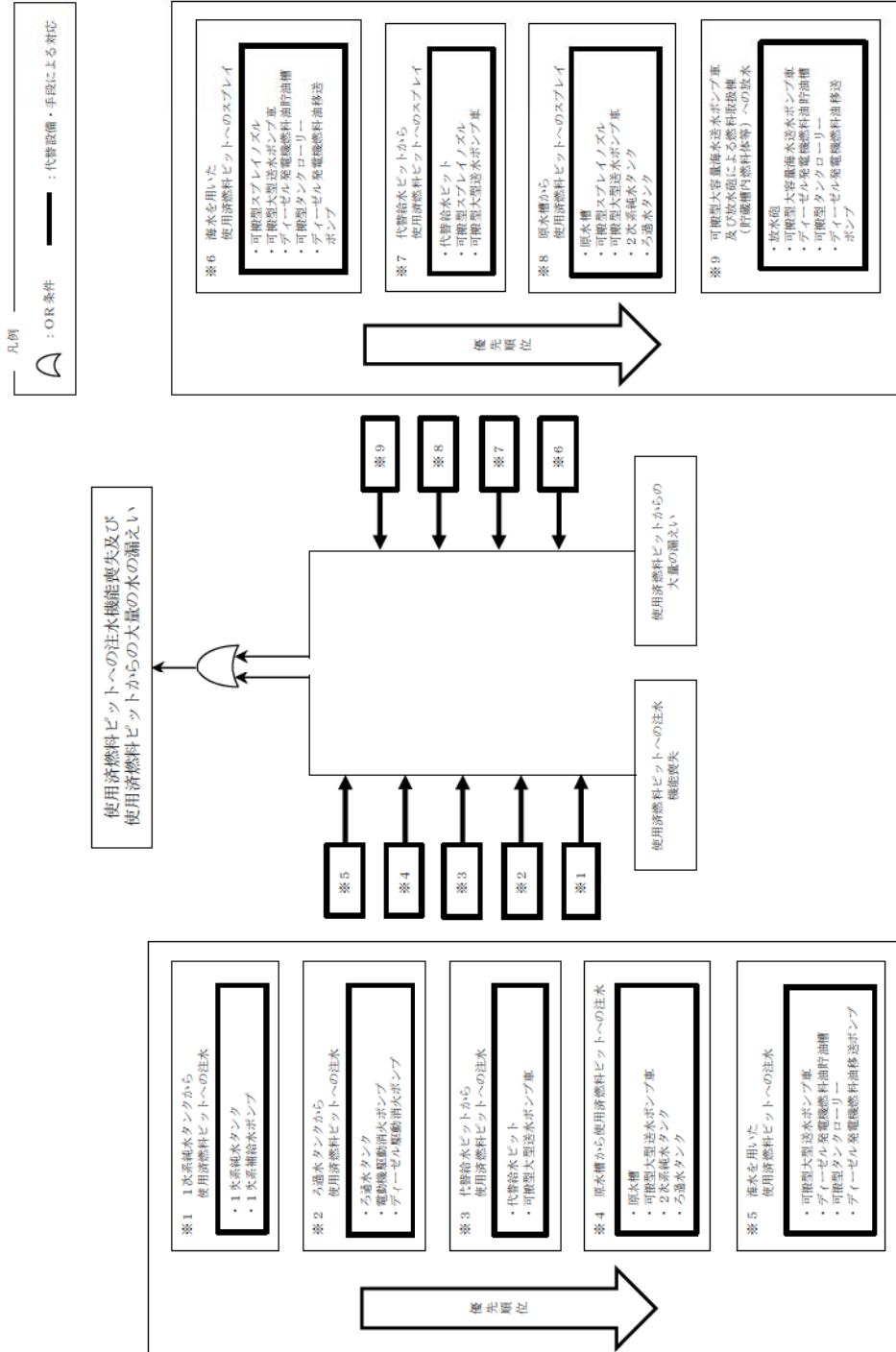
第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 5)



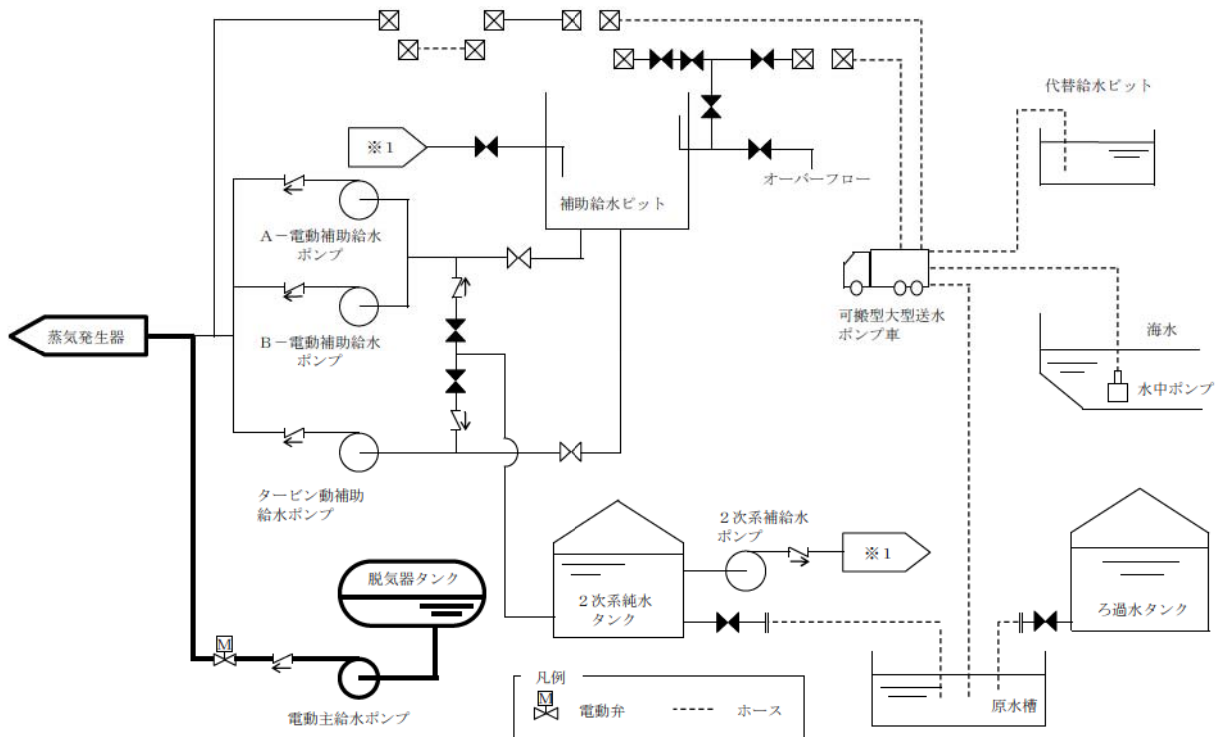
第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 5)



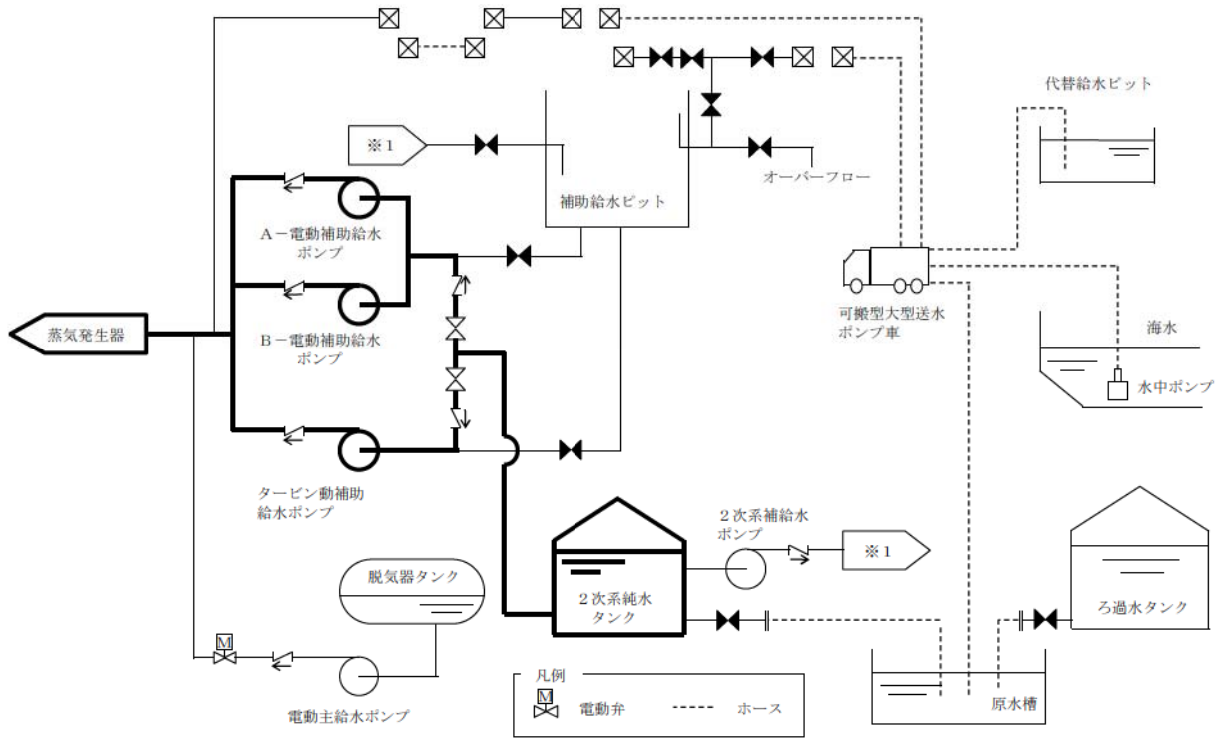
第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (3 / 5)



第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (5 / 5)



第 1.13.2 図 補助給水ピットから脱気器タンクへの水源切替 概略系統

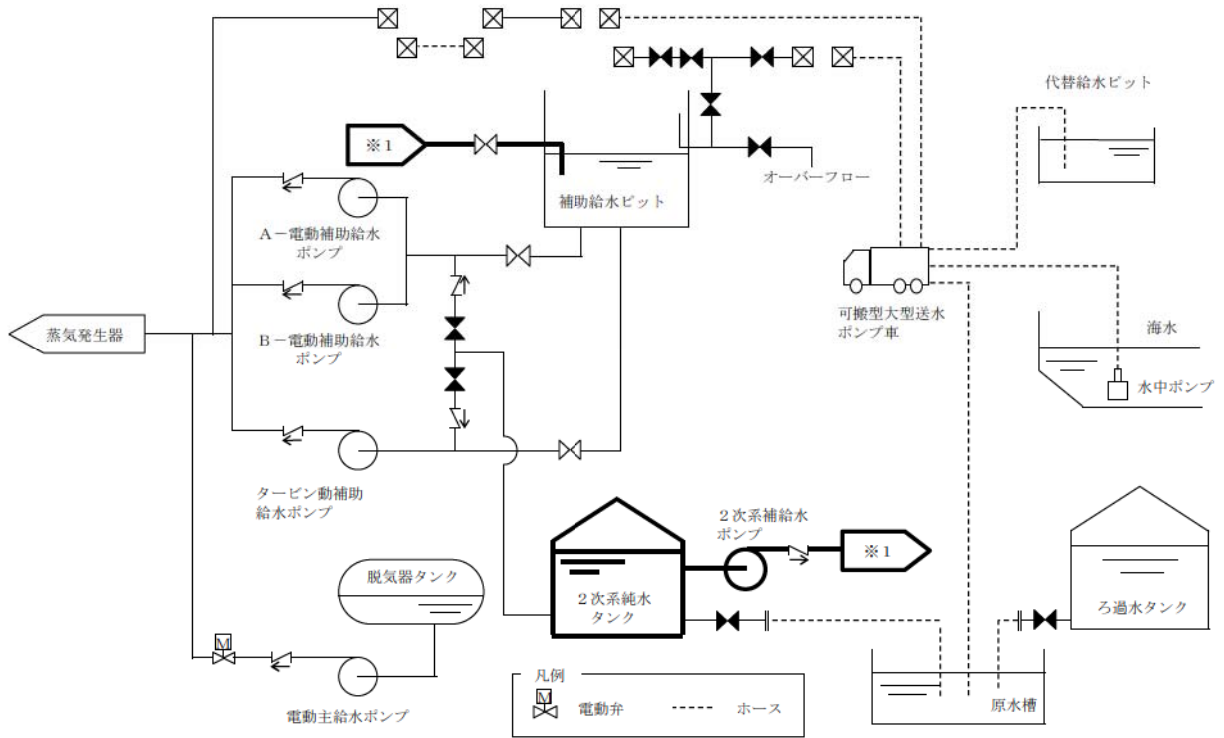


第1.13.3図 補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替 概略系統

		経過時間 (分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)				約40分 補助給水ポンプ水源切替完了	
補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替	運転員(現場)	1	移動, 系統構成			

第1.13.4図 補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替

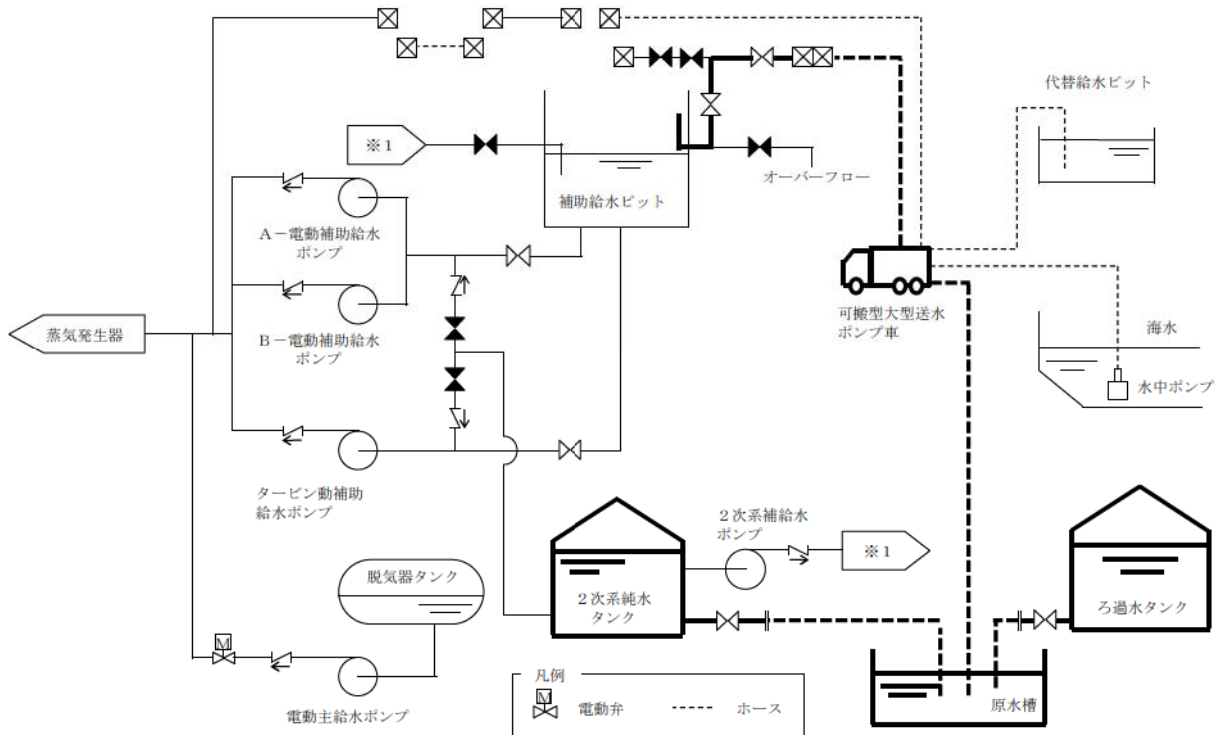
タイムチャート



第 1. 13. 5 図 2 次系純水タンクから補助給水ピットへの補給 概略系統

		経過時間 (分)		
		10	20	30
手順の項目	要員(数)			約25分 2次系純水タンクから 補助給水ピットへの補給開始
2次系純水タンク から補助給水ピット への補給	運転員 (中央制御室)	1		2次系補給水ポンプ起動
	運転員 (現場)	1		移動, 系統構成

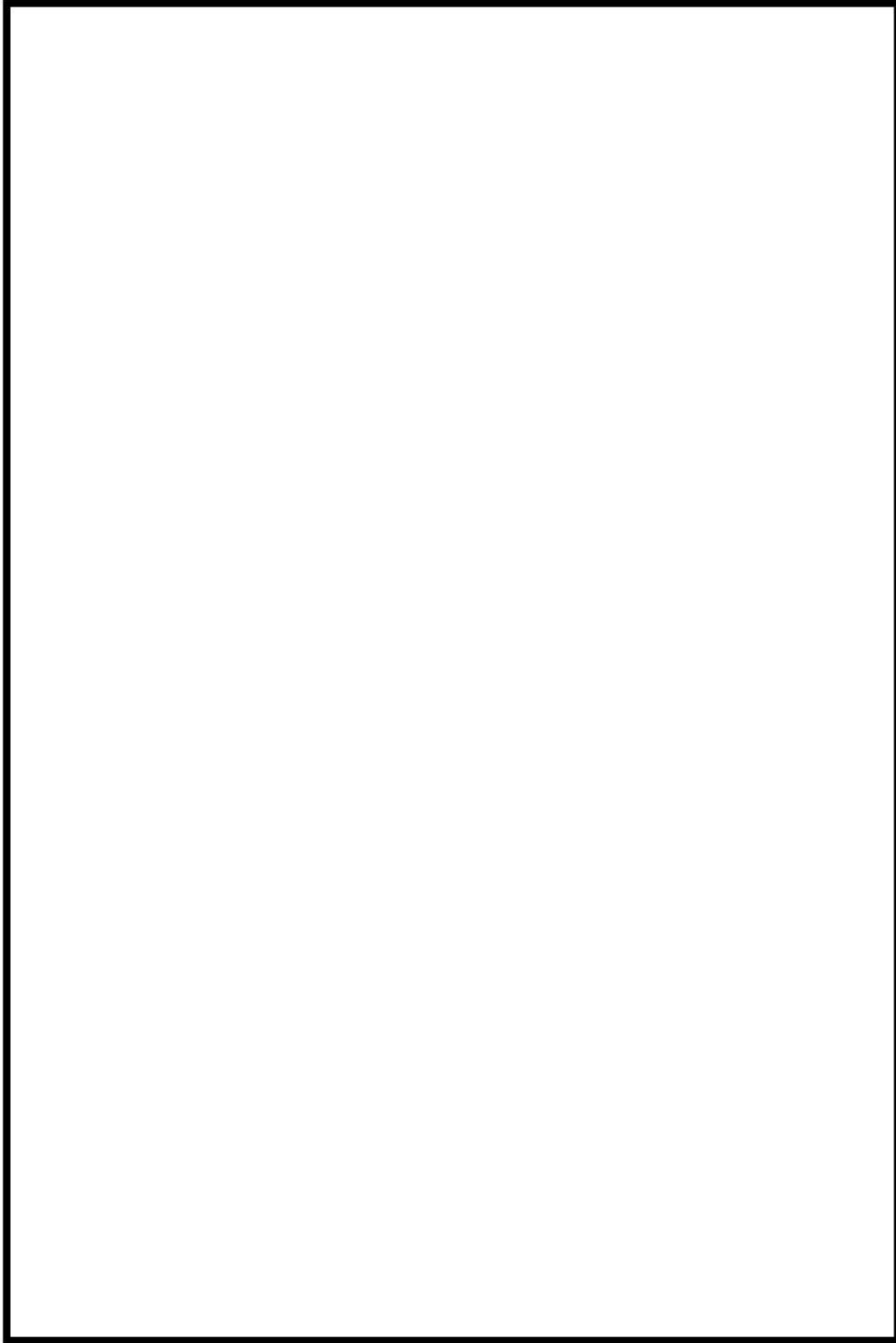
第1. 13. 6図 2 次系純水タンクから補助給水ピットへの補給 タイムチャート



第1.13.7図 原水槽から補助給水ピットへの補給 概略系統

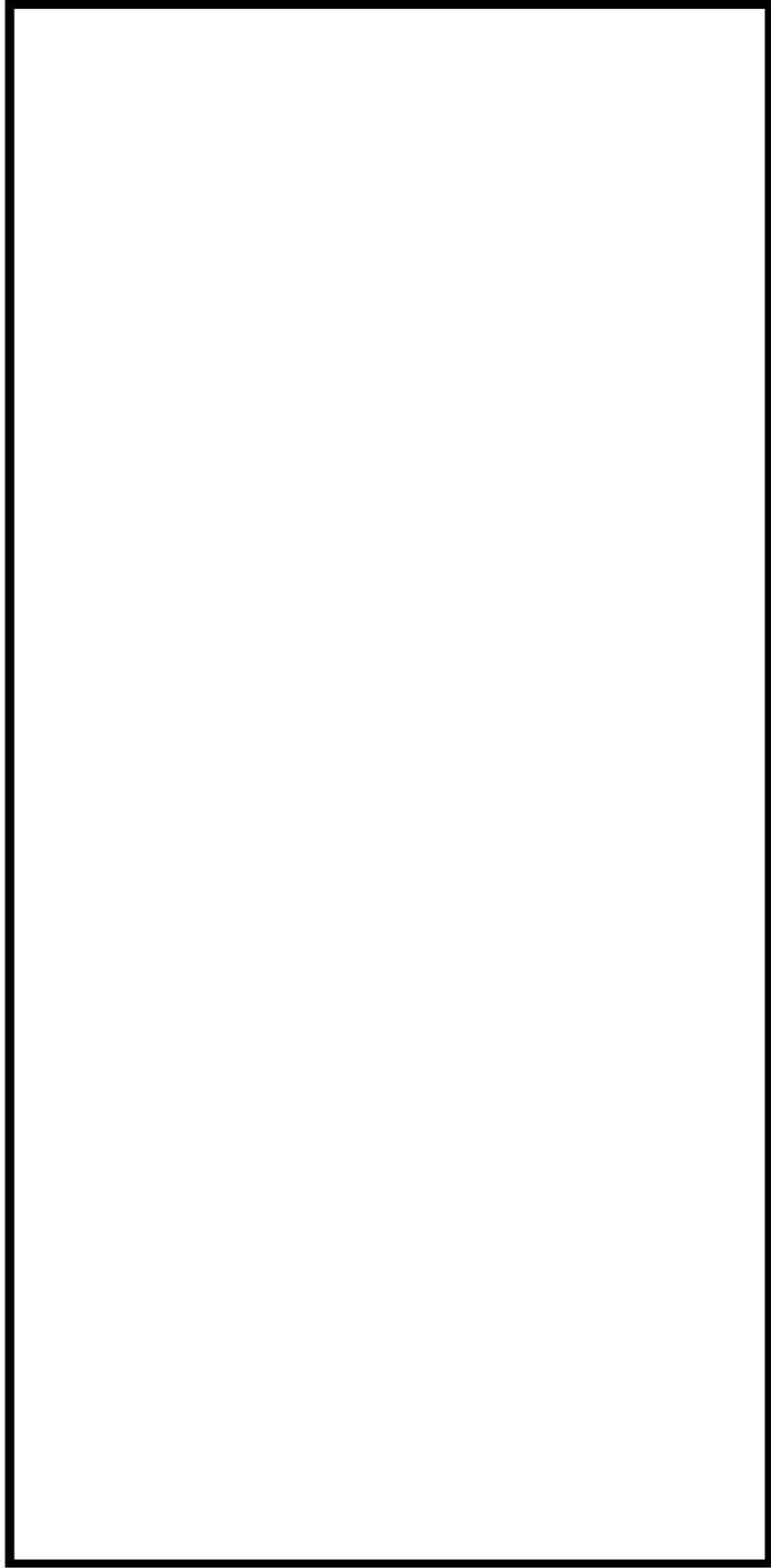
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)				約3時間45分 原水槽から 補助給水ピットへの補給開始		
原水槽から補助給水ピットへの補給	運転員 (現場)	1	移動, 系統構成				
	災害対策要員	3	移動, ホース敷設, 代替給水・注水配管と接続 ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設				
		3	原水槽への吸管挿入				

第1.13.8図 原水槽から補助給水ピットへの補給 タイムチャート



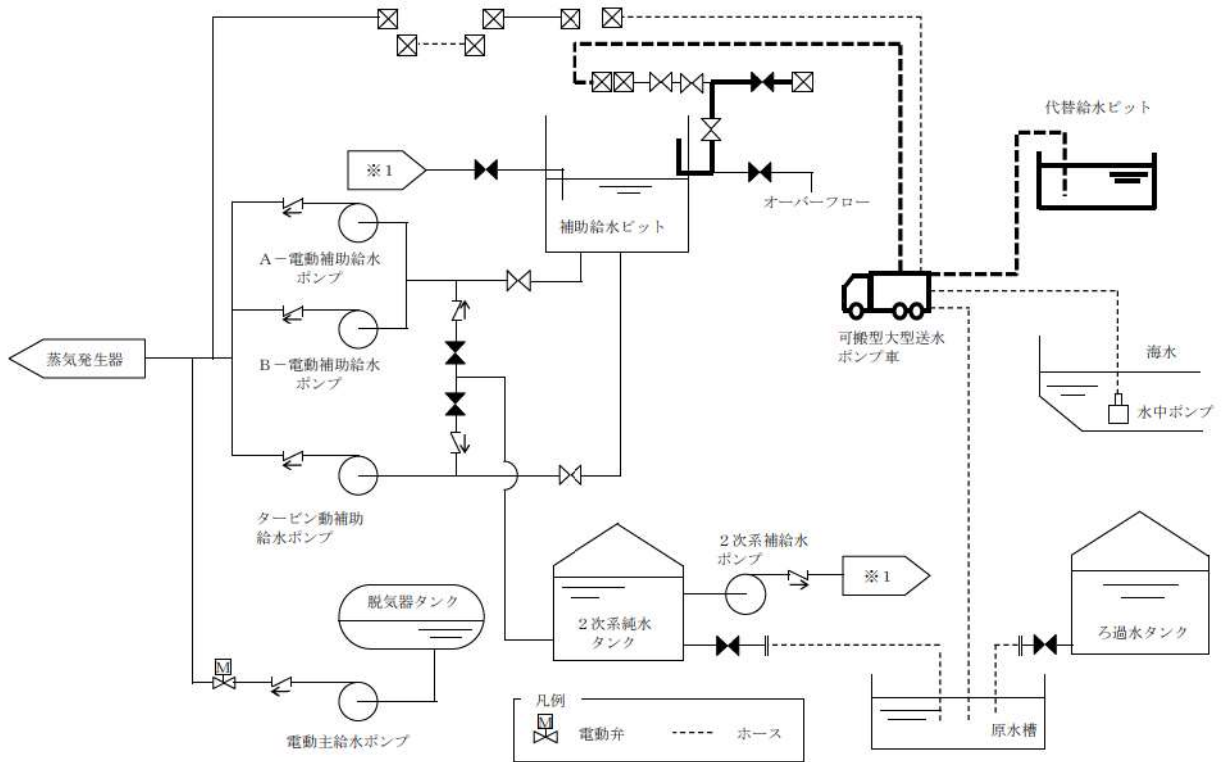
第 1.13.9 図 原水槽から補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1/2)

: 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。



第 1.13.9 図 原水槽から補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2/2)

: 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。

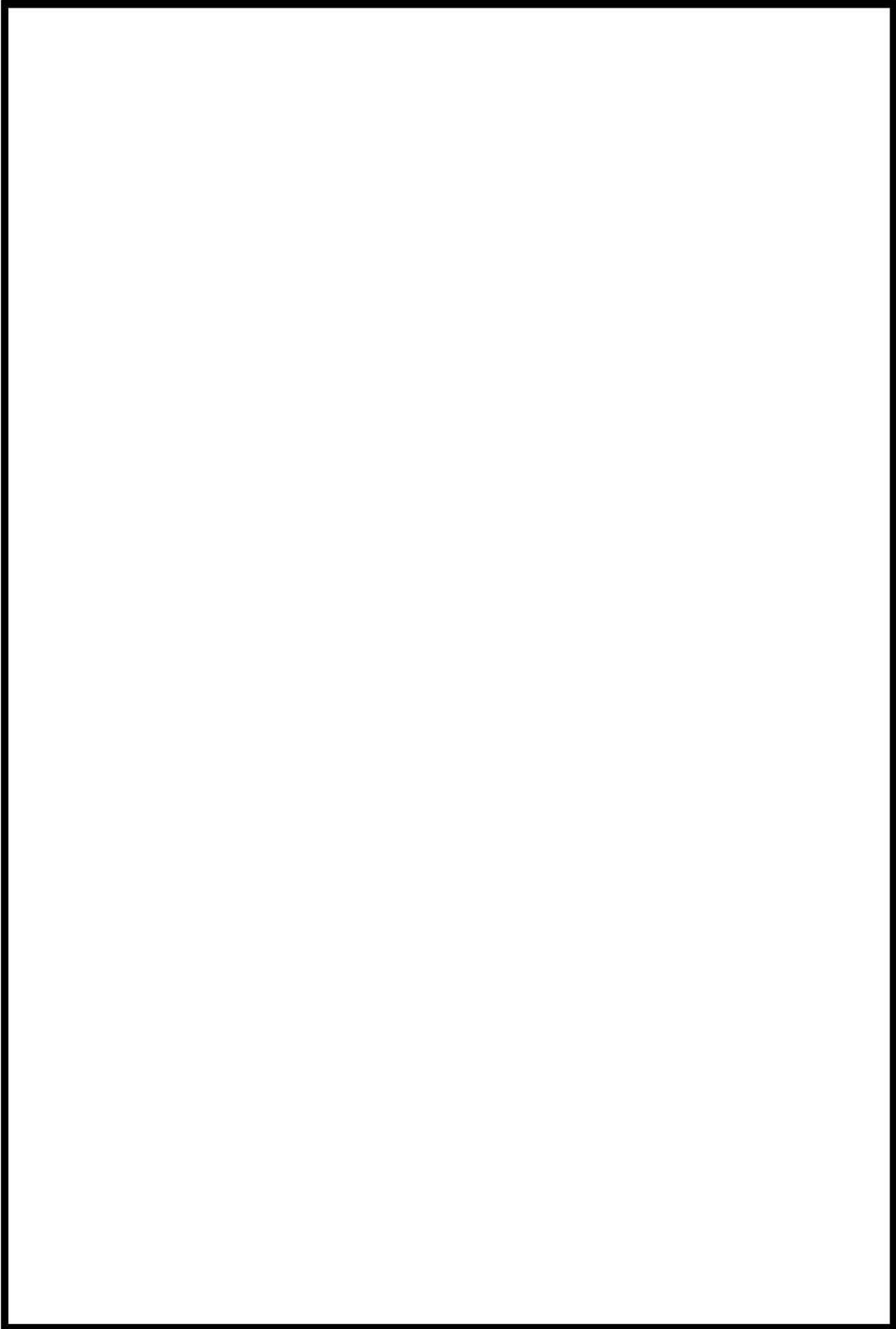


第1.13.10図 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給 概略系統

		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)			約2時間10分 代替給水ピットから 補助給水ピットへの補給開始			
代替給水ピットから 補助給水ピット への補給	運転員 (現場)	1	移動, 系統構成				
	災害対策要員	3	移動, ホース敷設, 代替給水・注水配管と接続				
		3	ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	可搬型大型送水ポンプ車の設置				
		3	ポンプ車周辺のホース敷設 代替給水ピットへの吸管挿入				

