

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
②	よう素除去薬品タンク注入Bライン止め弁後弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
③	B-余熱除去ポンプRWS P側入口弁	全閉確認	中央制御室	操作器操作	交流電源
④	B-余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑤	B-高压注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁	全閉確認	中央制御室	操作器操作	交流電源
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	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	—
⑦	B-格納容器スプレイポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源

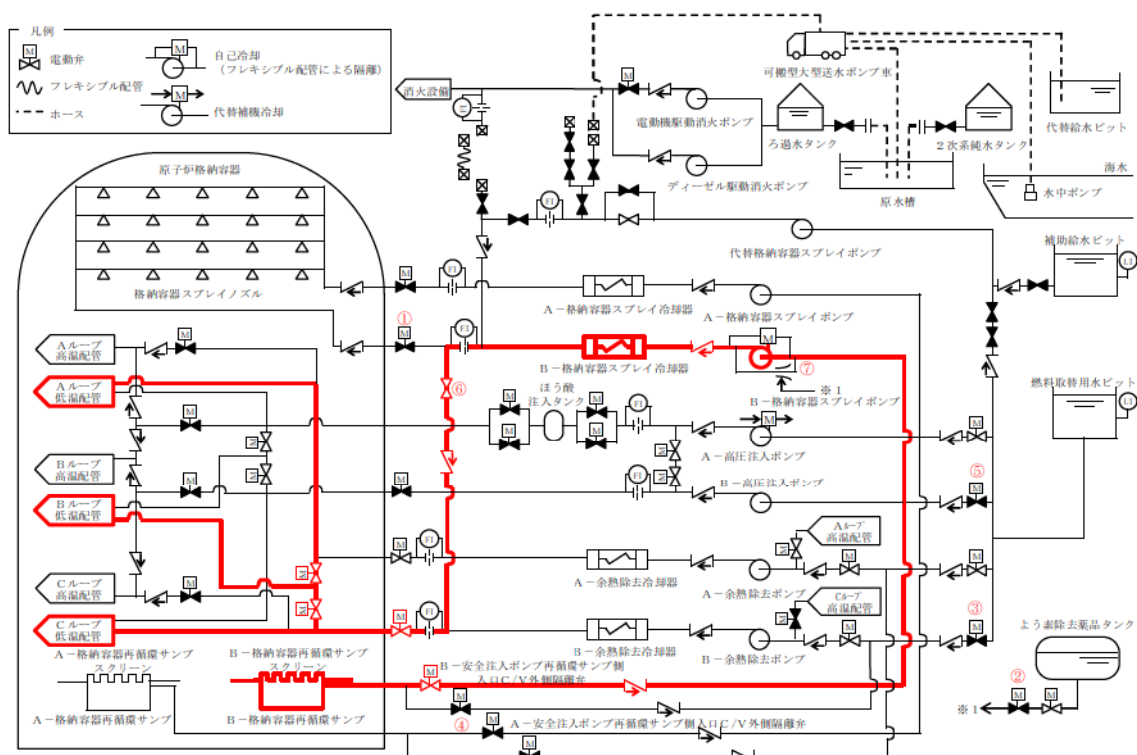


図 47-4-9 代替再循環運転 (B-格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転)

【1次冷却材喪失事象が発生している場合 フロントライン系機能喪失時】

【運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時】

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-高压注入ポンプ	起動→停止	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
②	B-高压注入ポンプ	起動→停止	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源
③	A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V 外側隔離弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
④	B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V 外側隔離弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑤	A-高压注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
⑥	B-高压注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源
⑦	A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V 外側隔離弁	全閉確認	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
⑧	B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V 外側隔離弁	全閉確認	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源
⑨	A-高压注入ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
⑩	B-高压注入ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源

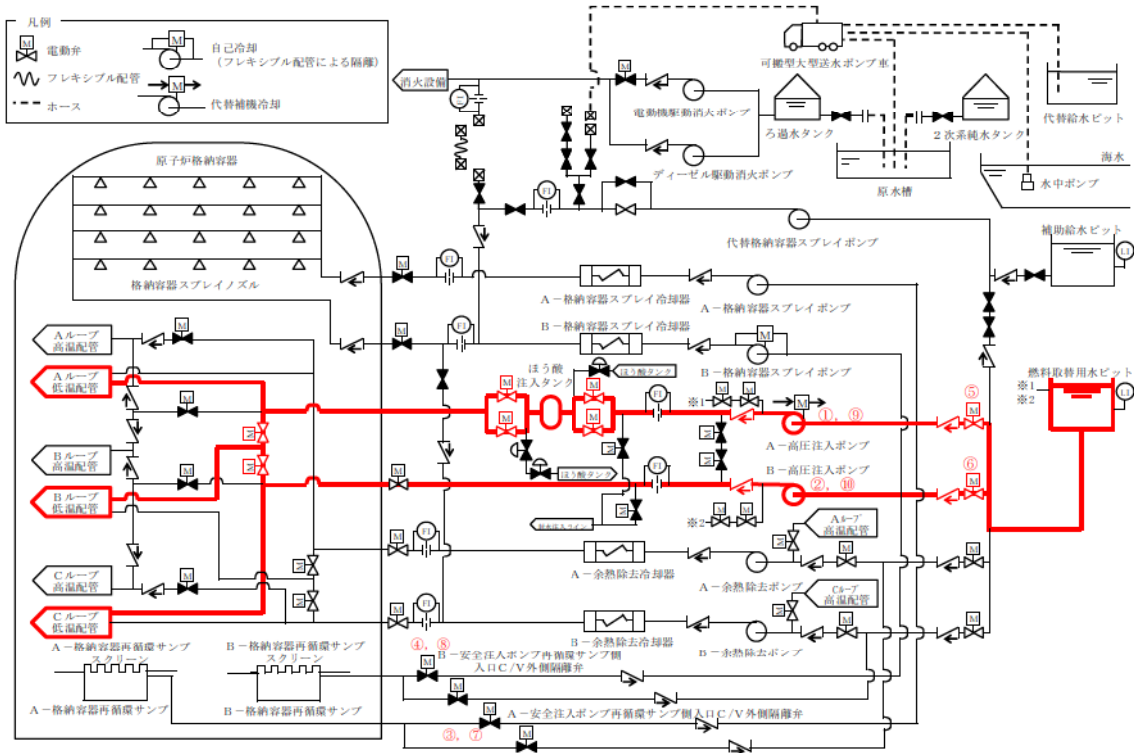


図 47-4-10 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に用いる設備  
(高压注入ポンプによる炉心注水)

【1次冷却材喪失事象が発生している場合 フロントライン系機能喪失時】

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁A	全開確認	中央制御室	操作器操作	交流電源
②	充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁B	全開確認	中央制御室	操作器操作	交流電源
③	体積制御タンク出口第1止め弁	全閉確認	中央制御室	操作器操作	交流電源
④	体積制御タンク出口第2止め弁	全閉確認	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑤	充てんライン流量制御弁	調整開→全閉	中央制御室	操作器操作	制御用空気
⑥	充てんラインC/V外側止め弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑦	充てんラインC/V外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑧	充てんライン流量制御弁	全閉→調整開	中央制御室	操作器操作	制御用空気
⑨	A-充てんポンプ	起動→停止	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑩	B-充てんポンプ	起動→停止	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑪	C-充てんポンプ	起動→停止	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑫	A-高圧注入ポンプ	起動→停止	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑬	B-高圧注入ポンプ	起動→停止	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑭	A-余熱除去ポンプ	起動→停止	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑮	B-余熱除去ポンプ	起動→停止	中央制御室	操作器操作	交流電源

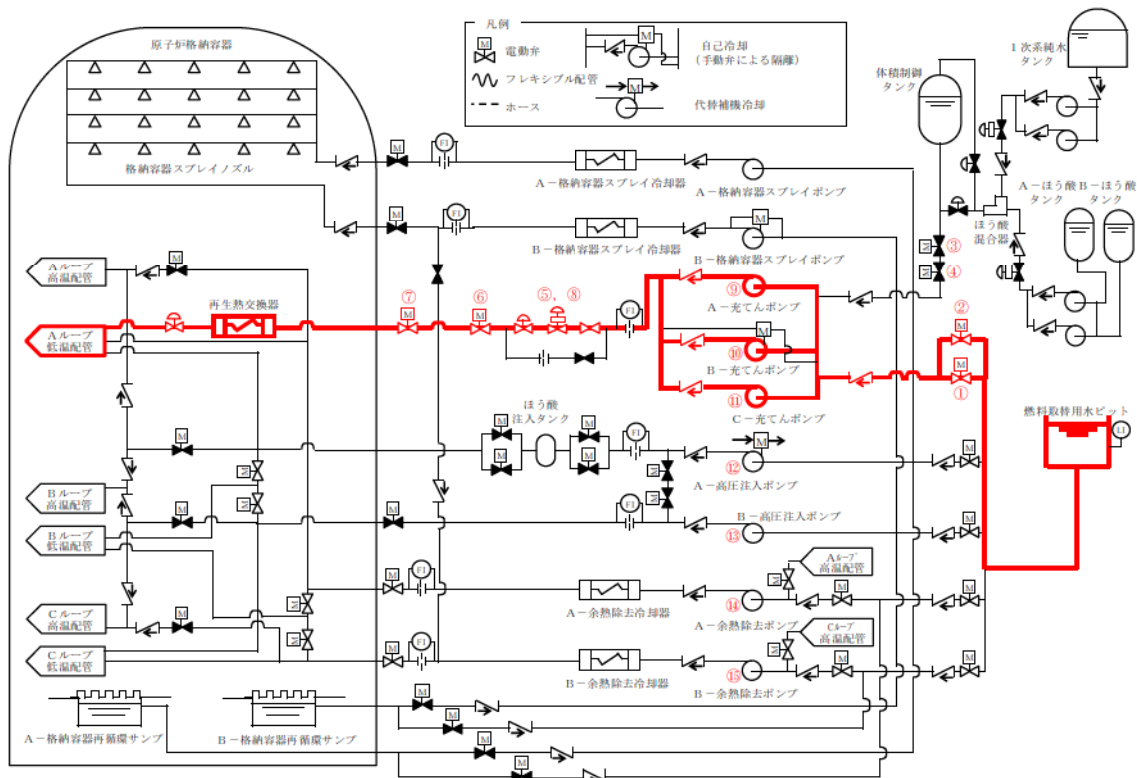


図 47-4-11 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に用いる設備  
(充てんポンプによる炉心注水)

【1次冷却材喪失事象が発生している場合 フロントライン系機能喪失時】

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-高压注入ポンプ第1ミニフロー弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
②	A-高压注入ポンプ第2ミニフロー弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
③	A-高压注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
④	A-高压注入ポンプ出口C/V外側連絡弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑤	A-高压注入ポンプ封水注入ライン止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑥	B-高压注入ポンプ出口C/V内側連絡弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑦	A-安全注入ポンプ再循環サンブ側入口C/V外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑧	ほう酸注入タンク入口弁A	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑨	ほう酸注入タンク入口弁B	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑩	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁A	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑪	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁B	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑫	A-高压注入ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑬	B-高压注入ポンプ出口C/V内側連絡弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源

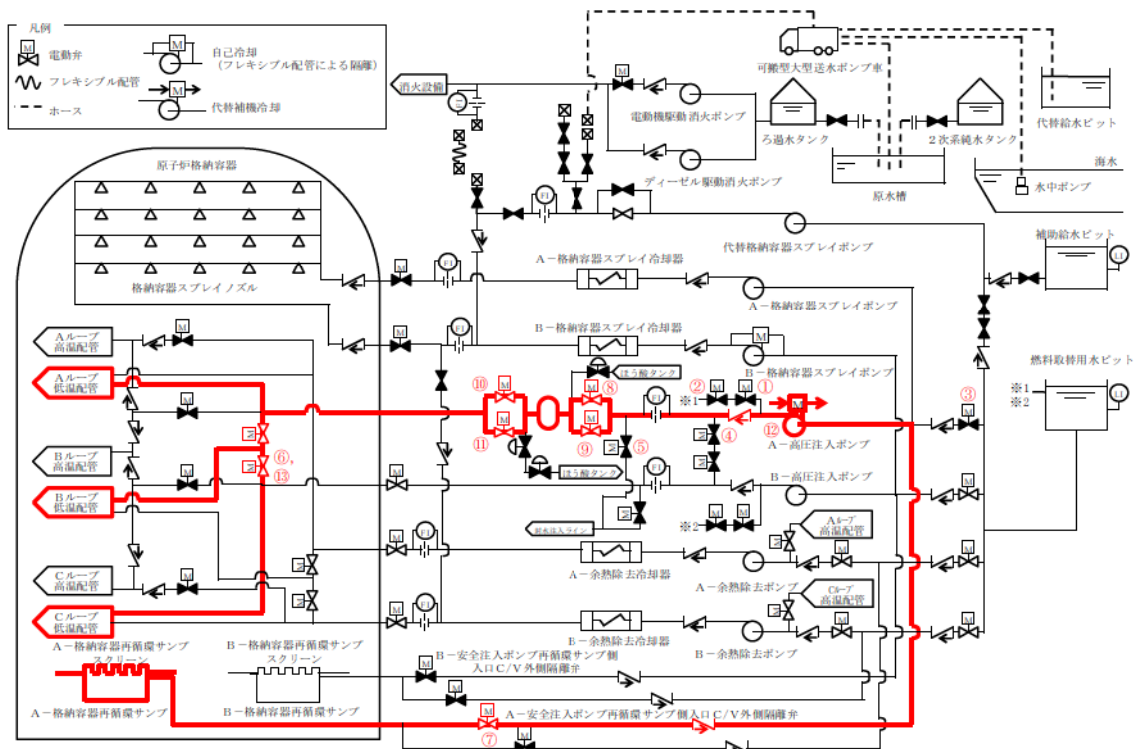


図 47-4-12 代替再循環運転（A-高压注入ポンプ（海水冷却）による高压再循環運転）

【1次冷却材喪失事象が発生している場合 サポート系機能喪失時】

【運転停止中の場合 サポート系機能喪失時】



No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	原子炉格納容器スプレイ作動 (1-1) 及び (1-2)	中立→作動	中央制御室	スイッチ操作	うち1台使用
②	原子炉格納容器スプレイ作動 (2-1) 及び (2-2)	中立→作動	中央制御室	スイッチ操作	
③	A-格納容器スプレイポンプ	停止→起動	中央制御室	連動	交流電源
④	B-格納容器スプレイポンプ	停止→起動	中央制御室	連動	交流電源
⑤	A-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	連動	交流電源
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	中央制御室	連動	交流電源

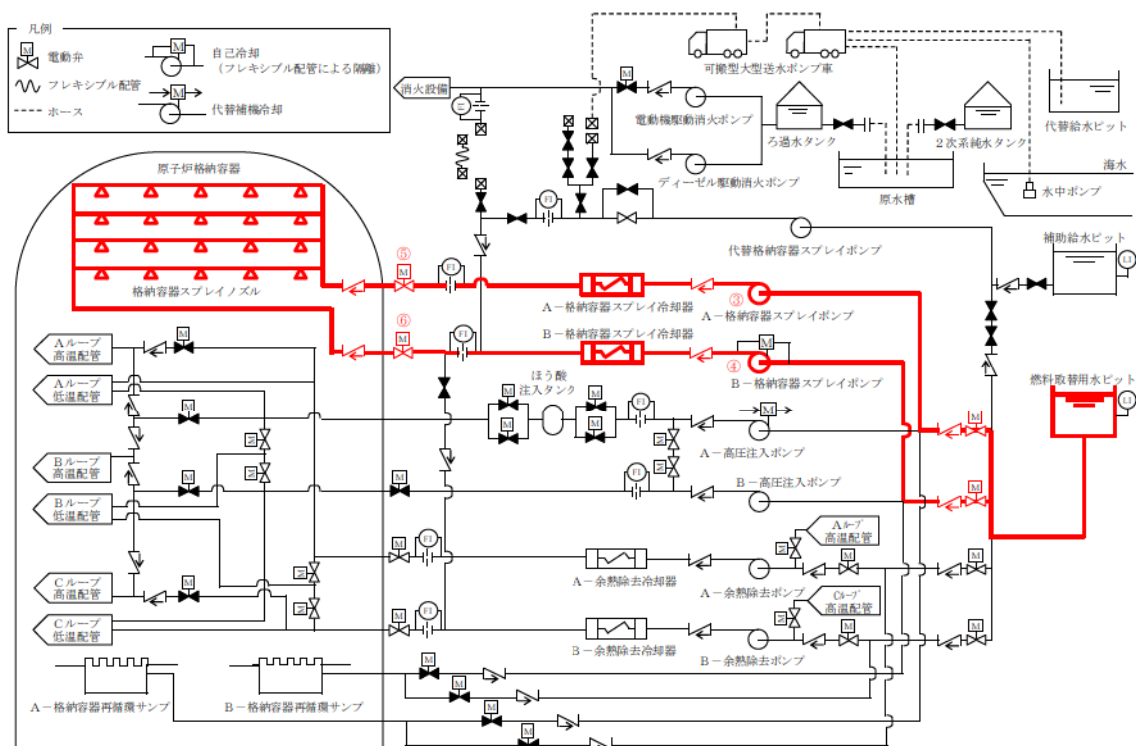


図 47-4-13 1次冷却材喪失事象が発生し溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備 (格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ)

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	SA用代替電源受電 (6-EGA)	切→入	原子炉補助建屋 10.3m	接続操作	A母線受電の場合
②	SA用代替電源受電 (6-EGB)	切→入	原子炉補助建屋 10.3m	接続操作	B母線受電の場合
③	代替格納容器スプレイポンプ入口第1止め弁	全閉→全開	原子炉建屋 24.8m	手動操作	—
④	代替格納容器スプレイポンプ入口第2止め弁	全閉→全開	原子炉建屋 24.8m	手動操作	—
⑤	A-燃料取替用水ポンプ出口バント弁	全閉→調整開 →全閉	原子炉建屋 24.8m	手動操作	系統水張り
⑥	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	原子炉補助建屋 10.3m	手動操作	—
⑦	ホース	ホース接続	原子炉建屋 10.3m	接続操作	—
⑧	代替格納容器スプレイポンプ出口バント元弁	全閉→調整開 →全閉	原子炉建屋 10.3m	手動操作	系統水張り
⑨	代替格納容器スプレイポンプ出口バント弁	全閉→調整開 →全閉	原子炉建屋 10.3m	手動操作	系統水張り
⑩	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	原子炉建屋 10.3m	手動操作	—
⑪	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	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑫	代替格納容器スプレイポンプ	停止→起動	原子炉建屋 10.3m	スイッチ操作	交流電源