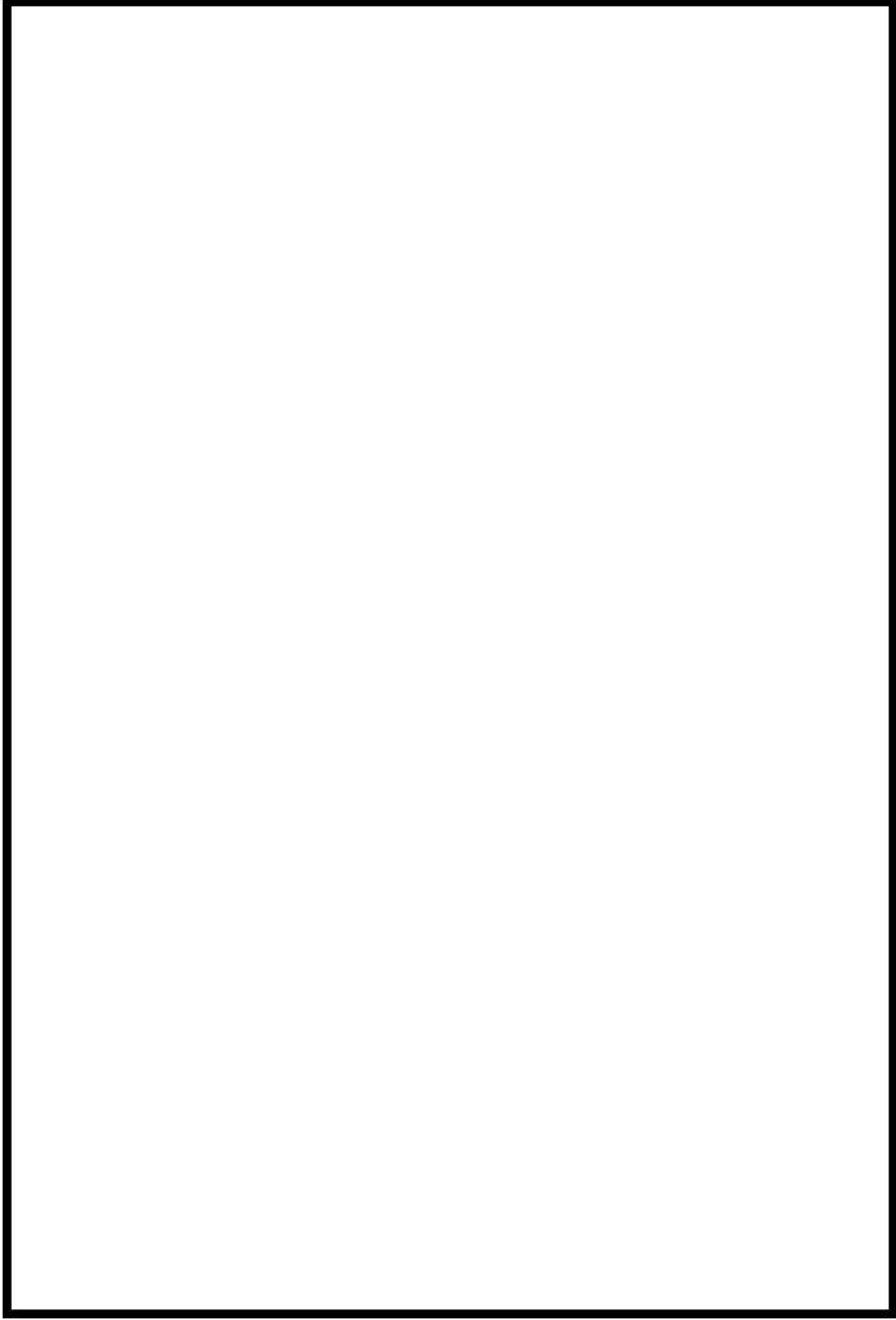
第1.13.11図 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給

タイムチャート



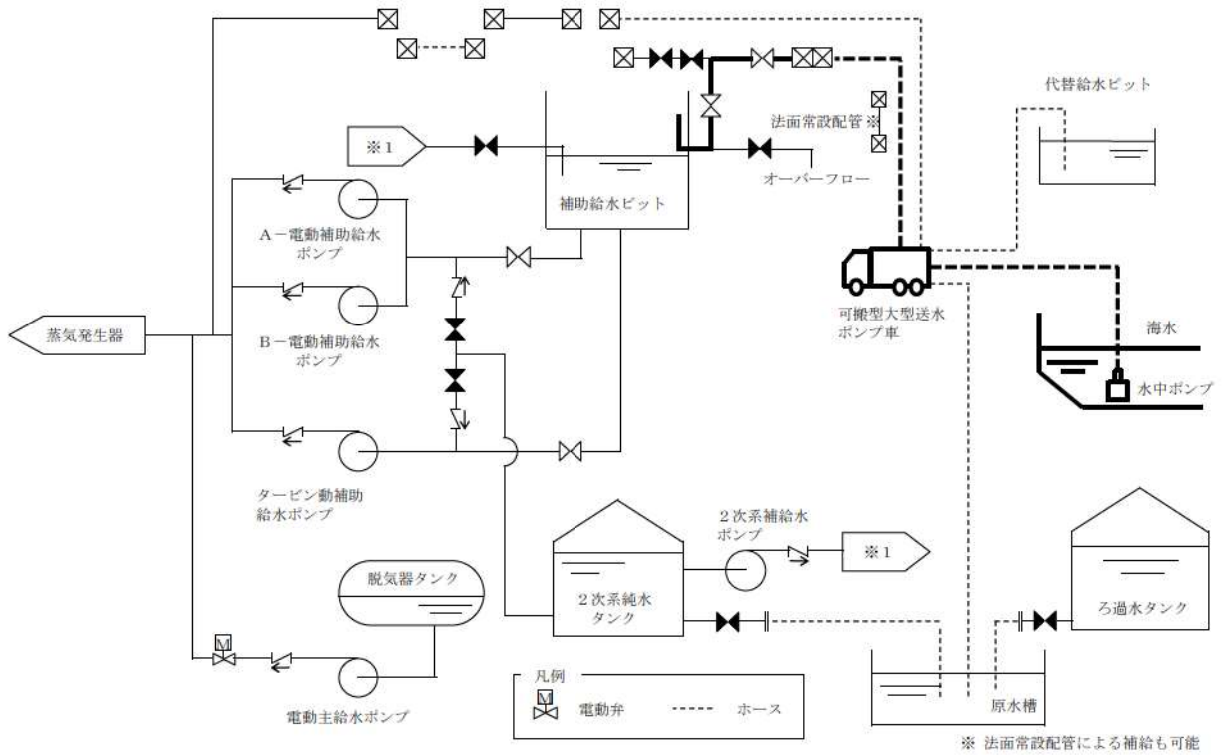
第 1.13.12 図 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1/2)

: 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。



第 1.13.12 図 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2 / 2)

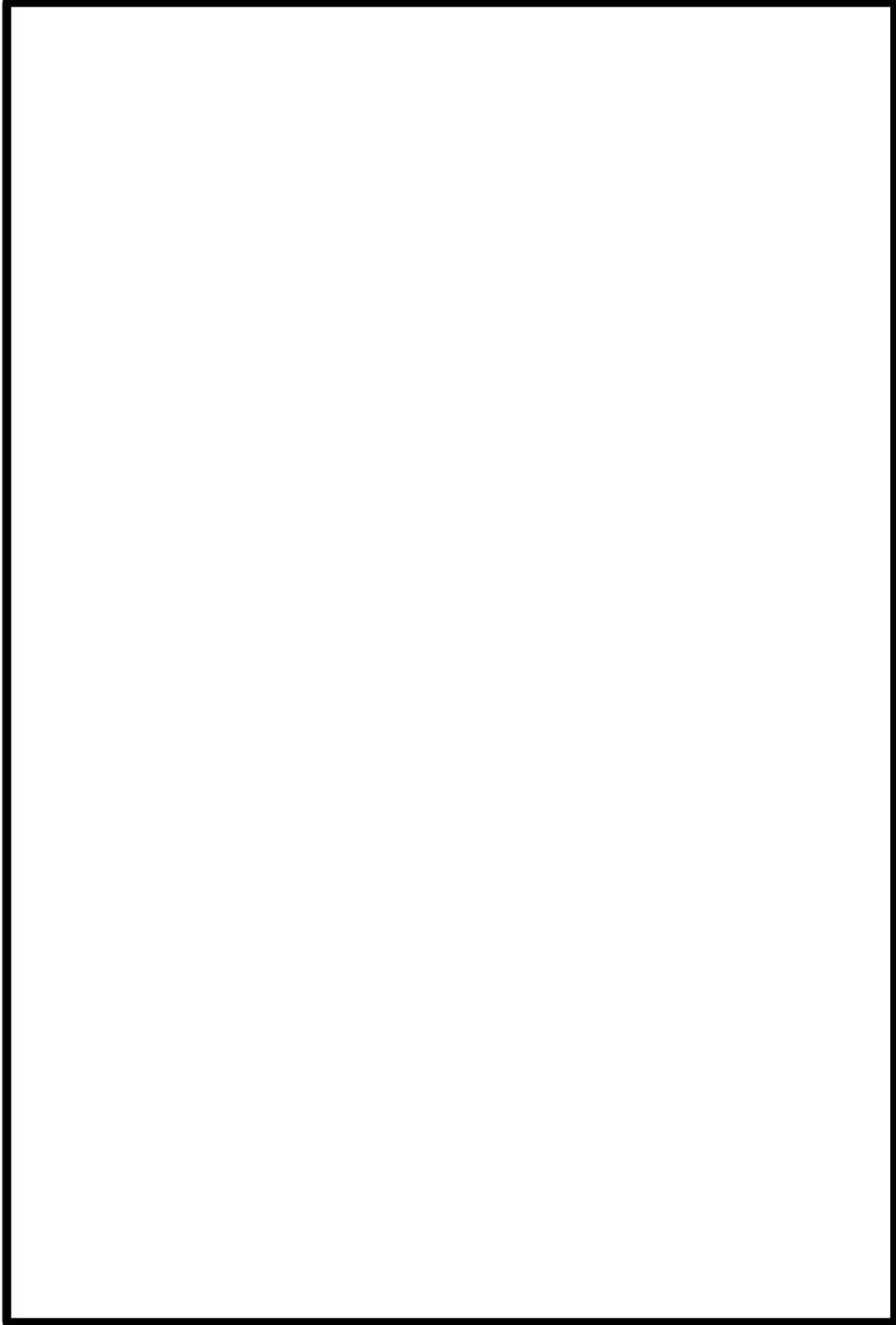
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1.13.13図 海水を用いた補助給水ピットへの補給 概略系統

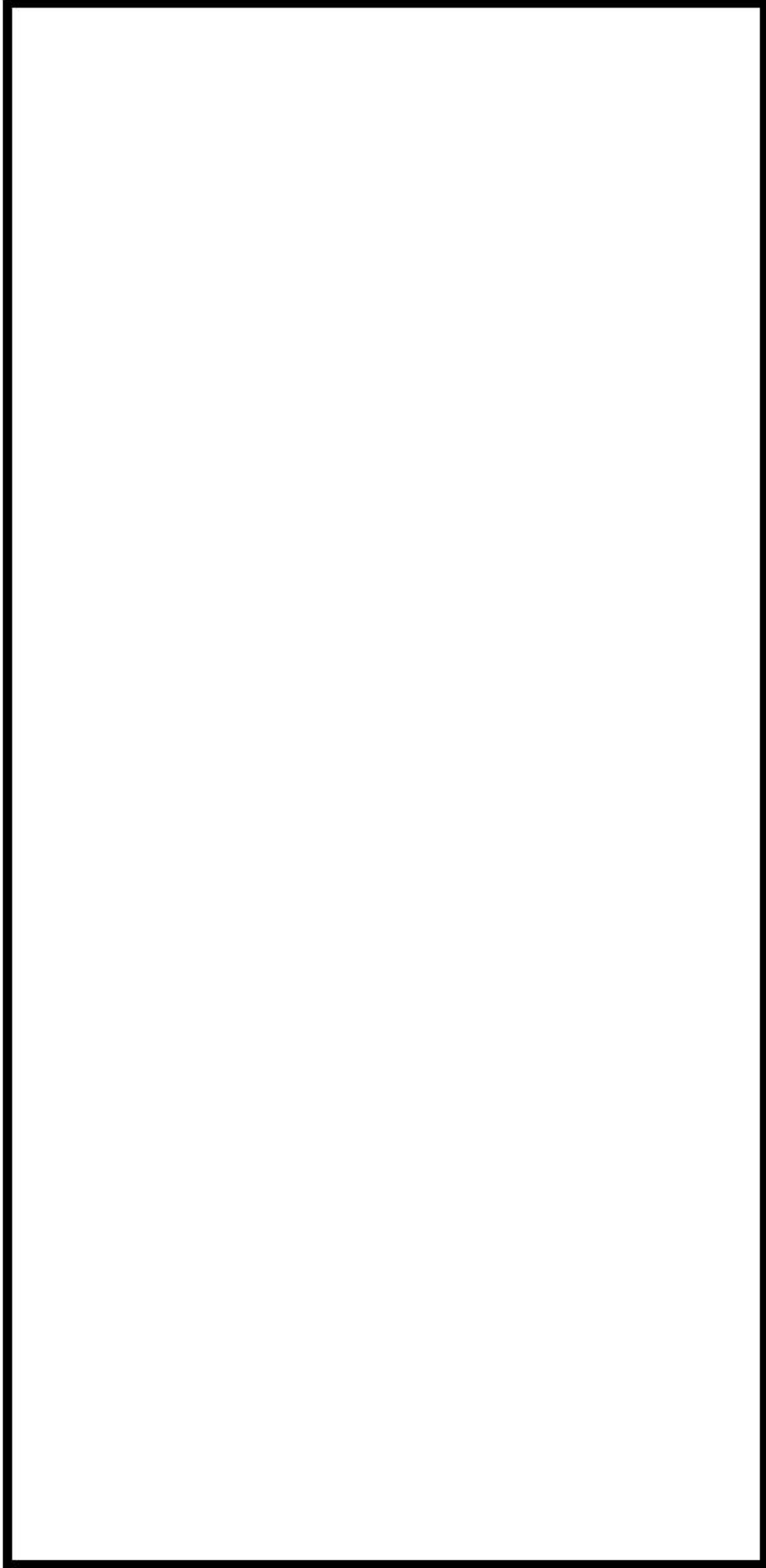
		経過時間 (時間)						
		1	2	3	4	5	6	
手順の項目	要員(数)				約4時間10分 海水を用いた 補助給水ピットへの補給開始			
海水を用いた補助 給水ピットへの補 給	運転員 (現場)	1	移動, 系統構成					
	災害対策要員	3	移動, ホース敷設, 代替給水・注水配管と接続 ホース延長・回収車によるホース敷設					
		3	ホース延長・回収車によるホース敷設					
		3	可搬型大型送水ポンプ車の設置					
		3	ポンプ車周辺のホース敷設					
		3	海水取水箇所への水中ポンプ設置					

第1.13.14図 海水を用いた補助給水ピットへの補給 タイムチャート

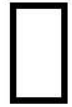


第1.13.15 図 海水を用いた補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1/3)

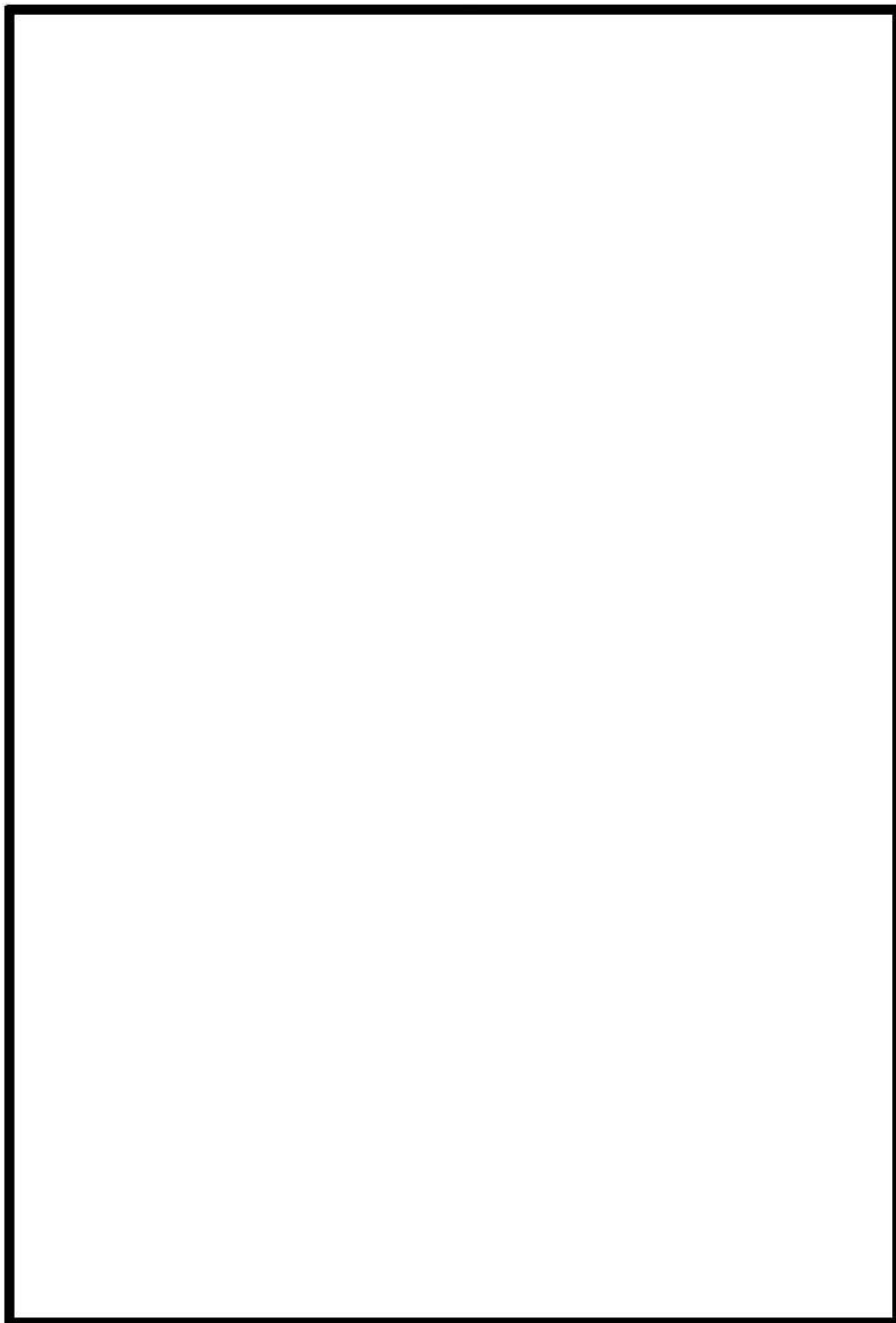
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.13.15 図 海水を用いた補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2/3)



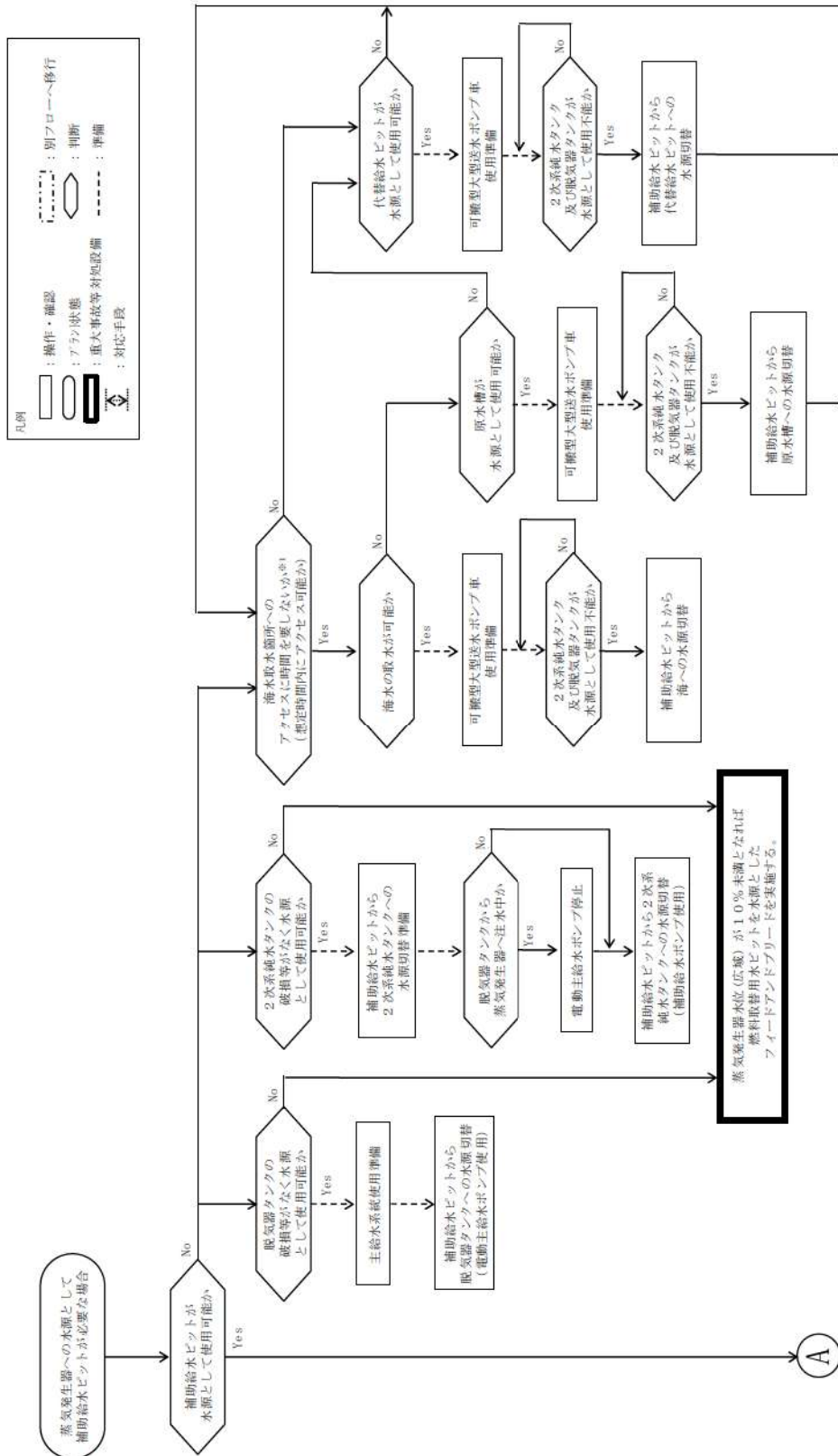
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1.13.15 図 海水を用いた補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (3/3)

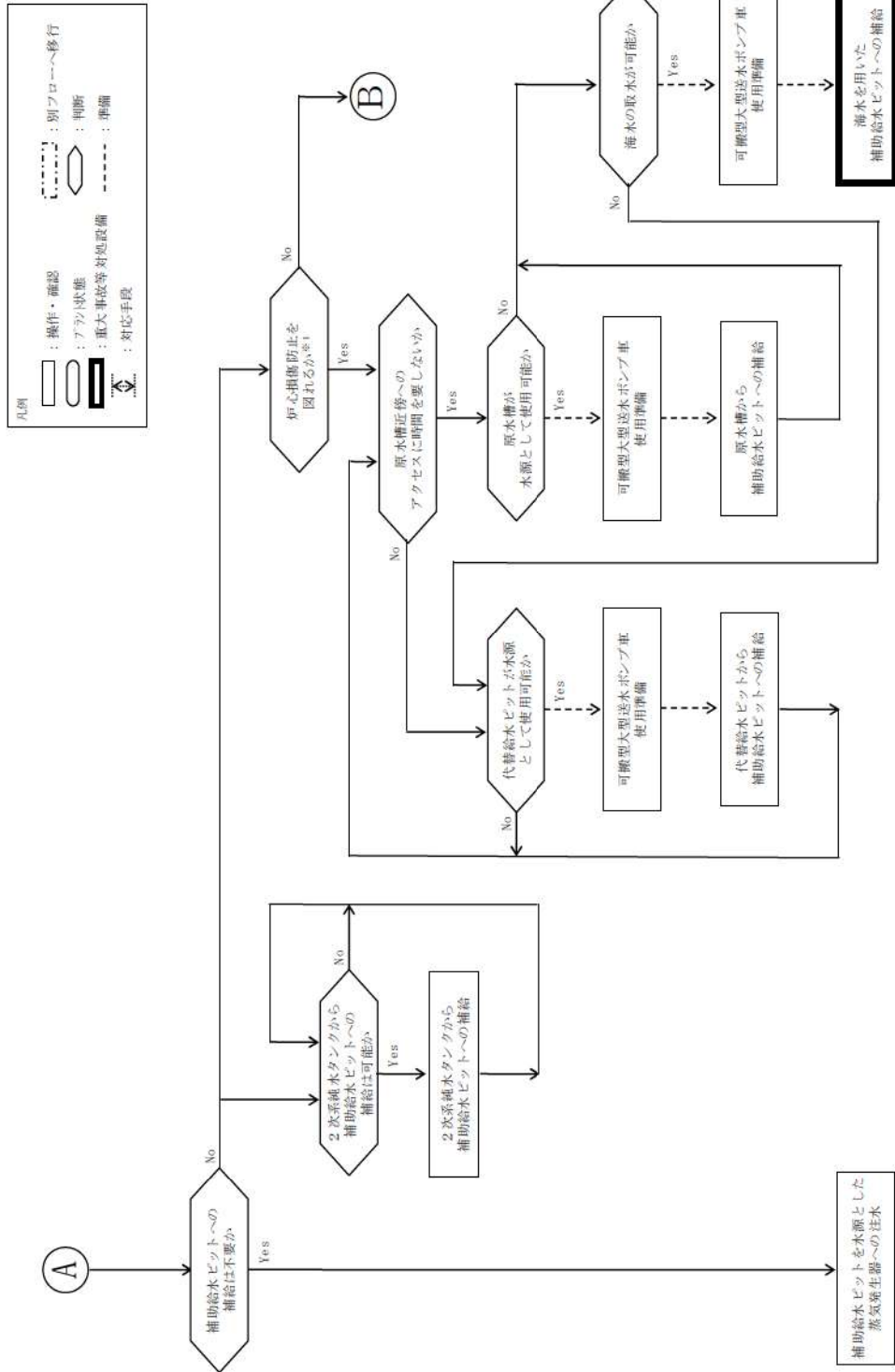


：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



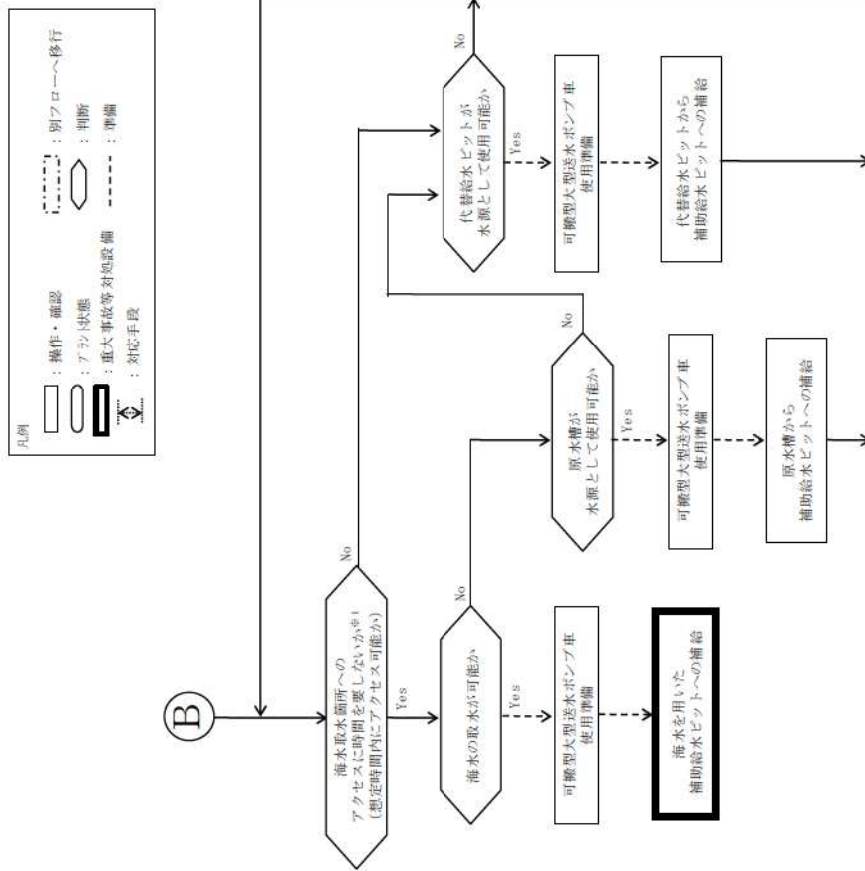
※1：海水取水源所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1.13.16 図 補助給水ピットへの供給手順 (1 / 3)



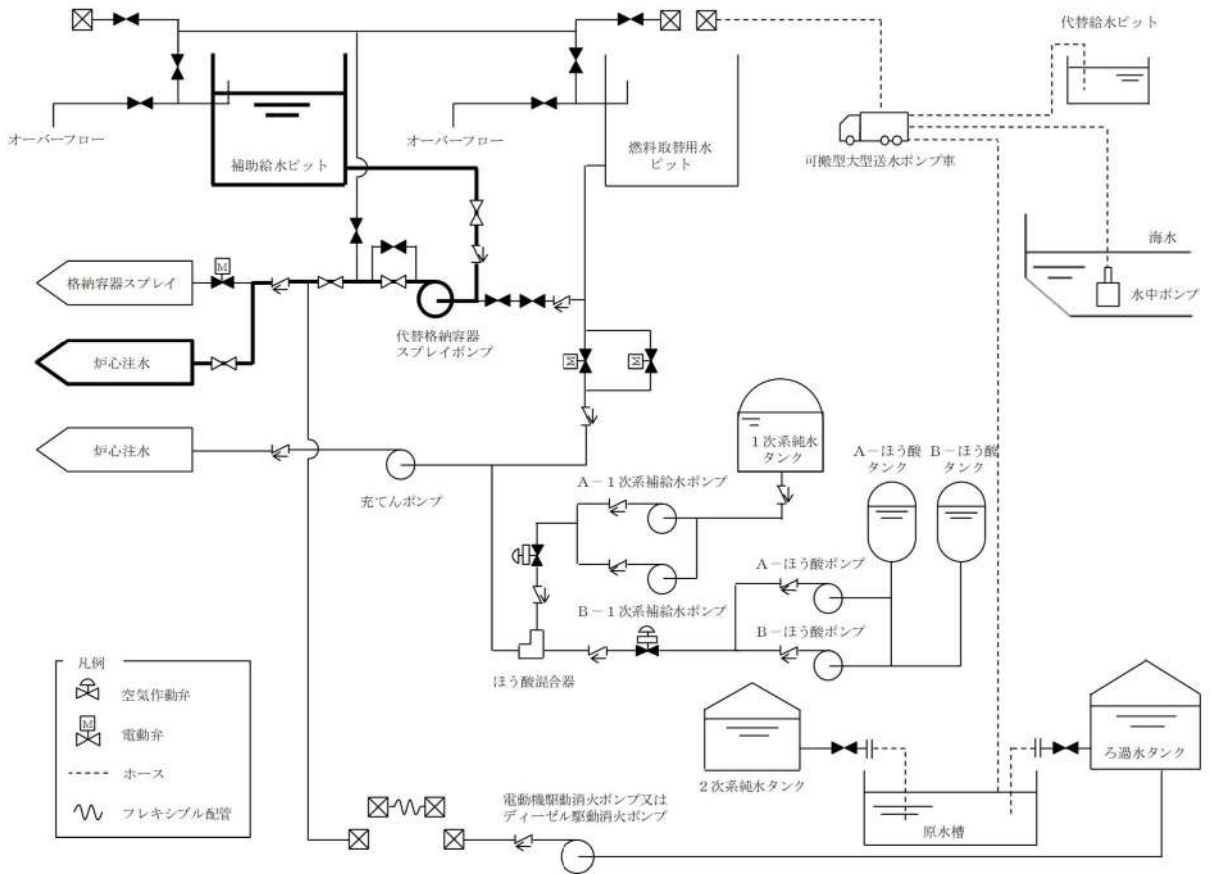
※ 1： 核心損傷のおそれがある場合又は核心が損傷した場合は、運転員及び災害対策要員の被ばく低減、作業時間の短縮等の観点から、淡水使用の可否を判断するための状況確認等を実施せずに海水を使用する。

第 1.13.16 図 補助給水ピットへの供給手順 (2 / 3)



※ 1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に異変が生じつつある場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

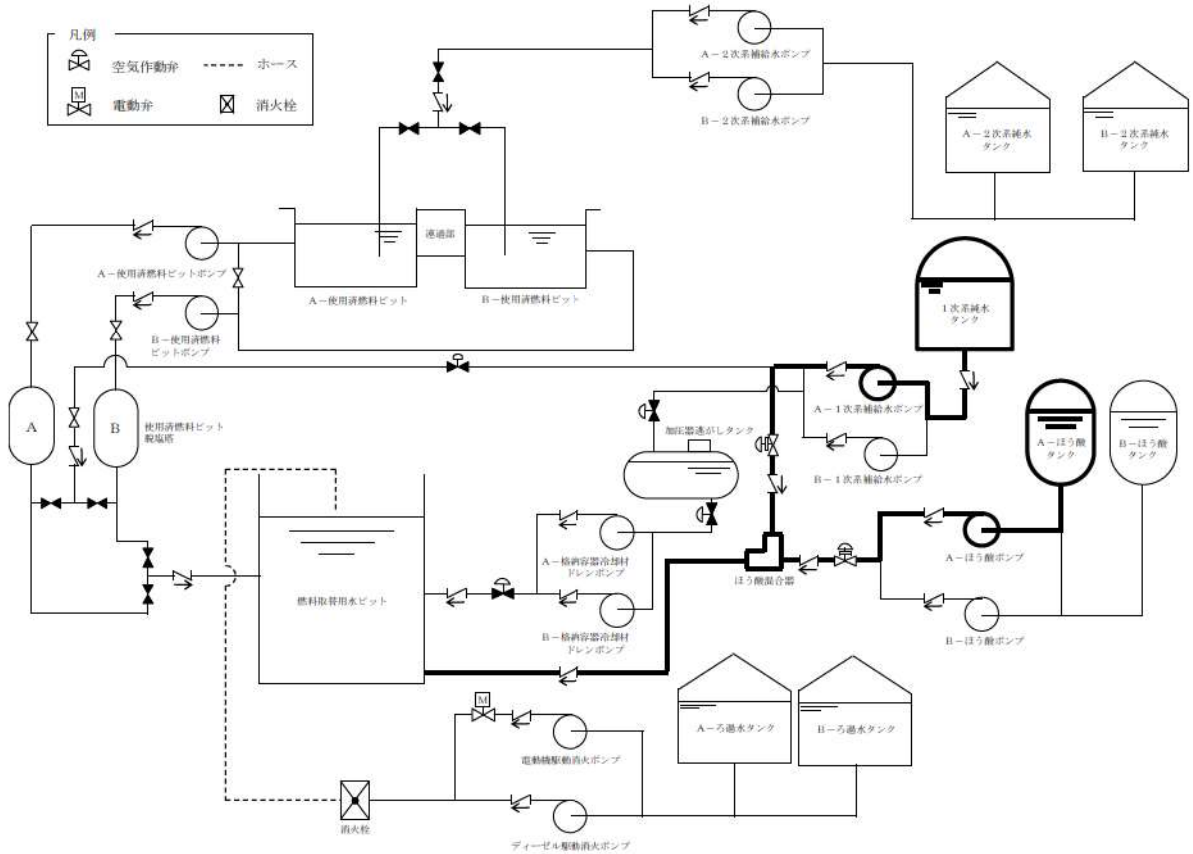
第 1.13.16 図 補助給水ピットへの供給手順 (3 / 3)



第1.13.18図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替
概略系統

		経過時間 (分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)				約35分 代替格納容器スプレイポンプ による代替炉心注水開始	
燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	運転員 (中央制御室)	1		系統構成		
	運転員 (現場)	1	移動,	系統構成		
	災害対策要員 (現場)	1		代替格納容器スプレイポンプ起動		

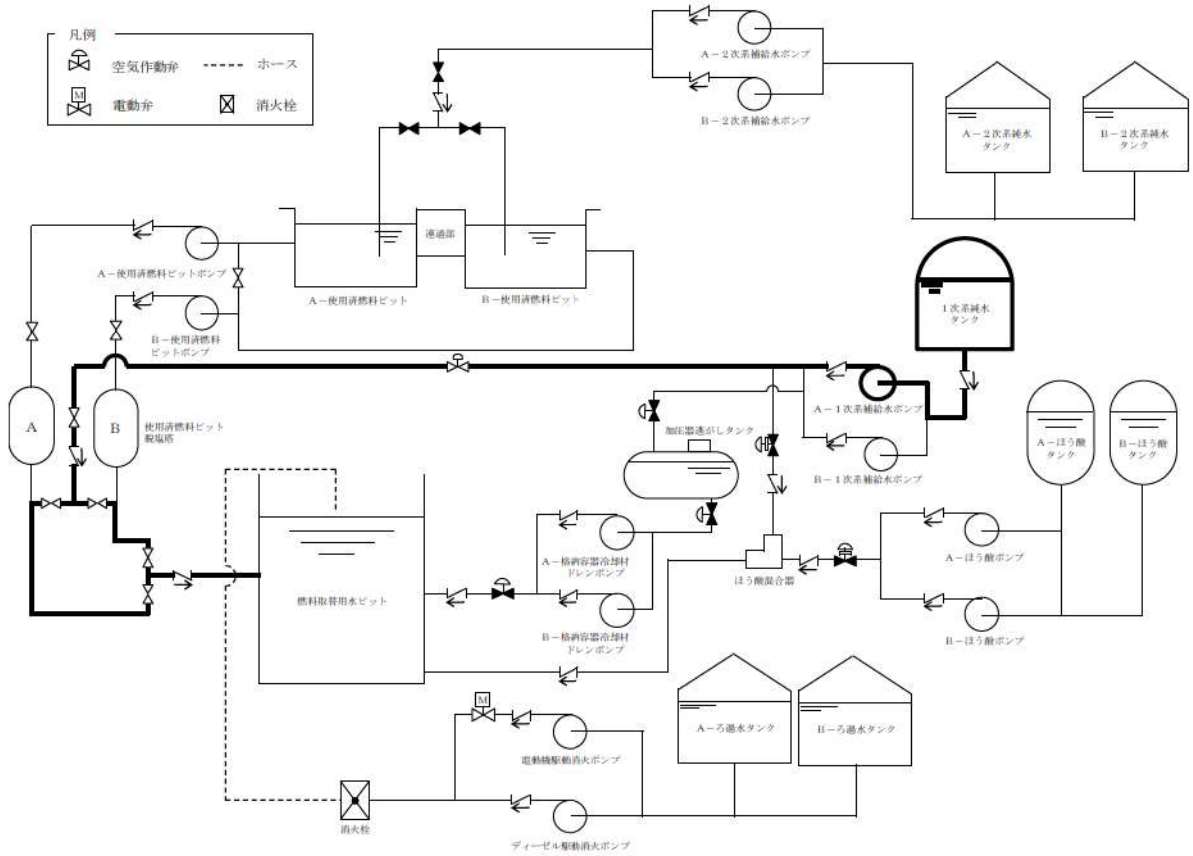
第1.13.19図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替
タイムチャート



第1.13.20図 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給 概略系統

		経過時間 (分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)			約30分 1次系純水タンク及びほう酸タンクによる 燃料取替用水ピットへの補給開始		
1次系純水タンク 及びほう酸タンク から燃料取替用水 ピットへの補給	運転員 (中央制御室)			系統構成		
	運転員 (現場)			移動, 系統構成		

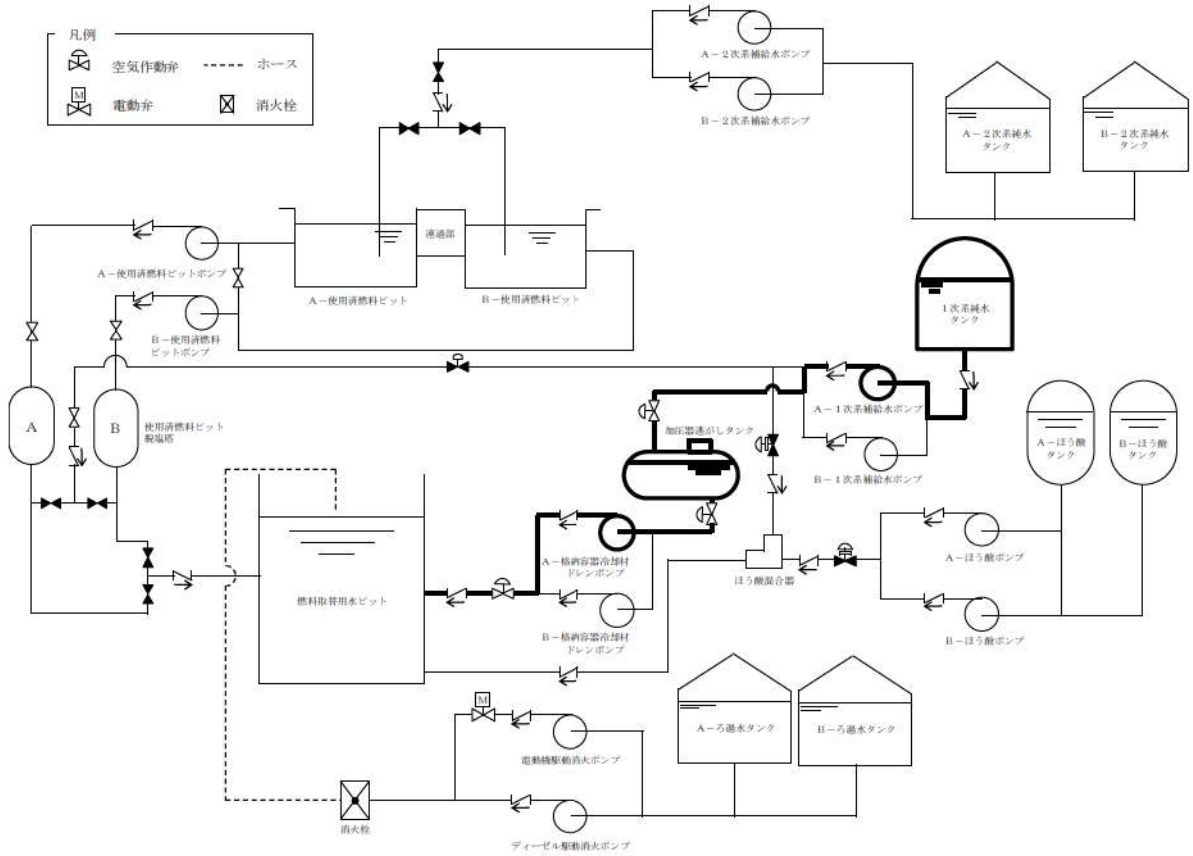
第1.13.21図 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給 タイムチャート



第 1.13.22 図 1 次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給概略系統

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90
							約55分 1次系純水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給開始			
1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給(使用済燃料ピット浄化ライン経由)	運転員(中央制御室)			■	■	■	■	■	■	■
	運転員(現場)			■	■	■	■	■	■	■

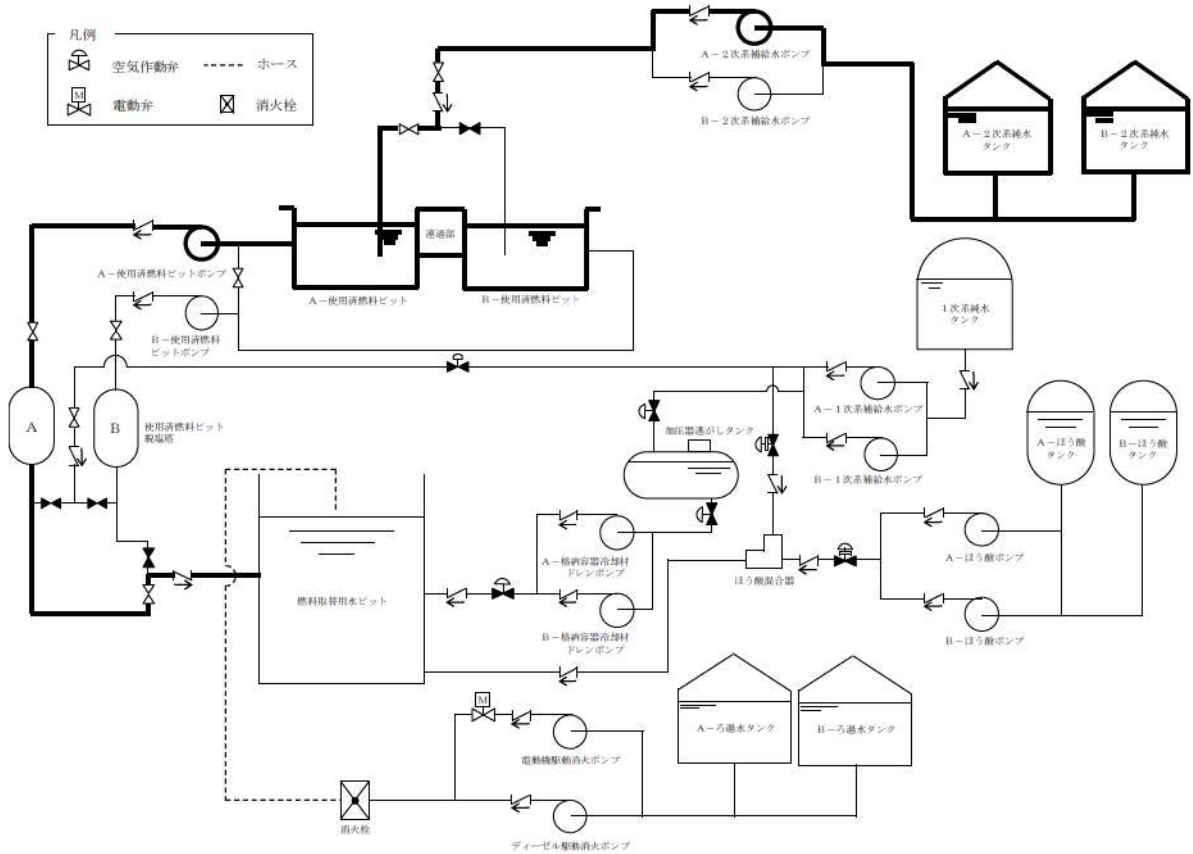
第 1.13.23 図 1 次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給タイムチャート



第 1.13.24 図 1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給概略系統

		経過時間 (分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)				約35分 1次系純水タンクから 燃料取替用水ビットへの補給開始	
1次系純水タンクから燃料取替用水ビットへの補給 (加圧器逃がしタンク経由)	運転員 (中央制御室)				系統構成	
	運転員 (現場)			移動, 系統構成		

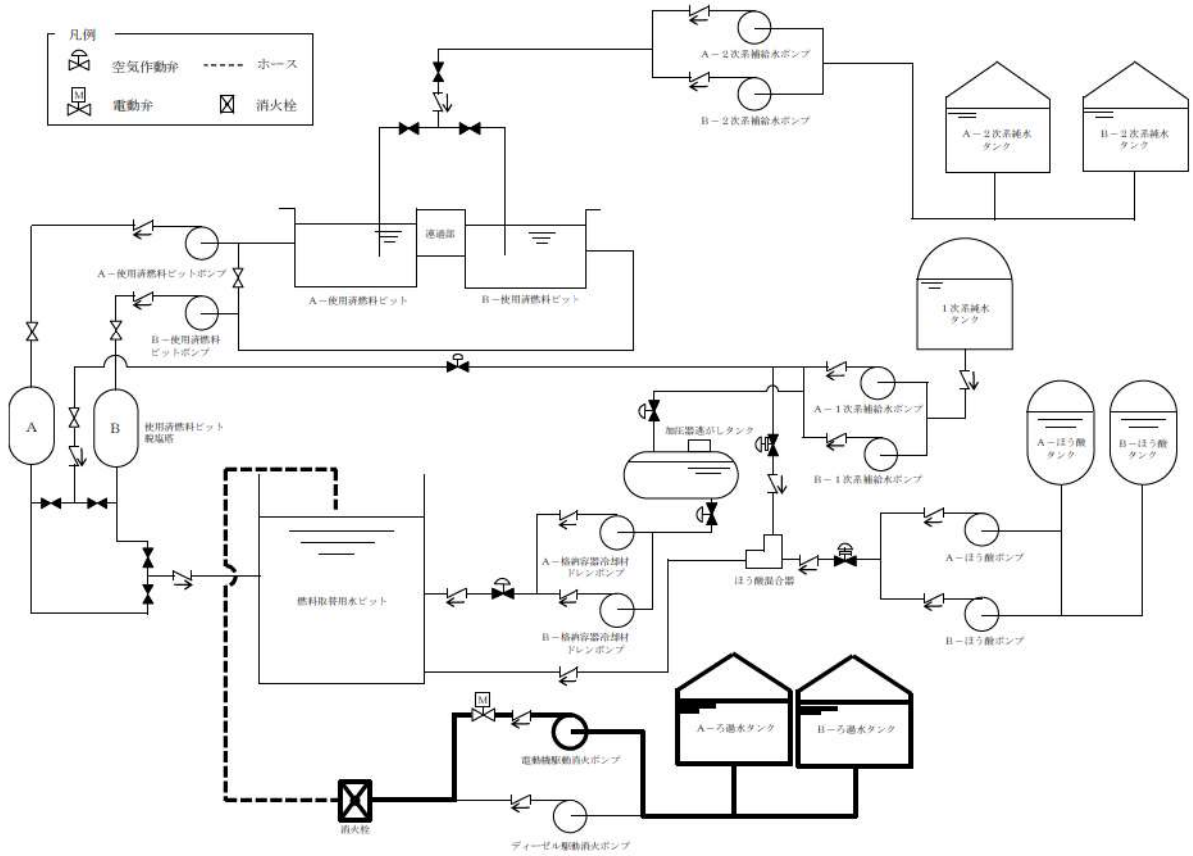
第 1.13.25 図 1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給タイムチャート



第 1.13.26 図 2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由の補給 概略系統

		経過時間 (分)								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90
手順の項目	要員(数)	約1時間5分 2次系純水タンクから 使用済燃料ピットを経由した 燃料取替用水ピットへの補給開始								
2次系純水タンク から使用済燃料 ピットを経由した 燃料取替用水ピットへの補給	運転員 (中央制御室)	1			■	■	■	■	■	■
	運転員 (現場)	1	■	■	■	■	■	■	■	■

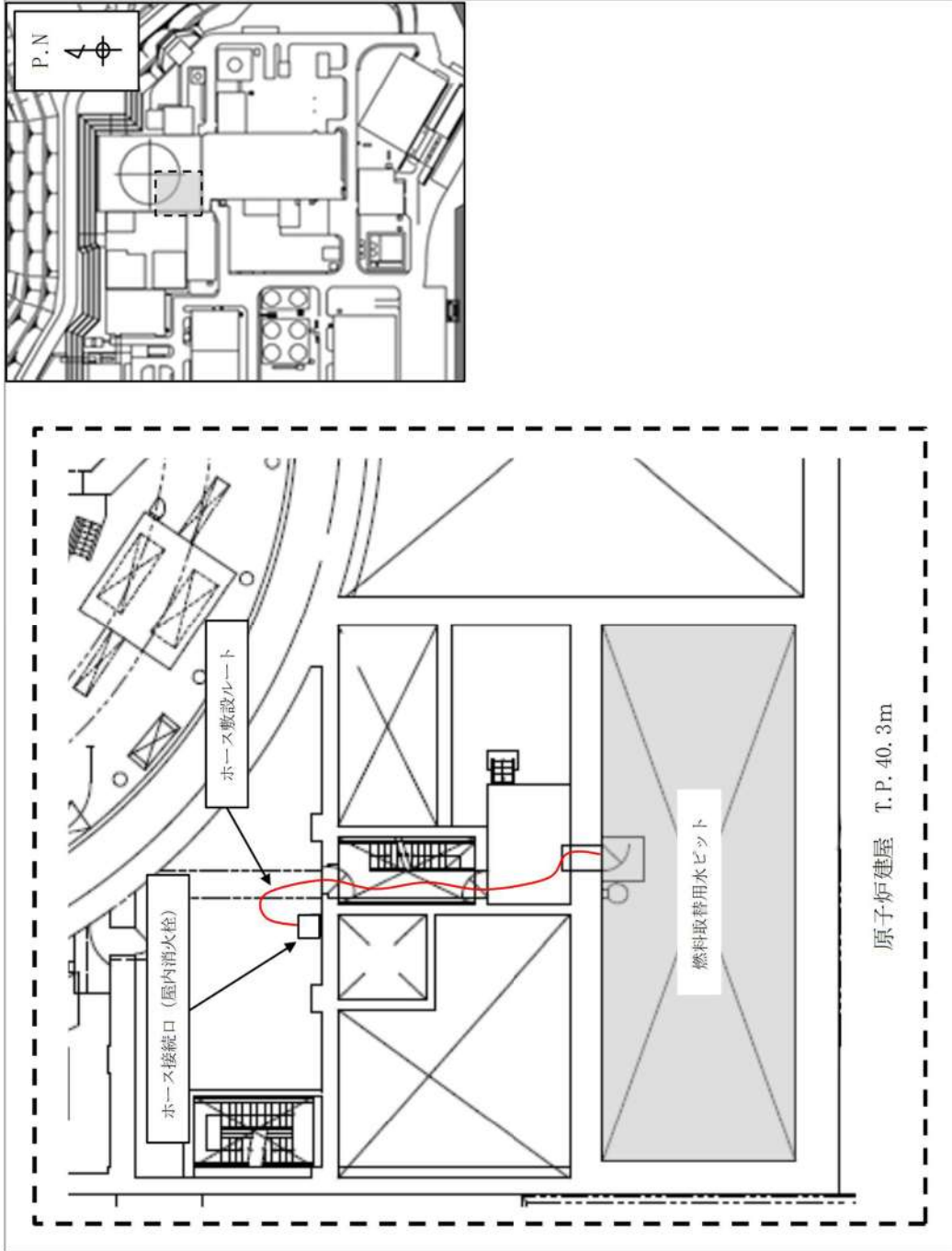
第 1.13.27 図 2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由の補給
タイムチャート



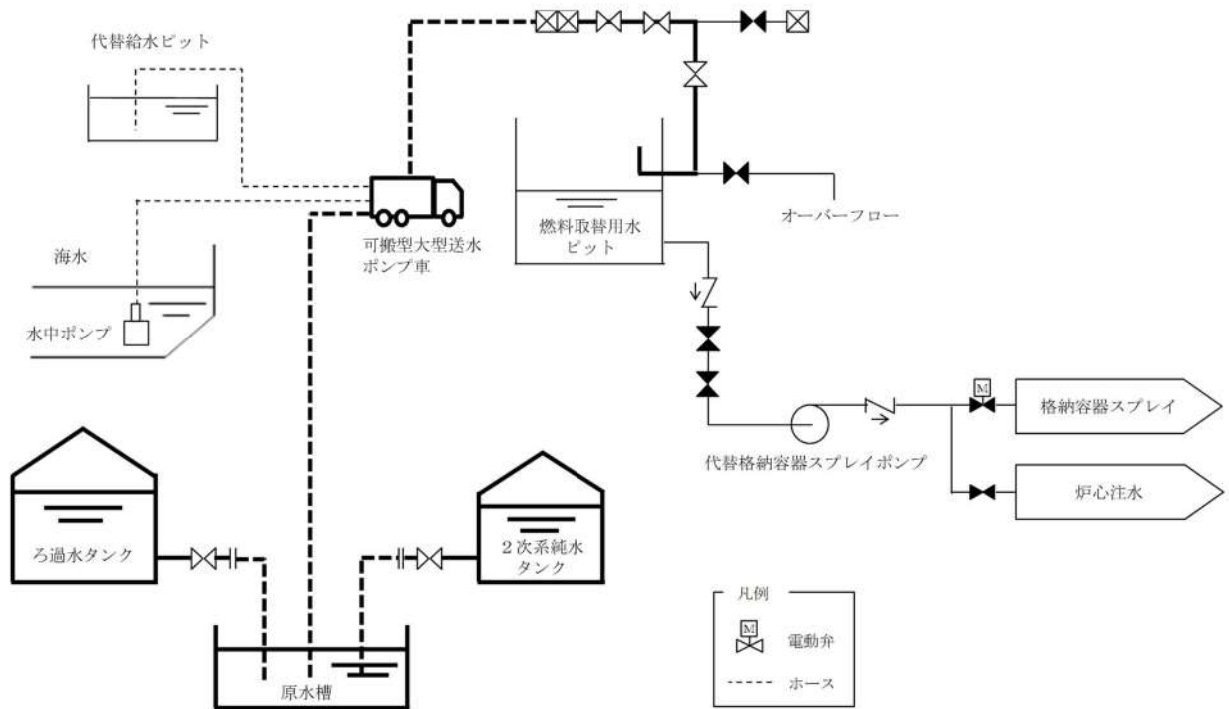
第 1.13.28 図 ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 概略系統

		経過時間 (分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)			約30分 ろ過水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給開始		
ろ過水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	運転員 (現場)	1	移動		系統構成	
					消火ポンプ起動	

第 1.13.29 図 ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
タイムチャート



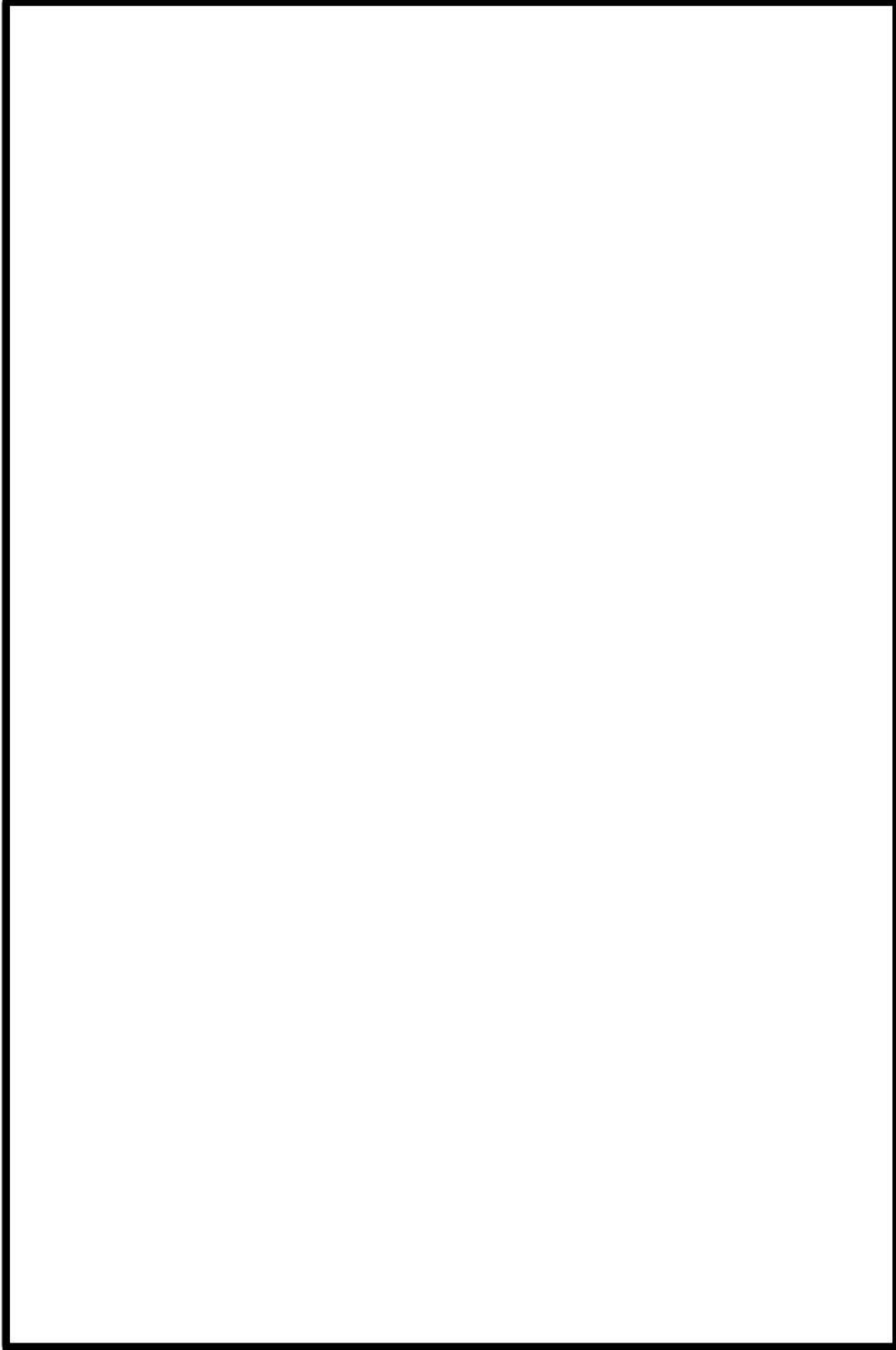
第 1.13.30 図 ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図