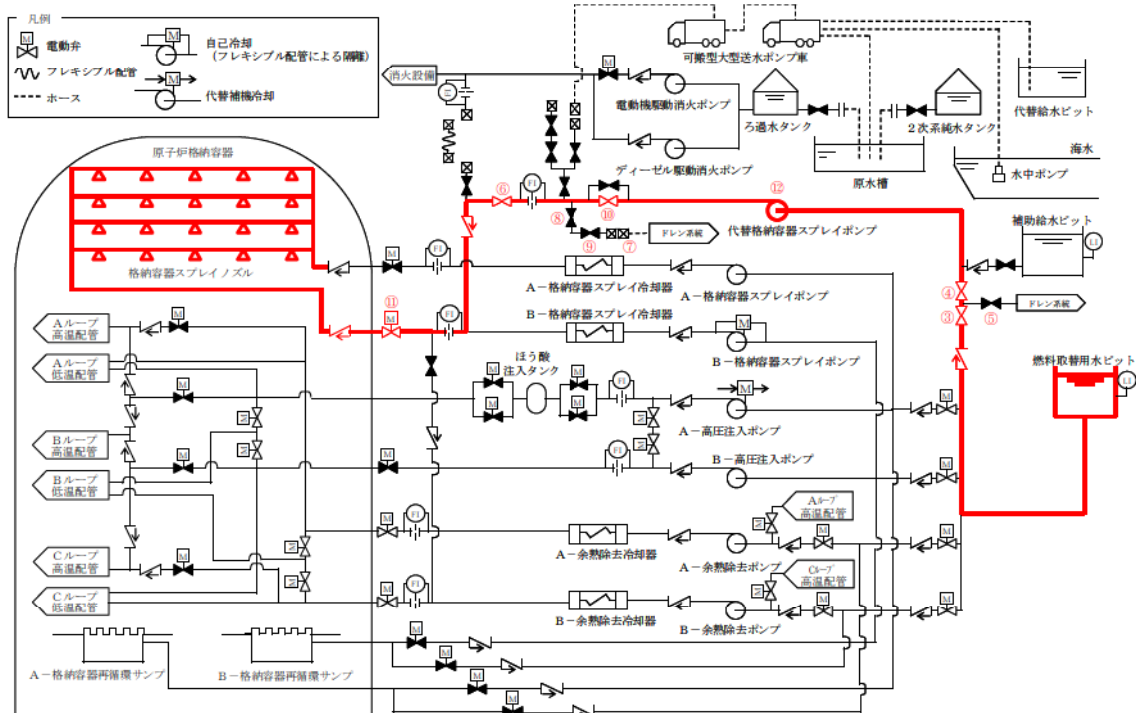


図 47-4-14 1次冷却材喪失事象が発生し溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備 (代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ)

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-電動補助給水ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源
②	B-電動補助給水ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源
③	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁A	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	直流電源
④	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁B	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	直流電源
⑤	タービン動補助給水ポンプ	停止→起動	中央制御室	連動	—
⑥	A-補助給水ポンプ出口流量調節弁	調整開	中央制御室	操作器操作	直流電源
⑦	B-補助給水ポンプ出口流量調節弁	調整開	中央制御室	操作器操作	直流電源
⑧	C-補助給水ポンプ出口流量調節弁	調整開	中央制御室	操作器操作	直流電源

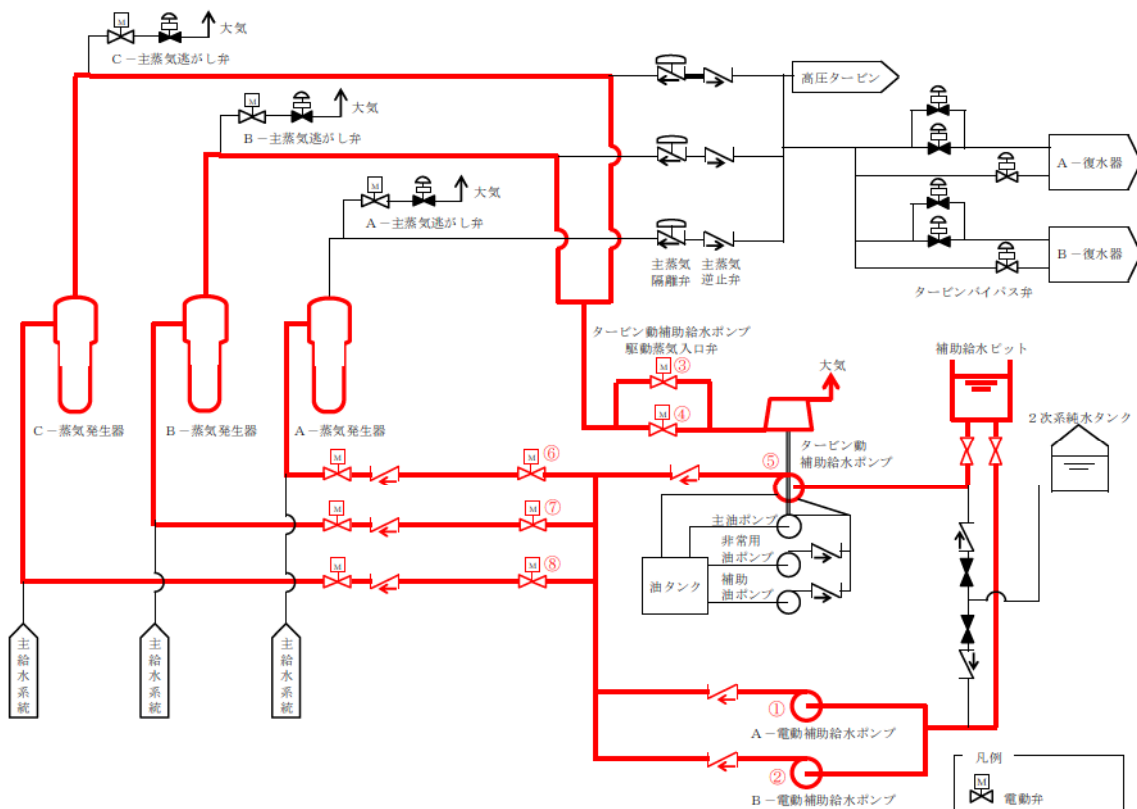


図 47-4-15 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水）

【1 次冷却材喪失事象が発生していない場合 フロントライン系機能喪失時，サポート系機能喪失時】

【運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時，サポート系機能喪失時】

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	直流電源制御用空気
②	B-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	直流電源制御用空気
③	C-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	直流電源制御用空気

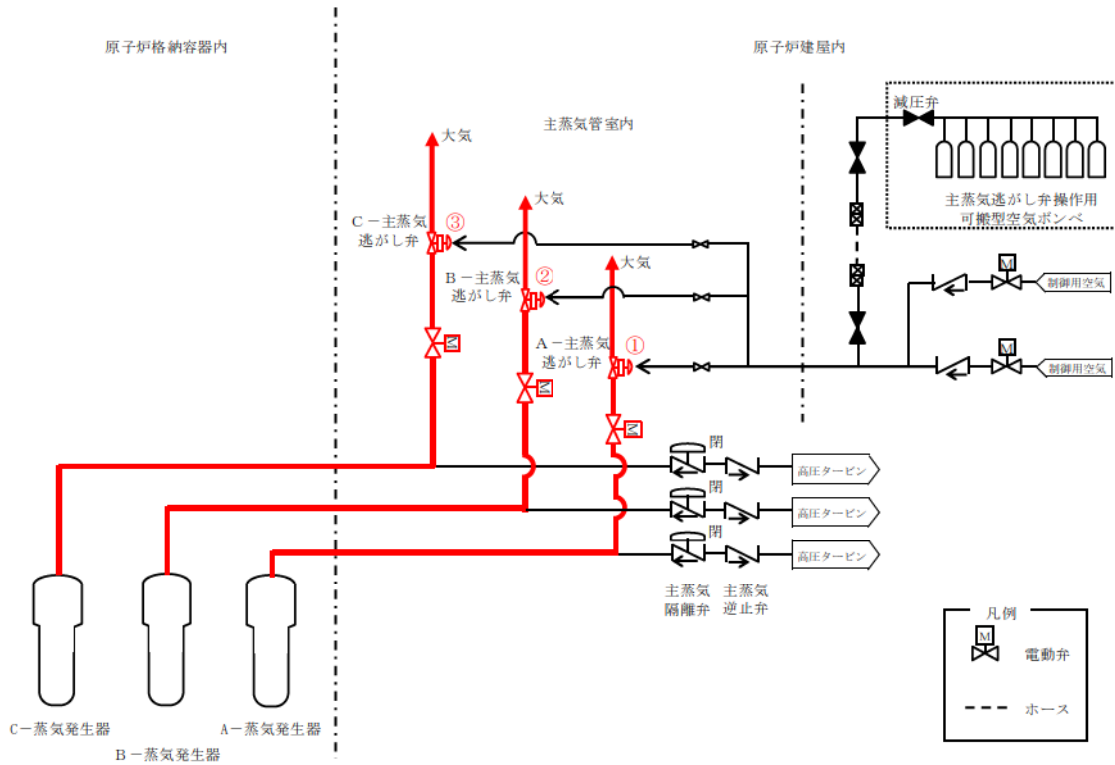


図 47-4-16 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（主蒸気逃がし弁による蒸気放出）

【1 次冷却材喪失事象が発生していない場合 フロントライン系機能喪失時】

【運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時】



No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	原子炉建屋 33.1m	手動操作	—
②	B-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	原子炉建屋 33.1m	手動操作	—
③	C-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	原子炉建屋 33.1m	手動操作	—
④	A-補助給水ポンプ出口流量調節弁	流量調整	原子炉建屋 10.3m 中間	手動操作	—
⑤	B-補助給水ポンプ出口流量調節弁	流量調整	原子炉建屋 10.3m 中間	手動操作	—
⑥	C-補助給水ポンプ出口流量調節弁	流量調整	原子炉建屋 10.3m 中間	手動操作	—

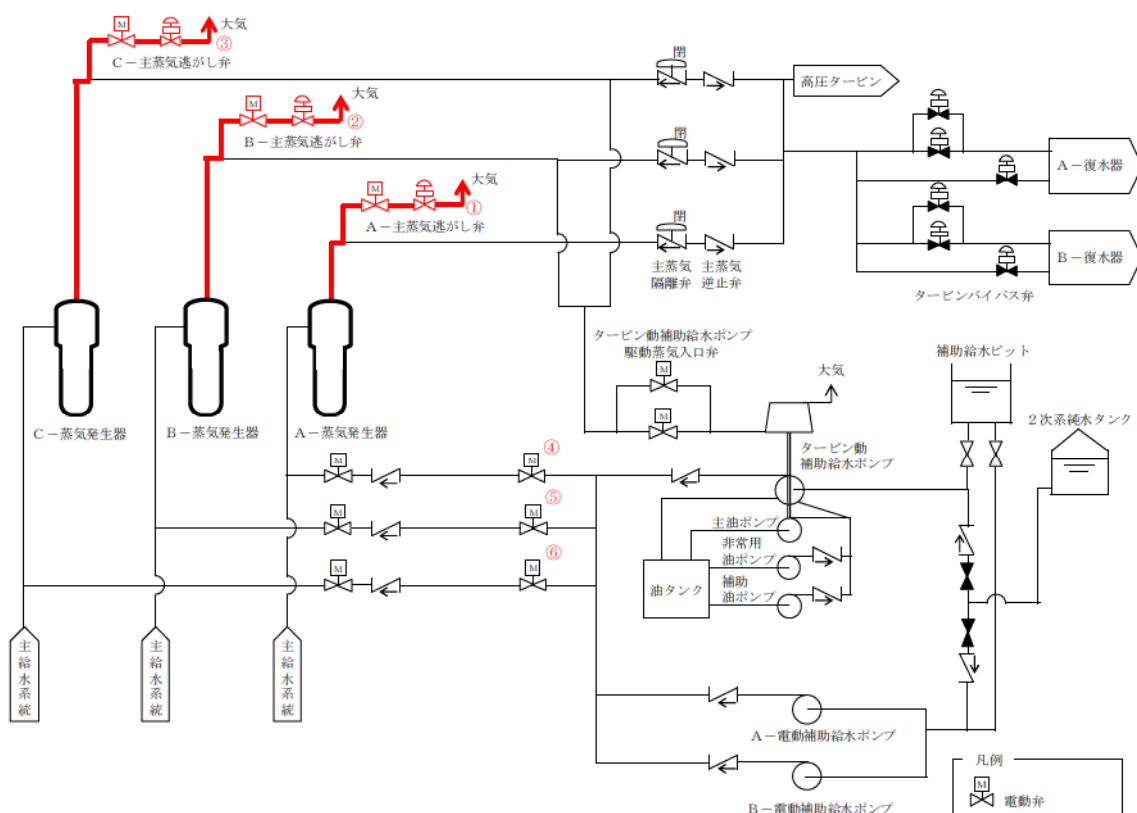


図 47-4-17 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復）

【1 次冷却材喪失事象が発生していない場合 サポート系機能喪失時】

【運転停止中の場合 サポート系機能喪失時】

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁A	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
②	充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁B	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
③	体積制御タンク出口第1止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
④	体積制御タンク出口第2止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑤	充てんライン流量制御弁	調整開→全閉	中央制御室	操作器操作	制御用空気
⑥	充てんラインC/V外側止め弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑦	充てんラインC/V外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑧	A-充てんポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	うち1台使用 交流電源
⑨	B-充てんポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	
⑩	C-充てんポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	
⑪	充てんライン流量制御弁	全閉→調整開	中央制御室	操作器操作	制御用空気

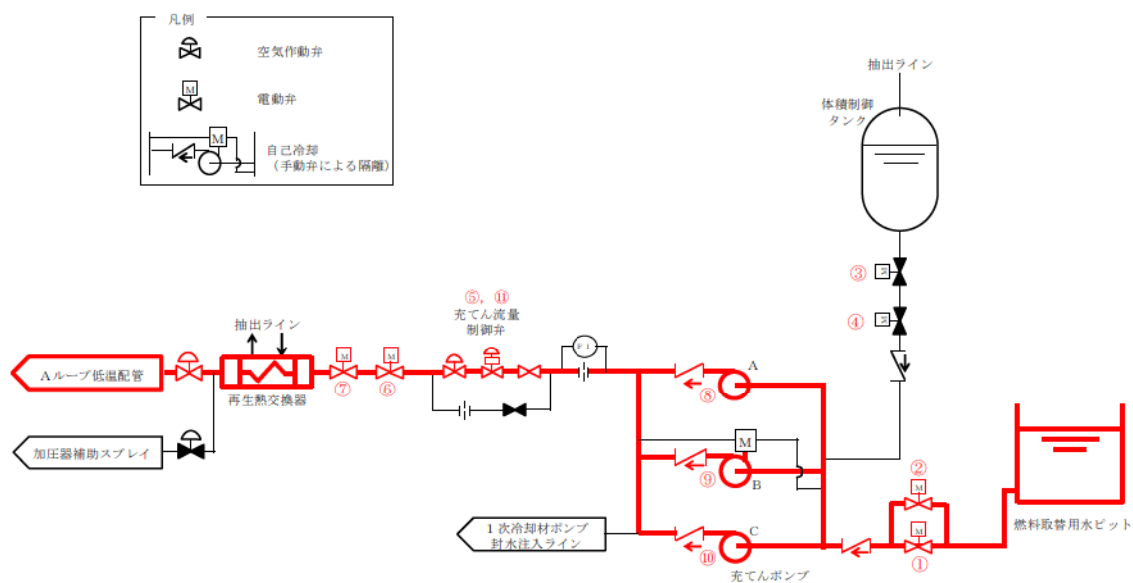


図 47-4-18 充てんポンプによる炉心注水  
【運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時】

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ほう酸注入タンク循環ライン入口止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	直流電源 制御用空気
②	ほう酸注入タンク循環ライン出口第1止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	直流電源 制御用空気
③	ほう酸注入タンク循環ライン出口第2止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	直流電源 制御用空気
④	ほう酸注入タンク入口弁A	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑤	ほう酸注入タンク入口弁B	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑥	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁A	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑦	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁B	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑧	A-高压注入ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	うち1台使用
⑨	B-高压注入ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源

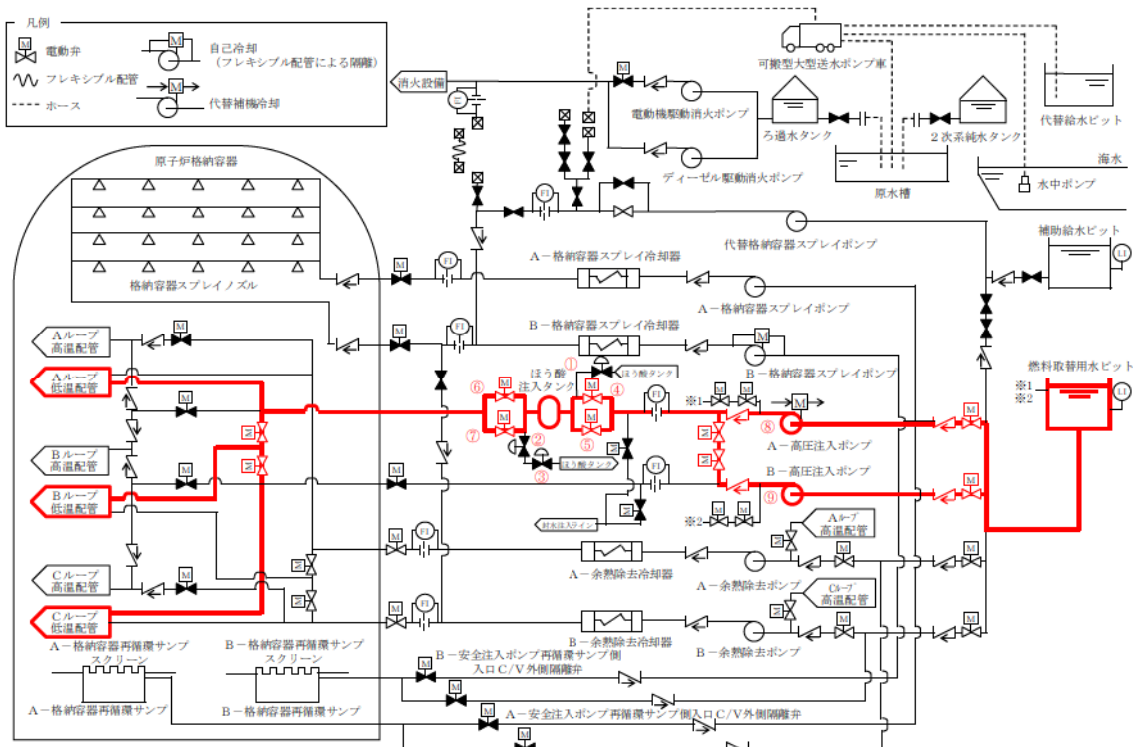


図 47-4-19 高压注入ポンプによる炉心注水  
【運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時】

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	ほう酸注入タンク循環ライン入口止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	直流電源 制御用空気
②	ほう酸注入タンク循環ライン出口第1止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	直流電源 制御用空気
③	ほう酸注入タンク循環ライン出口第2止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	直流電源 制御用空気
④	A-高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
⑤	B-高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源
⑥	A-高圧注入ポンプ第1ミニフロー弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
⑦	B-高圧注入ポンプ第2ミニフロー弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源
⑧	A-高圧注入ポンプ第2ミニフロー弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
⑨	B-高圧注入ポンプ第2ミニフロー弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源
⑩	A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
⑪	B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源
⑫	ほう酸注入タンク入口弁A	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
⑬	ほう酸注入タンク入口弁B	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源
⑭	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁A	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
⑮	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁B	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源
⑯	A-高圧注入ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	A系使用時 交流電源
⑰	B-高圧注入ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	B系使用時 交流電源