第1.13.31図 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給 概略系統

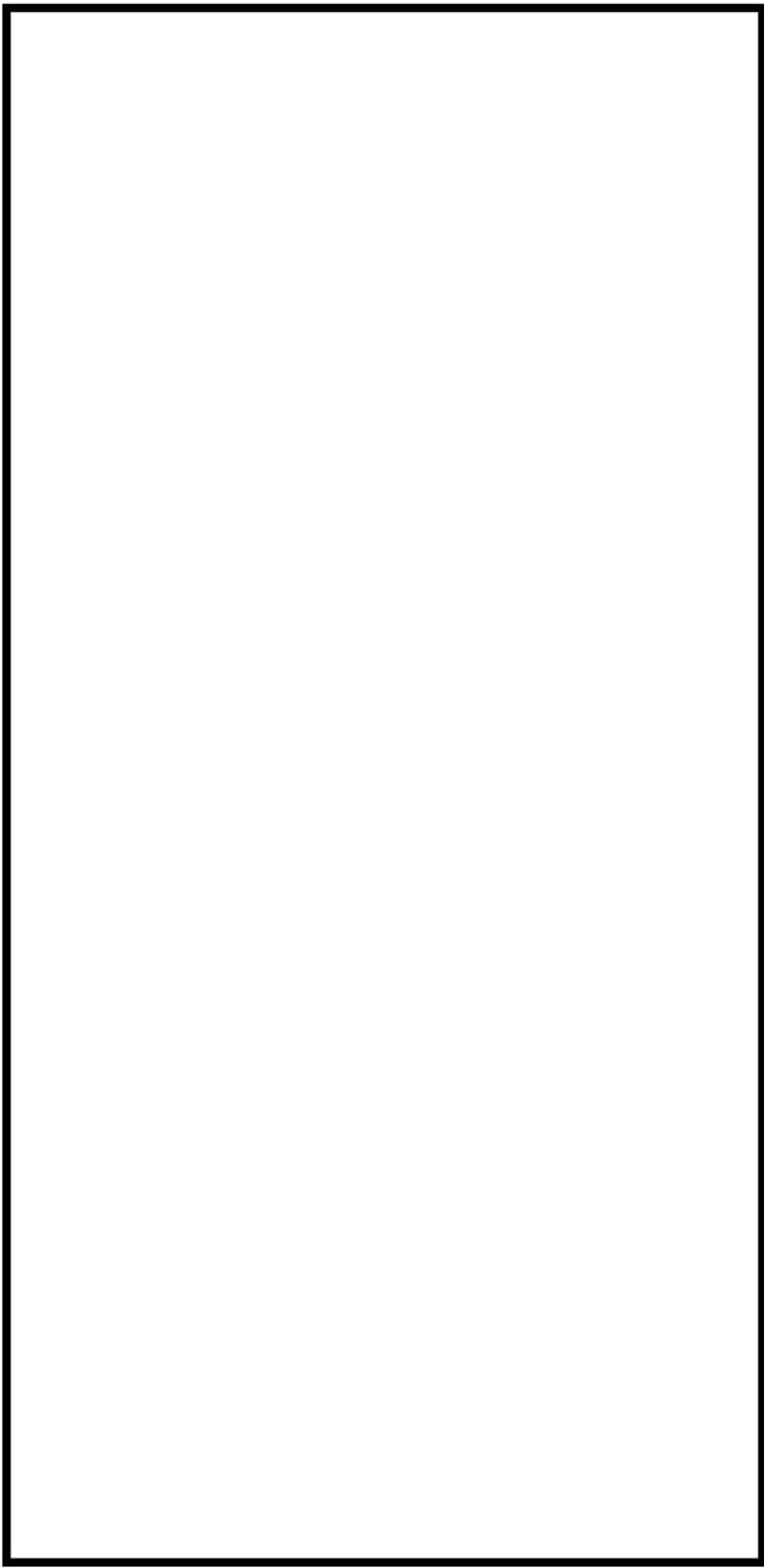
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)				約3時間45分 原水槽から 燃料取替用水ピットへの補給開始		
原水槽から燃料取替用水ピットへの補給	運転員 (現場)	1	移動, 系統構成				
	災害対策要員	3	移動, ホース敷設, 代替給水・注水配管と接続 ホース延長・回収車によるホース敷設				
			ホース延長・回収車によるホース敷設				
			可搬型大型送水ポンプ車の設置				
			ポンプ車周辺のホース敷設				
			原水槽への吸管挿入				

第1.13.32図 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給 タイムチャート



第 1.13.33 図 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1/2)

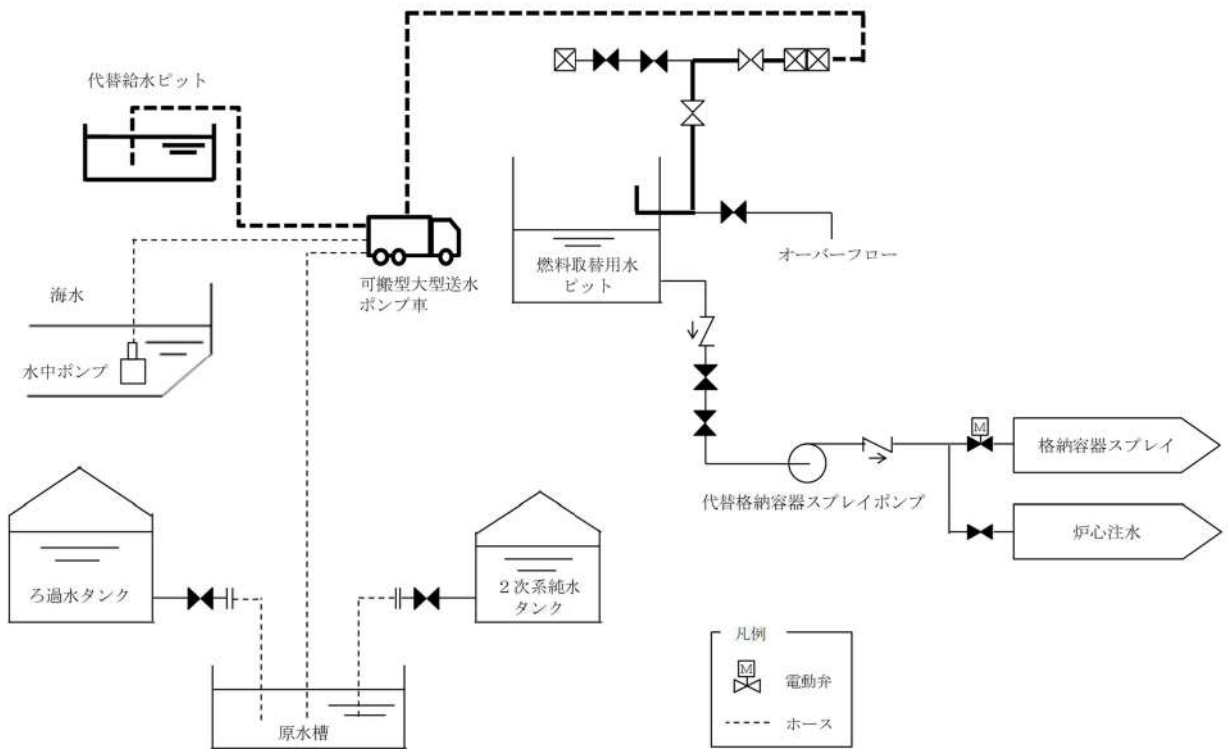
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.13.33 図 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2/2)



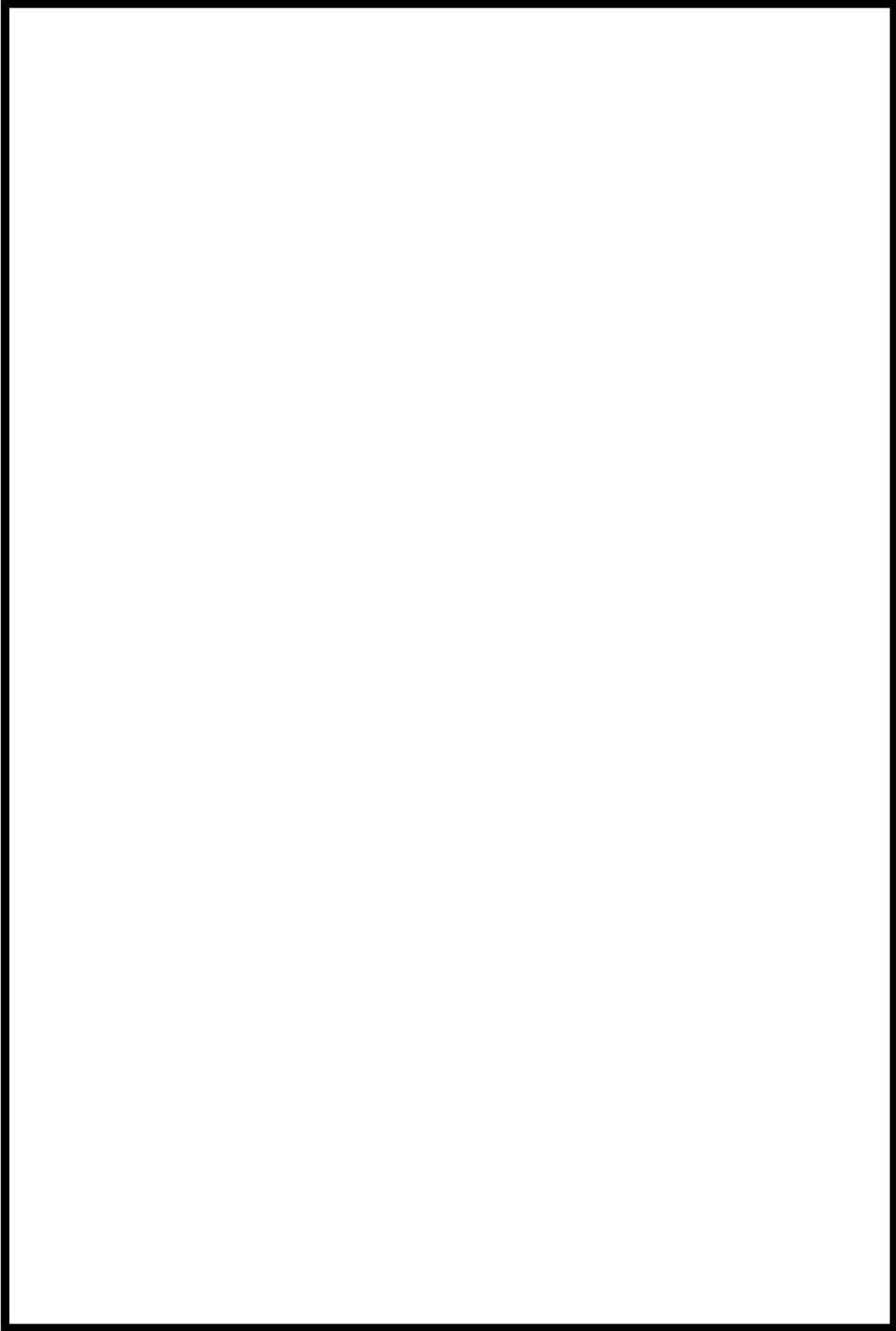
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1.13.34図 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給概略系統

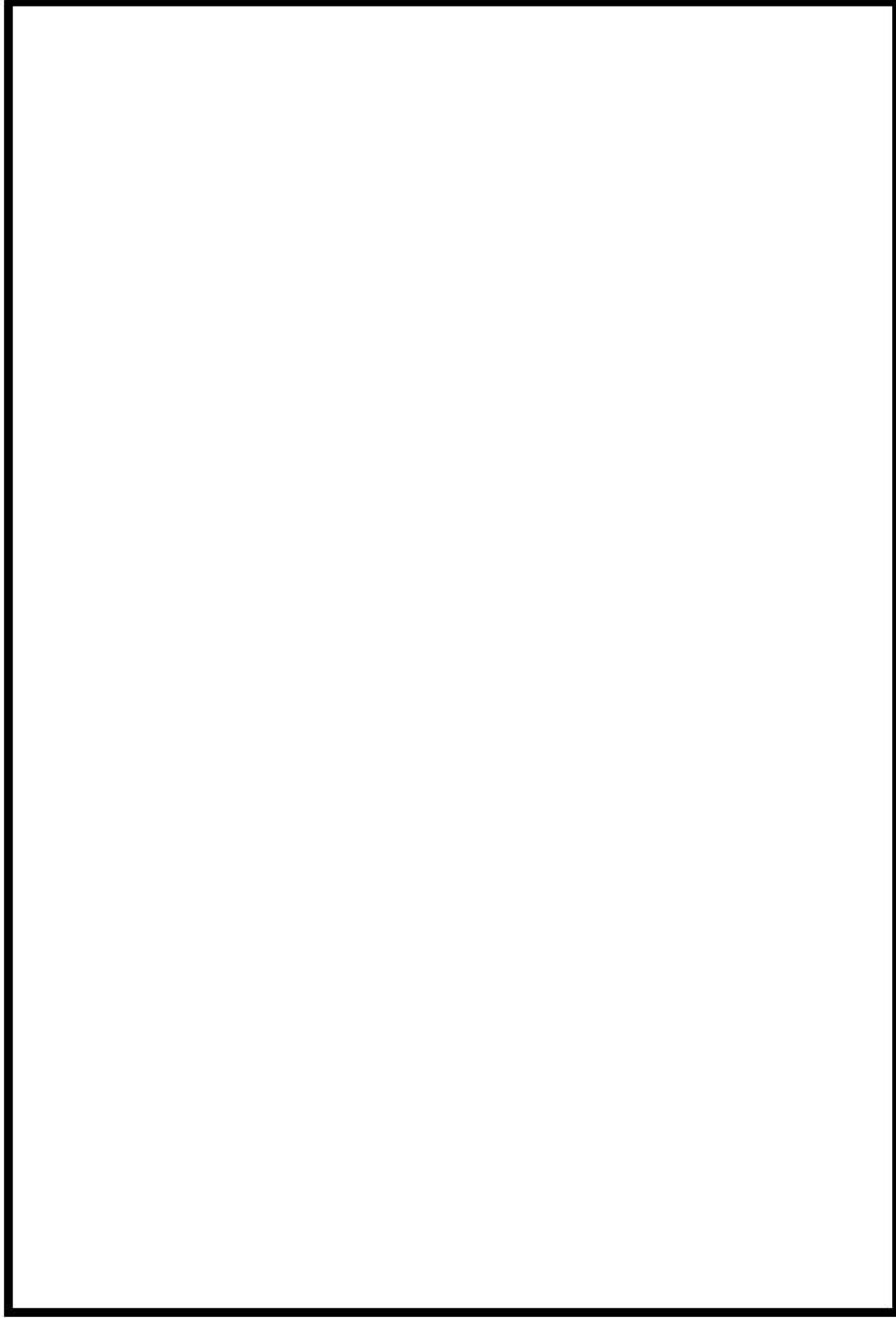
		経過時間（時間）					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)			約2時間10分 代替給水ピットから 燃料取替用水ピットへの補給開始			
代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	運転員(現場)	1	移動, 系統構成				
	災害対策要員	3	移動, ホース敷設, 代替給水・注水配管と接続				
			ホース延長・回収車によるホース敷設				
			可搬型大型送水ポンプ車の設置				
			ポンプ車周辺のホース敷設 代替給水ピットへの吸管挿入				

第1.13.35図 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給タイムチャート



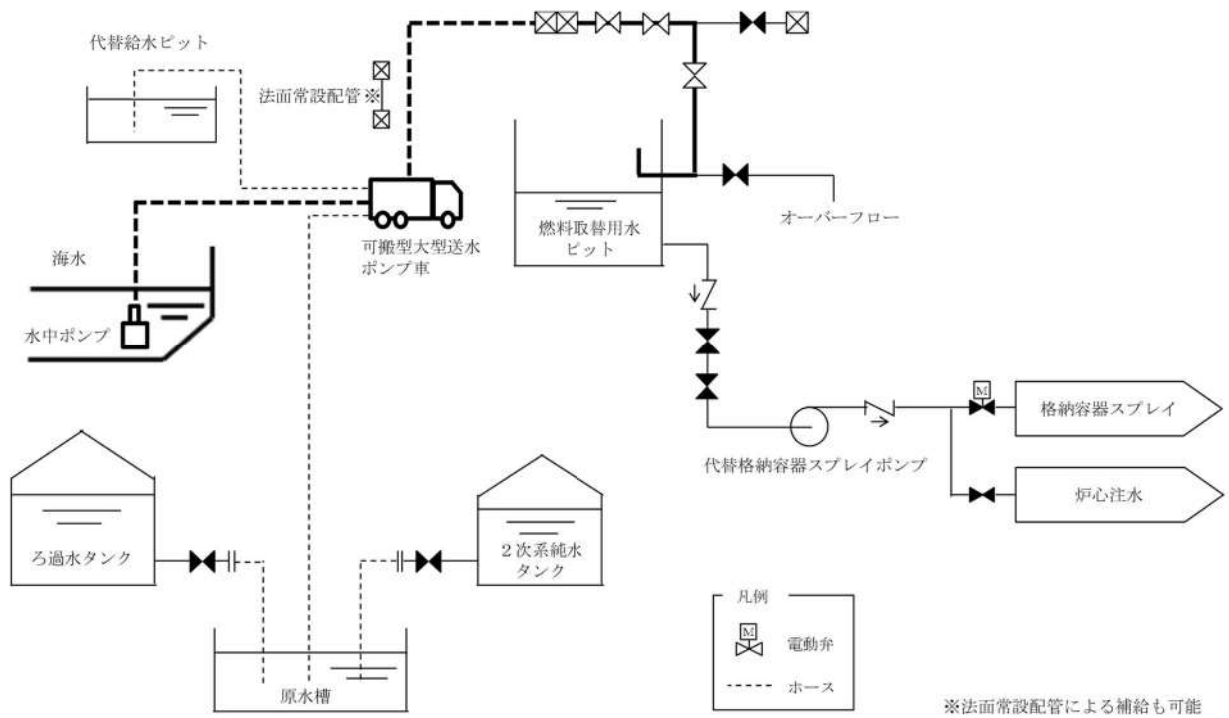
第 1.13.36 図 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1 / 2)

 : 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。



第 1.13.36 図 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2 / 2)

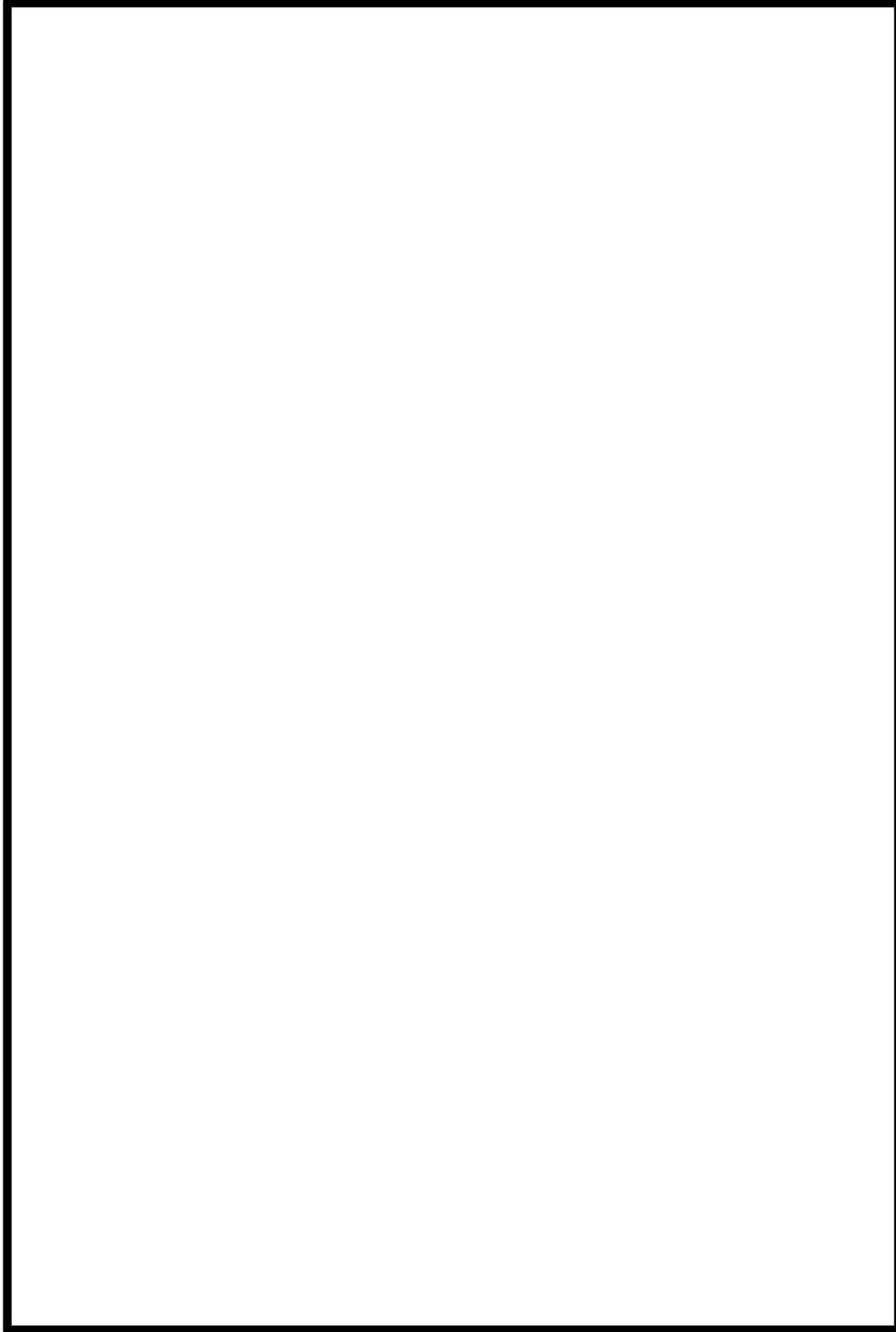
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1.13.37図 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 概略系統

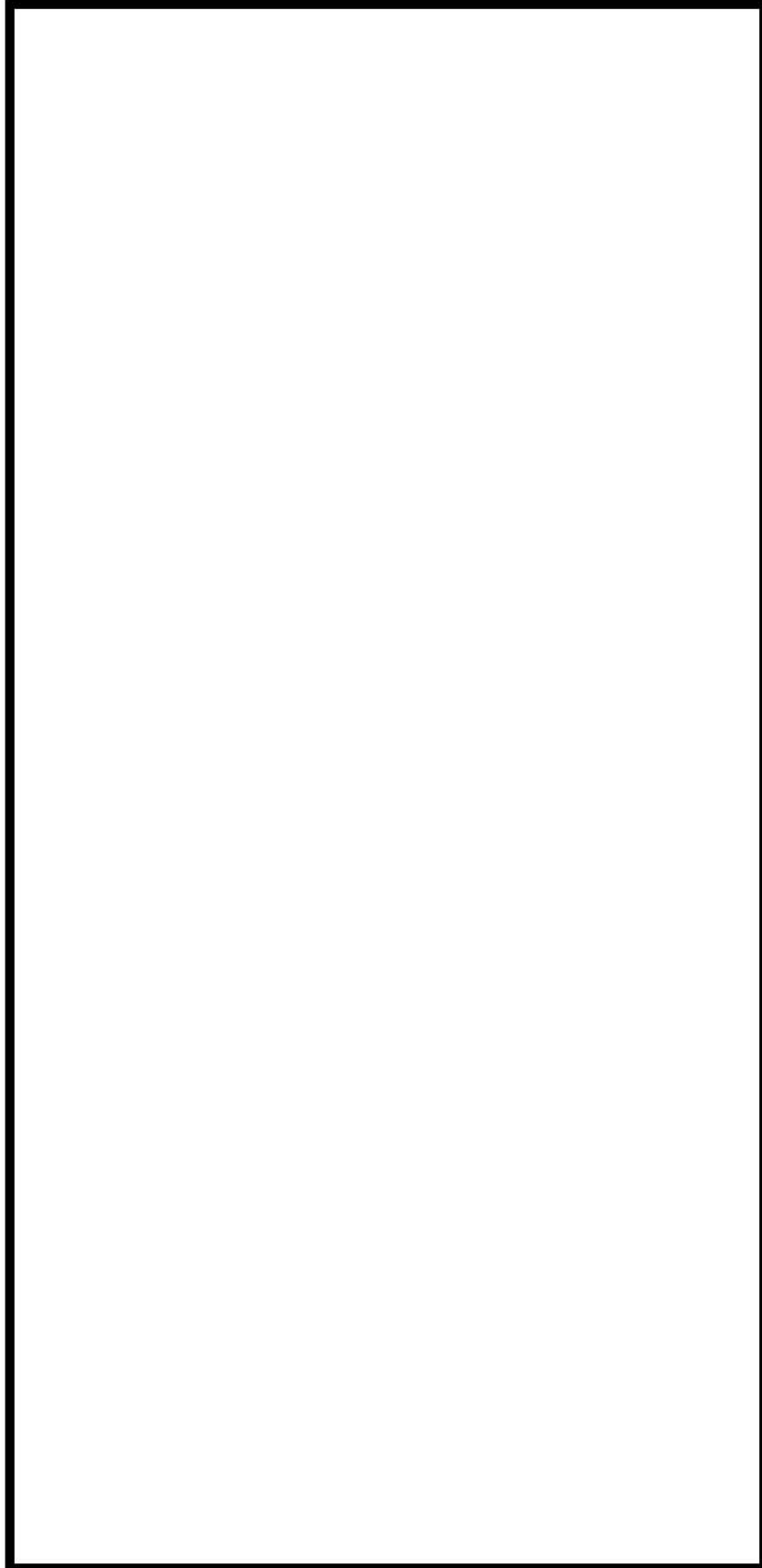
		経過時間（時間）					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)						
					約4時間10分 海水を用いた 燃料取替用水ピットへの補給開始		
海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	運転員(現場)	1	移動, 系統構成				
	災害対策要員	3	移動, ホース敷設, 代替給水・注水配管と接続 ホース延長・回収車によるホース敷設				
			ホース延長・回収車によるホース敷設				
			可搬型大型送水ポンプ車の設置				
			ポンプ車周辺のホース敷設				
			海水取水箇所への水中ポンプ設置				

第1.13.38図 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 タイムチャート



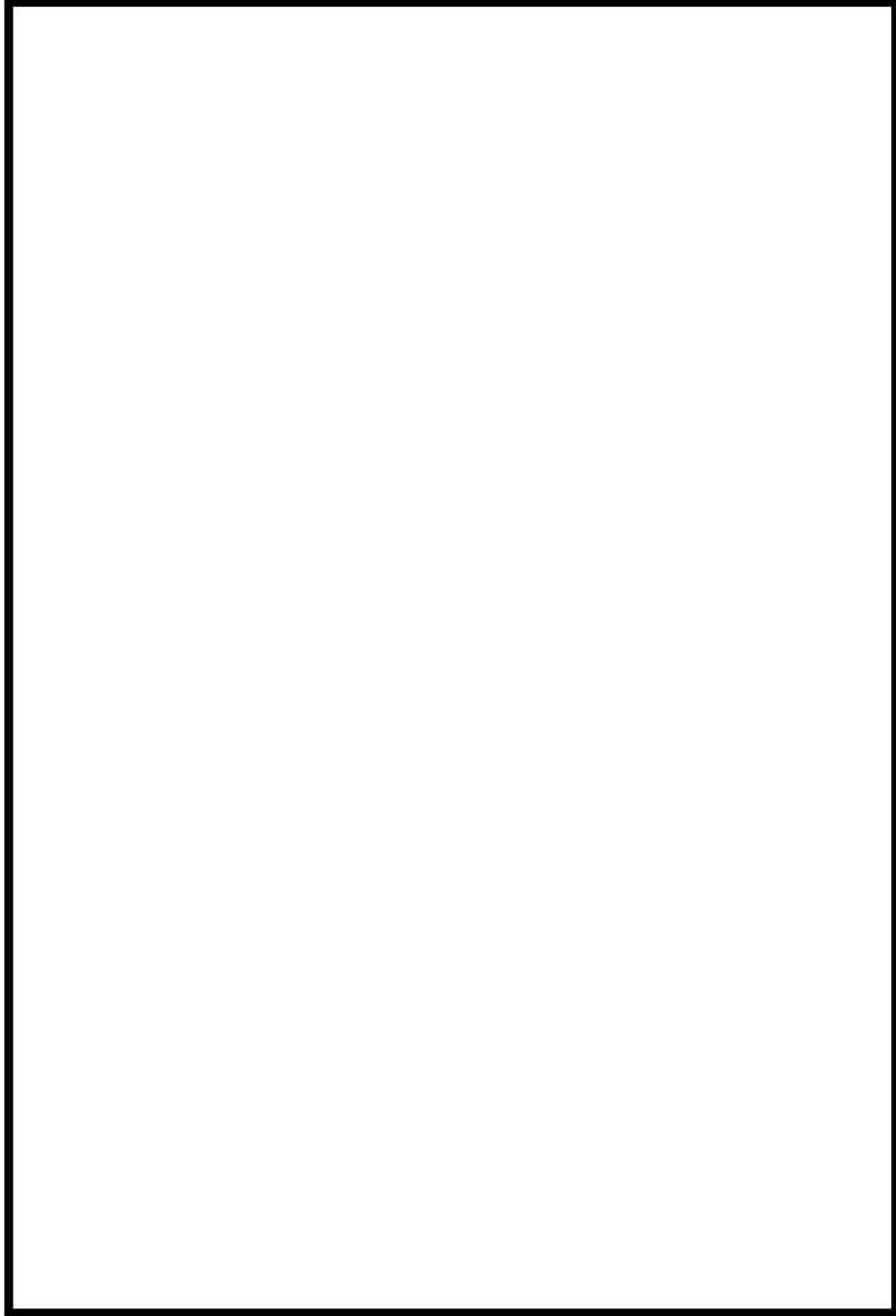
第 1.13.39 図 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1/3)

: 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。



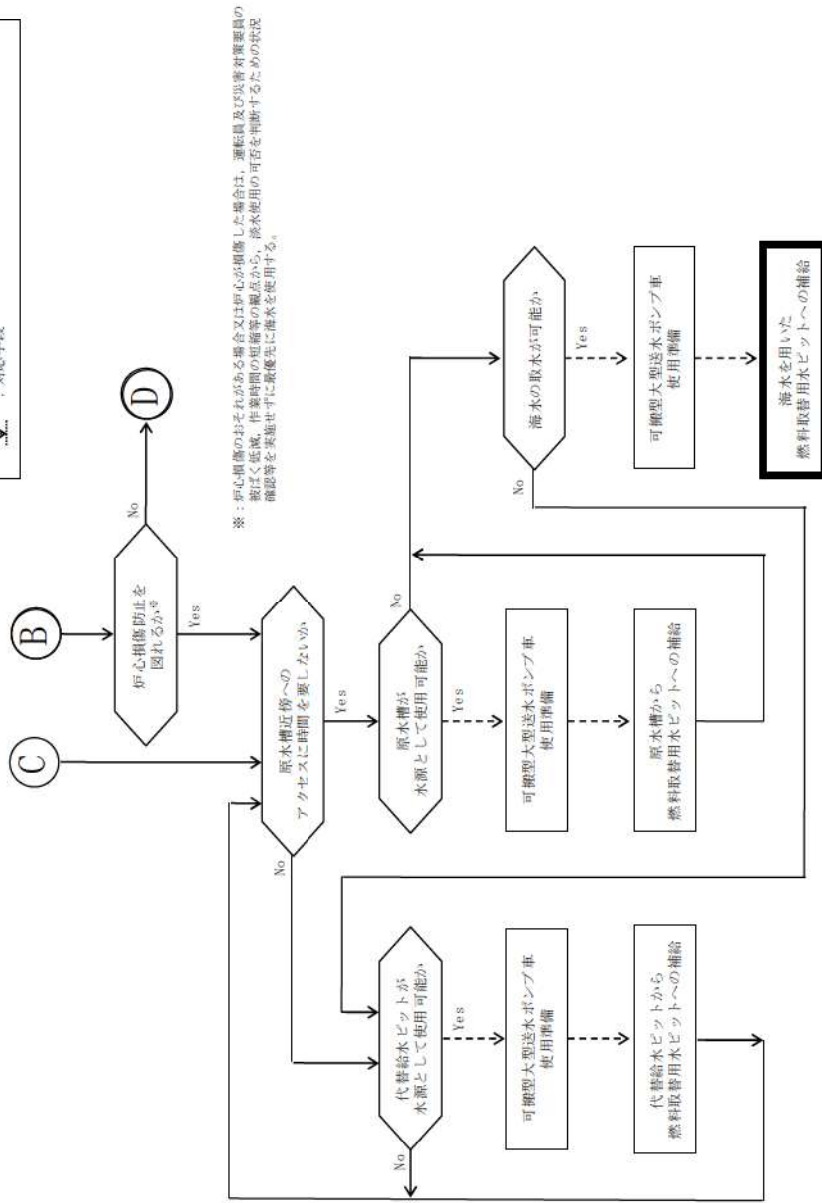
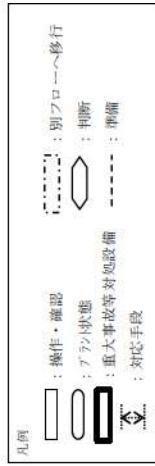
第 1.13.39 図 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2 / 3)