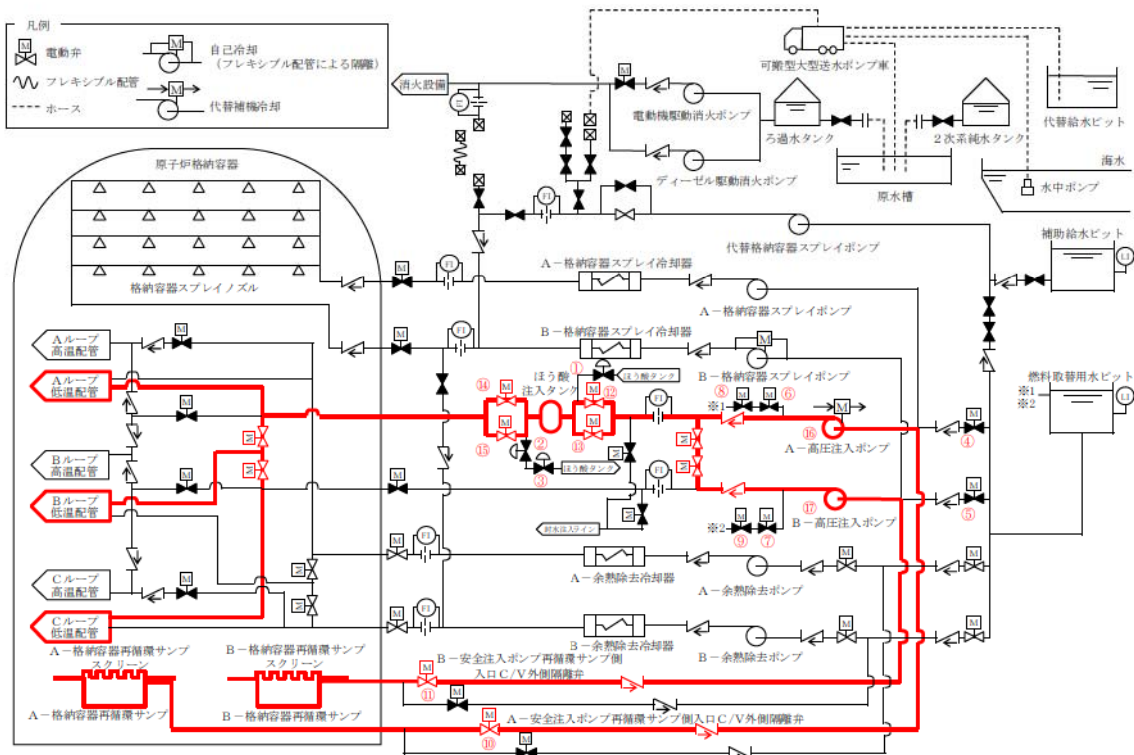


図 47-4-20 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転  
【運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時】

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-高压注入ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	うち1台使用
②	B-高压注入ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源

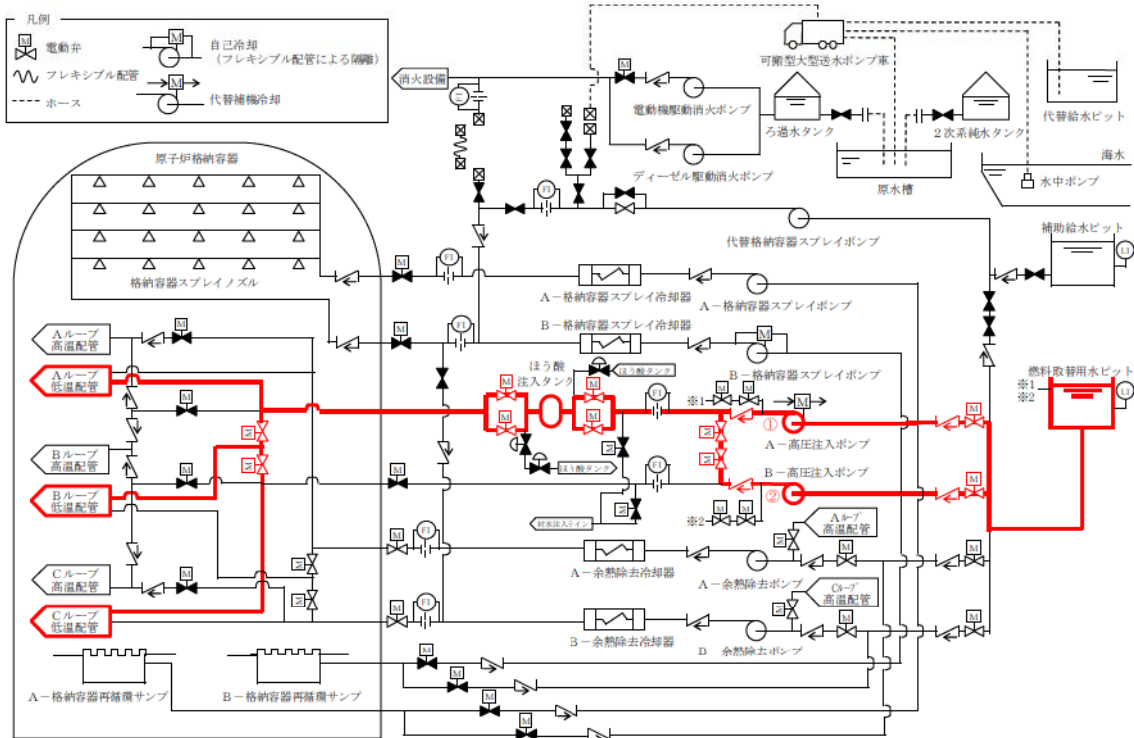


図 47-4-21 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止に用いる設備（高压注入ポンプによる炉心注水）

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-余熱除去ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	うち1台使用
②	B-余熱除去ポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源

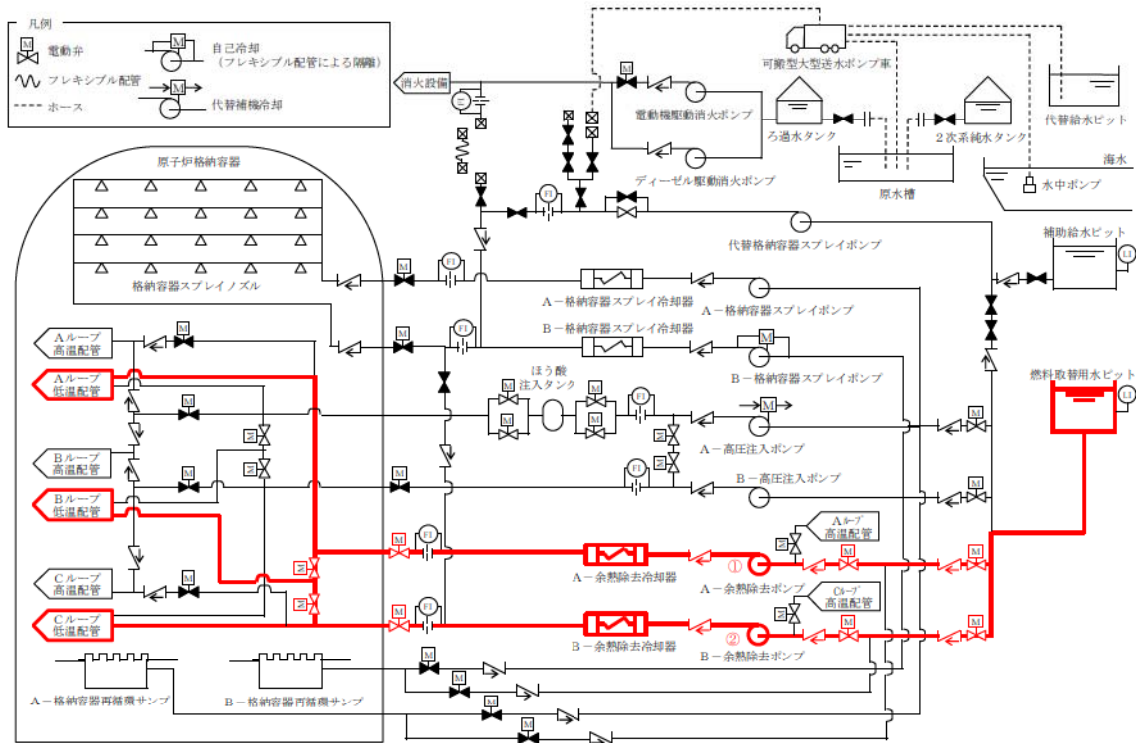


図 47-4-22 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止に用いる設備 (余熱除去ポンプによる炉心注水)

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-充電ポンプ	起動確認	中央制御室	操作器操作	うち1台使用 交流電源
②	B-充電ポンプ	起動確認	中央制御室	操作器操作	
③	C-充電ポンプ	起動確認	中央制御室	操作器操作	
④	充電ポンプ入口燃料取替水ピット側入口弁A	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑤	充電ポンプ入口燃料取替水ピット側入口弁B	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑥	体積制御タンク出口第1止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑦	体積制御タンク出口第2止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑧	充電ライン流量制御弁	調整開→全閉	中央制御室	操作器操作	制御用空気
⑨	充電ラインC/V外側止め弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑩	充電ラインC/V外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑪	充電ライン流量制御弁	全閉→調整開	中央制御室	操作器操作	制御用空気

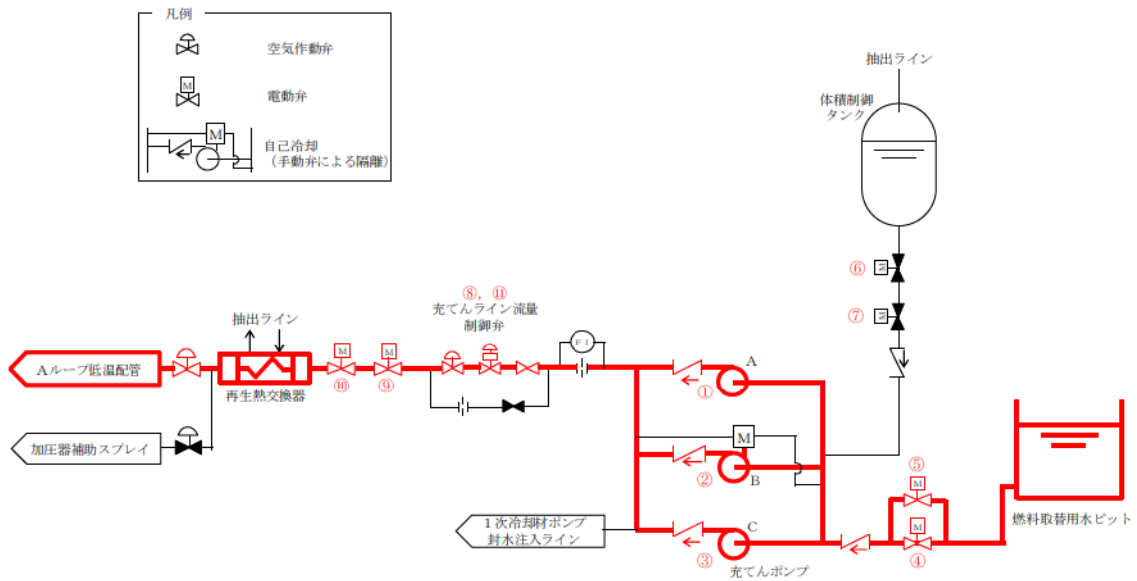


図 47-4-23 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止に用いる設備（充電ポンプによる炉心注水）



No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	B-格納容器スプレイポンプ	起動→停止	中央制御室	操作器操作	交流電源
②	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	中央制御室	操作器操作	交流電源
③	よう素除去薬品タンク注入Bライン止め弁後弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
④	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	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	—
⑤	B-格納容器スプレイポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源

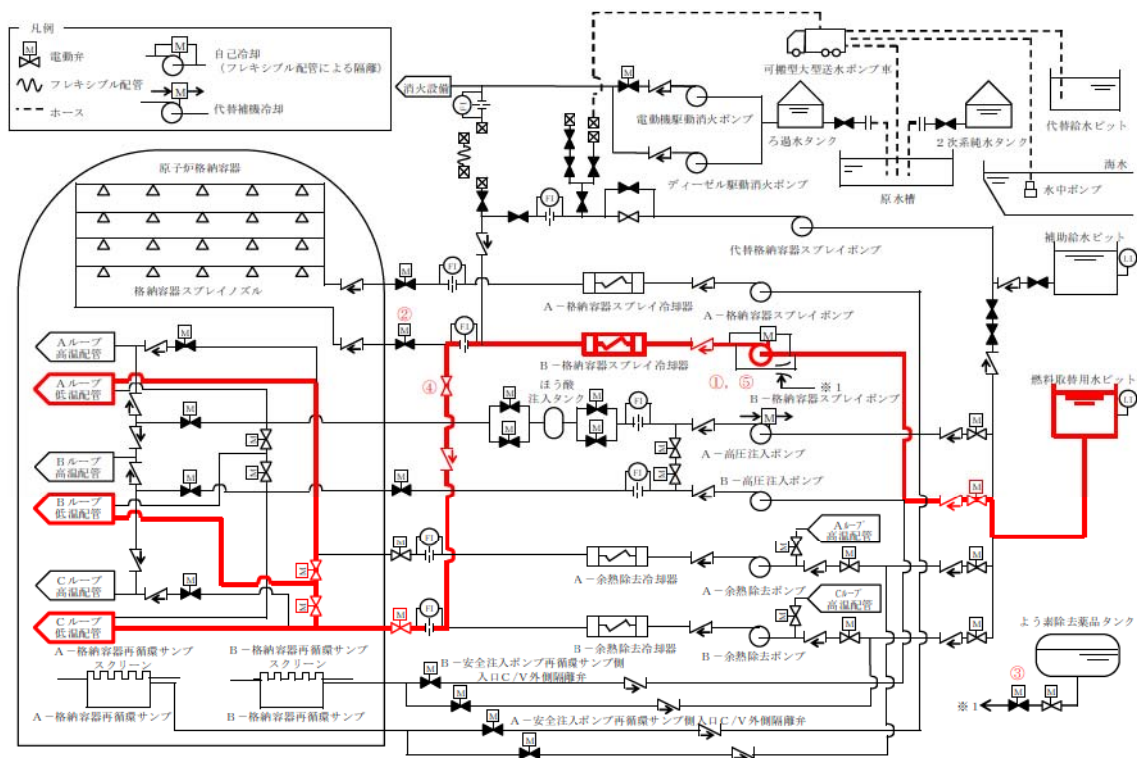


図 47-4-24 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止に用いる設備 (B-格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS 連絡ライン使用) による代替炉心注水)

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	S A用代替電源受電 (6-E G 3 A)	切→入	原子炉補助建屋 10.3m	スイッチ操作	A 母線受電 の場合
②	S A用代替電源受電 (6-E G 3 B)	切→入	原子炉補助建屋 10.3m	スイッチ操作	B 母線受電 の場合
③	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	中央制御室	操作器操作	交流電源
④	代替格納容器スプレイポンプ入口第1止め弁	全閉→全開	原子炉建屋 24.8m	手動操作	—
⑤	代替格納容器スプレイポンプ入口第2止め弁	全閉→全開	原子炉建屋 24.8m	手動操作	—
⑥	A-燃料取替用水ポンプ出口ベント弁	全閉→調整開 →全閉	原子炉建屋 24.8m	手動操作	系統水張り
⑦	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 (S A対策)	全閉→全開	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	—
⑧	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	原子炉補助建屋 10.3m	手動操作	—
⑨	ホース	ホース接続	原子炉建屋 10.3m	接続操作	—
⑩	代替格納容器スプレイポンプ出口ベント元弁	全閉→調整開 →全閉	原子炉建屋 10.3m	手動操作	系統水張り
⑪	代替格納容器スプレイポンプ出口ベント弁	全閉→調整開 →全閉	原子炉建屋 10.3m	手動操作	系統水張り
⑫	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	原子炉建屋 10.3m	手動操作	—
⑬	代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注水用絞り弁	全閉→調整開	原子炉建屋 10.3m	手動操作	—
⑭	代替格納容器スプレイポンプ	停止→起動	原子炉建屋 10.3m	スイッチ操作	交流電源
⑮	代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注水用絞り弁	調整開	原子炉建屋 10.3m	手動操作	—

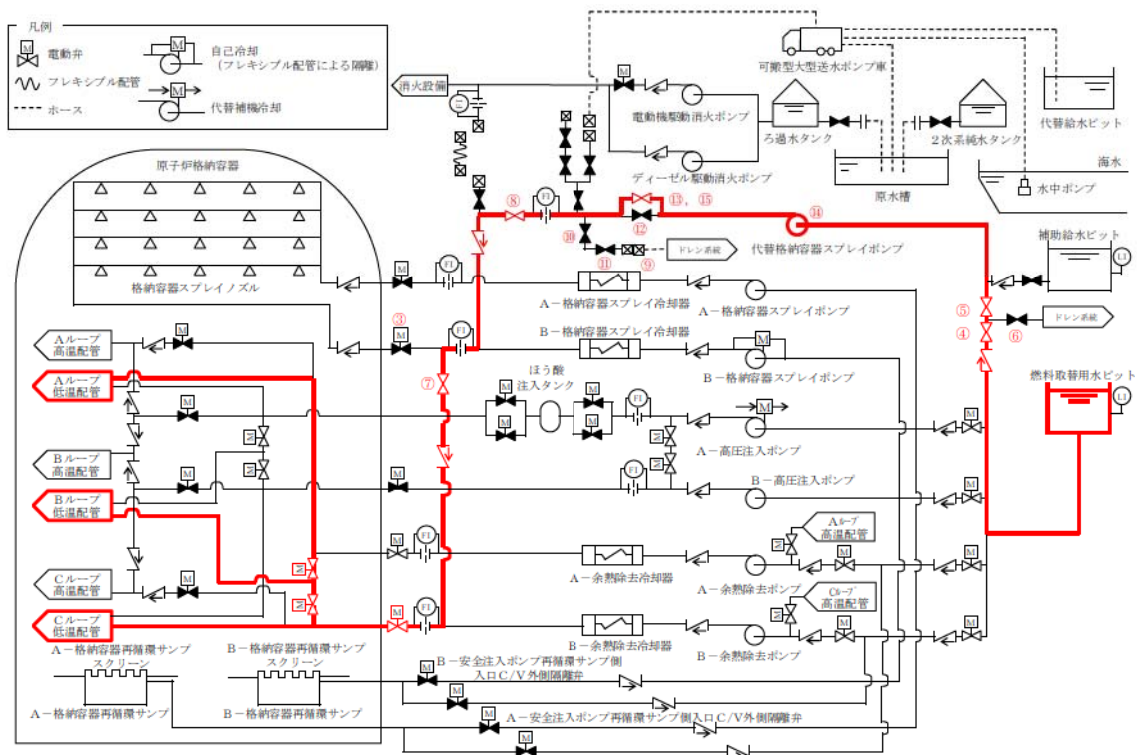


図 47-4-25 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止に用いる設備 (代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水)