: 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。

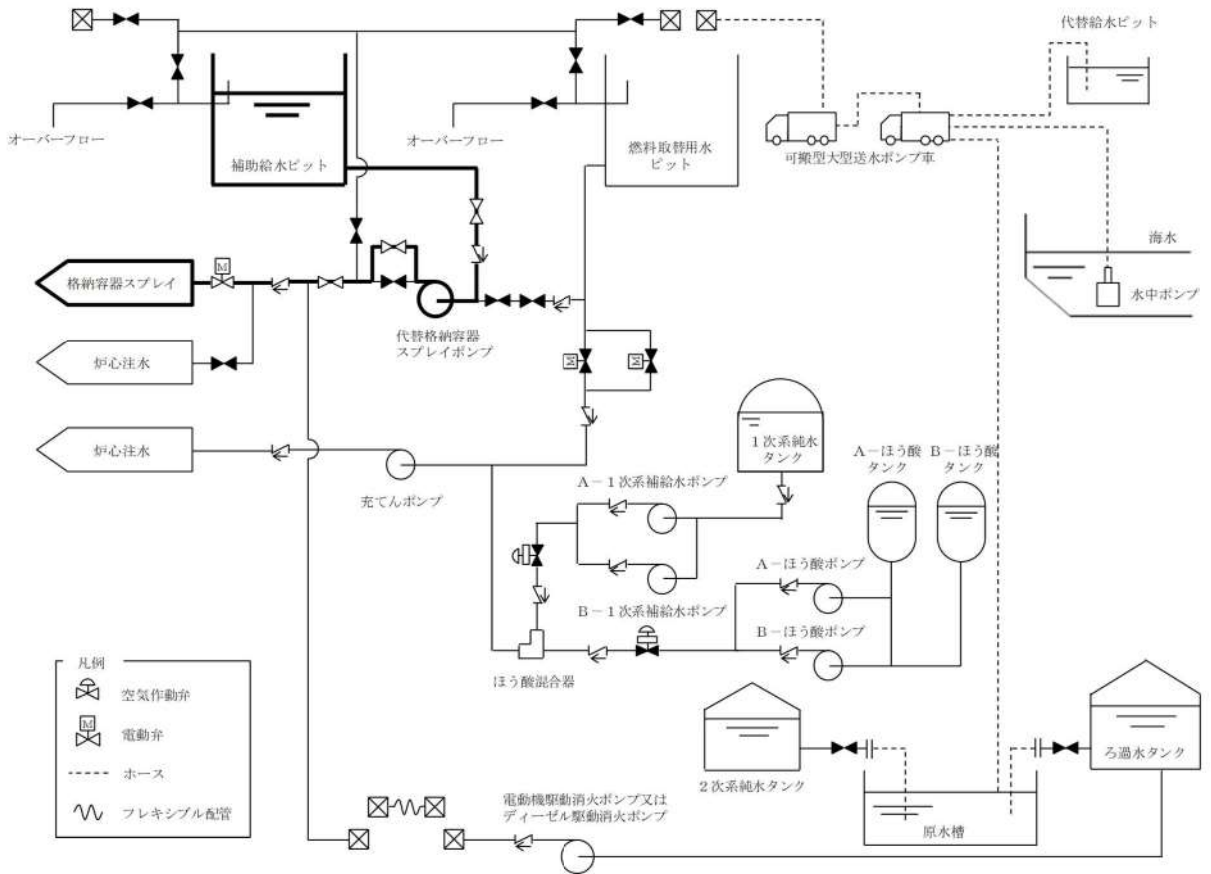


第 1.13.39 図 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (3 / 3)

: 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。



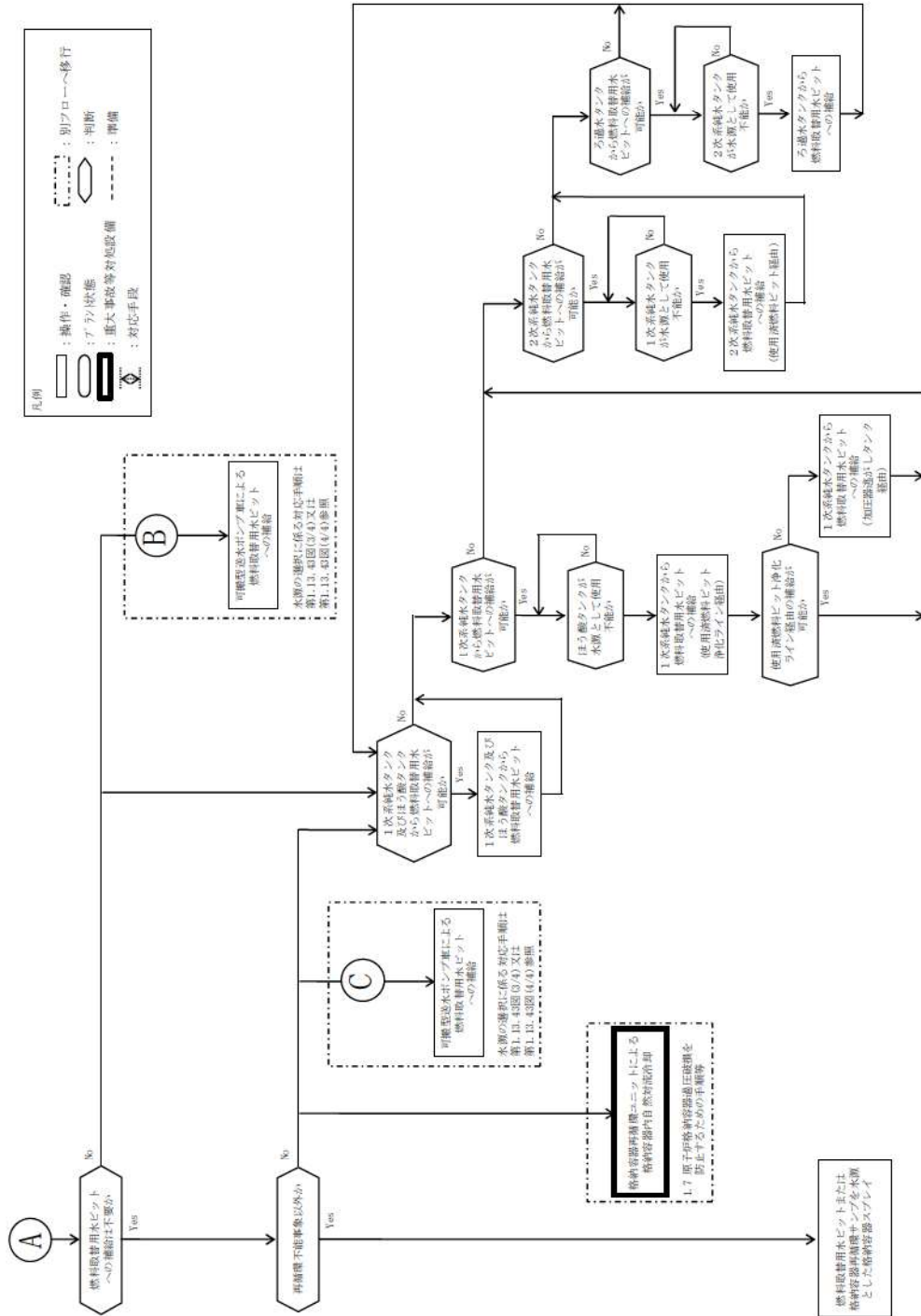
第 1.13.40 図 炉心注水時における燃料取替用水ピットへの補給手順(3 / 4)



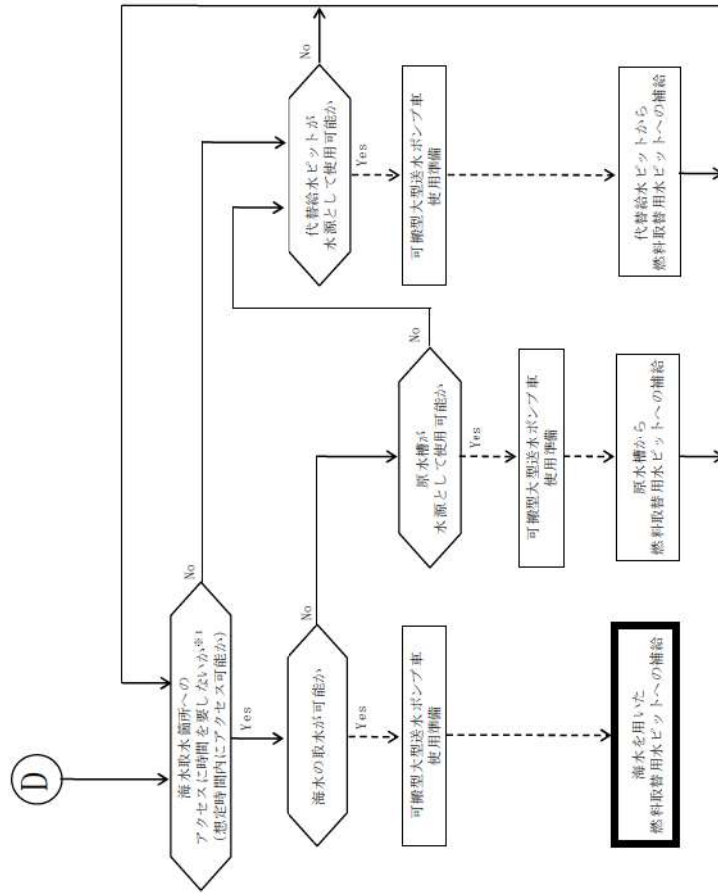
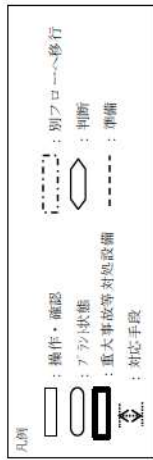
第1.13.41図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替概略系統

		経過時間(分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)			約30分 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開始		
燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	運転員 (中央制御室)	1		系統構成		
	運転員 (現場)	1	移動, 系統構成, 水張り			
	災害対策要員	1		代替格納容器スプレイポンプ起動		

第1.13.42図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替タイムチャート

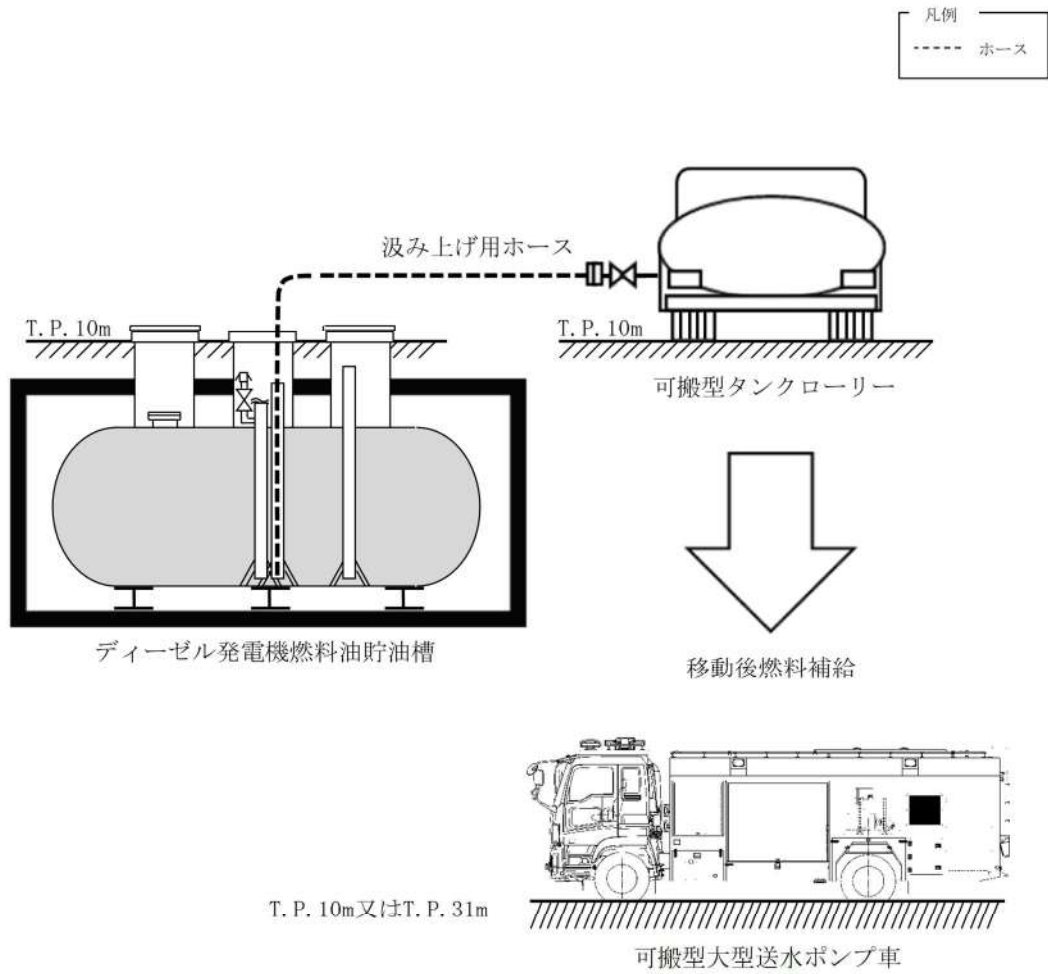


第 1.13.43 図 格納容器スプレイ時における燃料取替手順 (2/4)



※ 1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1.13.43 図 格納容器スプレイ時における燃料取替用水ピットへの補給手順 (4 / 4)

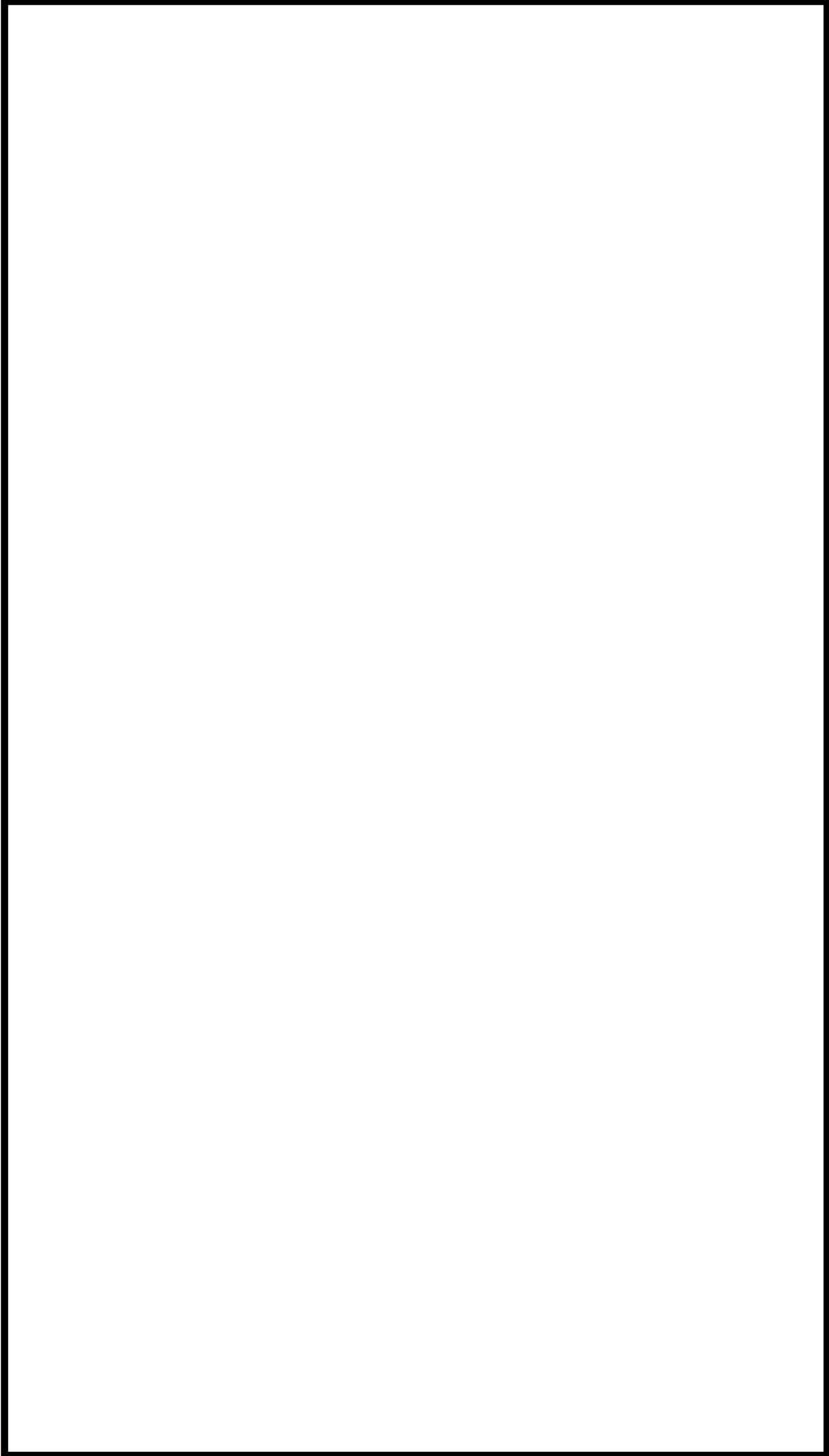


第1.13.44図 可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への
燃料補給 概略系統

		経過時間 (時間)		
		1	2	3
手順の項目	要員(数)		約 2 時間 燃料補給開始	
可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給	事務局員	2	移動, タンクローリー準備	
			燃料汲み上げ	
			移動, 燃料補給準備	
			繰り返し	

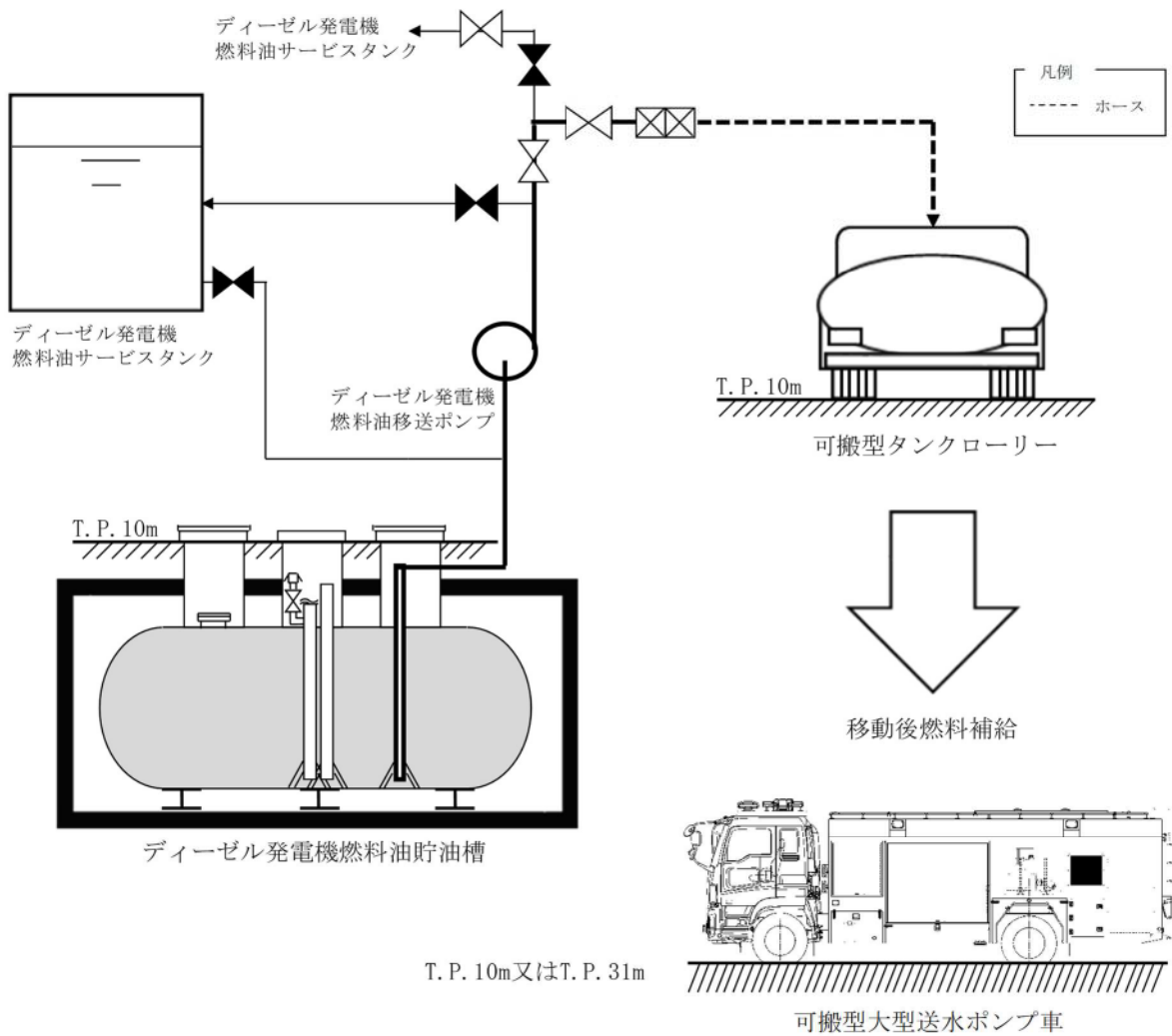
第1.13.45図 可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 タイムチャート

追而

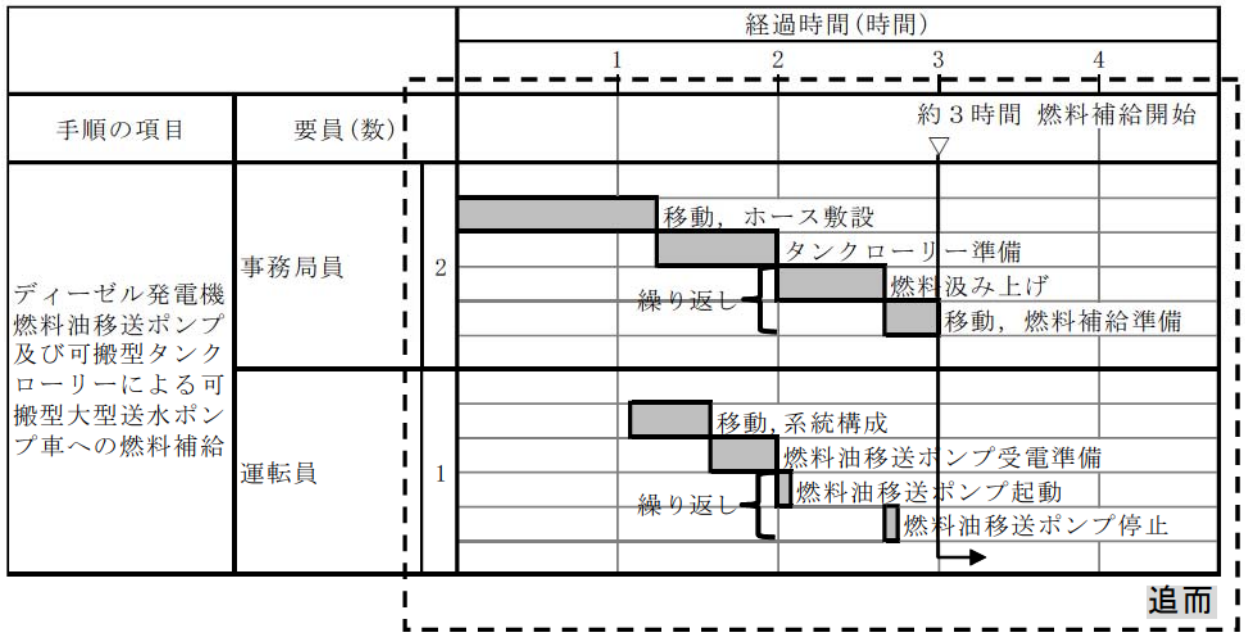


第 1.13.46 図 可搬型大型送水ポンプ車への燃料給油アクセスルート

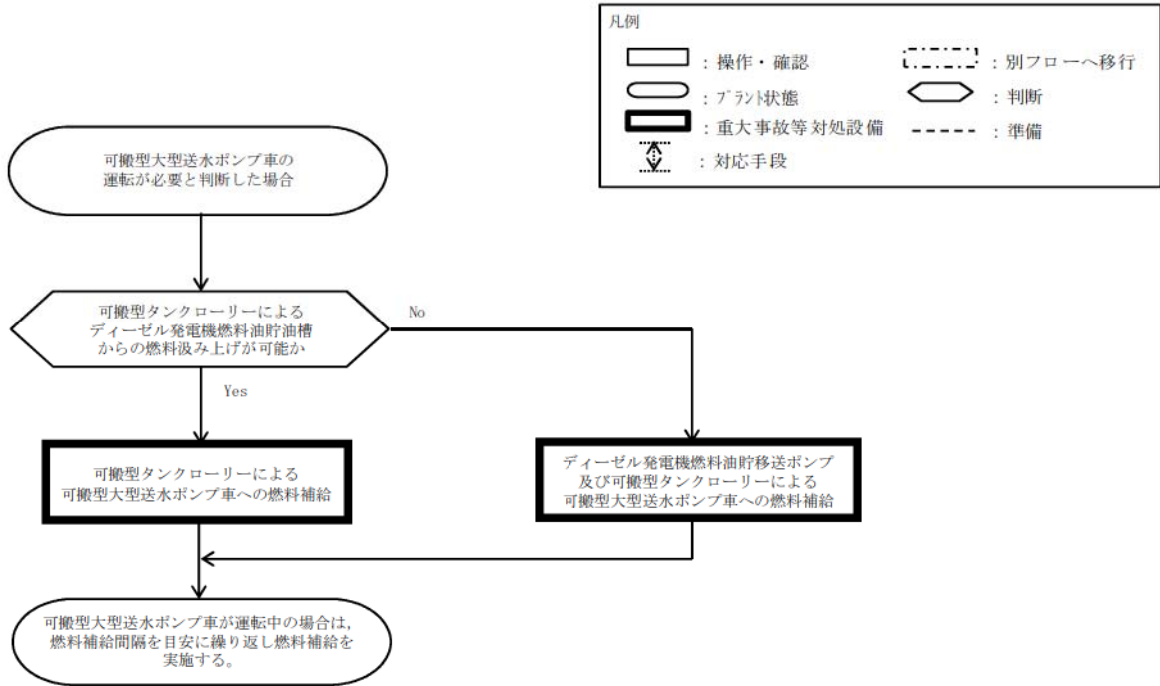
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



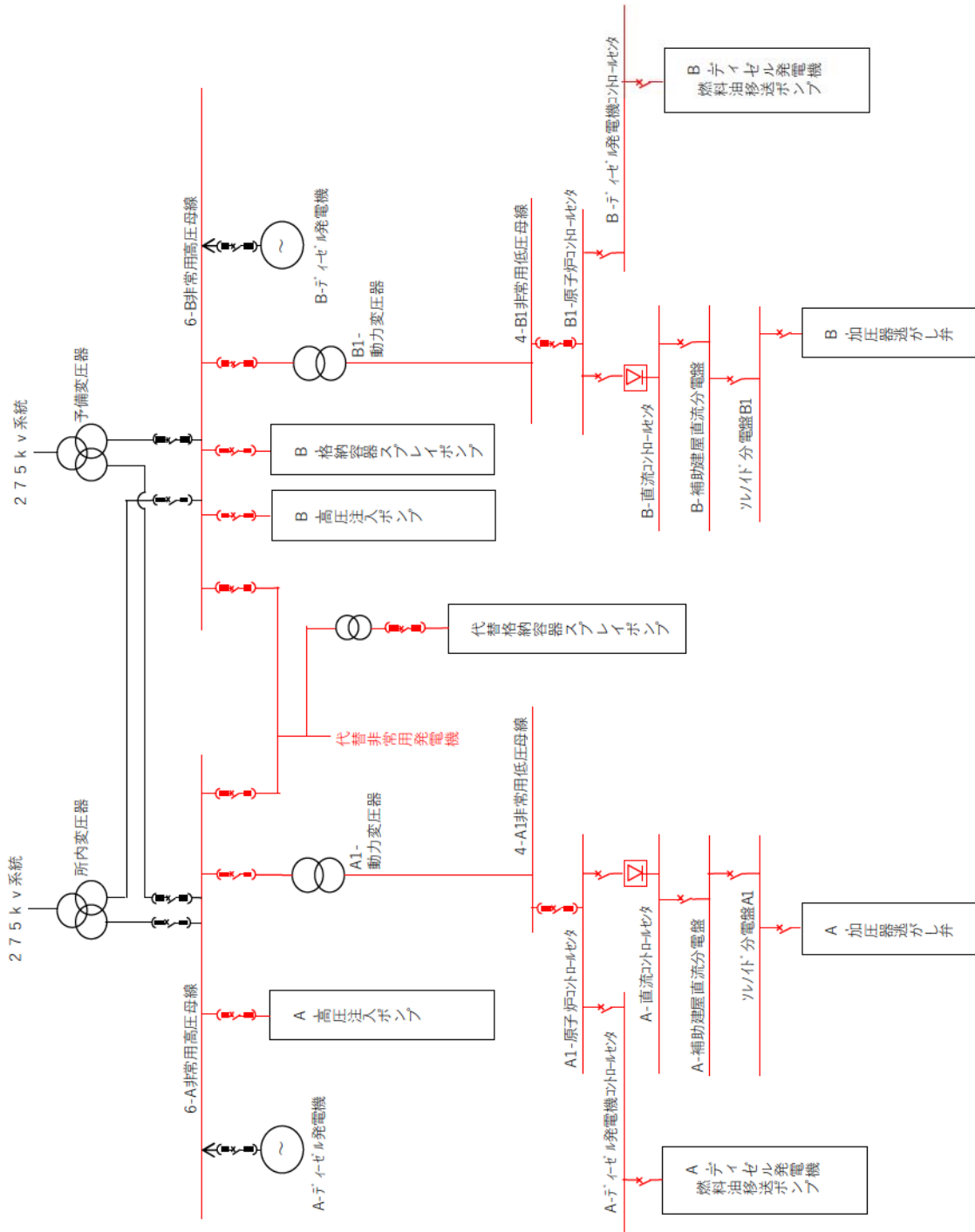
第1.13.47図 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリー
による可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 概略系統



第1.13.48図 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給タイムチャート



第1.13.49図 可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給手順



重大事故等対処設備の電源構成図

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/9)

技術的能力審査基準 (1.13)	番号	設置許可基準規則 (56条)	技術基準規則 (71条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第71条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。	②	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	⑨
b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	③	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	⑩
c) 海を水源として利用できること。	④	c) 海を水源として利用できること。	c) 海を水源として利用できること。	⑪
d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑥	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑬
f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。	⑦	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	⑭