【交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合】

【交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合】

No	機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法	備考
①	A-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V外側隔離弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
②	B-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V外側隔離弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
③	C-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V外側隔離弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
④	充てんラインC/V外側止め弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
⑤	B-充てんポンプ、電動機補機冷却水B供給ライン第1切替弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 10.3m	手動操作	-
⑥	B-充てんポンプ、電動機補機冷却水B供給ライン第2切替弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 10.3m	手動操作	-
⑦	B-充てんポンプ、電動機補機冷却水B戻りライン第1切替弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 10.3m	手動操作	-
⑧	B-充てんポンプ、電動機補機冷却水B戻りライン第2切替弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 10.3m	手動操作	-
⑨	B-充てんポンプ、電動機補機冷却水A供給ライン第1切替弁	全閉確認	原子炉補助建屋 10.3m	手動操作	-
⑩	B-充てんポンプ、電動機補機冷却水A供給ライン第2切替弁	全閉確認	原子炉補助建屋 10.3m	手動操作	-
⑪	B-充てんポンプ、電動機補機冷却水A戻りライン第1切替弁	全閉確認	原子炉補助建屋 10.3m	手動操作	-
⑫	B-充てんポンプ、電動機補機冷却水A戻りライン第2切替弁	全閉確認	原子炉補助建屋 10.3m	手動操作	-
⑬	充てんポンプ入口ベントライン止め弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	-
⑭	B-充てんポンプ自冷水供給ライン絞り弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	-
⑮	B-充てんポンプ自冷水供給ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	-
⑯	B-充てんポンプ自冷水入口弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	-
⑰	ホース	ホース接続	原子炉補助建屋 10.3m 中間	接続操作	-
⑱	B-充てんポンプ自冷水入口ベント弁 (SA対策)	全閉→調整開 →全閉	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	系統水張り
⑲	B-充てんポンプ自冷水戻りライン第2止め弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	-
⑳	B-充てんポンプ自冷水出口弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	-
㉑	ホース	ホース接続	原子炉補助建屋 10.3m 中間	接続操作	-
㉒	B-充てんポンプ自冷水出口ラインベント弁 (SA対策)	全閉→調整開 →全閉	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	系統水張り
㉓	B-充てんポンプ自冷水戻りライン第1止め弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	-
㉔	充てんライン流量制御弁第2バイパスライン絞り弁 (SA対策)	全閉→調整開	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	-



②⑤	B-充てんポンプミニフローライン止め弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	—
②⑥	充てんライン流量制御弁前弁	全開→全閉	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	—
②⑦	充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁A	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
②⑧	充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側入口弁B	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
②⑨	体積制御タンク出口第1止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
③⑩	体積制御タンク出口第2止め弁	全開→全閉	中央制御室	操作器操作	交流電源
③⑪	充てんラインC/V外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	操作器操作	交流電源
③⑫	B-充てんポンプ	停止→起動	中央制御室	操作器操作	交流電源
③⑬	充てんライン流量制御弁第2バイパスライン絞り弁 (SA対策)	流量調整	原子炉補助建屋 10.3m 中間	手動操作	—

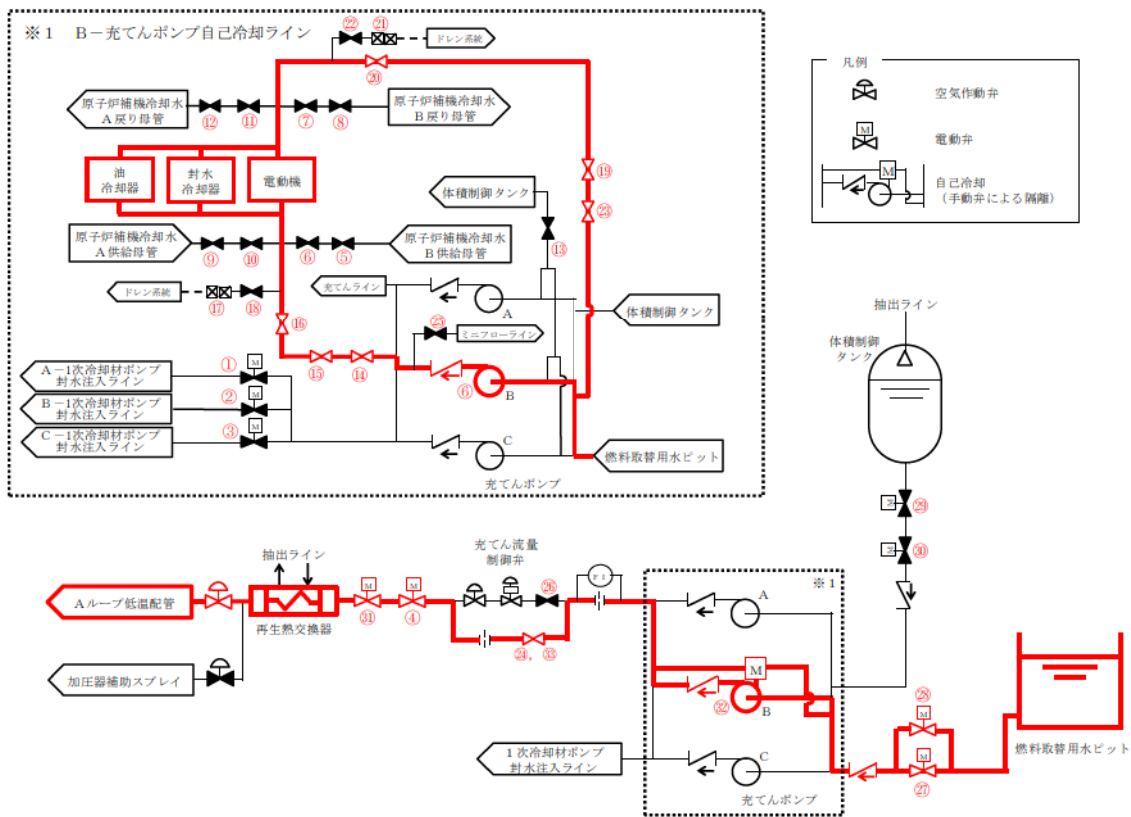


図 47-4-26 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止に用いる設備 (B-充てんポンプ (自己冷却) による代替炉心注水)

【交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合】

4 7 - 5 容量設定根拠

|

		変 更 前	変 更 後
名 称		補助給水ピット	変更なし
容 量	m <sup>3</sup> /個	□以上(660)	
最高使用圧力	MPa	—	大気圧
最高使用温度	℃	—	65

( ) 内は公称値を示す。

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備と兼用及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器安全設備）と兼用。

最高使用圧力及び温度は、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器安全設備）に使用する場合の記載事項。

**【設定根拠】**

・設計基準対象施設

設計基準対象施設の補助給水ピットの概要、容量、個数の設定根拠については、平成15年11月21日付け平成15・07・22原第25号にて認可された工事計画の参考資料1-3「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（蒸気タービン）」による。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち蒸気タービンの附属設備及び非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として使用する補助給水ピットは、以下の機能を有する。

補助給水ピットは、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために設置する。

□ 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。

系統構成は、原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤又は原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の原子炉出力抑制（自動）として、A T W S 緩和設備は、補助給水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（A T W S 緩和設備）から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の原子炉出力抑制（手動）として、中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、補助給水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第59条系統図」による。

補助給水ピットは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した蒸気発生器2次側による炉心冷却として、補助給水ピットを水源としたタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水するため、現場での人力による専用工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作、専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への潤滑油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

全交流動力電源が喪失した場合を想定した蒸気発生器2次側による炉心冷却として、補助給水ピットを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水するため、代替非常用発電機より給電することで機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第60条系統図」による。

補助給水ピットは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

系統構成は、加圧器逃がし弁の故障により1次冷却システムの減圧機能が喪失した場合の蒸気発生器2次側による炉心冷却として、補助給水ピットを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側での炉心冷却により1次冷却システムを減圧できる設計とする。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合の蒸気発生器2次側による炉心冷却として、補助給水ピットを水源としたタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器に注水するため、現場での人力による専用工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作、専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への潤滑油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とする。

全交流動力電源が喪失した場合の蒸気発生器2次側による炉心冷却として、補助給水ピットを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器に注水するため、代替非常用発電機より給電することで機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第61条系統図」による。



補助給水ピットは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転停止中において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の蒸気発生器2次側による炉心冷却として、補助給水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側による炉心冷却ができる設計とする。

運転中において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において、全交流動力電源が喪失した場合の蒸気発生器2次側による炉心冷却として、補助給水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水し、主蒸気逃がし弁を現場で人力により開操作することで蒸気発生器2次側による炉心冷却ができる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環又はB-格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合、運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、運転停止中において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の代替炉心注水として、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉容器に残存熔融デブリが存在する場合の代替格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第62条系統図」による。

補助給水ピットは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は、原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した蒸気発生器2次側による炉心冷却として、補助給水ピットを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水できる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第63条系統図」による。

補助給水ピットは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合の代替格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第66条系統図」による。

補助給水ピットは、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、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となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等により、炉心注水の水源となる燃料取替用水ピットが枯渇又は破損した場合の代替手段である代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の水源として、代替水源である給水設備の補助給水ピットを使用する。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第71条系統図」による。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する補助給水ピットは、以下の機能を有する。

補助給水ピットは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、1次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水ピットの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水ピットの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合並びに全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の代替格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第64条系統図」による。



補助給水ピットは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合の代替格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第65条系統図」による。

補助給水ピットは、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等により、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水ピットが枯渇又は破損した場合の代替手段である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水源として、代替水源である給水設備の補助給水ピットを使用する。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第71条系統図」による。

補助給水ピットは、設計基準対象施設として1個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

## 1. 容量

補助給水ピットを重大事故等時においてタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水時に水源として使用する場合の容量は、有効性評価において可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給開始まで蒸気発生器に給水が可能な容量  m<sup>3</sup>(注1)が確認されている。

以上より、補助給水ピットを重大事故等時に使用する場合の容量は、 m<sup>3</sup>/個以上とする。

公称値については、要求される容量  m<sup>3</sup>/個を上回る660m<sup>3</sup>/個とする。

## 2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する補助給水ピットの最高使用圧力は、補助給水ピットが大気開放であることから大気圧とする。

補助給水ピットを重大事故等時において使用する場合の圧力は、補助給水ピットが大気開放であることから、設計基準対象施設と同仕様で設計し、大気圧とする。

## 3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する補助給水ピットの最高使用温度は、補助給水ピットの運転温度が40℃以下となるため、これを上回る標準的な温度として65℃とする。

補助給水ピットを重大事故等時において使用する場合の温度は、補助給水ピットの運転温度が40℃以下となるため、設計基準対象施設と同仕様で設計し、40℃を上回る65℃とする。

(注1) 補助給水ピットの有効水量

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。



		変 更 前	変 更 後
名	称	燃料取替用水ピット	変更なし
容 量	m <sup>3</sup> /個	□以上(2,000)	
最高使用圧力	MPa	—	大気圧
最高使用温度	℃	—	95

( )内は公称値を示す。

計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器安全設備）及びその他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備）のうち消火設備と兼用。

最高使用圧力及び温度は、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器安全設備）に使用する場合の記載事項であり、重大事故等対処設備としての値。

**【設定根拠】**

・設計基準対象施設

設計基準対象施設の燃料取替用水ピットの概要、容量、個数の設定根拠については、平成15年11月21日付け平成15・07・22原第25号にて認可された工事計画の参考資料1-1「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統設備）」による。

その他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備）のうち消火設備として使用する燃料取替用水ピットは、原子炉格納容器内で火災が発生した際、消火要員による消火活動が困難である場合に、原子炉格納容器内にスプレーすることにより、原子炉格納容器全体の雰囲気水滴で覆い消火を行うために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として使用する燃料取替用水ピットは、以下の機能を有する。

燃料取替用水ピットは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するために設置する。

□ 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。

系統構成は、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の1次系のフィードアンドブリードとして、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へほう酸水を注水し、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードできる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第60条系統図」による。

燃料取替用水ピットは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。

系統構成は、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット又は主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の1次系のフィードアンドブリードとして、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へほう酸水を注水し、格納容器再循環サンプ水位が再循環切替可能水位に到達後、格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプは、再循環により炉心へほう酸水の注水を継続することで1次冷却系統をフィードアンドブリードできる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第61条系統図」による。

燃料取替用水ピットは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために設置する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環又はB-格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合であって交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の炉心注水として、燃料取替用水ピットを水源とする充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環又はB-格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合、運転停止中において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合であって交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の代替炉心注水として、燃料取替用水ピットを水源とするB-格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環又はB-格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合、運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、運転停止中において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の代替炉心注水として、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。



運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環又はB-格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合、運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合であって交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の炉心注水として、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へ注水できる設計とする。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合であって全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の代替炉心注水として、燃料取替用水ピットを水源とするB-充てんポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、化学体積制御系により炉心へ注水できる設計とする。

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合の格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピットを水源とする格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合の代替格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイシステムを介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。

原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合であって交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の炉心注水として、燃料取替用水ピットを水源とする余熱除去ポンプは、低圧注入システムにより炉心へ注水できる設計とする。

これらのシステム構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第62条システム図」による。

燃料取替用水ピットは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピットを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合の代替格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第66条系統図」による。

燃料取替用水ピットは、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、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となる十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる補助給水ピットが枯渇又は破損した場合の代替手段である1次系のフィードアンドブリードの水源として、代替水源である非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを使用する。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第71条系統図」による。



重大事故等時に計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備として使用する燃料取替用水ピットは、以下の機能を有する。

燃料取替用水ピットは、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、ほう酸ポンプが故障により使用できない場合のほう酸水注入として、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により、炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。さらに、充てんポンプが使用できない場合のほう酸水注入として、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第59条系統図」による。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する燃料取替用水ピットは、以下の機能を有する。

燃料取替用水ピットは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、1次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水ピットの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水ピットの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合並びに全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の代替格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第64条系統図」による。

燃料取替用水ピットは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合であって交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピットを水源とする格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合の代替格納容器スプレイとして、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。

これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則第65条系統図」による。

#### 1. 容量

設計基準対象施設のその他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備）のうち消火設備として使用する燃料取替用水ピットの容量は、原子炉冷却系等施設としての設計基準対象施設と同仕様で設計し、m<sup>3</sup>以上とする。

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。

燃料取替用水ピットを重大事故等時において代替格納容器スプレイポンプ等による炉心注入の水源として使用する場合は、有効性評価において格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転又は高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、可搬型大型送水ポンプ車及び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移行可能な容量 [ ] m<sup>3</sup>(注1)が確認されている。

また、燃料取替用水ピットを重大事故等時において代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの水源として使用する場合は、有効性評価において事象発生の12.5時間後から海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車へ移行可能な容量 [ ] m<sup>3</sup>(注1)が確認されている。

以上より、燃料取替用水ピットを重大事故等時に使用する場合は、 [ ] m<sup>3</sup>/個とする。

公称値については、要求される容量 [ ] m<sup>3</sup>/個を上回る2,000m<sup>3</sup>/個とする。

## 2. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する燃料取替用水ピットの最高使用圧力は、燃料取替用水ピットが大気開放であることから大気圧とする。

燃料取替用水ピットを重大事故等時において使用する場合は、燃料取替用水ピットが大気開放であることから、設計基準対象施設と同仕様で設計し、大気圧とする。

## 3. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する燃料取替用水ピットの最高使用温度は、燃料取替用水ピットの通常運転温度が約30℃であるため、これを上回る温度として95℃とする。

燃料取替用水ピットを重大事故等時において使用する場合は、燃料取替用水ピットの通常運転温度が約30℃であることから、設計基準対象施設と同仕様で設計し、30℃を上回る95℃とする。

(注1) 燃料取替用水ピットの有効水量

[ ] 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。



名 称		—	代替格納容器スプレイポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	—	<input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上(150)
揚 程	m	—	<input type="text"/> 以上, <input type="text"/> 以上(300)
最高使用圧力	MPa	—	4.1
最高使用温度	℃	—	95
原 動 機 出 力	kW/個	—	200

原子炉格納施設のうち圧力低減その他の安全設備に係るものと兼用

**【設 定 根 拠】**

・ 重大事故等対処設備

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備及び原子炉格納施設のうち圧力低減その他の安全設備に係るものとして使用する代替格納容器スプレイポンプは、以下の機能を有する。

重大事故時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備として使用する代替格納容器スプレイポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため及び、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するために設置する。

系統構成は、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第52条系統図」による。

重大事故時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備として使用する代替格納容器スプレイポンプは、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合、原子炉格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための設備として設置する。

系統構成は、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングの

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。

スプレインノズルより注水できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第52条系統図」による。

重大事故時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備として使用する代替格納容器スプレイポンプは、原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することで、原子炉格納容器の破損を防止する設備として設置する。

系統構成は、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第52条系統図」による。

重大事故時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備として使用する代替格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレインノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第54条系統図」による。

また、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレインノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。

重大事故時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備として使用する代替格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

系統構成は、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレインノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第54条系統図」に



よる。

また、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットをを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。

重大事故時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備として使用する代替格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。

系統構成は、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第55条系統図」による。

重大事故時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備として使用する代替格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ、原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに小扉及び連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第56条系統図」による。

重大事故時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備として使用する代替格納容器スプレイポンプは、重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、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、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、代替格納容器スプレイポンプの電源は全交流動力電源が喪失した場合におい

ても代替電源設備である空冷式非常用発電装置より、代替所内電気設備変圧器を経由して給電できる設計とする。これらの系統構成については、設備別記載事項の設定根拠に関する説明書別添3「技術基準規則 第61条系統図」による。

代替格納容器スプレイポンプの設置個数は、1個とする。

## 1. 容量

### 1.1 原子炉に注入する場合の容量 $\square$ m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に使用する代替格納容器スプレイポンプの容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故のうち破断口が小さい場合において、1次冷却材の保有水量を確保し、蒸気発生器において2次冷却材との熱交換を行い、主蒸気逃がし弁を開として2次系強制冷却を行うことで炉心崩壊熱を除去する場合に、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されている原子炉への注水流量が  $\square$  m<sup>3</sup>/hのため  $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2 原子炉格納容器内にスプレイする場合の容量 $\square$ m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備又は、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として格納容器スプレイ時に使用する代替格納容器スプレイポンプの容量は、原子炉格納容器の破損の防止の重要事故シーケンスのうち、大破断LOCA+非常用炉心冷却設備注水失敗+格納容器スプレイ失敗事象などの格納容器過圧破損事象や、全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失などの格納容器過温破損事象などにおいて、燃料取替用水ピット又は補助給水ピットから、ほう酸水又は淡水を原子炉格納容器内にスプレイし、原子炉格納容器内の圧力を、原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持するために必要な容量を基に設定する。

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する代替格納容器スプレイポンプの容量は、格納容器過温破損事象において  $\square$  m<sup>3</sup>/hの流量にて評価した結果、原子炉格納容器内の最高圧力が0.345MPaとなり、また、格納容器過温破損事象においては同流量で評価した結果、原子炉格納容器内の最高温度が138℃となることから、重大事故対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、代替最終ヒートシンクによる格納容器の除熱手段確立までの間、原子炉格納容器内の圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持することが可能である  $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

$\square$  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。

公称値については、150m<sup>3</sup>/h/個とする。

2. 揚程

2.1 原子炉に注入する場合の揚程 m以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に使用する代替格納容器スプレイポンプの揚程は、ほう酸水及び淡水を原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損を基に設定する。なお，1次冷却材圧力0.7MPa については，有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている圧力である。

水源と移送先の圧力差	約 72m
静水頭	約 -2m
機器圧損	約 <input type="text"/> m
配管及び弁類圧損	約 <input type="text"/> m
合計	約 <input type="text"/> m

以上より，原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として使用する代替格納容器スプレイポンプの揚程は，m以上とする。

2.2 原子炉格納容器内にスプレイする場合の揚程 m以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備又は，原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として格納容器スプレイ時に使用する代替格納容器スプレイポンプの揚程は，大破断LOCA+非常用炉心冷却設備注水失敗+格納容器スプレイ失敗事象などの格納容器過圧破損事象や，全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失などの格納容器過温破損事象などにおいて，燃料取替用水ピットから，ほう酸水又は海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損を基に設定する。

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。

水源と移送先の圧力差	約 29m
静水頭	約 28m
機器圧損	約 <input type="text"/> m
配管及び弁類圧損	約 <input type="text"/> m
合計	約 <input type="text"/> m

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する代替格納容器スプレイポンプの揚程はm以上とする。

公称値については、定格流量である150m<sup>3</sup>/hの時の揚程である300mとする。

### 3. 最高使用圧力

代替格納容器スプレイポンプの最高使用圧力は、締切点の揚程から、これを上回る標準的な圧力級を選定する。

代替格納容器スプレイポンプ締切点の揚程が約380m（＝約3.7MPa）となることから、これを上回る圧力級として、4.1MPaを選定する。

以上より、代替格納容器スプレイポンプの最高使用圧力は4.1MPaとする。

### 4. 最高使用温度

代替格納容器スプレイポンプを重大事故等時において使用する場合は、水源である燃料取替用水ピットの使用温度と同じ95℃とする。

### 5. 原動機出力

代替格納容器スプレイポンプの原動機出力は、定格運転時の軸動力を基に設定する。

代替格納容器スプレイポンプの定格流量が150m<sup>3</sup>/h、揚程が300m、そのときの同ポンプの必要軸動力は、以下のとおりkWとなる。

$$L = 10^{-3} \times \rho \times g \times \frac{\left( \frac{Q}{3,600} \right) \times H}{\eta}$$

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。



$$= 10^{-3} \times 1,030 \times 9.80665 \times \frac{\left(\frac{150}{3,600}\right) \times 300}{\square} = \square \text{ kW}$$

L : 必要軸動力 (kW)

$\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,030

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : ポンプ流量 (m<sup>3</sup>/h) = 150

H : ポンプ揚程 (m) = 300

$\eta$  : ポンプ効率 =  $\square$

(参考文献: 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002) )

以上より, 代替格納容器スプレイポンプの原動機出力は, 必要軸動力  $\square$  kW を上回る 200kW/個とする。

$\square$  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。

名 称		可搬型大型送水ポンプ車
容 量	m <sup>3</sup> /h/個	□以上、□以上、□以上、□以上、 □以上、□以上、(□)
吐 出 圧 力	MPa	□以上、□以上、□以上、□以上、 □以上、□以上、□以上(□)
最高使用圧力	MPa	1.6
最高使用温度	℃	40
個 数	台	4 (予備2)
原 動 機 出 力	kW/個	272
<p><b>【設 定 根 拠】</b></p> <p>(概 要)</p> <p>重大事故等時に核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。</p> <p>可搬型注水設備 (使用済燃料ピットへの注水)</p> <p>系統構成は、可搬型注水設備としては海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホースを取り付けることにより使用済燃料ピットへ注水する設計とする。</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために設置する。</p> <p>系統構成は、可搬型スプレイ設備としては、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホースを取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p>		

□ 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。

系統構成は、重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、海を水源として可搬型大型送水ポンプ車にて送水し、可搬型スプレイノズルを介して燃料取扱建屋へ放水を行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために設置する。

系統構成は、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより可搬型スプレイノズルへ送水し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するための代替格納容器スプレイポンプ等の水源となる燃料取替用水ピット若しくは原子炉へ直接海水等を注水するために設置する。

系統構成は、運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を接続することで、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットへ海水等を補給し、若しくは格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ直接注水できる設計とする。

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として格納容器スプレイ時に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著

しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却するため、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより燃料取替用水ピットへ送水し、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルからの通水により原子炉格納容器内に水を張ることで残存溶融デブリの冷却を行い、原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、以下の機能を有する。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため燃料取替用水ピットに海水等を補給するために設置する。

可搬型大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットに海水等を補給するために設置する。

これらの系統構成は、1次冷却材喪失事象において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の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより燃料取替用水ピットへ送水し、格納容器スプレイ系統を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることにより圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

系統構成は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピット水



位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車に可搬型ホース等を取り付けることにより可搬型スプレインズルへ送水し、使用済燃料ピット全面へスプレイすることにより使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減を行う設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は原子炉補機冷却水設備への送水とそれ以外の設備への送水のために2台必要であることから、保有数は4台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計6台を分散して保管する。

## 1. 容量

### 1.1 使用済燃料ピットへ給水する場合の容量 $\square$ m<sup>3</sup>/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ給水する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、使用済燃料ピット水の小規模の漏えいによる水位低下について、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合、サイフォンブレーカの効果によりサイフォンブレーカ開口部の高さで水位低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮蔽基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸発量 ( $\square$  m<sup>3</sup>/h) を上回る容量として、 $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.2 使用済燃料ピットへスプレイする場合の容量 $\square$ m<sup>3</sup>/h/個以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする可搬型大型送水ポンプ車の容量は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水を行っても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレイ又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減できることを添付資料21「使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書」にて確認しており、そのときの容量が  $\square$  m<sup>3</sup>/h であることから  $\square$  m<sup>3</sup>/h/個以上とする。

### 1.3 代替炉心注水を行う場合の容量 $\square$ m<sup>3</sup>/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に海水等を原子炉へ注水する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、可搬型大型送水ポン

$\square$  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。

プ車は設計基準対象施設の機能喪失時に使用する代替格納容器スプレイポンプの代替設備であることから、燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量を確保できる流量である  $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.4 燃料取替用水ピットへ補給を行う場合の容量  $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に代替格納容器スプレイポンプの水源となる燃料取替用水ピットへ海水等を供給する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉への注入流量を確保できる流量である  $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.5 代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の容量  $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

原子炉冷却系統施設のうち原子炉補機冷却設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う可搬型大型送水ポンプ車の容量は、原子炉補機冷却系統を介して高圧注入ポンプ、PASS及び格納容器再循環ユニットへ海水等を送水し、各補機類の冷却及び格納容器内を自然対流冷却する設備であることから、高圧注入ポンプ、PASSの冷却及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を行うために必要な容量である  $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.6 補助給水ピットへ補給する場合の容量  $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

原子炉冷却系統施設のうち蒸気タービンの附属設備として補助給水ピットへの補給を行う可搬型大型送水ポンプ車の容量は、蒸気発生器2次側へ給水する補助給水ポンプの水源である補助給水ピットへ補給する設備であることから、補助給水ポンプの給水流量を確保できる容量である  $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

1.7 燃料取替用水ピットへ補給する場合の容量  $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイ時に燃料取替用水ピットへ海水等を補給する可搬型大型送水ポンプ車の容量は、可搬型大型送水ポンプ車が設計基準対象施設の機能喪失時に使用する代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピットへ補給する設備であることから、代替格納容器スプレイポンプの有効性評価解析において有効性が確認されている格納容器への注水流量を確保できる容量である  $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

$\square$  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。

公称値については、本設備は使用済燃料ピットへの注水と燃料取替用水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水と補助給水ピットへの補給、若しくは代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却をそれぞれ1台の可搬型大型送水ポンプ車で同時に供給することがあるため、同時に供給する最大容量である代替補機冷却と格納容器自然対流冷却を行う場合の  m<sup>3</sup>/h を上回る  m<sup>3</sup>/h とする。

2. 吐出圧力

2.1 使用済燃料ピットへ給水する場合の吐出圧力  MPa 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ注水する場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を使用済燃料ピットへ注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に、同時送水を考慮して設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0 MPa
静水頭	約	0.227 MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへ給水する場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、 MPa 以上とする。

2.2 使用済燃料ピットへスプレイする場合の吐出圧力  MPa 以上

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を使用済燃料ピットへスプレイする場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0 MPa
静水頭	約	0.227 MPa
機器圧損 (スプレイノズル)	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

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。



以上より、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備として使用済燃料ピットへスプレイする場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.3 代替炉心注水を行う場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0.700MPa
静水頭	約	0.124MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として代替炉心注水を行う可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.4 燃料取替用水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を燃料取替用水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.295MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合 計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

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。



2.5 代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち補機冷却水設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を原子炉補機冷却水系統に送水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管ホース及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0.275MPa
静水頭	約	0.323MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち補機冷却水設備として代替補機冷却及び格納容器内自然対流冷却を行う場合の可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.6 補助給水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉冷却系統施設のうち、蒸気タービン附属設備として補助給水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を補助給水ピットへ補給する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管ホース及び弁類圧損を基に同時送水を考慮して設定する。

水源と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.190MPa
機器圧損	約	<input type="text"/> MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	<input type="text"/> MPa
合計	約	<input type="text"/> MPa

以上より、原子炉冷却系統施設のうち、蒸気タービン附属設備として補助給水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、MPa以上とする。

2.7 燃料取替用水ピットへ補給する場合の吐出圧力 MPa以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として燃料取替用水ピットへ補

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。

給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、海水を燃料取替用水ピットへ補給する場合の水源地と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管ホース及び弁類圧損を基に同時送水を考慮し設定する。

水源地と移送先の圧力差	約	0MPa
静水頭	約	0.295MPa
機器圧損	約	□ MPa
配管・ホース及び弁類圧損	約	□ MPa
合計	約	□ MPa

以上より、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として燃料取替用水ピットへ補給する可搬型大型送水ポンプ車の吐出圧力は、□ MPa以上とする。

公称値については、要求される最大吐出圧力□ MPaを上回る□ MPaのポンプとする。

3. 最高使用圧力 (注1)

可搬型大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、ポンプ吐出圧力を電氣的に1.6MPaに制限していることから、その制限値である1.6MPaとする。

4. 最高使用温度 (注1)

可搬型大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合は、水源地である海水の温度 (注2)が40℃を下回るため40℃とする。

5. 原動機出力

可搬型大型送水ポンプ車の原動機出力は、流量□ m<sup>3</sup>/h時の軸動力を基に設定する。

可搬型大型送水ポンプ車の流量が□ m<sup>3</sup>/h、吐出圧力が□ MPa、そのときの同ポンプの必要軸動力は、メーカー設定値より□ kW/個とする。

(注1) 重大事故等対処設備については、重大事故等時において使用する場合は、圧力及び温度を記載する。

以降の重大事故等時の最高使用圧力及び最高使用温度についても同様の記載とする。

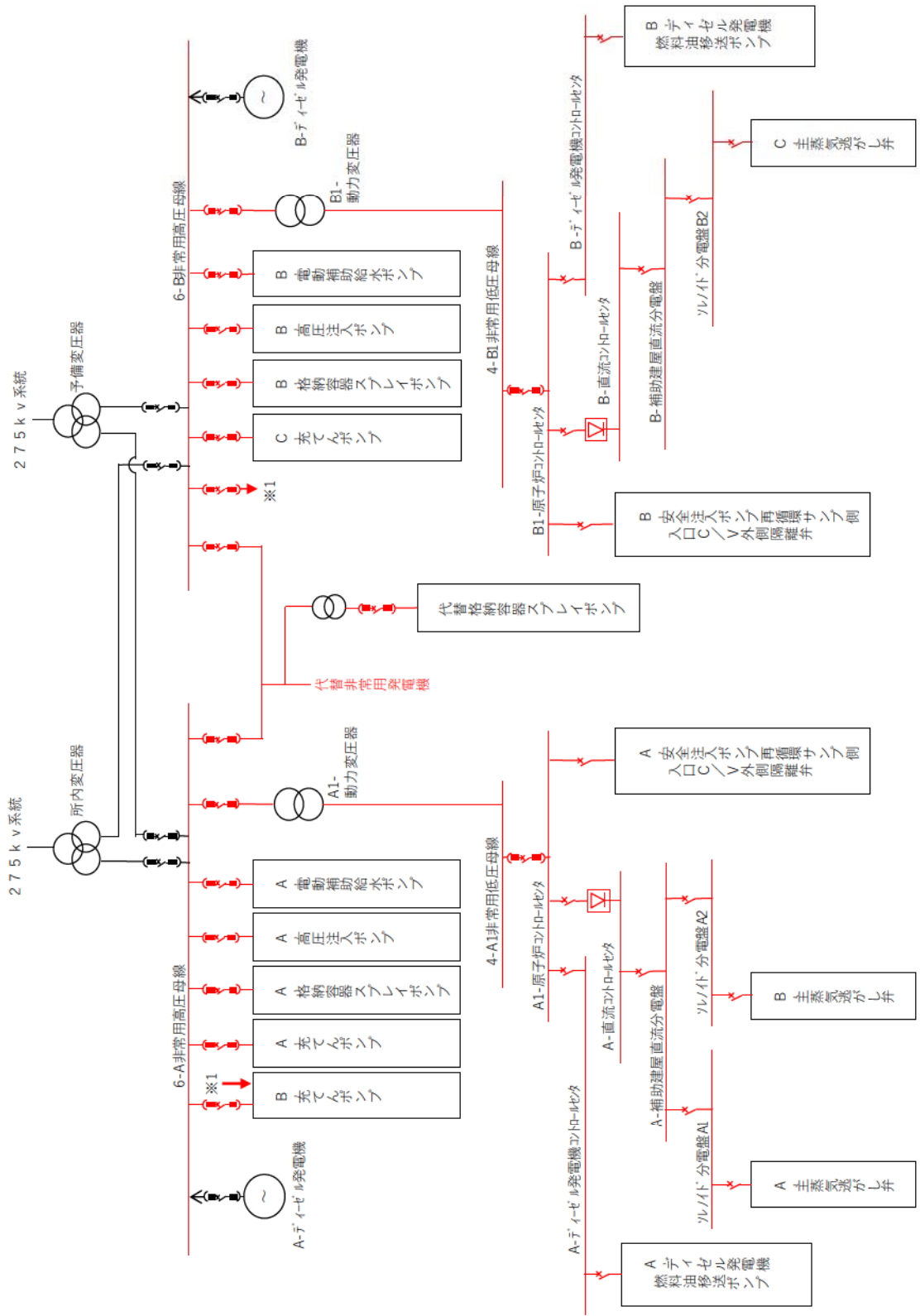
□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(注2) 海水の温度は、外気の温度である原子炉設置変更許可申請書添付書類六に示す泊発電所における最高の月平均気温である8月の約25.6℃（寿都特別地域気象観測所24.5℃、小樽特別地域気象観測所25.6℃）を下回る。

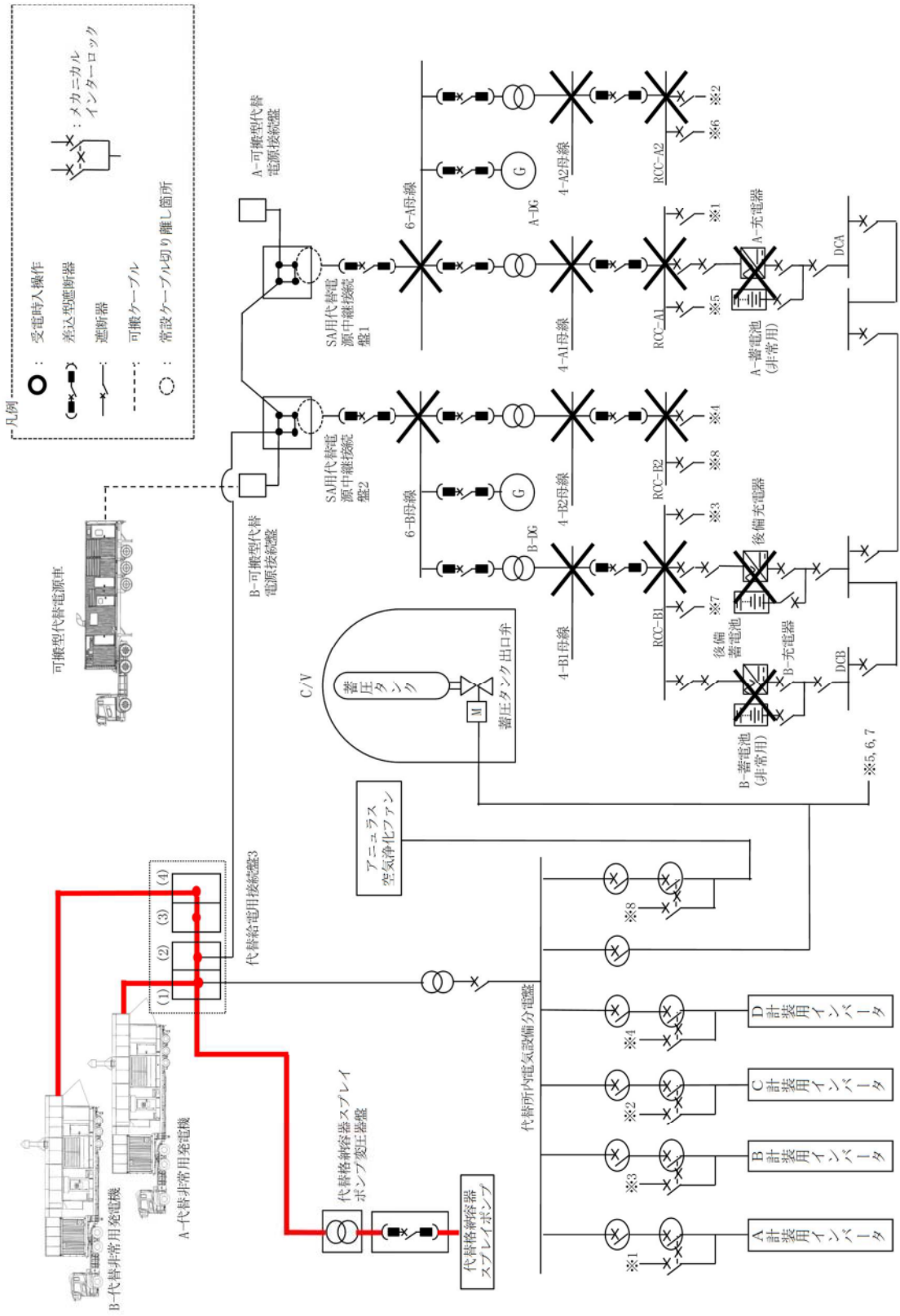
4 7 - 6 単線結線図



# 重大事故時対処設備の電源構成図 (1 / 2)



# 重大事故時対処設備の電源構成図 (2 / 2)



47-7 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

## 目 次

1. 概 要
2. 評価方法
3. 格納容器再循環サンプスクリーンへの異物付着量の評価
4. 異物付着による圧損上昇の評価
5. 非常用炉心冷却設備のポンプの有効性評価
  - 5.1 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭評価結果
  - 5.2 非常用炉心冷却設備のポンプの有効性評価結果



## 重大事故時における再循環運転について

### 1. 概 要

重大事故（以下、「SA」という）対応においては、設計基準事象で想定される環境と異なることから、SA環境にサンプスクリーンの適用条件を拡大した際にどのような影響が想定されるかを検討した。