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				多様性拡張設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段						
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可兼	解釈 対応 番号	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考
蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替手段及び補助給水ピットへの供給	補助給水ピット (枯渇又は破壊)	-	-	-	-	補助給水ピットから脱気器タンクへの水源切替	脱気器タンク	常設	③ ⑩	-	中央制御室 操作	多様性拡張設備とする理由は本文参照
		-	-	-	-	補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替	2次系純水タンク	常設	③ ⑩	約40分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
		-	-	-	-	補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替	タービン動補助給水ポンプ	常設				
		-	-	-	-	補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替	電動補助給水ポンプ	常設				
		-	-	-	-	補助給水ピットから海への水源切替	可兼型大型送水ポンプ車	可兼	④	約5時間20分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
		-	-	-	-	補助給水ピットから代替給水ピットへの水源切替	代替給水ピット	常設	③ ⑩	約3時間50分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
	-	-	-	-	補助給水ピットから代替給水ピットへの水源切替	可兼型大型送水ポンプ車	可兼					
	-	-	-	-	補助給水ピットから原水タンクへの水源切替	原水タンク	常設	③ ⑩	約4時間55分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
	-	-	-	-	補助給水ピットから原水タンクへの水源切替	可兼型大型送水ポンプ車	可兼					
	-	-	-	-	補助給水ピットから原水タンクへの水源切替	2次系純水タンク	常設					
-	1次系のフィードアンドブリード	燃料取替用水ピット	既設	①	1次系のフィードアンドブリード	燃料取替用水ピット	常設	-	-	中央制御室 操作	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
-	-	高圧注入ポンプ	既設	②		充てんポンプ	常設					
-	-	加圧篩過し弁	既設	③ ④ ⑤ ⑥ ⑦		-	常設					
補助給水ピット (枯渇)	-	-	-	-	2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給	2次系純水タンク	常設	③ ⑩	約25分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
	-	-	-	-	2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給	2次系補給水ポンプ	常設					
	-	-	-	-	原水タンクから補助給水ピットへの補給	原水タンク	常設	③ ⑩	約3時間45分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
	-	-	-	-	原水タンクから補助給水ピットへの補給	可兼型大型送水ポンプ車	可兼					
	-	-	-	-	原水タンクから補助給水ピットへの補給	2次系純水タンク	常設					
	-	-	-	-	ろ過水タンク	ろ過水タンク	常設	-	-	-	-	-
	-	-	-	-	代替給水ピットから補助給水ピットへの補給	代替給水ピット	常設	③ ⑩	約2時間10分	4名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
-	-	-	-	代替給水ピットから補助給水ピットへの補給	可兼型大型送水ポンプ車	可兼						
-	海水を用いた補助給水ピットへの補給	可兼型大型送水ポンプ車	新設	⑧	-	-	-	-	-	-	-	
-	-	ディーゼル発電機燃料油貯油槽	既設	⑨								
-	-	可兼型タンクローリー	新設	⑩								
-	-	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	既設	⑪								
-	-	-	-	⑫								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				多様性拡張設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段											
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可兼	解釈 対応 番号	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考					
炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給(1/2)	燃料取替用水ピット (枯島又は破損)	—	—	—	—	燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう溜タンクへの水源切替(炉心注水)	1次系純水タンク	常設	③ ⑩	—	中央制御室 操作	多様性拡張設備とする理由は本文参照					
							1次系補給水ポンプ	常設									
							ほう溜タンク	常設									
							ほう溜ポンプ	常設									
							充てんポンプ	常設									
		燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替(代替炉心注水)	補助給水ピット	既設	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
															代替格納容器スプレイポンプ	新設	①
															代替非常用発電機	新設	②
															ディーゼル発電機燃料油貯油槽	既設	③
															可兼型タンクローリー	新設	④
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	既設	⑤															
—	—	—	—	—	—	燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替(代替炉心注水)	ろ過水タンク	常設	③ ⑩	約40分	3名	多様性拡張設備とする理由は本文参照					
							電動機駆動消防ポンプ	常設									
燃料取替用水ピットから海への水源切替(代替炉心注水)	可兼型大型送水ポンプ車	新設	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—					
													ディーゼル発電機燃料油貯油槽	既設	⑥		
													可兼型タンクローリー	新設	⑦		
													ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	既設	⑧		
—	—	—	—	—	—	燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替(代替炉心注水)	代替給水ピット	常設	③ ⑩	約2時間10分	6名	多様性拡張設備とする理由は本文参照					
							可兼型大型送水ポンプ車	可兼									
—	—	—	—	—	—	燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替(代替炉心注水)	原水槽	常設	③ ⑩	約3時間45分	6名	多様性拡張設備とする理由は本文参照					
							可兼型大型送水ポンプ車	可兼									
							2次系純水タンク	常設									
							ろ過水タンク	常設									

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				多様性拡張設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段							
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可兼	解釈 対応 番号	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考	
炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給(2/2)	燃料取替用水ピット (格納)	-	-	-	-	1次系純水タンク及びほろタンクから燃料取替用水ピットへの補給	1次系純水タンク	常設	③ ⑩	約30分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
							1次系補給水ポンプ	常設					
							ほろ酸タンク	常設					
							ほろ酸ポンプ	常設					
		-	-	-	-	-	1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給(使用済燃料ピット浄化ライン経由)	1次系純水タンク	常設	③ ⑩	約55分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
								1次系補給水ポンプ	常設				
		-	-	-	-	-	1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給(加圧器透過シタンク経由)	1次系純水タンク	常設	③ ⑩	約35分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
								1次系補給水ポンプ	常設				
								加圧器透過シタンク	常設				
		-	-	-	-	-	2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給	2次系純水タンク	常設	③ ⑩	約1時間5分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
2次系補給水ポンプ	常設												
-	-	-	-	-	ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	ろ過水タンク	常設	③ ⑩	約30分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照		
						電動機駆動消防ポンプ	常設						
						ディーゼル駆動消防ポンプ	常設						
-	-	-	-	-	原水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	原水タンク	常設	③ ⑩	約3時間45分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照		
						可兼型大型送水ポンプ車	可兼						
						2次系純水タンク	常設						
-	-	-	-	-	代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	代替給水ピット	常設	③ ⑩	約2時間10分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照		
						可兼型大型送水ポンプ車	可兼						
	海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	可兼型大型送水ポンプ車	新設	①	-	-	-	-	-	-	-		
	ディーゼル発電機燃料油貯油槽	既設	②										
	可兼型タンクローリー	新設	③										
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	既設	④										
			⑤										
			⑥										
			⑦										

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				多様性拡張設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段							
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可兼	解釈 対応 番号	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考	
格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ビットへの供給(1/2)	燃料取替用水ビット (枯渇又は破壊)	燃料取替用水ビットから補助給水ビットへの水源切替(代替格納容器スプレイ)	補助給水ビット	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-	-	
			代替格納容器スプレイポンプ	新設									
			代替非常用発電機	新設									
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽	既設									
			可兼型タンクローリー	新設									
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	既設									
		-	-	-	-	燃料取替用水ビットからろ過水タンクへの水源切替(代替格納容器スプレイ)	ろ過水タンク	常設	③ ⑩	約35分	3名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		-	-	-	-	電動機駆動消防ポンプ	常設						
		-	-	-	-	ディーゼル駆動消防ポンプ	常設	-	-	-	-	-	-
		-	-	-	-	燃料取替用水ビットから海への水源切替(代替格納容器スプレイ)	可兼型大型送水ポンプ車	可兼	④	約4時間55分	6名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		-	-	-	-	燃料取替用水ビットから代替給水ビットへの水源切替(代替格納容器スプレイ)	代替給水ビット	常設	③ ⑩	約2時間50分	6名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		-	-	-	-	可兼型大型送水ポンプ車	可兼						
		-	-	-	-	燃料取替用水ビットから原水槽への水源切替(代替格納容器スプレイ)	原水槽	常設	③ ⑩	約4時間30分	6名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		-	-	-	-	可兼型大型送水ポンプ車	可兼						
		-	-	-	-	2次系純水タンク	常設	-		-	-		-
-	-	-	-	ろ過水タンク	常設	-	-	-		-			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				多様性拡張設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段							
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可兼	解釈 対応 番号	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考	
格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給 (2/2)	燃料取替用水ピット (格納)	-	-	-	-	1次系純水タンク及びほろ過タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ ほろ過タンク ほろ過ポンプ	常設 常設 常設 常設	③ ⑩	約30分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		-	-	-	-	1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 (使用済燃料ピット浄化ライン経由)	1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ	常設 常設	③ ⑩	約55分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		-	-	-	-	1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 (加圧器逃がしタンク経由)	1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ 加圧器逃がしタンク 格納容器冷却材ドレンポンプ	常設 常設 常設 常設	③ ⑩	約35分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		-	-	-	-	2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給	2次系純水タンク 2次系補給水ポンプ 使用済燃料ピットポンプ	常設 常設 常設	③ ⑩	約1時間5分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		-	-	-	-	ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	ろ過水タンク 電動機駆動消防ポンプ ディーゼル駆動消防ポンプ	常設 常設 常設	③ ⑩	約30分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	可兼型大型送水ポンプ車 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 可兼型タンクローリー ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	新設 既設 新設 既設	⑧ ① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-	-	-
		-	-	-	-	代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	代替給水ピット 可兼型大型送水ポンプ車	常設 可兼	③ ⑩	約2時間10分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		-	-	-	-	原水槽から燃料取替用水ピットへの補給	原水槽 可兼型大型送水ポンプ車	常設 可兼	③ ⑩	約3時間45分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		-	-	-	-	-	2次系純水タンク ろ過水タンク	常設 常設	-	-	-	-	-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				多様性拡張設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可設	解釈 対応 番号	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か
格納容器 再循環ポンプを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	代替再循環運転	B-格納容器再循環サン プ	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
			B-格納容器再循環サン プスクリーン	既設							
B-格納容器スプレイボ ンプ (R H R S - C S S 連絡ライン使用)			既設								
B-格納容器スプレイ冷 却器			既設								
全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水系	代替再循環運転	A-格納容器再循環サン プ	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-	
		A-格納容器再循環サン プスクリーン	既設								
		A-高圧注入ポンプ (海 水冷却)	既設 新設								
		代替非常用発電機	新設								
		可搬型大型送水ポンプ車	新設								
		ディーゼル発電機燃料油 貯油槽	既設								
		可搬型タンクローリー	新設								
		ディーゼル発電機燃料油 移送ポンプ	既設								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				多様性拡張設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段							
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可設	解釈 対応 番号	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考	
使用済燃料ピットへの水の供給	燃料取替用水ピット (枯渇又は破損)	-	-	-	-	2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	2次系純水タンク	常設	③ ⑩	約30分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
							2次系補給水ポンプ	常設					
		-	-	-	-	-	1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	1次系純水タンク	常設	③ ⑩	約25分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
								1次系補給水ポンプ	常設				
		-	-	-	-	-	ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水	ろ過水タンク	常設	③ ⑩	約30分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
								電動機駆動消防ポンプ	常設				
		-	-	-	-	-	代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水	代替給水ピット	常設	③ ⑩	約2時間	4名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
								可搬型大型送水ポンプ車	可設				
		-	-	-	-	-	原水槽から使用済燃料ピットへの注水	原水槽	常設	③ ⑩	約3時間35分	4名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
								可搬型大型送水ポンプ車	可設				
2次系純水タンク	常設												
ろ過水タンク	常設												
海水を用いた使用済燃料ピットへの注水	-	-	-	-	-	可搬型大型送水ポンプ車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	
						ディーゼル発電機燃料油貯油槽	既設						
						可搬型タンクローリー	新設						
						ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	既設						

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				多様性拡張設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段								
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可兼	解釈 対応 番号	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考		
使用済燃料ピット 及び燃料取扱設備 （貯蔵槽）内の発生時 体等への放射水	-	海水を用いた可搬型大型 送水ポンプ車及び可搬型 スプレインズルによる使用 済燃料ピットへのスプレ イ	可搬型スプレインズル	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨	-	-	-	-	-	-	-		
			可搬型大型送水ポンプ車	新設										
			ディーゼル発電機燃料油 貯油槽	既設										
			可搬型タンクローリー	新設										
-	-	-	ディーゼル発電機燃料油 移送ポンプ	既設	-	-	-	-	-	-	-	-		
			代替給水ピット	常設										
			可搬型スプレインズル	可兼										
			可搬型大型送水ポンプ車	可兼										
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
													原水槽	常設
													可搬型スプレインズル	可兼
													可搬型大型送水ポンプ車	可兼
-	-	可搬型大容量海水送水ボ ンプ車及び放水砲による 燃料取扱機への放水	放水砲	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨	-	-	-	-	-	-	-		
			可搬型大容量海水送水ボ ンプ車	新設										
			ディーゼル発電機燃料油 貯油槽	既設										
			可搬型タンクローリー	新設										
-	-	-	ディーゼル発電機燃料油 移送ポンプ	既設	-	-	-	-	-	-	-	-		
			可搬型大容量海水送水ボ ンプ車	新設										
			放水砲	新設										
			ディーゼル発電機燃料油 貯油槽	既設										
-	-	可搬型大容量海水送水ボ ンプ車及び放水砲による 原子炉格納容器及びア ニックス部への放水	可搬型タンクローリー	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨	-	-	-	-	-	-	-		
			ディーゼル発電機燃料油 移送ポンプ	既設										
			放水砲	新設										
			ディーゼル発電機燃料油 貯油槽	既設										

多様性拡張設備仕様

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	台数
脱気器タンク	常設	Cクラス	約400m ³	—	1基
電動主給水ポンプ	常設	Cクラス	約3,400m ³ /h	620m	1台
2次系純水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³ (1基当たり)	—	2基
タービン動補助給水ポンプ	常設	Sクラス	約115m ³ /h	約900m	1台
電動補助給水ポンプ	常設	Sクラス	約90m ³ /h (1台当たり)	約900m	2台
代替給水ピット	常設	Cクラス	約473m ³	—	1基
可搬型大型送水ポンプ車	可搬	転倒評価	約300m ³ /h (1台当たり)	吐出圧力 約1.3MPa[gage]	4台+予備2台
原水槽	常設	Cクラス	約5000m ³ /基	—	2基
ろ過水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³ (1基当たり)	—	2基
燃料取替用水ピット	常設	Sクラス	約2000m ³	—	1基
充てんポンプ	常設	Sクラス	約45m ³ /h (1台当たり)	約1,770m	3台
2次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	265m ³ /h	92m	2台
1次系純水タンク	常設	Cクラス	約360m ³	—	1基
1次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	45m ³ /h	95m	2台
ほう酸タンク	常設	Sクラス	約40m ³ (1基当たり)	—	2基
ほう酸ポンプ	常設	Sクラス	約17m ³ /h (1台当たり)	72m	2台
電動機駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約390m ³ /h	138m	1台
ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約390m ³ /h	133m	1台
使用済燃料ピットポンプ	常設	Bクラス	約550m ³ /h (1台当たり)	75m	2台
加圧器逃がしタンク	常設	Bクラス	約37m ³	—	1基
格納容器冷却材ドレンポンプ	常設	Bクラス	23m ³ /h	95m	2台
可搬型スプレイノズル	可搬	—	—	—	2台+予備2台

重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について

1. 評価事象

評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、作業員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスとする。本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、格納容器内圧が高めに推移することから、格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなり、被ばく評価としては厳しくなる。

2. 考慮する被ばく経路

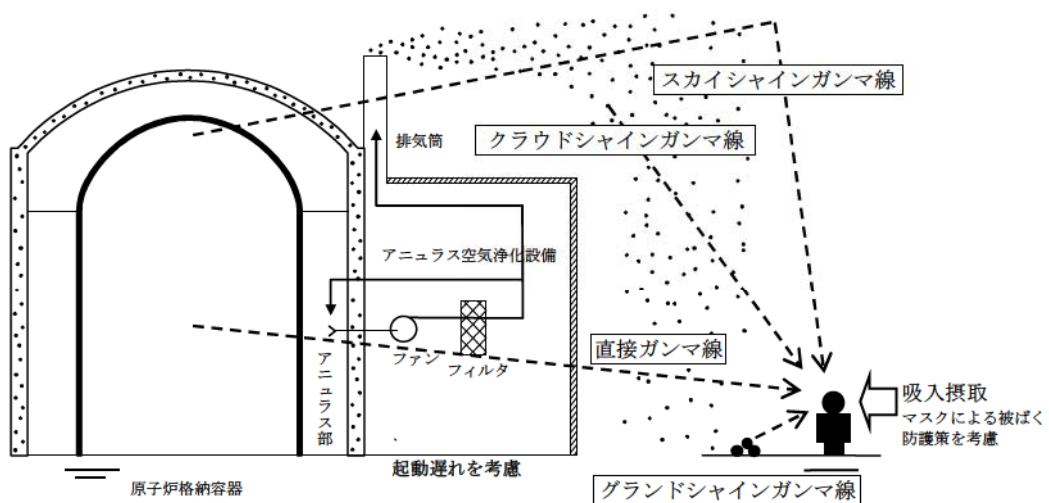
考慮する被ばく経路は、以下のとおりとする。第 2-1 図に、経路イメージ図を示す。

(1) 建屋内からのガンマ線による被ばく

- ・直接ガンマ線
- ・スカイシャインガンマ線

(2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

- ・クラウドシャインによる外部被ばく
- ・グランドシャインによる外部被ばく
- ・吸入摂取による内部被ばく



第 2-1 図 被ばく経路イメージ

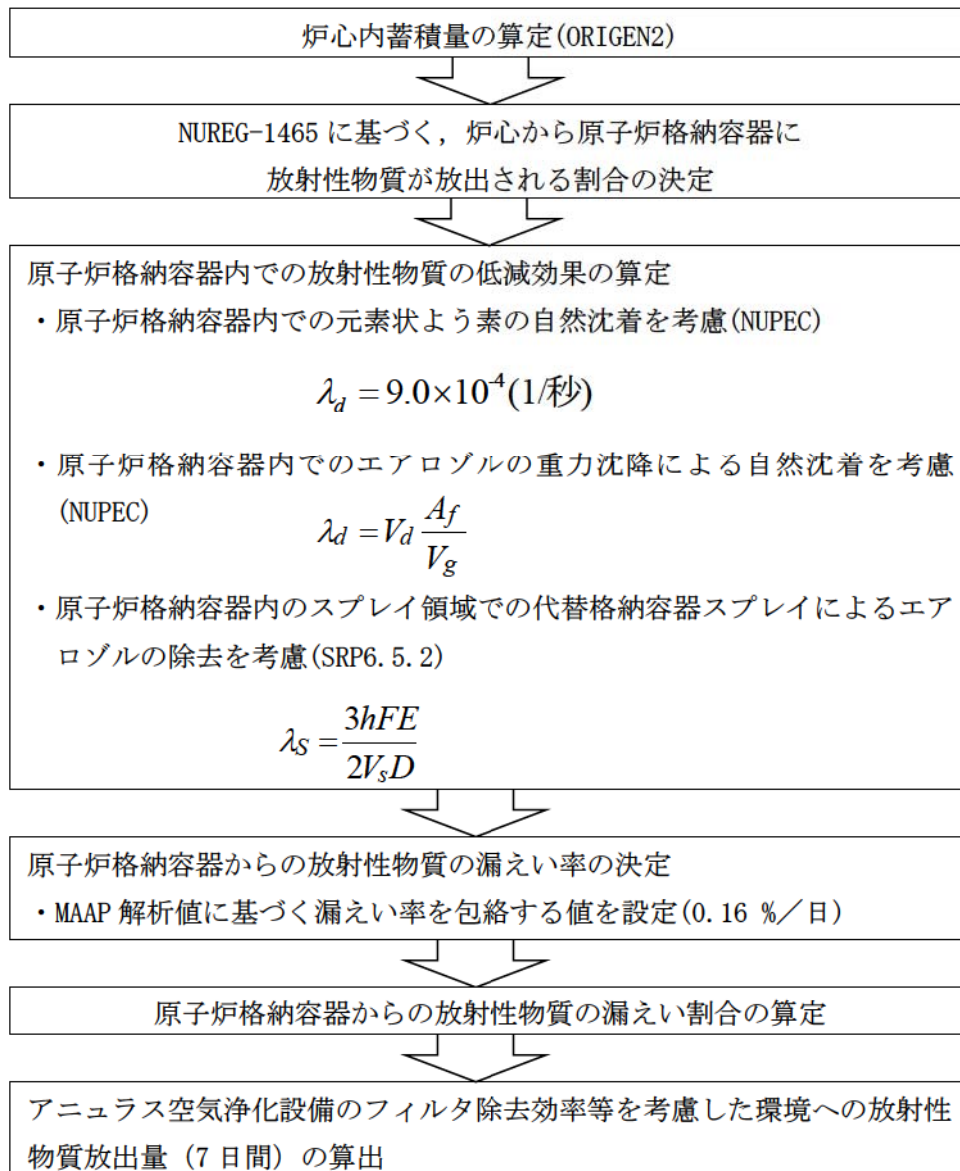
3. 評価対象作業

評価対象とする作業は、事象発生後、原子炉容器破損以降に屋外で実施する災害対策要員の作業として、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の作業とする。

4. 評価条件

4.1. 大気中への放出放射エネルギーの評価

放射性物質の大気中への放出量算定の概略を第 4-1 図に示す。



第 4-1 図 大気中への放射性物質放出量算定の概略フロー

原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2 コードで評価した炉心内蓄積量及び NUREG-1465 の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。また、よう素の化学形態については適切に考慮する。

原子炉格納容器内に放出された放射性物質の沈着等を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については 0.16%/日とし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効率については設計値を用いる。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有する代替格納容器スプレイ設備及びアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とする。第 4-2 図～第 4-5 図に希ガス、よう素、セシウム並びにその他核種の大気放出過程を示す。

また、第 4-6 図～第 4-11 図に、希ガス、よう素及びセシウムの大気中への放出放射量の推移グラフを示す。

4.2. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、泊発電所 3 号炉からの放出として、1997 年 1 月～1997 年 12 月の 1 年間における気象データを使用する。3 号炉からの評価点までの距離及び方位を考慮して、気象指針に基づく大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を 1 時間として計算した値を年間について小さいほうから順に並べた累積出現頻度 97%にあたる値を用いる。また、放出形態は、アニュラス空気浄化設備のファン起動までは地上放出とし、ファン起動後は排気筒放出として評価する。

4.3. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては、作業場所、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。直接ガンマ線は QAD コード、スカイシャインガンマ線は SCATTERING コードを用いて評価する。

4.4. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線の評価

地表面に沈着した放射性物質（湿性沈着を考慮）からのガンマ線についても考慮する。

なお、4.で述べた評価条件については、第 4-1 表～第 4-7 表に整理する。

5. 評価のプロセス

4. の評価条件に従い、各作業場所での線量率の時間推移を算出する。作業員が各作業場所に滞在する時間より、被ばく線量評価を実施する。

今回の評価対象の作業員の対応手順と所要時間を第 5-1 表に示す。

6. 放射線管理上の防護装備について

評価を行う作業については、屋外作業となるため、全面マスク、汚染防護服（タイベック）、個人線量計、ゴム手袋等を着用することとし、被ばく線量評価において全面マスクの着用を考慮する。

7. 評価結果

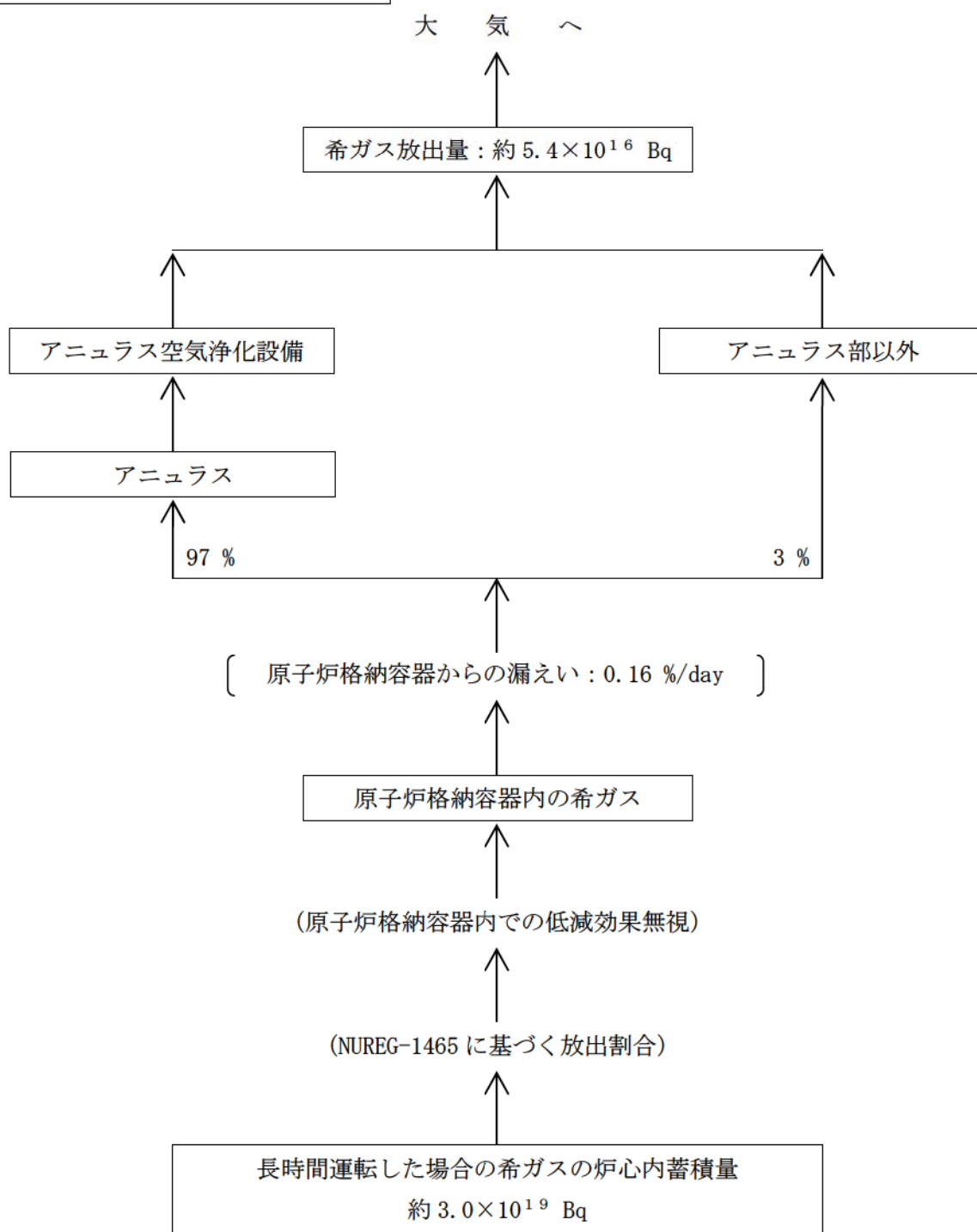
追而 第 7-1 表に評価結果を、第 7-1 図から第 7-3 図に線量評価点を示す。

「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の作業それぞれについて、作業員の被ばく線量は約 34mSv、約 68mSv、約 16mSv であり、作業期間中 100mSv を下回ることを確認した。なお、これらの作業員が実施する屋内作業を考慮しても、作業期間中 100 mSv を下回る。

評価対象作業選定の考え方及び評価点・評価時間の設定の考え方を別紙 1 に示す。

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位 : Bq (GROSS 値)

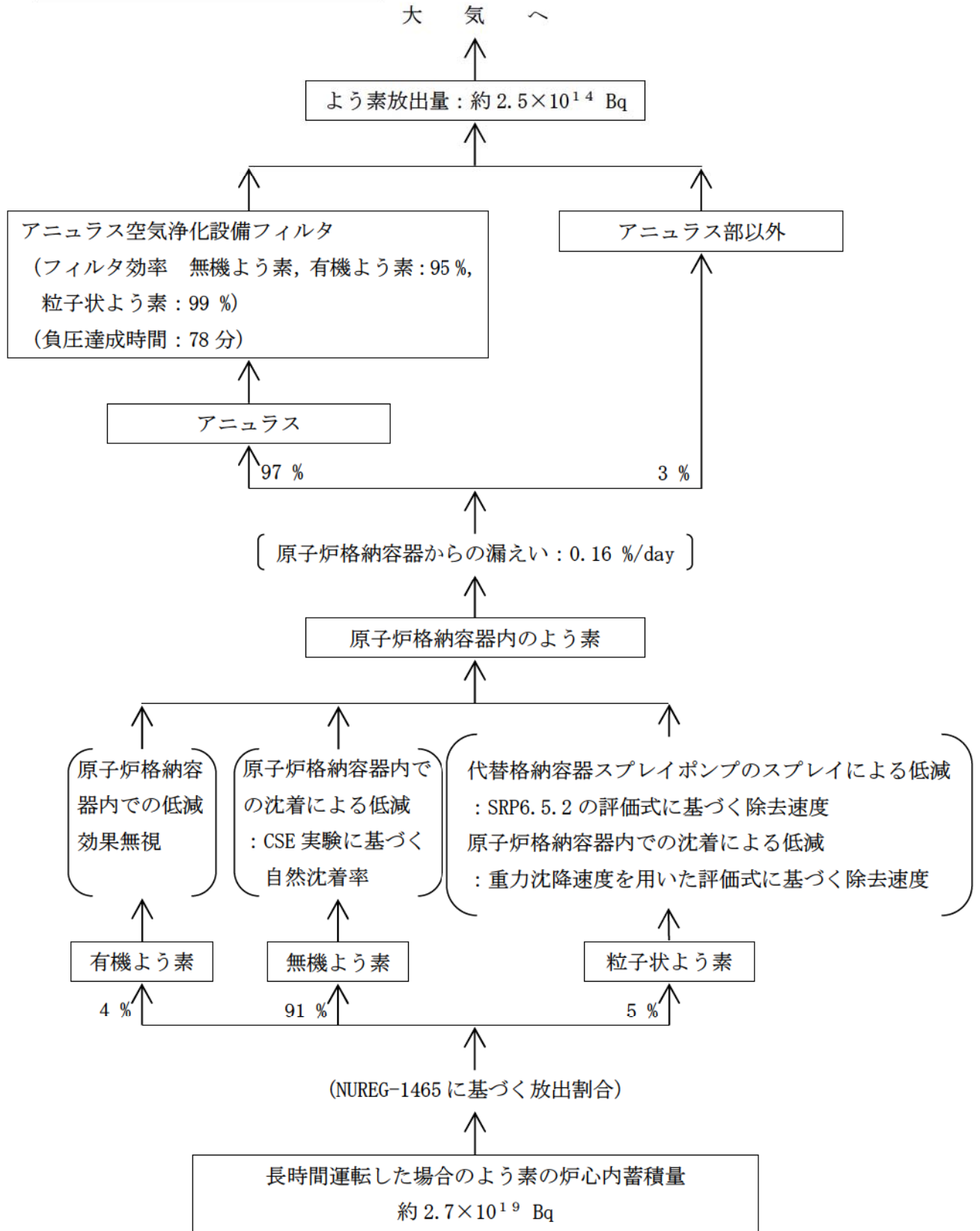


第 4-2 図 希ガスの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

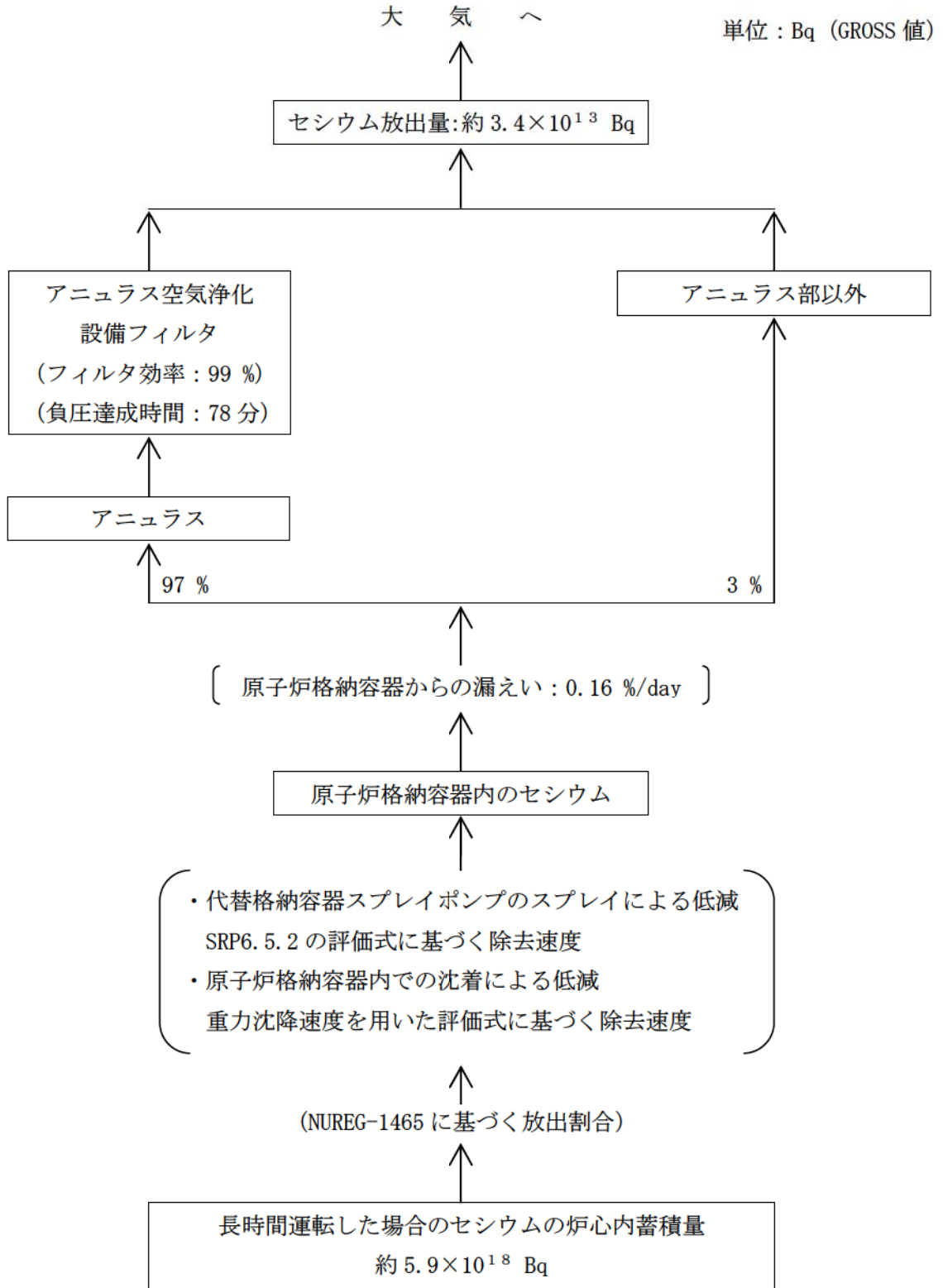
単位 : Bq (GROSS 値)



第 4-3 図 よう素の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

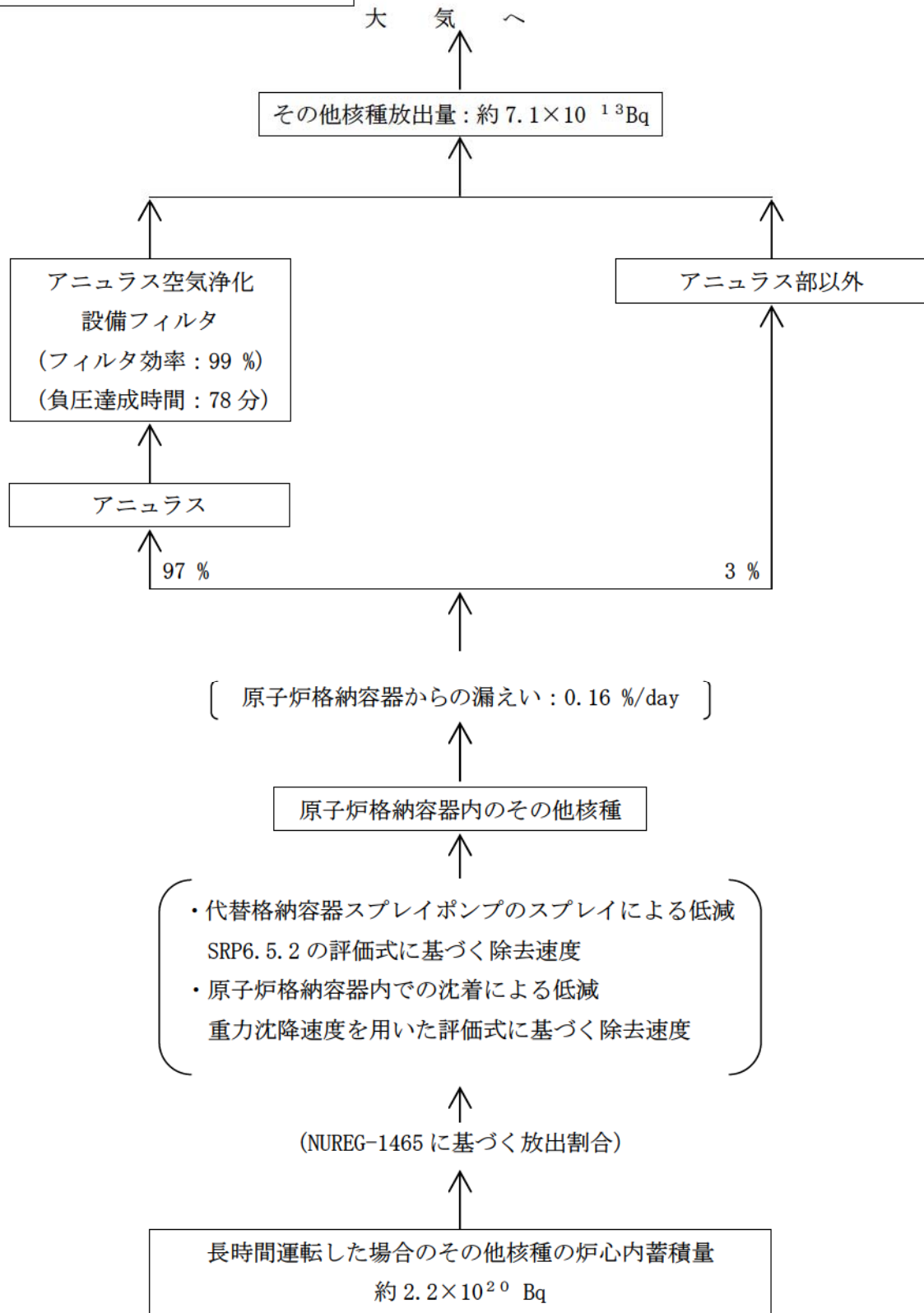


第 4-4 図 セシウムの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

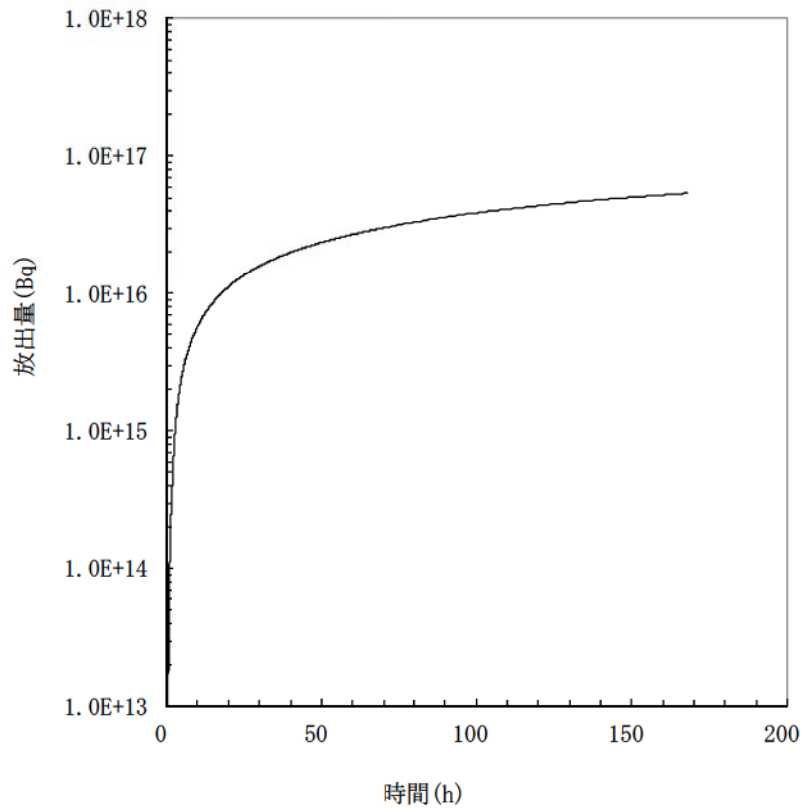
放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

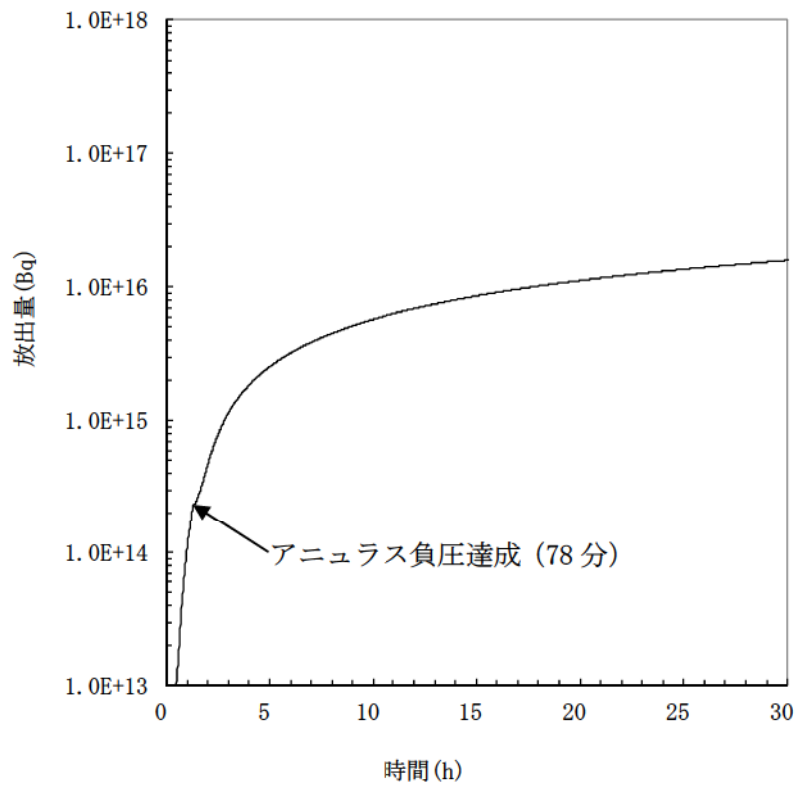


第 4-5 図 その他核種の大気放出過程

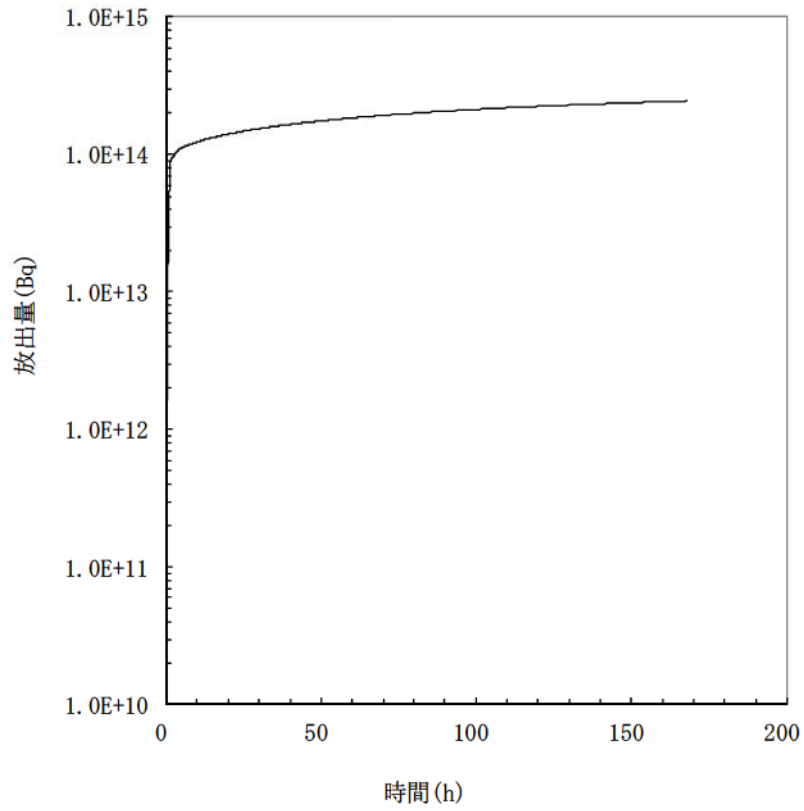
アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価



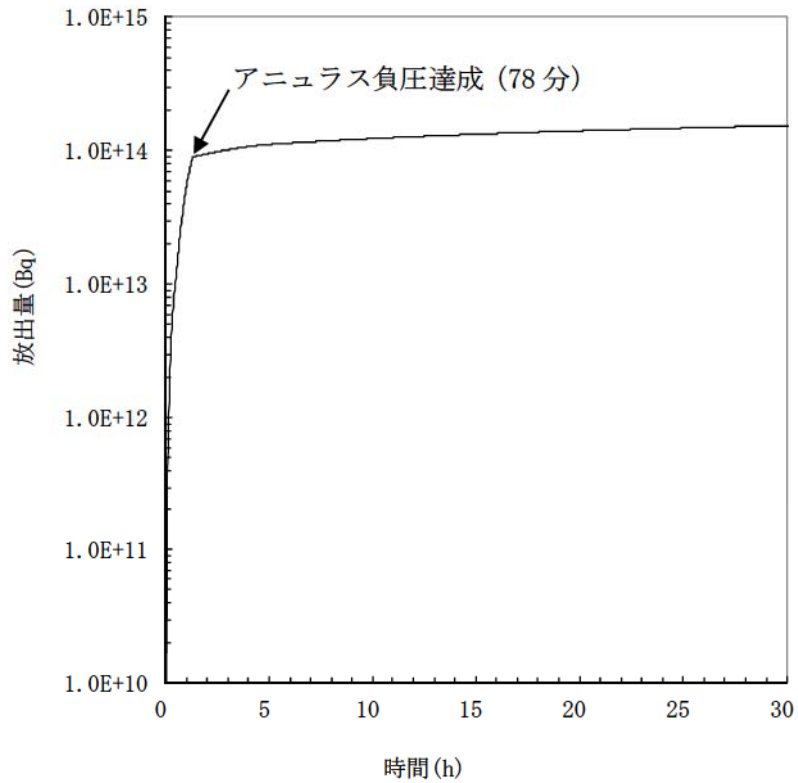
第 4-6 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



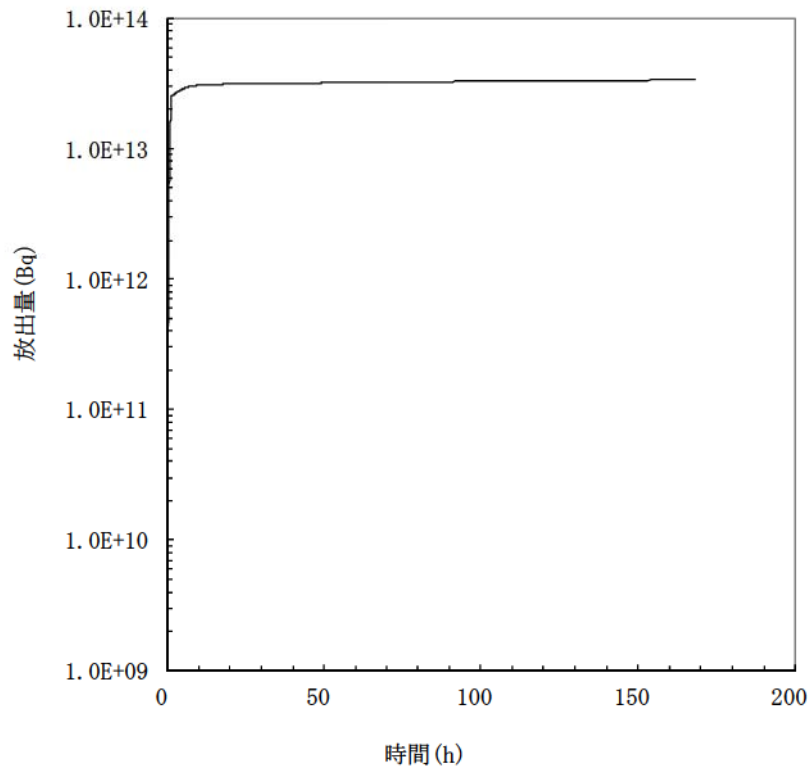
第 4-7 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (30 時間)



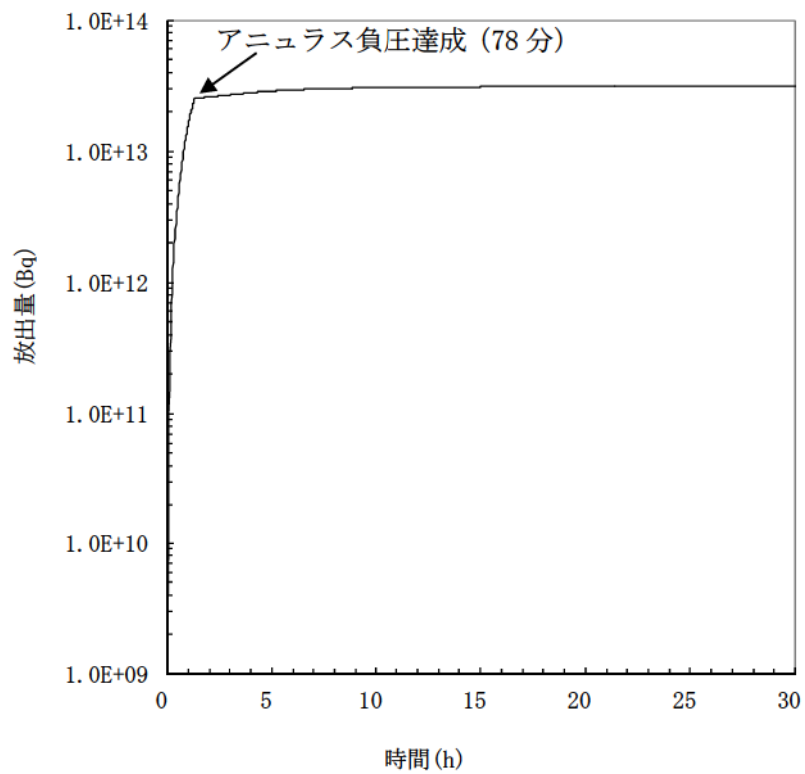
第 4-8 図 よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第 4-9 図 よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (30 時間)



第 4-10 図 セシウム積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第4-11図 セシウム積算放出放射エネルギー(Gross値)の推移 (30時間)

第4-1表(1/2) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652 MWt) の 102 %	定格値に定常誤差 (+2 %) を考慮。
原子炉運転時間	最高 40,000 時間(ウラン燃料) 最高 30,000 時間(MOX 燃料)	評価対象炉心は、被ばく評価において厳しくなる MOX 燃料装荷炉心を設定。
サイクル数 (バッチ数)	4(ウラン燃料), 3(MOX 燃料) 装荷比率は, 3/4 : ウラン燃料 1/4 : MOX 燃料	長半減期核種の蓄積により, 評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定。
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量, 放出時間	Xe 類 : 100 %, I 類 : 75 % Cs 類 : 75 %, Te 類 : 30.5 % Ba 類 : 12 %, Ru 類 : 0.5 % Ce 類 : 0.55 %, La 類 : 0.52 % 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ, 核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス (大破断 LOCA+ECCS 失敗+格納容器スプレイ失敗シーケンスを含む) を代表する NUREG-1465 記載の放出割合 (Gap Release~Late in-Vessel までを考慮) を設定。(別紙 2 参照)
よう素の形態	粒子状よう素 : 5 % 元素状よう素 : 91 % 有機よう素 : 4 %	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して, pH 調整ができず, pH>7 となると限らないため, pH によらず有機よう素割合を保守的に設定するために, R. G. 1. 195 のよう素割合に基づき設定。(添付 3 参照)
原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果	沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s)	CSE A6 実験に基づき設定。(別紙 4 参照)
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/h)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。(別紙 5 参照)
代替格納容器スプレイによるスプレイ効果開始時間	60 分	選定した事故シーケンスに基づき, 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。
代替格納容器スプレイによるエアロゾルのスプレイ除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。(別紙 6 参照)
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち, 原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定。(別紙 7 参照)

第 4-1 表 (2/2) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97 % アニュラス部以外 : 3 %	現行許認可 (添付書類十) の考え方に同じ。
アニュラス部体積	7,860 m ³	設計値として設定。
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時 (60 分後起動)	ファン 1 台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)
アニュラス負圧達成時間	78 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間 60 分+起動後負圧達成時間 18 分の合計)。起動遅れ時間 60 分は、代替非常用発電機による電源回復操作及びアニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給等によるアニュラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78 分 : 0 % 78 分~ : 99 %	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙 8 参照)
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~78 分 : 0 % 78 分~ : 95 %	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙 8 参照)

第 4-2 表 大気中への放出放射線量評価結果 (7 日積算)

評価項目	評価結果	
希ガス	Gross 値	約 5.4×10 ¹⁶ Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値	約 8.7×10 ¹⁵ Bq
よう素	Gross 値	約 2.5×10 ¹⁴ Bq
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.2×10 ¹³ Bq
セシウム	Gross 値	約 3.4×10 ¹³ Bq
上記以外の核種	Gross 値	約 7.1×10 ¹³ Bq

第 4-3 表 大気中拡散条件

評価条件	使用値	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	大気拡散評価モデルを設定。
気象条件	泊発電所における 1年間の気象資料 (1997年1月～1997年12月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施。 泊発電所において観測された1年間の気象資料を使用。 (別紙9参照)
実効放出継続時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定。
放出源 及び 放出源高さ	排気筒 73.1 m 地上 0 m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。
累積出現頻度	97 %	従前の大気拡散の評価と同様に設定。
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。正方位から風向軸がずれる場合の濃度分布を考慮。
巻き込みを生じる 代表建屋	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定。
放射性物質濃度の評価点 及び着目方位	第 4-4 表参照	作業員の移動経路及び作業場所に従って適切な評価点を設定。
建屋投影面積	2,700 m ²	原子炉格納容器の地表面から上側の最小投影面積として設定。
形状係数	1/2	現行許認可(添付書類六)の考え方に同じ。

第 4-4 表 相対濃度及び相対線量

評価点	評価距離 (m) [※]	着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
③	80m	5	SE, SSE, S, SSW, SW	地上放出：約 2.2×10^{-4} 排気筒放出：約 8.9×10^{-5}	地上放出：約 2.5×10^{-18} 排気筒放出：約 3.3×10^{-19}
⑥	40m	9	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	地上放出：約 3.6×10^{-4} 排気筒放出：約 1.6×10^{-4}	地上放出：約 2.5×10^{-18} 排気筒放出：約 5.7×10^{-19}
⑦	40m	6	N, NNE, NE, ENE, E, ESE	地上放出：約 2.5×10^{-4} 排気筒放出：約 1.3×10^{-4}	地上放出：約 1.7×10^{-18} 排気筒放出：約 4.6×10^{-19}
⑧	30m	8	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	地上放出：約 4.4×10^{-4} 排気筒放出：約 1.4×10^{-4}	地上放出：約 2.6×10^{-18} 排気筒放出：約 5.0×10^{-19}
⑨	60m	5	SW, WSW, W, WNW, NW	地上放出：約 3.9×10^{-4} 排気筒放出：約 1.7×10^{-4}	地上放出：約 2.8×10^{-18} 排気筒放出：約 3.5×10^{-19}
⑰	220m	2	SW, WSW	地上放出：約 3.4×10^{-4} 排気筒放出：約 1.3×10^{-4}	地上放出：約 2.2×10^{-18} 排気筒放出：約 3.2×10^{-19}

※ 放出源から評価点までの水平距離

第 4-5 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由	
線源強度	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様		
	原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	原子炉格納容器内に均一に分布するとして設定。
計算モデル	原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部：0.3 m～1.0m 円筒部：1.0 m 施工誤差-5 mm を考慮する	外部遮蔽厚さはドーム部 0.3 m～1.0 m, 円筒部 1.0 m である。線量計算では、設計値に施工誤差 (-5 mm) を考慮してモデル化。
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QAD コード (QAD-CGGP2R Ver. 1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERING コード (SCATTERING Ver. 90m)	QAD 及び SCATTERING は共に 3 次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある。

第4-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
建屋内の積算線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	1.7×10^{23}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	1.6×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.9×10^{23}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.3×10^{23}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.4×10^{24}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.3×10^{24}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.0×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.2×10^{23}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	7.2×10^{22}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	5.8×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	5.8×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	1.1×10^{20}
7	$6 < E \leq 8$	2.6×10^{13}
9.5	$8 < E$	4.0×10^{12}

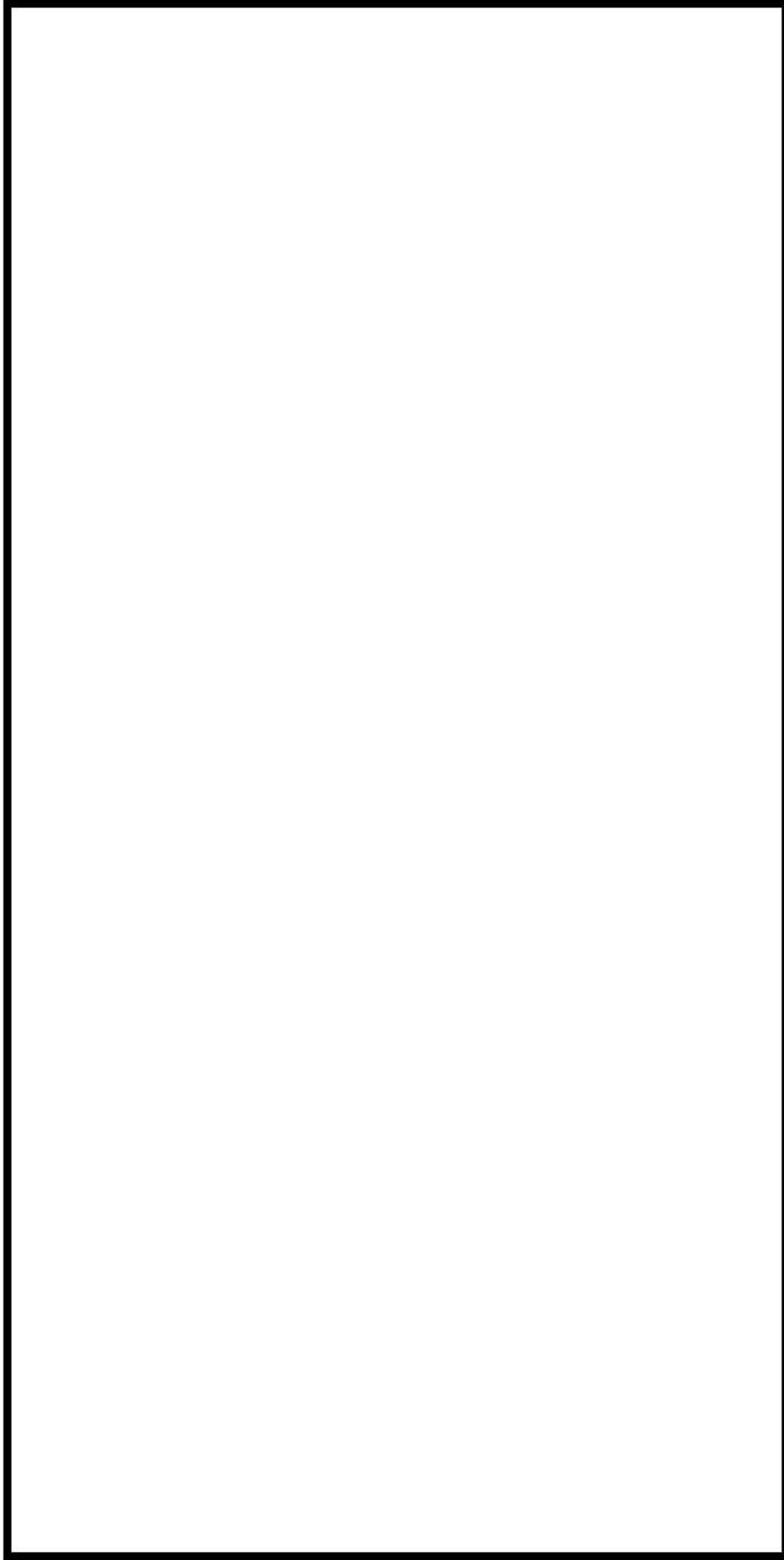
第 4-7 表 線量換算係数, 呼吸率, 地表への沈着速度及びマスクの防護係数の条件

項 目	使 用 値	選 定 理 由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq	ICRP Publication 71 に基づく。
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71 に基づく。
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	湿性沈着を考慮した地表面沈着量を乾性沈着の 4 倍として設定。 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol. 2 より 0.3cm/秒と設定 (別紙 10 参照)
マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。