#### (1) SA有効性シナリオにおける圧損影響因子の評価結果

SA時の再循環の有効性について、設計基準事故時との相違を評価した結果を表1-1に示す。なお、評価にあたっては以下を考慮している。

- ・SAに至るシナリオとしては、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という）や格納容器スプレイポンプの不動作が前提であり、SA有効性シナリオにおいても再循環運転を実施しない、もしくは使用可能なポンプが限定されることから、再循環流量については大幅に減少する。
- ・炉心損傷に至らない場合、海水を使用するシナリオは存在しないため、海水注入については考慮しない。
- ・炉心損傷に至る場合においては、格納容器破損防止対応として格納容器再循環ユニットによる冷却で成立性を確認しており、サンプスクリーンを介した再循環運転には期待していない。
- ・保温材等の破損影響範囲（ZOI）については、サンプスクリーン設置時の工事計画認可申請書において設計基準事象対応として最も厳しい1次冷却材管の両端破断によるLOCAを想定している。繊維状異物については、国内ではデブリジェット試験の結果を踏まえて異物量を設定しており、ZOIはループ室内全域に及んでいる。SA時においても、初期条件は同様であり、ZOIは拡大することはない。なお、1次冷却系への注水能力を超えるようなLOCA（Excess-LOCA）を想定した場合は、炉心損傷は免れず前項と同様の対応となることから再循環には期待していない。

これらを前提として、SA有効性シナリオにおける発生異物量を評価した結果を以下に示す。なお、本項のa. からj. については、表1-1に記載のaからjに対応する。

#### ①a、b、cについて

再循環について期待していないため考慮しない。

#### ②dについて

1次冷却材管等の破断が生じないため、保温材等の異物については堆積異物のみとなる。

但し、化学影響生成異物の溶出源は堆積異物及び格納容器内に存在する金属アルミニウムも対象となるため、格納容器内雰囲気温度の高温継続時間が既往評価のものとは比べて長期化することにより、化学影響生成異物の発生量は増加する。

③e について

格納容器内雰囲気温度の高温継続時間が既往評価のものとは比べて長期化することにより、化学影響生成異物の発生量は増加する。

④f、g について

f においては中小破断と想定するために既往の破損保温材評価に比べて大幅な破損保温材量の低減が見込めるが、中小破断における ZOI が規定されていないため、評価にあたっては、大破断の ZOI を用いることで保守的な扱いとする。

化学影響生成異物量については、格納容器雰囲気温度の履歴が既往評価のものとはほぼ同じであるため、これについても既往のものと同じと考える。

⑤h、i、j について

有効性評価においては、炉心損傷する場合、再循環運転に期待しないことから考慮しない。

(2) 選定シナリオ

上記の結果より、SA 時の再循環の有効性については、全交流電源喪失及び原子炉格納容器の除熱機能喪失を除くシナリオにおいては、設計基準事故時の評価に包絡されることが自明である。

このため、SA 時の再循環の有効性については、全交流電源喪失及び原子炉格納容器の除熱機能喪失のシナリオのうち、化学影響生成異物の発生量が多くかつ破損保温材も発生する原子炉格納容器の除熱機能喪失時に使用するポンプの必要 NPSH と、異物付着後のポンプの NPSH との比較評価を実施する。

表 1-1 SA 時の再循環有効性についての概要（設計基準事故時の評価との相違）

炉心損傷がない場合	炉心損傷する場合	事象（有効性評価シナリオ）	再循環*1	破断形態 (RCS)	海水注水	保温材等異物	化学影響生成異物*1
a		2次系からの除熱機能喪失 (①)	なし	—	—	—	—
b		原子炉停止機能喪失 (⑤)	なし	—	—	—	—
c		格納容器バイパス (⑨⑩)	なし	—	—	—	—
d		全交流動力電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 (②③)	あり 流量大幅減 ( <input type="text" value=""/> m <sup>3</sup> /h)	破断なし	なし	大幅減少 (堆積異物のみ) 12.08m <sup>3</sup> ⇒0.36m <sup>3</sup>	増加*5 (527.58kg)
e		原子炉格納容器の除熱機能喪失 (④)	あり 流量大幅減 ( <input type="text" value=""/> m <sup>3</sup> /h)	大破断	なし	DBA と同じ*2	増加*5 (861.46kg)
f		ECCS 注水機能喪失 (⑥⑦)	あり 流量大幅減 ( <input type="text" value=""/> m <sup>3</sup> /h)	中小破断	なし	DBA と同じ /大幅減少*2	DBA と同じ
g		ECCS 再循環機能喪失 (⑧)	あり 流量大幅減 ( <input type="text" value=""/> m <sup>3</sup> /h)	大破断	なし	DBA と同じ*2	DBA と同じ
h		格納容器過温破損 高圧溶融物放出 格納容器雰囲気気直接加熱 (⑫)	なし	—	—	—	—
i		格納容器過圧破損 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用 (⑪)	なし	—	—	—	—
j		水素燃焼 (⑬)	なし*3,*4	—	—	—	—

注：表中の異物量は、泊3号機における既往評価結果と各事象での値を示している。

\*1：設計基準事故時の再循環流量は、再循環流量：  
m<sup>3</sup>/h、化学影響生成異物量；169.76kg

\*2：中小破断時の ZOI については規定なし。大破断時の ZOI については現行規定からの変更はない。

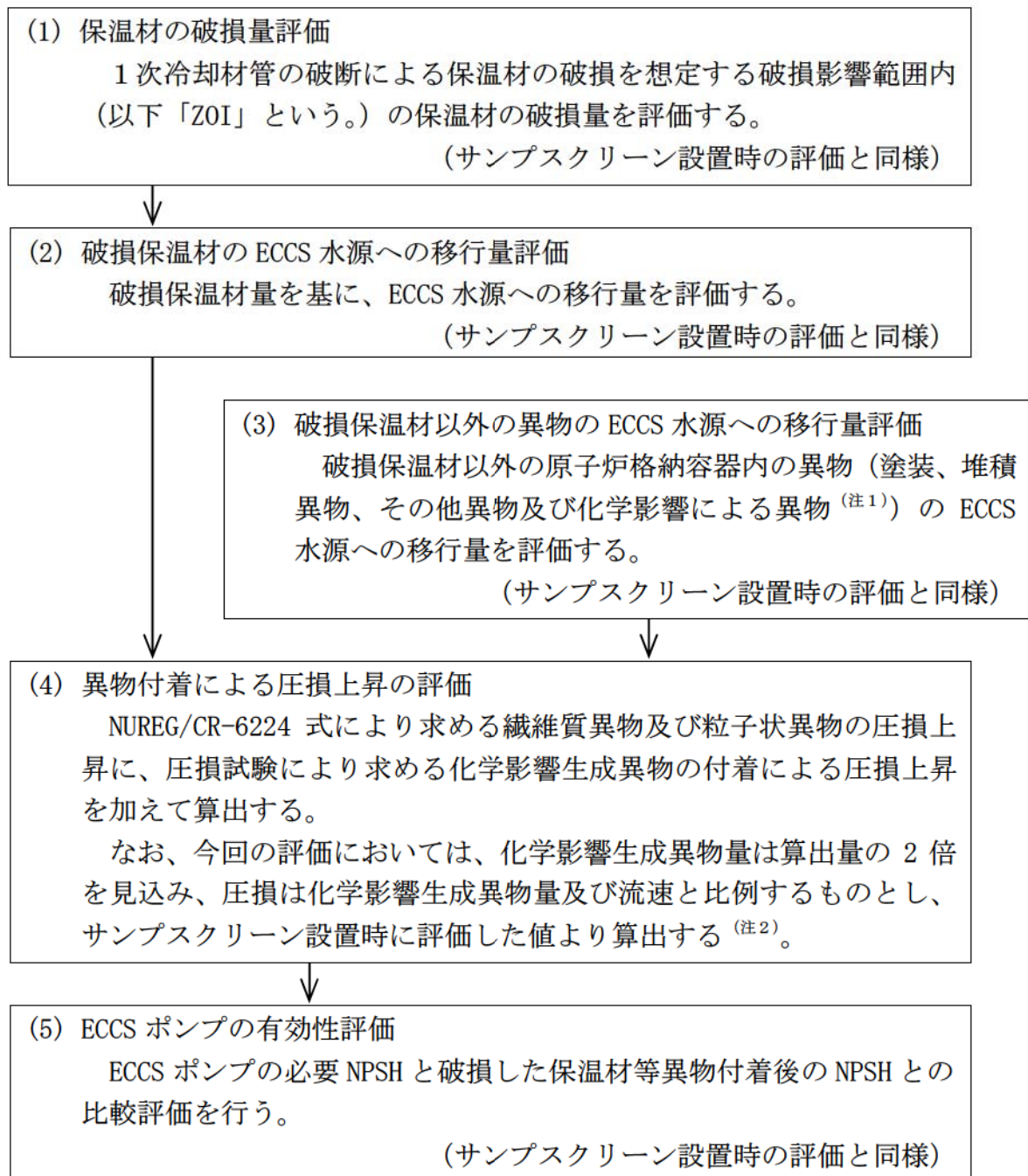
\*3：有効性評価においては、再循環に期待していない。

- \*4：格納容器再循環サンプスクリーニングを介した再循環による冷却を行うシークエンスとしているが、これは水素発生に係る想定を厳しく見積もるためのシナリオである。炉心損傷時は、h、iと同じく自然対流冷却により冷却するが、この場合も格納容器健全性に問題はない。
- \*5：高温継続時間が既往評価のものとは比べ長期化するため、液相部のAl、Si、Znは全析出（一部飽和）を仮定する。



## 2. 評価方法

原子炉格納容器の除熱機能喪失においては、1次冷却材管破断時に破断口周囲の保温材等が破断口から流出した冷却材により破損し、破損保温材及び原子炉格納容器内に存在する破損保温材以外の異物が、ECCS 及び原子炉格納施設圧力低減設備の水源（以下「ECCS 水源」という。）である格納容器再循環サンプへ流入し、ECCS ポンプ及び格納容器スプレイポンプの吸込流により、スクリーンに付着するという事象シナリオに沿って、サンプスクリーン設置時の評価方法に準じて ECCS ポンプの NPSH の評価を行う。また、その有効性はポンプの必要有効吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）とスクリーンへ異物が付着した状態における NPSH を比較することで評価する。具体的な評価の手順を第 2-1 図に示す。



(注1) ほう酸水にヒドラジンや苛性ソーダを添加した冷却材と原子炉格納容器内構造物や破損保温材との化学反応 (以下「化学影響」という。) により発生する異物 (以下「化学影響生成異物」という。)

復旧期間について明確に定められないため、液相部の Al、Si、Zn は全析出すると仮定し、Fe は塗装されていることから SA 環境下においても腐食なしとして評価した。

(注2) 事業者で実施した検証試験において、圧損と流量が比例することを確認しており、圧損は流速に比例するものとして算出する。また、旧 JNES の「JNES-SS-1004 サンプストレーナ閉塞事象の化学影響に関する評価マニュアル」において、圧損は化学影響発生異物量の増加による比例関係により若干上回る傾向を示しているため、化学影響生成異物量を保守的に 2 倍見込む。

## 第 2-1 図 スクリーンの有効性評価の手順

### 3. 格納容器再循環サンプスクリーンへの異物付着量の評価

#### (1) 保温材の破損量評価

LOCA 時に破断する 1 次冷却材管が設置されている蒸気発生器室内において、配管破断想定箇所は、ZOI 内の保温材破損量が多いと想定される箇所を保温材種類ごとに選定し、保温材の破損量を評価する。

保温材種類ごとの最大破損量を第 3-1 表に示す。

第 3-1 表 保温材種類ごとの最大破損量

保温材種類		配管破断 想定箇所	ZOI 半径	ZOI 内保温材の破損量	
繊維質 保温板型	カプセル 保温 (繊維質)	A-蒸気発生器 クロスオーバーレグ 配管部	2. 4D	グレーチング上 <sup>(注1)</sup>	1. 07 m <sup>3</sup>
				グレーチング下 <sup>(注1)</sup>	0. 67 m <sup>3</sup>
	一般保温 (繊維質)		36. 5D	グレーチング上 <sup>(注1)</sup>	9. 56 m <sup>3</sup>
				グレーチング下 <sup>(注1)</sup>	3. 91 m <sup>3</sup>
繊維質 配管保温型	一般保温 (繊維質)	A ホットレグ 配管部	36. 5D	0. 46 m <sup>3</sup>	
発泡ゴム		—	<sup>(注2)</sup> —	<sup>(注3)</sup> 0. 98 m <sup>3</sup>	

(注 1) 蒸気発生器の保温材はグレーチング上に設置することから「グレーチング上」として評価し、蒸気発生器以外の保温材は、一部グレーチング上に設置するものもあるが、保守的に全てグレーチングより下に設置するものとして、「グレーチング下」として評価する。

(注 2) 発泡ゴムについては、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成 20 年 2 月 27 日 平成 20・02・12 原院第 5 号)(以下、「内規」という。)に該当する ZOI 半径が定められていないため、蒸気発生器室内の全域とする。

(注 3) A, B 及び C-蒸気発生器室のうち最大破損量を記載する。

(2) 破損保温材の ECCS 水源への移行量評価

保温材の破損量のうち、ECCS 水源に移行する量を評価した結果を第 3-2 表に示す。移行割合は内規別表第 2 に示す値から、原子炉格納容器内に放出される冷却材の全量 [ ] に対する滞留水区画の体積 [ ] 比率である 2%を減じた値とする。また、破損保温材の ECCS 水源への移行量は、第 3-1 表の ZOI 内保温材の破損量に移行割合を乗じて算出する。

第 3-2 表 破損保温材の ECCS 水源への移行量

保温材種類		配管破断 想定箇所	移行割合	移行量
繊維質 保温板型	カプセル 保温 (繊維質)	グレーチング上	59 % (注2)	0.631 m <sup>3</sup>
		グレーチング下	98 % (注1)	0.657 m <sup>3</sup>
	一般保温 (繊維質)	グレーチング上	59 % (注2)	5.640 m <sup>3</sup>
		グレーチング下	98 % (注1)	3.832 m <sup>3</sup>
繊維質 配管保温型	一般保温 (繊維質)	98 % (注1)	0.451 m <sup>3</sup>	
発泡ゴム			98 % (注1)	0.960 m <sup>3</sup>

(注 1)  $100\% \times (1 - 0.02) = 98\%$

(注 2)  $60\% \times (1 - 0.02) = 59\%$

[ ] 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) 破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行量評価

原子炉格納容器内に存在する破損保温材以外の異物について、考慮する異物の種類、量及び ECCS 水源への移行量を第 3-3 表に示す。なお、堆積異物については、異物管理及び原子炉起動の際の原子炉格納容器内清掃、点検を実施するため、内規別表第 3 に示す値を用いる。

第 3-3 表 破損保温材以外の異物の種類、量及び ECCS 水源への移行量

異物の種類		異物の量	移行割合	移行量
塗装		原子炉格納容器内の塗装は全て耐 DBA 仕様塗装なので半径 10D の球形 ZOI の表面積に塗膜厚さを乗じた値とし、次式のとおり算出し、0.39m <sup>3</sup> とする。  $D_c = 4 \times \pi \times (10 \times D)^2 \times L_c$ $= 4 \times \pi \times (10 \times 0.7874)^2 \times (500 \times 10^{-6})$ $= 0.389$ ここで、 D <sub>c</sub> : 塗装異物発生量 (m <sup>3</sup> ) D : 破断を想定した配管の口径 (m) (最大配管口径であるクロスオーバーレグを選定) L <sub>c</sub> : 塗膜厚さ (m) (最大塗膜厚さであるコンクリート床面を選定)	100%	0.39m <sup>3</sup>
堆積異物	繊維質	13.6kg	100%	13.6kg
	粒子	77.1kg	100%	77.1kg
その他異物		50m <sup>2</sup>	100%	50m <sup>2</sup>
化学影響生成異物 <sup>(注)</sup>		861.46kg	100%	861.46kg

(注) 化学影響生成異物は、「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」(Westinghouse WCAP-16530-NP) に基づいて算出する。

#### 4. 異物付着による圧損上昇の評価

##### (1) 系統流量の設定

サンプルスクリーン設置時の評価においては、スクリーンからの取水量が最大となる高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの各ポンプが起動している運転モードを想定し、スクリーンを通過する系統流量を第 4-1 表のとおり設定している。今回評価を行う原子炉格納容器の除熱機能喪失時には、高圧注入ポンプ 1 台により再循環運転を行っていることから、 m<sup>3</sup>/h として系統流量を設定する。

第 4-1 表 スクリーンを通過する系統流量

(単位：m<sup>3</sup>/h)

系統設備	系統流量	DB	SA
ECCS (高圧注入設備)	<input type="text"/>	○	○
ECCS (余熱除去設備)	<input type="text"/>	○	—
原子炉格納施設圧力低減設備 (格納容器スプレイ設備)	<input type="text"/>	○	—
合計		<input type="text"/>	<input type="text"/>

##### (2) スクリーンの有効表面積

スクリーンは再循環運転時の最低水位で水没する設計であるため、有効表面積は次式のとおりスクリーン各部の寸法公差を考慮したスクリーンの最小表面積からその他異物の 75%分を差し引いて算出し、401m<sup>2</sup>とする。

$$\begin{aligned}
 A_e &= A_a - D_m \times 0.75 \\
 &= 439 - 50 \times 0.75 \\
 &= 401.5
 \end{aligned}$$

ここに、

$A_e$  : スクリーンの有効表面積 (m<sup>2</sup>)

$A_a$  : スクリーンの表面積 (寸法公差を考慮した最小表面積) (m<sup>2</sup>)

$D_m$  : その他異物量 (m<sup>2</sup>)

##### (3) 圧損評価水温

異物付着による圧損上昇の評価に用いる水温は、再循環切替直後の ECCS 水源の水温を低く設定することが保守的である。LOCA 後の水温を低めとする再循環切替直後の温度を評価した場合でも 50℃以上となるため、スクリーンの圧損評価では保守的に水温を 50℃として評価を行う。

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。

(4) 圧損評価に用いる異物付着量

スクリーンへの異物付着量は、3項で示す ECCS 水源に移行した異物が全量スクリーンに付着するものとするが、保温材異物量に余裕を見て第 4-2 表に示す値として評価を行う。その他異物については、(2)項に示すとおり、スクリーン有効表面積の算定にその他異物に対する面積の 75%を減じることで考慮している。また、発泡ゴムについては、密度が  $70\text{kg}/\text{m}^3$  と小さく ECCS 水源内で浮遊することから、圧損評価に用いるスクリーンの異物として考慮しない。

第 4-2 表 圧損評価に用いるスクリーンへの異物付着量

異物の種類		移行量	評価に用いる異物量
破損保温材	繊維質（保温板型）	$10.760\text{m}^3$	$10.76\text{m}^3$
	繊維質（配管保温型）	$0.451\text{m}^3$	$0.96\text{m}^3$
破損保温材 以外の異物	塗装	$0.39\text{m}^3$	$0.39\text{m}^3$
	堆積異物（繊維質）	13.6kg	13.6kg
	堆積異物（粒子）	77.1kg	77.1kg
	化学影響生成異物	861.46kg	861.46kg

(5) 異物付着による圧損上昇の評価

a. 繊維質異物と粒子状異物の付着による圧損上昇の評価

繊維質異物と粒子状異物の付着による圧損上昇の評価については、NUREG/CR-6224にて示される下記評価式を使用して算出する。

ここで、 $dL_o$  (ベッド厚さ (理論値)) と  $dL_m$  (付着後のベッド厚さ) の算出の際、塗装等の粒子状異物の混合割合が少ない場合は繊維質ベッドの圧縮式(式(4)、式(5))を用いるが、粒子状異物が繊維質異物に比べて多い場合には繊維質は圧縮されにくくなるため、圧縮量を制限する式(式(6))を用いることとする。下記評価式に用いる各異物の物性値について第4-3表に示す。