第7-1表 評価結果

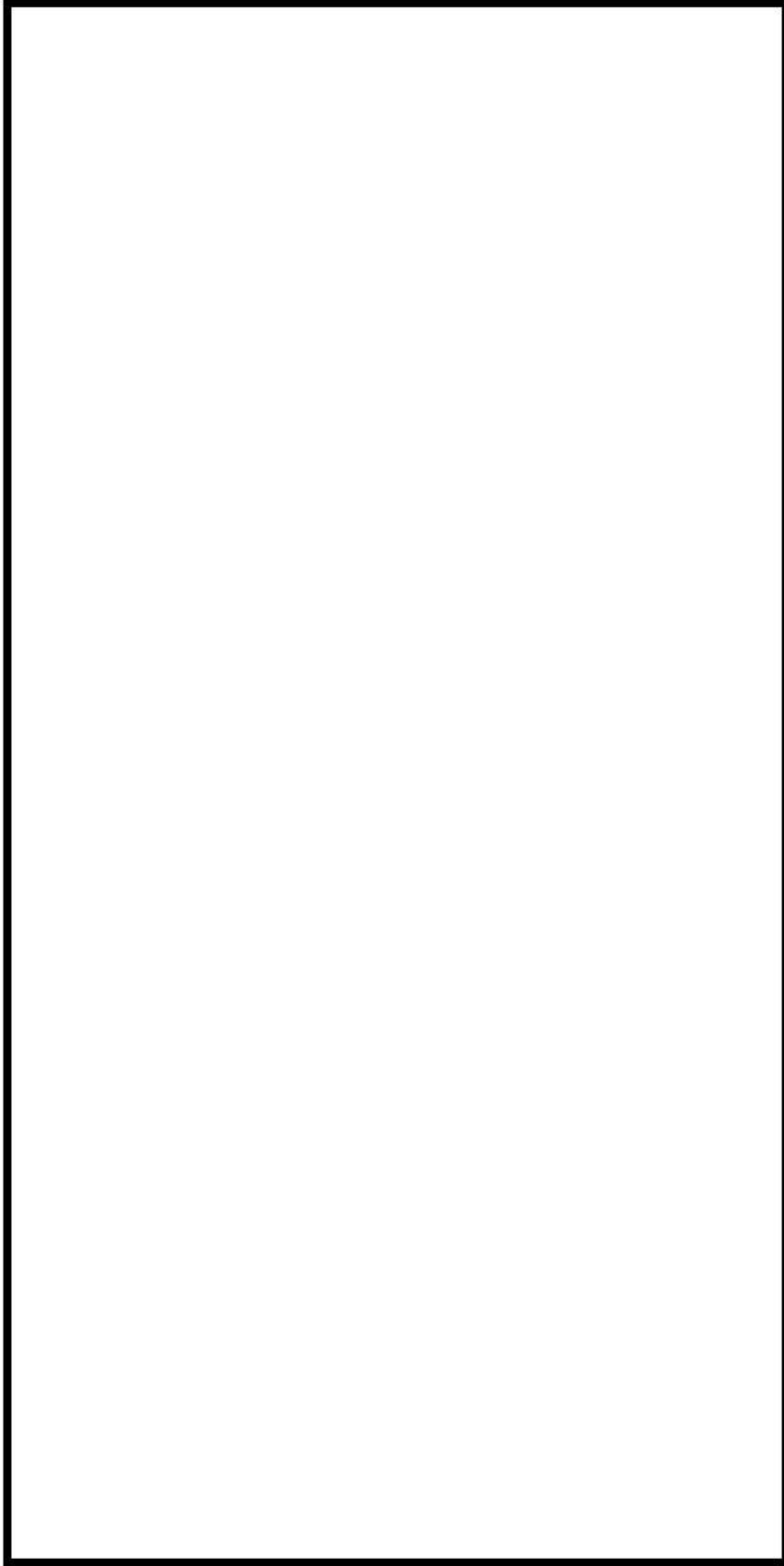
作業項目	詳細項目	作業時間 (事象発生からの 作業開始時間)	要員が受ける線量(mSv) 【マスクあり】				線量評価点	
			合計※1※2	グラウト※3 線量	クラウト※3 線量	直接・スカイ シャイン線量※3	グラウト※3 /クラウト※3 線量	直接・スカイ シャイン線量
燃料取替用水 ピットへの補給 (海水)	可搬型ホース敷 設・接続, 可 搬型大型送水 ポンプ車の設置	4時間10分 (事故後7.5時間)	約34	約3.3	約0.55	約30	⑧, ⑩	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑫, ⑦, ④, ①, ⑯, ⑩, ⑪, ②
使用済燃料ピッ トへの注水確保 (海水)	可搬型ホース敷 設・接続	2時間45分 (事故後14時間)	約68	約1.5	約0.24	約66	⑧, ⑥, ⑩	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑦, ⑥, ⑤, ④, ②, ⑱
原子炉補機冷 却水系統への 通水確保 (海 水)	可搬型ホース敷 設・接続, 可 搬型大型送水 ポンプ車の設置	4時間10分 (事故後18時間)	約16	約1.0	約0.12	約14	⑧, ⑩, ③	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑦, ④, ②, ③

- ※1：線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。
 ※2：作業項目毎の線量の合計は、有効数字2桁で切上げた結果である。
 ※3：有効数字2桁で四捨五入した結果である。



第7-1 図 燃料取替用水ピットへの補給（海水）の作業動線と評価点

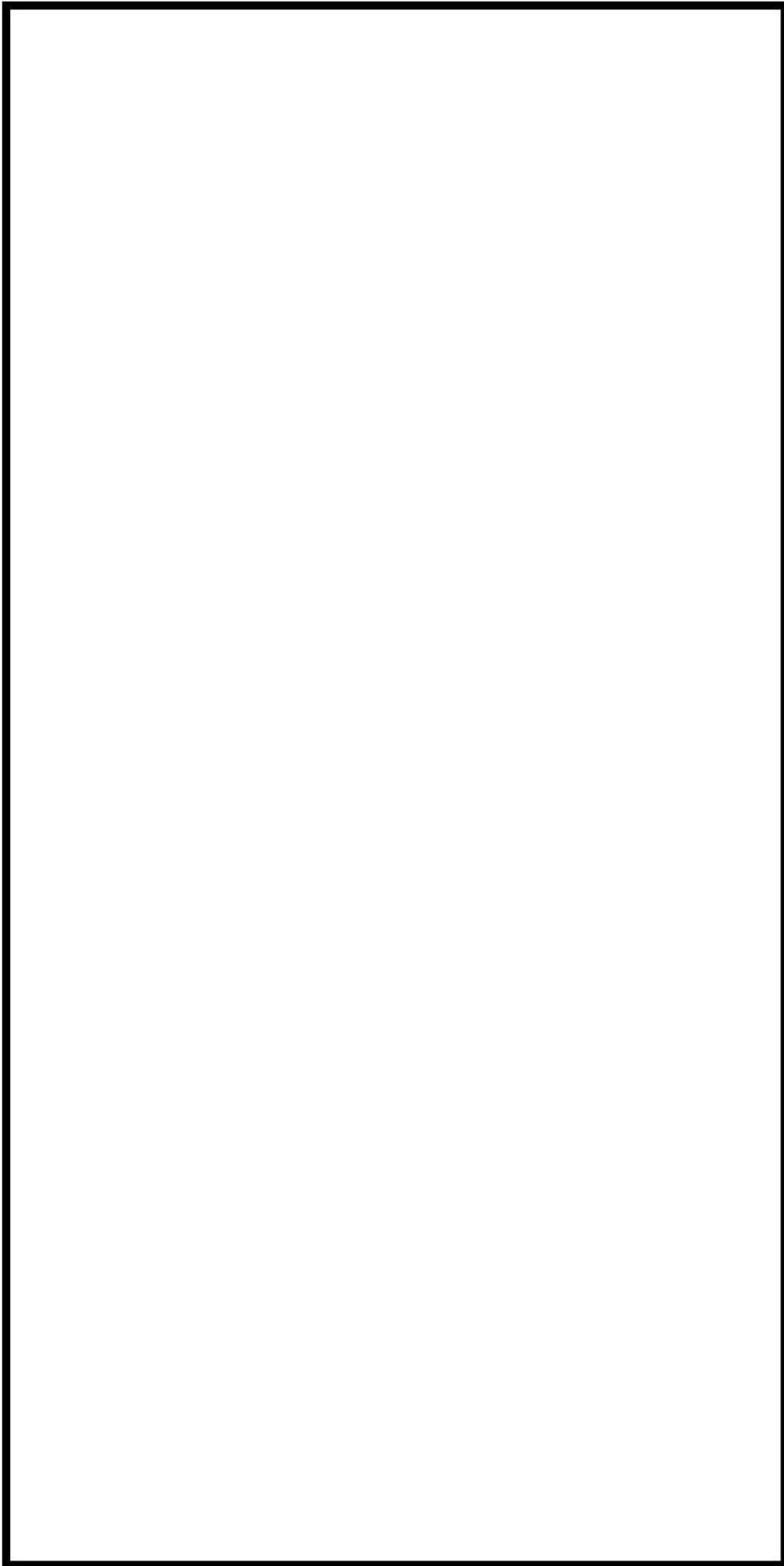
：枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第7-2図 使用済燃料ピットへの注水確保（海水）の作業動線と評価点

：枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

追而



第7-3 図 原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）の作業動線と評価点

：枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙一覧

- 別紙 1. 評価対象作業の選定及び評価点・評価時間設定の考え方について
- 別紙 2. 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 別紙 3. よう素の化学形態の設定について
- 別紙 4. 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について
- 別紙 5. 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 別紙 6. スprayによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 別紙 7. 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 別紙 8. アンユラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について
- 別紙 9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について
- 別紙 10. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

評価対象作業の選定及び評価点・評価時間設定の考え方について

1. 評価対象作業の選定の考え方について

1.1 基本的な考え方

- ・ 事故後、原子炉容器破損以降に参集要員による交替を考慮せず運転員及び災害対策要員の作業の中で、事故後早期に作業（操作）を開始すること、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長いこと等により、被ばくの観点から最も厳しい作業を対象とする。
- ・ 原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できず被ばく線量が大きくなる屋外作業を対象とする。
- ・ 参集要員による対応が可能な作業については、交替を考慮できるため、評価対象とはしない。

1.2 評価対象作業の選定

評価対象作業として、運転員及び災害対策要員の作業の中で基本的な考え方に照らし合わせて作業を選定する。

運転員及び災害対策要員の作業の中で、被ばくの観点で厳しい災害対策要員の実施する屋外作業である「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の作業を対象とする。他の屋外作業は参集要員で対応可能な作業である。災害対策要員等の作業を下表に整理する。

2.評価点・評価時間の設定の考え方について

各作業の動線は複数検討しているが、被ばく線量の観点で最も厳しい動線で評価を行う。

図 2-1 から図 2-3 に示すとおり、現場での作業ステップ毎の動線を考慮して複数の評価点を設定し、直接線及びスカイシャイン線の線量評価では、評価点間の移動時は 3 号炉原子炉格納容器に近い評価点を代表点として用い、評価点位置で作業を実施する場合はその評価点を代表点として用いる。各代表点での評価時間配分については、移動時間及び作業時間を考慮して設定する。

グラウンドシャイン線及びクラウドシャイン線の線量評価では、作業ステップ毎において当該動線上に 3 号炉原子炉格納容器を中心とする各方位での最近接評価点 (⑥, ⑦, ⑧, ⑨) がある場合はこれを代表点として用い、該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に 3 号炉格納容器に近い位置に前後の作業ステップの動線の代表点がある場合はこれを代表点として用いる。これに該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に 3 号機格納容器に近い位置に同一作業内の他の作業ステップの動線上の評価点がある場合はこれを代表点として用い、これにも該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点を代表点として用いる。

また、作業時間は「燃料取替用水ピットへの補給 (海水)」は事故発生後 7.5 時間～11.7 時間の 4 時間 10 分、「使用済燃料ピットへの注水確保 (海水)」事故発生後 14.0 時間～16.8 時間の 2 時間 45 分、及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保 (海水)」は事故発生後 18.0 時間～22.2 時間の 4 時間 10 分として評価する。

追而



図 2-1 作業動線と評価点 (燃料取替用水ピットへの補給 (海水))


 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 2-2 作業動線と評価点（使用済燃料ピットへの通水確保（海水））

 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 2-3 作業動線と評価点（原子炉補機冷却水系統への注水確保（海水））

 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 屋内作業の扱いについて

事故後早期に操作を開始する屋内作業の中で最も長い作業時間は、運転員の作業の「B-アニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給及びダンパ手動開操作」、「B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成・ベンディング・通水・流量調整」及び「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備・起動」の2時間5分である。これらの屋内作業は原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋外作業に比べて被ばく線量率は低くなること、また、被ばく評価対象としている「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」の4時間10分より短いことから、屋外作業である「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の被ばく評価によって代表できていると考えている。

また、1.2項で評価対象作業として選定された屋外作業を実施する災害対策要員は、以下の表に示す屋内作業を実施するが、原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、同一の災害対策要員が屋内外作業を実施しても作業期間中100mSvを下回る。

要員	屋内作業
災害対策要員A	非常用母線受電準備及び受電
災害対策要員B	非常用母線受電準備及び受電、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差し替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置
災害対策要員C	B-アニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給及びダンパ手動開操作、B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成・ベンディング・通水
災害対策要員D	代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差し替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置

4. 災害対策要員について

災害対策要員は、夜間及び休日においても7名が発電所に常駐している。

「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」は災害対策要員3名での作業を想定すると、余剰として災害対策要員4名を確保しており、被ばく線量の状況によっては交替することも可能である。

また、災害対策要員の勤務形態は、通常時から4班2交替のサイクルで運用していることから、比較的長時間が経過した後の屋外作業においては、現実的には発電所構外からの参集要員との交替も可能である。

5. 長期的な作業の扱いについて

長期的な作業として、可搬型大型送水ポンプ車及び代替非常用発電機への燃料補給作業があるが、これらの作業については、参集要員による交替が可能であり、適切な線量管理の下、作業を継続していくことが可能である。

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合、放出時間を用いている。

1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを第 1 表に示す。

第 1 表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス

Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	
	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB'	SBO, no active ESF systems	
	S1DCF	LOCA (3"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (1/2") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第 2 表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。

¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。

第 2 表 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合 (NUREG-1465 Table3. 13)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

- * Values shown are fractions of core inventory.
- ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
- *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- ・ Gap-Release/Early In-Vessel
燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。
- ・ Ex-Vessel/Late In-Vessel
原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAP を用いた泊発電所 3 号炉の解析結果と NUREG-1465 の想定を比較すると、第 3 表のとおりとなる。

第 3 表 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP 解析結果	0～約 19 分	約 19 分～約 1.6 時間
NUREG-1465	0～30 分	30 分 ～ 1.8 時間

炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

NUREG-1465 のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465 のソースターム（以下、「更新ソースターム」という。）を高燃焼度燃料及び MOX 燃料に適用する場合の課題に関し、1999 年に第 461 回 ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRS から、高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRC スタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC 02-202² (2002 年 11 月) にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

(ERI/NRC 02-202 第 4 章)

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度 75 GWd/t、炉心の平均燃焼度 50 GWd/t を対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、添付資料 1 の第 1-1 表及び第 1-2 表に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種について NUREG-1465 と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465 から大きく異なるような数値は提案されていない。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202 では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対しても NUREG-1465 のソースタームを適用できると結論付けている。

なお、米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては、NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 62 GWd/t までの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。

² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS

3.2 Release Fractions¹⁰

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料や MOX 燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011 年 1 月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている (SAND2011-0128³)。

高燃焼度燃料及び MOX 燃料の放出割合は、添付資料 1 の第 1-3 表及び第 1-4 表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用について否定されるものではないと考える。第 4 表にそれらのデータを整理する。

第 4 表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)*	ERI/NRC 02-202 (MOX 燃料)*	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX 燃料)
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
Cs 類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが Regulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202 及び Sandia Report に示されている。

泊発電所 3 号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で 55 GWd/t, MOX 燃料で 45 GWd/t であることから、ERI/NRC 02-202 における適用範囲, 燃料集合体の最高燃焼度 75 GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲, 燃料集合体最高燃焼度 59 GWd/t と比較し適用の範囲内にある。また、泊発電所 3 号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で 61 GWd/t, MOX 燃料で 53 GWd/t であり、Regulatory Guide 1.183 に示される適用範囲, 燃料棒最高燃焼度 62 GWd/t の範囲内にある。こ

³ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

のため、泊発電所3号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX 燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国 NRC にオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465 の数値を用いた。

2. 今回の評価モデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について

2.1 原子炉格納容器外への放出割合について

「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果と MAAP 解析での評価結果についての比較を第 5 表に、また、比較方法を第 6 表に示す。

今回の評価では、NUREG-1465 に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

一方、MAAP コードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

炉心から原子炉格納容器内への放出割合については、今回の評価結果を MAAP コードによる評価結果と比較すると、数値が小さい核種もあり、すべての核種に対しては保守的ではない。しかし、放出放射能評価に直接寄与する原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価結果を MAAP コードによる評価結果と比較すると、数値が大きくなっており、保守的な結果となっている。これは、MAAP コードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。

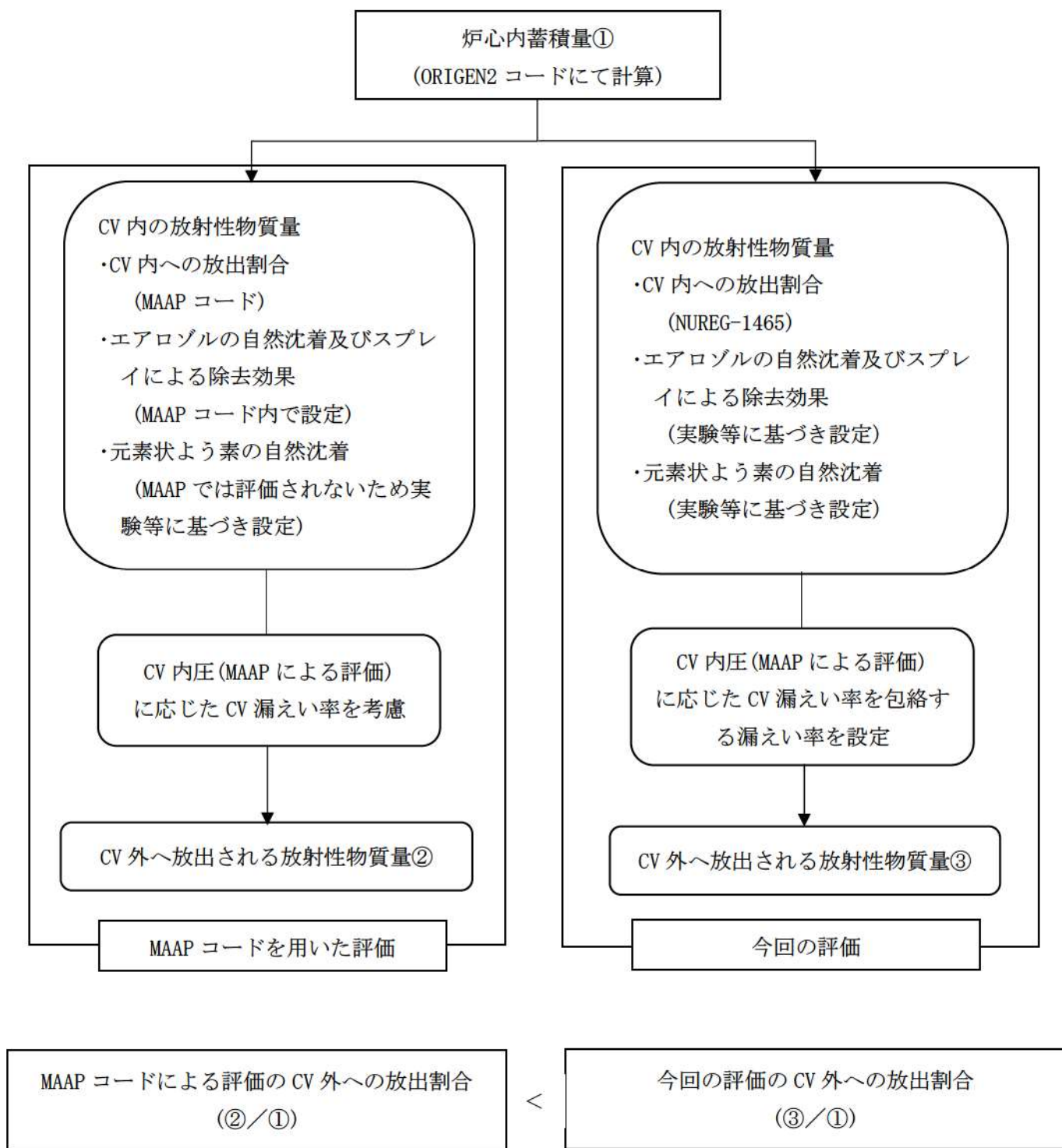
第5表 MAAP コードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較

核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP 解析*2
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs 類	約 2.0×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}
Te 類	約 8.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 6.9×10^{-7}
Ru 類	約 1.3×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
Ce 類	約 1.4×10^{-6}	約 4.7×10^{-8}
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 7.4×10^{-9}

*1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

*2 Cs のように複数の化学形態 (CsI, CsOH グループ) を有する核種については、Cs の炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

第6表 MAAPコードによる放出量と本評価による放出量の比較方法



2.2 原子炉格納容器内の線源強度等について

MAAP 解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮蔽、2次遮蔽等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。

一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮蔽のみを考慮したモデルとしている。

MAAP 解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。

直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP 解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第7表に示す。

第7表 原子炉格納容器内の線源強度における
本評価で用いたモデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較

項目	本評価で用いたモデル	MAAP 解析
線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{24}	約 2.5×10^{24}

第7表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。更に本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。

2.1 及び 2.2 より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP 解析での評価と比較して保守的に評価できる。

第 1-1 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)^a

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; ^{note 4} (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group) ⁵	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

^a Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HI/VI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

⁵ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

第 1-2 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (MOX 燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment¹

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) ¹	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR ² (0.95)	0.02; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE ³ , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE, NE, NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE, NE, NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; NE; 0
Pu, Zr	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.001	NE, NE, NE; 0.001; 0.001	NE, NE, NE; NE; 0
Np	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.02	NE, NE, NE; NE; 0
Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE, NE, NE, NE; 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; NE; 0 (0)

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

第1-3表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.94 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (5x10 ⁻⁷)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-

第1-4表 SAND2011-0128における格納容器への放出（MOX燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻⁵ (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁴ (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁷ (0.0002)	3 x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁷ (0.0005)	5 x10⁻⁴ (0.005)	-

各核種グループの内訳について

NUREG-1465 の高燃焼度燃料及び MOX 燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。

環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算値を第 2-1 表に、ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値を第 2-2 表に示す。MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。

第 2-1 表 環境に放出される放射性物質の
各核種グループの内訳 (I-131 等価量換算)

核種グループ	放出放射エネルギー ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 0.0×10^0	0
よう素類	約 8.2×10^{13}	55
Cs 類	約 1.7×10^{13}	12
Te 類	約 3.8×10^{12}	3
Ba 類	約 6.1×10^{12}	4
Ru 類	約 5.9×10^{11}	<1
Ce 類	約 2.2×10^{13}	15
La 類	約 1.7×10^{13}	12
合計	約 1.5×10^{14}	100

(注 1) 7 日間積算放出量

(注 2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

第 2-2 表 環境に放出される放射性物質の
各核種グループの内訳 (γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)

核種グループ	放出放射エネルギー ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 8.7×10^{15}	91
よう素類	約 6.7×10^{14}	7
Cs 類	約 1.7×10^{14}	2
Te 類	約 3.1×10^{13}	<1
Ba 類	約 1.7×10^{13}	<1
Ru 類	約 9.9×10^{11}	<1
Ce 類	約 1.1×10^{12}	<1
La 類	約 2.9×10^{12}	<1
合計	約 9.5×10^{15}	100

(注 1) 7 日間積算放出量

(注 2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

よう素の化学形態の設定について

本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合として R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いた NUREG-1465 にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相の pH が 7 以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は 5 % を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の 3 % (0.15 %) を超えない (95 % が粒子状))。

本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH 調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は CV 内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。

NUREG-1465 では、よう素の化学形態毎の存在割合に関して pH < 7 の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合に係る知見として、pH の低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故時のよう素の化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。

pH 調整がなされている場合の結果を第 1 表、pH 調整がなされない場合の結果を第 2 表に示す。PWR でドライ型格納容器を持つ Surry の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I⁻ となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。

第1表 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第2表 重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、重大事故時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Surry の評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R. G. 1. 195 のよう素の化学形態毎の存在割合（第3表参照）を用いることとした。

第3表 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

	NUREG-1465	R. G. 1. 195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について

原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。

数値の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を λ_d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$$

ρ : 原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)

λ_d : 自然沈着率 (1/s)

これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$$

なお、NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載（CSE A6 実験）より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻 0 分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻 30 分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」としており、これらの数値を上式に代入することで、元素状よう素の自然沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s) を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が 1/200 になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素が DF(除染係数)=200 に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から 11.8 時間）となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質量が放出された放射性物質量の数 100 分の 1 程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内元素状よう素の時間変化を次に示す。この中で元素状よう素の初期濃度は $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となっており、泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器に浮遊するよう素の濃度と同程度である。

参考：BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"

注：本実験では、スプレー添加物としてアルカリ(NaOH)が用いられているが、沈着速度算出にはスプレーが降る前の濃度の値を用いているため、スプレー添加物の影響を受けない。

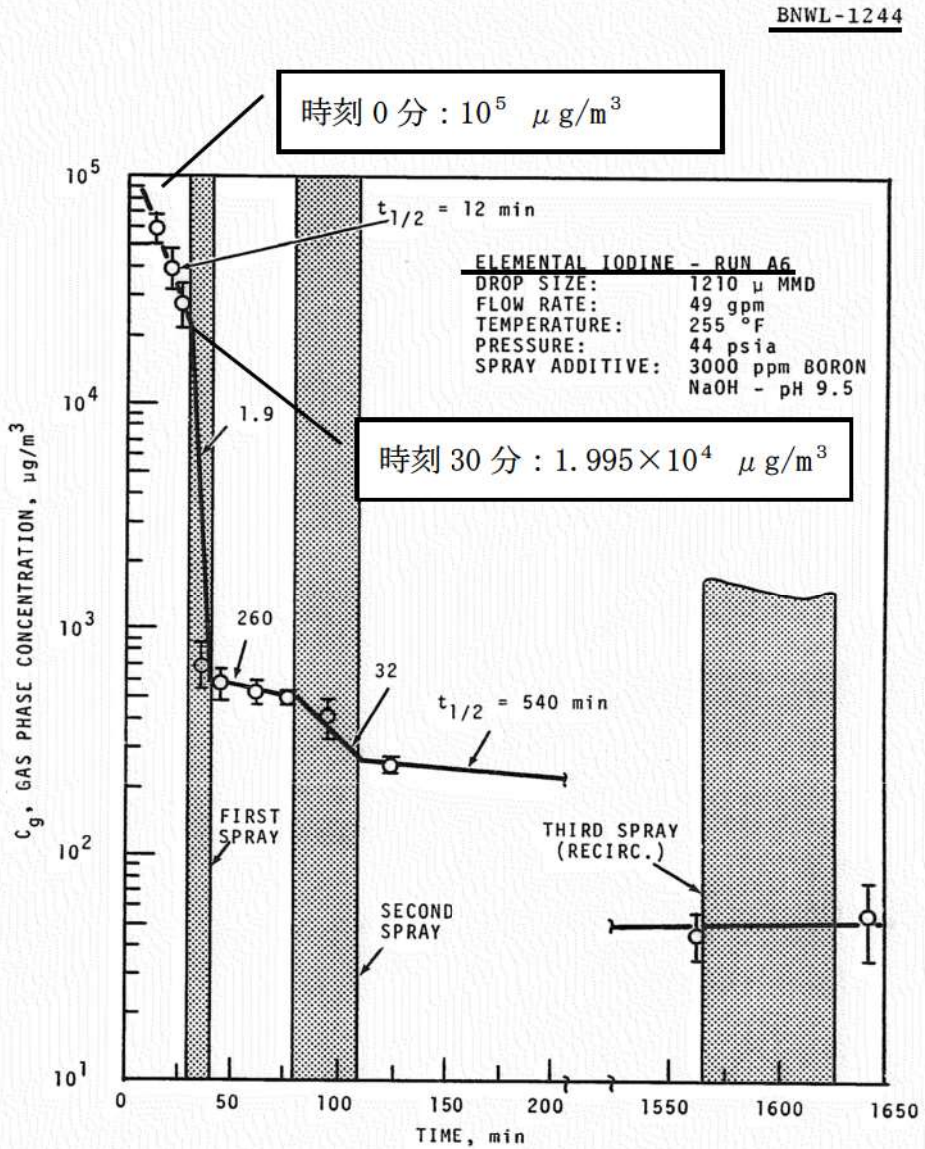


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

CSE 実験の適用性について

CSE 実験の条件と泊発電所 3 号炉の比較について第 1 表にまとめる。また、NUPEC の報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のような素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水による CV 内壁等への濡れはない。これは、CV 内壁等の濡れによるような素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。

第 1 表 CSE 実験条件と泊発電所 3 号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			泊発電所 3 号炉 解析結果
	A-6 ⁽¹⁾ ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.335* ²
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 138* ³
スプレイ	間欠的に有り* ¹	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)

(1)R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

(2)R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays”, BNWL-1244

(3)R. K. Hilliard and L. F. Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457

* 1 : 自然沈着速度の算出には第 1 回目のスプレイが降る前の格納容器内
よう素濃度の値を用いている。

* 2 : 格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値

* 3 : 格納容器過温破損防止シーケンスの解析値

自然沈着のみのケース (A-5, A-11) の容器内気相部濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレーあり (A-6) の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より 1/200 以上低下した後に沈着が緩やかになること (カットオフ) が認められる。

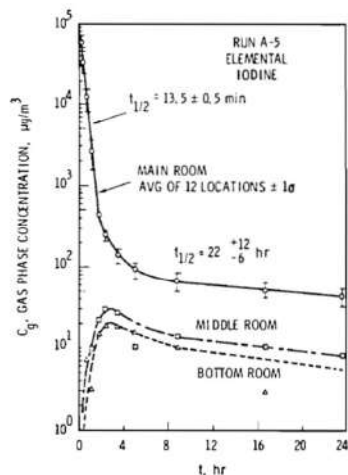


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

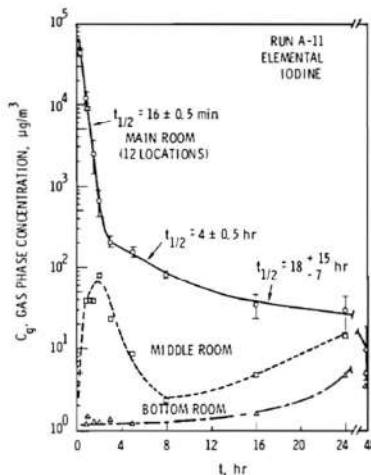


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE 実験における沈着の等価半減期

	A-6 ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾
初期	12分	13.5分	16分
カットオフ後 (ノミナル値)	540分(9時間)*4	22時間	18時間
カットオフ後 (誤差込)	—— (記載なし)	34時間	33時間

*4 : スプレーが行われた後の値

後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。

これより、カットオフ後の沈着速度はCV外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。

第3表 感度解析条件

	ベース条件	感度解析
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)	同左
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)

第4表 感度解析結果

	ベース条件	感度解析
よう素の CV 外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ※	$3.7E-4$ (1.03) ※

※ カッコ内はベース条件に対する割合

今回の評価では、CSE 実験における実験開始後 30 分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE 実験において、DF=200 に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。

CV 内の自然沈着率を設定した根拠としている A-6 試験については、スプレーされることでスプレーによる除去効果があるため、初期濃度に対して DF=200 に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。

また、スプレーされない試験の結果として、同じく CSE の試験結果 (A-5, A-11 試験) を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5 試験及び A-11 試験の CV 内のよう素濃度は DF=200 付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200 まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考ええる。

なお、仮に A-5 試験及び A-11 試験のうち等価半減期の長い A-11 試験の結果から得られる等価半減期 16 分を用いてよう素の CV 外への放出割合について算出した結果を第5表に示す。評価結果は第5表に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状の A-6 試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいと言える。

第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のCV外への放出割合

	申請ケース	感度解析①	感度解析②
等価半減期（初期）	12分	同左	16分 ^{※1}
等価半減期（DF=200 到達後）	同上	40時間 ^{※2}	同左
よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	約3.7E-04
申請ケースに対する比	1.00	1.03	1.04

※1：A-11試験の結果より設定した値

※2：A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値

また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。

そこで、CSEの試験体系と泊発電所3号炉の比表面積について第6表に示す。

第6表に示すとおり、CSE試験体系と泊発電所3号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は泊発電所3号炉に適用可能である。

第6表 CSE試験と泊発電所3号炉の比表面積の比較

	CSE試験体系	泊発電所3号炉
体積(m ³)	約600	約65,500
表面積(m ²)	約570	約69,000
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.05

(参考) CSE 試験体系

TABLE I
Physical Conditions Common to All Spray Experiments

Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³
Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m
Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²
Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²
Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³
Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²
Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³
Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²
Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³
Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a	
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b	

^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carboline Co., St. Louis, Missouri.

^b $k = 0.027 \text{ Btu}/(\text{h ft}^2) (\text{° F}/\text{ft})$ at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.