この算出の結果、繊維質及び粒子状の異物が付着した場合のスクリーンの圧損が最大となるのは、すべての繊維質の異物を考慮した場合であり0.035mである。

$$\frac{dH}{dL_o} = 1.032 \times 10^{-4} \times \left[ 3.5 S_v^2 (1 - \epsilon_m)^{1.5} \{ 1 + 57(1 - \epsilon_m)^3 \} \mu U + 0.66 S_v \frac{(1 - \epsilon_m)}{\epsilon_m} \rho_w U^2 \right] \left( \frac{dL_m}{dL_o} \right) \dots (1)$$

ここで、

$$\epsilon_m = 1 - \left( 1 + \frac{\rho_f}{\rho_p} \eta \right) (1 - \epsilon_o) \left( \frac{dL_o}{dL_m} \right) \dots (2)$$

$$\epsilon_o = 1 - \frac{C_o}{\rho_f} \dots (3)$$

$$dL_m = \frac{dL_o}{c} \dots (4)$$

$$c = 1.3 \left( \frac{dH}{12 dL_o} \right)^{0.38} \dots (5)$$

$$dL_m = dL_o \frac{C_o}{C_{sludge}} (\eta + 1) \dots (6)$$

- $dH$  : 圧力損失 (m)  
 $dL_o$  : ベッド厚さ (理論値) (m)  
 $dL_m$  : 付着後のベッド厚さ (m)  
 $S_v$  : 異物の比面積 ( $m^2/m^3 = m^{-1}$ )



- ( $S_{v_f}$ は繊維質異物の比面積、 $S_{v_p}$ は粒子異物の比面積)
- $\varepsilon_m$  : 混合異物の空隙率 (—)
- $\varepsilon_o$  : 繊維質ベッドの空隙率 (理論値) (—)
- $\mu$  : 水の粘性係数 (kg/(m·s))
- $\rho_w$  : 水の密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $U$  : 吸込流速 (接近流速) (m/s)  
(系統流量をスクリーンの有効表面積で除した値)
- $\eta$  : 繊維質保温材と粒子状保温材の質量比 (—)
- $\rho_f$  : 繊維質保温材の粒子密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $\rho_p$  : 粒子状異物の粒子密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $c$  : ベッドの圧縮率 (—)
- $C_o$  : 異物の製品密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $C_{sludge}$  : 粒子状異物の密度 (理論値) (kg/m<sup>3</sup>)

第 4-3 表 異物の物性値

	繊維質 (保温板型)	繊維質 (配管保温型)	塗装	堆積異物 (繊維質)	堆積異物 (粒子)
比面積 $S_v$ (m <sup>-1</sup> )	(注1) (注2) 2.500×10 <sup>6</sup>	(注1) (注2) 2.500×10 <sup>6</sup>	(注2) 6.000×10 <sup>5</sup>	(注2) 5.633×10 <sup>5</sup>	(注2) 3.478×10 <sup>5</sup>
粒子密度 $\rho$ (kg/m <sup>3</sup> )	2,500	2,500	1,400	1,500	2,700
充填密度 (kg/m <sup>3</sup> )	60	105	300	38	1,600

(注1) 繊維質 (保温板型) 及び繊維質 (配管保温型) の比表面積は、繊維径 1.6  $\mu$ m と  
して設定。

(注2) 「Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology」  
(Nuclear Energy Institute NEI04-07) に基づいて設定。

b. 化学影響生成異物による圧損上昇の評価

スクリーンの異物付着による圧損評価については、繊維質異物と粒子状異物の付着による圧損上昇に、化学影響生成異物によるスクリーンの圧損上昇を考慮する必要がある。化学影響生成異物による圧損上昇については、定量的な評価手法が確立されていないため、内規別記2に留意した圧損試験による結果<sup>(注4)</sup>から、繊維質及び粒子状の異物投入後から化学影響生成異物投入後の圧損上昇は1.08mとなる。

上記評価値1.08mは、サンプスクリーン設置時における化学影響生成異物量(599.3 kg)及びスクリーン通過流量(   m<sup>3</sup>/h)における評価値であり、今回の評価においては、化学影響生成異物量は液相部のAl、Si、Znは全析出すると仮定し、保守的に溶出量の約2倍の化学影響生成異物量(1722.92 kg)を見込み、圧損は化学影響生成異物量に比例するとして評価を実施した。

また、過去に実施した検証試験結果に基づき圧損は流速に比例するものとし、化学影響生成異物が付着した場合のスクリーンの圧損を算出(1.08m × (1722.92kg/599.3kg) ×  )した結果、0.375mとなる。

(注4) 既工事計画変更認可申請書(平成20年12月3日付け平成20・10・23原第3号にて認可)の添付資料5参照

c. 繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇の評価

a項に示す繊維質異物及び粒子状異物の圧損上昇に、b項に示す化学影響生成異物の付着による圧損上昇を加えて、繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇を算出する。

その結果、第4-5表に示すとおり、繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着時のスクリーンに生じる圧損は、0.410mである。

第4-5表 繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による  
圧損上昇の評価結果

(単位：m)

	圧損値
繊維質及び粒子状の異物による圧損上昇	0.035
化学影響生成異物による圧損上昇	0.375
合計	0.410

  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。

5. 非常用炉心冷却設備のポンプの有効性評価

5.1 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭評価結果

ECCS ポンプである高圧注入ポンプの必要 NPSH と、4 項に示した異物付着後のスクリーンの圧損上昇を考慮した NPSH との比較評価を行う。

(1) LOCA 後の原子炉格納容器内圧、格納容器再循環サンプル水の温度条件

LOCA 後の原子炉格納容器圧力及び格納容器再循環サンプル水温は、事故後の経過時間とともに変化するが、原子炉格納容器圧力は常に格納容器再循環サンプル水の飽和蒸気圧を超える。ECCS ポンプの NPSH 評価をする時は、評価条件を保守的に設定するという観点より、原子炉格納容器の背圧を考慮しないこととする。

(2) 再循環運転時の ECCS 水源の最低水位

再循環運転時の ECCS 水源の最低水位は、冷却材が ECCS 水源に到達するまでの流路の狭隘部が破損保温材等により閉塞し、再循環運転に寄与しない冷却材を考慮し、とする。

(3) ECCS ポンプの NPSH 評価結果

上記条件に基づく高圧注入ポンプの NPSH 評価結果を第 5-1 表に示す。

第 5-1 表 ECCS ポンプの NPSH 評価

(単位：m)

		評価値	
		高圧注入ポンプ	
H <sub>0</sub> ：静水頭			
H <sub>1</sub> ：配管圧損			
H <sub>2</sub> ：異物付着なしの状態におけるスクリーン圧損	スクリーン本体		
	水路部		
H <sub>3</sub> ：異物付着による圧損上昇			
NPSH(H <sub>0</sub> - H <sub>1</sub> - H <sub>2</sub> - H <sub>3</sub> )			

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。

5.2 非常用炉心冷却設備のポンプの有効性評価結果

ECCS ポンプの有効性評価結果は、第 5-2 表に示すとおりである。

第 5-2 表 ECCS ポンプの有効性評価

(単位：m)

	必要 NPSH	異物付着後の NPSH
高圧注入ポンプ	<input type="text"/>	<input type="text"/>

第 5-2 表に示すとおり、重大事故時の異物付着後においても、ECCS ポンプの NPSH は必要 NPSH を上回っている。

以上の結果より、炉心損傷前の重大事故時においても再循環運転は可能である。

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。



47-8 海水注入後に再循環運転を仮定した際の格納容器再循環サンプスクリーンの影響評価について

## 目 次

1. 概 要
2. 評価方法
3. 格納容器再循環サンプスクリーンへの異物付着量の評価
4. 異物付着による圧損上昇の評価
5. 非常用炉心冷却設備のポンプの有効性評価
  - 5.1 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭評価結果
  - 5.2 非常用炉心冷却設備のポンプの有効性評価結果

## 重大事故時における海水注入後の再循環運転について

SA 有効性評価で炉心損傷後の格納容器破損防止において海水注入を想定しているが、炉心損傷後は、自然対流冷却で事象収束が図れることからサンプスクリーンを介した再循環運転には期待していない。

このため、参考として海水注入後に再循環系統のポンプを運転させる場合を仮定し、ポンプの必要 NPSH と、海水通水を考慮したサンプスクリーンの NPSH との比較評価を実施する。

### 1. 概 要

SA 時の再循環運転の有効性評価時の条件を仮に海水とした場合について、ポンプの必要 NPSH と、海水通水を考慮したサンプスクリーンの NPSH との比較評価を以下の前提条件に基づき実施する。

#### (1) 海水注入を考慮した評価の前提条件

サンプスクリーン設置時の大破断の ZOI を用い評価を行う。

また、化学影響生成異物の溶出量については、保守的に液相部の Al、Si、Zn は全溶出又は一部飽和すると仮定する。

スクリーンを通過する系統流量については、化学影響生成異物の発生量が多くかつ破損保温材も発生する原子炉格納容器の除熱機能喪失シナリオとし、サンプスクリーン 1 系統にデブリが集約される事を保守的に設定するため、高圧注入ポンプ 1 台による再循環運転を仮定し、 m<sup>3</sup>/h とする。

海水注入による粘性の増加として、塩化ナトリウム (3.5wt%) の粘性を考慮する。

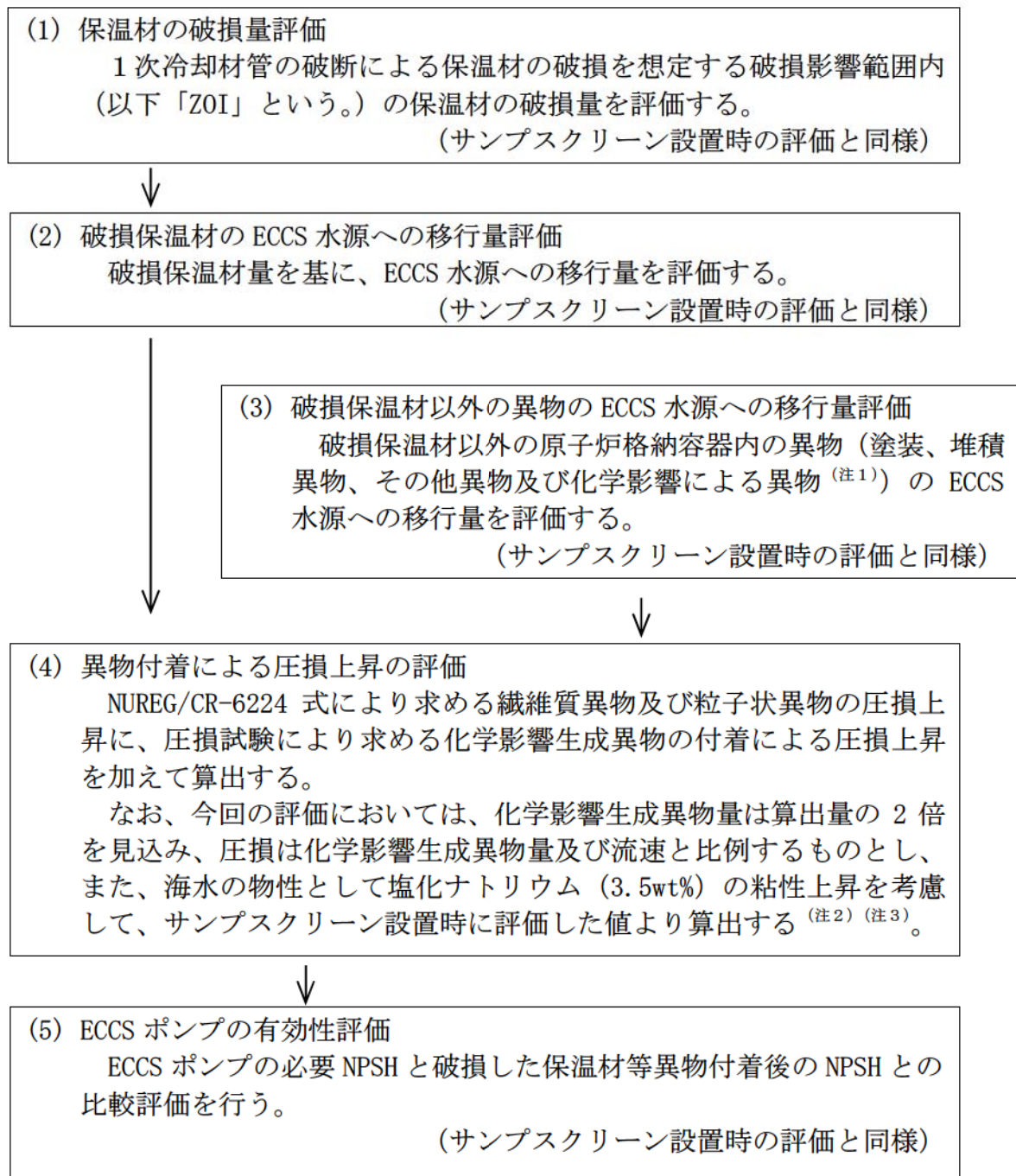
海水内不純物については、海水取水部でのストレーナによる除去が期待できるが、異物量の特定は困難であることから評価対象外とする。

なお、本評価においては、腐食による長期的な構造健全性は考慮対象外とする。

## 2. 評価方法

原子炉格納容器の除熱機能喪失シナリオにおいては、1次冷却材管の両端破断による LOCA を想定し、1次冷却材管破断時に破断口周囲の保温材等が破断口から流出した冷却材により破損し、破損保温材及び原子炉格納容器内に存在する破損保温材以外の異物が、ECCS 及び原子炉格納施設圧力低減設備の水源（以下「ECCS 水源」という。）である格納容器再循環サンプへ流入し、ECCS ポンプ及び格納容器スプレイポンプの吸込流により、スクリーンに付着するという事象シナリオに沿って、サンプスクリーン設置時の評価方法に準じて ECCS ポンプの NPSH の評価を行う。また、その有効性はポンプの必要有効吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）とスクリーンへ異物が付着した状態における NPSH を比較することで評価する。具体的な評価の手順を第 2-1 図に示す。





(注1) ほう酸水にヒドラジンや苛性ソーダを添加した冷却材と原子炉格納容器内構造物や破損保温材との化学反応 (以下「化学影響」という。) により発生する異物 (以下「化学影響生成異物」という。)

復旧期間について明確に定められないため、液相部の Al、Si、Zn は全析出すると仮定し、Fe は塗装されていることから SA 環境下においても腐食なしとして評価した。

(注2) 事業者で実施した検証試験において、圧損と流量が比例することを確認しており、圧損は流速に比例するものとして算出する。また、旧 JNES の「JNES-SS-1004 サンプストレナ閉塞事象の化学影響に関する評価マニュアル」において、圧損は化学影響発生異物量の増加による比例関係により若干上回る傾向を示しているため、化学影響生成異物量を保守的に 2 倍見込む。

(注3) ほう酸水と海水を混合しても新たな化学生成物が生成されることはないことから、ほう酸水と海水の混合により混合溶液が高い粘性を示すことはないと考え。

## 第 2-1 図 スクリーンの有効性評価の手順

### 3. 格納容器再循環サンプスクリーンへの異物付着量の評価

#### (1) 保温材の破損量評価

LOCA 時に破断する 1 次冷却材管が設置されている蒸気発生器室内において、配管破断想定箇所は、ZOI 内の保温材破損量が多いと想定される箇所を保温材種類ごとに選定し、保温材の破損量を評価する。

保温材種類ごとの最大破損量を第 3-1 表に示す。

第 3-1 表 保温材種類ごとの最大破損量

保温材種類		配管破断 想定箇所	ZOI 半径	ZOI 内保温材の破損量	
繊維質 保温板型	カプセル 保温 (繊維質)	A-蒸気発生器 クロスオーバーレグ 配管部	2. 4D	グレーチング上 <sup>(注1)</sup>	1. 07 m <sup>3</sup>
				グレーチング下 <sup>(注1)</sup>	0. 67 m <sup>3</sup>
	一般保温 (繊維質)		36. 5D	グレーチング上 <sup>(注1)</sup>	9. 56 m <sup>3</sup>
				グレーチング下 <sup>(注1)</sup>	3. 91 m <sup>3</sup>
繊維質 配管保温型	一般保温 (繊維質)	A ホットレグ 配管部	36. 5D	0. 46 m <sup>3</sup>	
発泡ゴム		—	<sup>(注2)</sup> —	<sup>(注3)</sup> 0. 98 m <sup>3</sup>	

(注 1) 蒸気発生器の保温材はグレーチング上に設置することから「グレーチング上」として評価し、蒸気発生器以外の保温材は、一部グレーチング上に設置するものもあるが、保守的に全てグレーチングより下に設置するものとして、「グレーチング下」として評価する。

(注 2) 発泡ゴムについては、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について (内規)」(平成 20 年 2 月 27 日 平成 20・02・12 原院第 5 号) (以下、「内規」という。) に該当する ZOI 半径が定められていないため、蒸気発生器室内の全域とする。

(注 3) A, B 及び C-蒸気発生器室のうち最大破損量を記載する。

(2) 破損保温材の ECCS 水源への移行量評価

保温材の破損量のうち、ECCS 水源に移行する量を評価した結果を第 3-2 表に示す。移行割合は内規別表第 2 に示す値から、原子炉格納容器内に放出される冷却材の全量  に対する滞留水区画の体積  比率である 2%を減じた値とする。また、破損保温材の ECCS 水源への移行量は、第 3-1 表の ZOI 内保温材の破損量に移行割合を乗じて算出する。

第 3-2 表 破損保温材の ECCS 水源への移行量

保温材種類		配管破断 想定箇所	移行割合	移行量
繊維質 保温板型	カプセル 保温 (繊維質)	グレーチング上	59 % (注2)	0.631 m <sup>3</sup>
		グレーチング下	98 % (注1)	0.657 m <sup>3</sup>
	一般保温 (繊維質)	グレーチング上	59 % (注2)	5.640 m <sup>3</sup>
		グレーチング下	98 % (注1)	3.832 m <sup>3</sup>
繊維質 配管保温型	一般保温 (繊維質)		98 % (注1)	0.451 m <sup>3</sup>
発泡ゴム			98 % (注1)	0.960 m <sup>3</sup>

(注 1)  $100\% \times (1 - 0.02) = 98\%$

(注 2)  $60\% \times (1 - 0.02) = 59\%$

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) 破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行量評価

原子炉格納容器内に存在する破損保温材以外の異物について、考慮する異物の種類、量及び ECCS 水源への移行量を第 3-3 表に示す。なお、堆積異物については、異物管理及び原子炉起動の際の原子炉格納容器内清掃、点検を実施するため、内規別表第 3 に示す値を用いる。

第 3-3 表 破損保温材以外の異物の種類、量及び ECCS 水源への移行量

異物の種類		異物の量	移行割合	移行量
塗 装		原子炉格納容器内の塗装は全て耐 DBA 仕様塗装なので半径 10D の球形 ZOI の表面積に塗膜厚さを乗じた値とし、次式のとおり算出し、0.39m <sup>3</sup> とする。  $D_c = 4 \times \pi \times (10 \times D)^2 \times L_c$ $= 4 \times \pi \times (10 \times 0.7874)^2 \times (500 \times 10^{-6})$ $= 0.389$ ここで、 D <sub>c</sub> : 塗装異物発生量 (m <sup>3</sup> ) D : 破断を想定した配管の口径 (m) (最大配管口径であるクロスオーバーレグを選定) L <sub>c</sub> : 塗膜厚さ (m) (最大塗膜厚さであるコンクリート床面を選定)	100%	0.39m <sup>3</sup>
堆積異物	繊維質	13.6kg	100%	13.6kg
	粒子	77.1kg	100%	77.1kg
その他異物		50m <sup>2</sup>	100%	50m <sup>2</sup>
化学影響生成異物 <sup>(注)</sup>		861.46kg	100%	861.46kg

(注) 化学影響生成異物は、「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」(Westinghouse WCAP-16530-NP) に基づいて算出する。



#### 4. 異物付着による圧損上昇の評価

##### (1) 系統流量の設定

サンプルスクリーン設置時の評価においては、スクリーンからの取水量が最大となる高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの各ポンプが起動している運転モードを想定し、スクリーンを通過する系統流量を第 4-1 表のとおり設定している。今回評価を行う原子炉格納容器の除熱機能喪失時には、高圧注入ポンプ 1 台により再循環運転を行っていることから、 m<sup>3</sup>/h として系統流量を設定する。

第 4-1 表 スクリーンを通過する系統流量

(単位：m<sup>3</sup>/h)

系統設備	系統流量	DB	SA
ECCS (高圧注入設備)	<input type="text"/>	○	○
ECCS (余熱除去設備)	<input type="text"/>	○	—
原子炉格納施設圧力低減設備 (格納容器スプレイ設備)	<input type="text"/>	○	—
合計		<input type="text"/>	<input type="text"/>

##### (2) スクリーンの有効表面積

スクリーンは再循環運転時の最低水位で水没する設計であるため、有効表面積は次式のとおりスクリーン各部の寸法公差を考慮したスクリーンの最小表面積からその他異物の 75%分を差し引いて算出し、401m<sup>2</sup>とする。

$$\begin{aligned}
 A_e &= A_a - D_m \times 0.75 \\
 &= 439 - 50 \times 0.75 \\
 &= 401.5
 \end{aligned}$$

ここに、

$A_e$  : スクリーンの有効表面積 (m<sup>2</sup>)

$A_a$  : スクリーンの表面積 (寸法公差を考慮した最小表面積) (m<sup>2</sup>)

$D_m$  : その他異物量 (m<sup>2</sup>)

##### (3) 圧損評価水温

異物付着による圧損上昇の評価に用いる水温は、再循環切替直後の ECCS 水源の水温を低く設定することが保守的である。LOCA 後の水温を低めとする再循環切

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。

替直後の温度を評価した場合でも 50°C以上となるため、スクリーンの圧損評価では保守的に水温を 50°Cとして評価を行う。

(4) 圧損評価に用いる異物付着量

スクリーンへの異物付着量は、3項で示す ECCS 水源に移行した異物が全量スクリーンに付着するものとするが、保温材異物量に余裕を見て第 4-2 表に示す値として評価を行う。その他異物については、(2)項に示すとおり、スクリーン有効表面積の算定にその他異物に対する面積の 75%を減じることで考慮している。また、発泡ゴムについては、密度が  $70\text{kg/m}^3$  と小さく ECCS 水源内で浮遊することから、圧損評価に用いるスクリーンの異物として考慮しない。

第 4-2 表 圧損評価に用いるスクリーンへの異物付着量

異物の種類		移行量	評価に用いる異物量
破損保温材	繊維質（保温板型）	$10.760\text{m}^3$	$10.76\text{m}^3$
	繊維質（配管保温型）	$0.451\text{m}^3$	$0.96\text{m}^3$
破損保温材 以外の異物	塗装	$0.39\text{m}^3$	$0.39\text{m}^3$
	堆積異物（繊維質）	13.6kg	13.6kg
	堆積異物（粒子）	77.1kg	77.1kg
	化学影響生成異物	861.46kg	861.46kg

(5) 異物付着による圧損上昇の評価

a. 繊維質異物と粒子状異物の付着による圧損上昇の評価

繊維質異物と粒子状異物の付着による圧損上昇の評価については、NUREG/CR-6224にて示される下記評価式を使用して算出する。

ここで、 $dL_o$  (ベッド厚さ (理論値)) と  $dL_m$  (付着後のベッド厚さ) の算出の際、塗装等の粒子状異物の混合割合が少ない場合は繊維質ベッドの圧縮式(式(4)、式(5))を用いるが、粒子状異物が繊維質異物に比べて多い場合には繊維質は圧縮されにくくなるため、圧縮量を制限する式(式(6))を用いることとする。下記評価式に用いる各異物の物性値について第4-3表に示す。なお、流体の粘性係数及び密度については、海水の物性値を使用する。

この算出の結果、繊維質及び粒子状の異物が付着した場合のスクリーンの圧損が最大となるのは、すべての繊維質の異物を考慮した場合であり0.037mである。

$$\frac{dH}{dL_o} = 1.032 \times 10^{-4} \times \left[ 3.5 S_v^2 (1 - \epsilon_m)^{1.5} \{ 1 + 57 (1 - \epsilon_m)^3 \} \mu U + 0.66 S_v \frac{(1 - \epsilon_m)}{\epsilon_m} \rho_w U^2 \right] \left( \frac{dL_m}{dL_o} \right) \dots (1)$$

ここで、

$$\epsilon_m = 1 - \left( 1 + \frac{\rho_f}{\rho_p} \eta \right) (1 - \epsilon_o) \left( \frac{dL_o}{dL_m} \right) \dots (2)$$

$$\epsilon_o = 1 - \frac{C_o}{\rho_f} \dots (3)$$

$$dL_m = \frac{dL_o}{c} \dots (4)$$

$$c = 1.3 \left( \frac{dH}{12 dL_o} \right)^{0.38} \dots (5)$$

$$dL_m = dL_o \frac{C_o}{C_{sludge}} (\eta + 1) \dots (6)$$

- $dH$  : 圧力損失 (m)
- $dL_o$  : ベッド厚さ (理論値) (m)
- $dL_m$  : 付着後のベッド厚さ (m)
- $S_v$  : 異物の比面積 ( $m^2/m^3 = m^{-1}$ )



- ( $S_{vf}$ は繊維質異物の比面積、 $S_{vp}$ は粒子異物の比面積)
- $\varepsilon_m$  : 混合異物の空隙率 (—)
- $\varepsilon_o$  : 繊維質ベッドの空隙率 (理論値) (—)
- $\mu$  : 水の粘性係数 (kg/(m·s))
- $\rho_w$  : 水の密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $U$  : 吸込流速 (接近流速) (m/s)  
(系統流量をスクリーンの有効表面積で除した値)
- $\eta$  : 繊維質保温材と粒子状保温材の質量比 (—)
- $\rho_f$  : 繊維質保温材の粒子密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $\rho_p$  : 粒子状異物の粒子密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $c$  : ベッドの圧縮率 (—)
- $C_o$  : 異物の製品密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $C_{sludge}$  : 粒子状異物の密度 (理論値) (kg/m<sup>3</sup>)

第 4-3 表 異物の物性値

	繊維質 (保温板型)	繊維質 (配管保温型)	塗装	堆積異物 (繊維質)	堆積異物 (粒子)
比面積 $S_v$ (m <sup>-1</sup> )	(注1) (注2) 2.500×10 <sup>6</sup>	(注1) (注2) 2.500×10 <sup>6</sup>	(注2) 6.000×10 <sup>5</sup>	(注2) 5.633×10 <sup>5</sup>	(注2) 3.478×10 <sup>5</sup>
粒子密度 $\rho$ (kg/m <sup>3</sup> )	2,500	2,500	1,400	1,500	2,700
充填密度 (kg/m <sup>3</sup> )	60	105	300	38	1,600

(注1) 繊維質 (保温板型) 及び繊維質 (配管保温型) の比表面積は、繊維径 1.6  $\mu$ m として設定。

(注2) 「Pressurized Water Reactor Sump Performance Evaluation Methodology」(Nuclear Energy Institute NEI04-07) に基づいて設定。

b. 化学影響生成異物による圧損上昇の評価

スクリーンの異物付着による圧損評価については、繊維質異物と粒子状異物の付着による圧損上昇に、化学影響生成異物によるスクリーンの圧損上昇を考慮する必要がある。化学影響生成異物による圧損上昇については、定量的な評価手法が確立されていないため、内規別記2に留意した圧損試験による結果<sup>(注4)</sup>から、繊維質及び粒子状の異物投入後から化学影響生成異物投入後の圧損上昇は1.08mとなる。

上記評価値1.08mは、サンプスクリーン設置時における化学影響生成異物量(599.3kg)及びスクリーン通過流量(  m<sup>3</sup>/h )における評価値であり、今回の評価においては、化学影響生成異物量は液相部のAl、Si、Znは全析出すると仮定し、保守的に溶出量の約2倍の化学影響生成異物量(1722.92kg)を見込み、圧損は化学影響生成異物量に比例するとして評価を実施した。

また、過去に実施した検証試験結果に基づき圧損は流速に比例するものとし、海水の物性として塩化ナトリウム(3.5wt%)の粘性上昇(6%)を考慮して、化学影響生成異物が付着した場合のスクリーンの圧損を算出(1.08m × (1722.92kg/599.3kg) ×  × 1.06)した結果、0.397mとなる。

(注4) 既工事計画変更認可申請書(平成20年12月3日付け平成20・10・23原第3号にて認可)の添付資料5参照

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。

c. 繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇の評価

a 項に示す繊維質異物及び粒子状異物の圧損上昇に、b 項に示す化学影響生成異物の付着による圧損上昇を加えて、繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による圧損上昇を算出する。

その結果、第 4-5 表に示すとおり、繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着時のスクリーンに生じる圧損は、0.434m である。

第 4-5 表 繊維質、粒子状の異物及び化学影響生成異物の付着による  
圧損上昇の評価結果

(単位：m)

	圧損値
繊維質及び粒子状の異物による圧損上昇	0.037
化学影響生成異物による圧損上昇	0.397
合計	0.434

5. 非常用炉心冷却設備のポンプの有効性評価

5.1 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭評価結果

ECCS ポンプである高圧注入ポンプの必要 NPSH と、4 項に示した異物付着後のスクリーンの圧損上昇を考慮した NPSH との比較評価を行う。

(1) LOCA 後の原子炉格納容器内圧、格納容器再循環サンプル水の温度条件

LOCA 後の原子炉格納容器圧力及び格納容器再循環サンプル水温は、事故後の経過時間とともに変化するが、原子炉格納容器圧力は常に格納容器再循環サンプル水の飽和蒸気圧を超える。ECCS ポンプの NPSH 評価をする時は、評価条件を保守的に設定するという観点より、原子炉格納容器の背圧を考慮しないこととする。

(2) 再循環運転時の ECCS 水源の最低水位

再循環運転時の ECCS 水源の最低水位は、冷却材が ECCS 水源に到達するまでの流路の狭隘部が破損保温材等により閉塞し、再循環運転に寄与しない冷却材を考慮し、とする。

(3) ECCS ポンプの NPSH 評価結果

上記条件に基づく高圧注入ポンプの NPSH 評価結果を第 5-1 表に示す。

第 5-1 表 ECCS ポンプの NPSH 評価

(単位：m)

		評価値	
		高圧注入ポンプ	
H <sub>0</sub> ：静水頭			
H <sub>1</sub> ：配管圧損			
H <sub>2</sub> ：異物付着なしの状態におけるスクリーン圧損	スクリーン本体		
	水路部		
H <sub>3</sub> ：異物付着による圧損上昇			
NPSH(H <sub>0</sub> - H <sub>1</sub> - H <sub>2</sub> - H <sub>3</sub> )			

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。



## 5.2 非常用炉心冷却設備のポンプの有効性評価結果

ECCS ポンプの有効性評価結果は、第 5-2 表に示すとおりである。

第 5-2 表 ECCS ポンプの有効性評価

(単位：m)

	必要 NPSH	異物付着後の NPSH
高圧注入ポンプ	<input type="text"/>	<input type="text"/>

第 5-2 表に示すとおり、重大事故時における海水注入後においても、ECCS ポンプの NPSH は、必要 NPSH を上回っており、ECCS ポンプの運転状態において必要 NPSH は確保されている。

以上の結果より、海水注入を行った後の炉心損傷前の重大事故時においても再循環運転は可能である。

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。

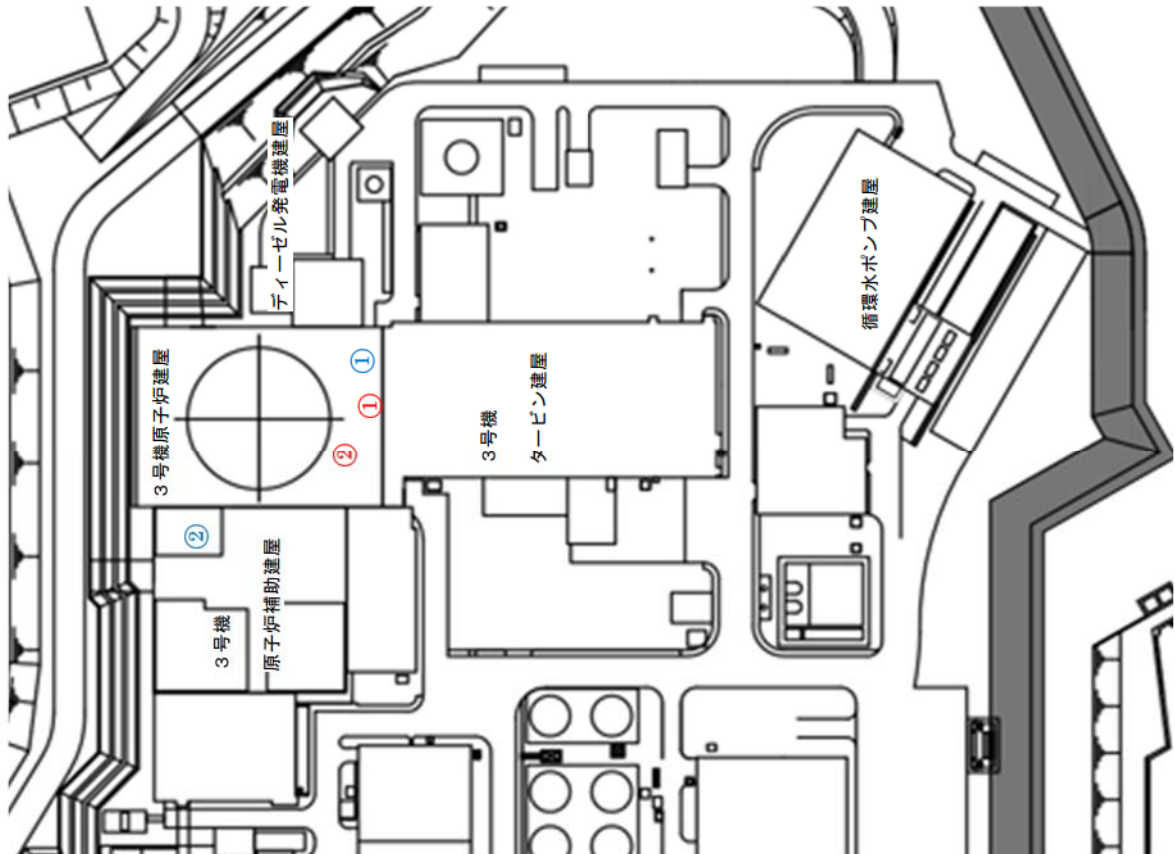
47-9 可搬型重大事故等対処設備の接続口について

可搬型重大事故等対処設備の接続口について

設置許可基準 第43条 (重大事故等対処設備)

新規制基準の該当項目	適合状況						
<p>重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならぬ。</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならぬ。</p> <p>三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によつて接続することができなくなること防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の箇所に設けるものであること。</p> <p>【解釈】 6 第3項第3号について、複数の機能でひとつの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。</p>	<p>以下の可搬型重大事故等対処設備を常設設備に接続する場合、共通要因によつて接続できなくなること防止するため、位置的分散を考慮し、それぞれ建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもつて複数箇所に、また原子炉建屋内に設置の場合は建屋内の異なる区画に複数箇所設置し異なる建屋面から接続できるように、複数の接続口を設けている。</p> <p>以下に、可搬型重大事故等対処設備の接続箇所を示す。</p> <table border="1" data-bbox="609 280 1061 1281"> <thead> <tr> <th>設備及び用途</th> <th>接続箇所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>・可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水送水</td> <td>① Bトレン側原子炉補機冷却水配管（屋内） （原子炉建屋 東側（ディゼル発電機建屋）又は西側からアクセスし、接続） ② Aトレン側原子炉補機冷却水配管（屋内） （原子炉建屋 東側（ディゼル発電機建屋）又は西側からアクセスし、接続）</td> </tr> <tr> <td>・可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット及び燃料取替水ピットへの補給</td> <td>① 補助給水系配管（屋内） （原子炉建屋 東側（ディゼル発電機建屋）からアクセスし、接続） ② 燃料取替水系配管（屋内） （原子炉補助建屋 上屋（ECTトラックアクセスエリア内）にて接続）</td> </tr> </tbody> </table> <p>追而理由【3号炉原子炉建屋西側を経由したルートの設定変更】 以降の 追而 標記の追而理由は、上記と同様であることから省略する。</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット及び燃料取替水ピットへの補給は、ひとつの接続口を使用するが、それぞれの機能に必要な容量を確保できる接続口を設置している。（別紙）</p> <p>（屋内）：ホースの接続はシャッター・扉を経由して行い、接続口自体は屋内であることを示す。</p>	設備及び用途	接続箇所	・可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水送水	① Bトレン側原子炉補機冷却水配管（屋内） （原子炉建屋 東側（ディゼル発電機建屋）又は西側からアクセスし、接続） ② Aトレン側原子炉補機冷却水配管（屋内） （原子炉建屋 東側（ディゼル発電機建屋）又は西側からアクセスし、接続）	・可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット及び燃料取替水ピットへの補給	① 補助給水系配管（屋内） （原子炉建屋 東側（ディゼル発電機建屋）からアクセスし、接続） ② 燃料取替水系配管（屋内） （原子炉補助建屋 上屋（ECTトラックアクセスエリア内）にて接続）
設備及び用途	接続箇所						
・可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水送水	① Bトレン側原子炉補機冷却水配管（屋内） （原子炉建屋 東側（ディゼル発電機建屋）又は西側からアクセスし、接続） ② Aトレン側原子炉補機冷却水配管（屋内） （原子炉建屋 東側（ディゼル発電機建屋）又は西側からアクセスし、接続）						
・可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット及び燃料取替水ピットへの補給	① 補助給水系配管（屋内） （原子炉建屋 東側（ディゼル発電機建屋）からアクセスし、接続） ② 燃料取替水系配管（屋内） （原子炉補助建屋 上屋（ECTトラックアクセスエリア内）にて接続）						

第43条第3項



可搬型重大事故対処設備の接続箇所を左図に示す。  
 各接続口については、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を考慮し、それぞれ建屋の異なる壁面近傍に、また原子炉建屋内に設置の場合は異なる区画に、複数の接続口を設置し、それぞれに必要な容量を給水することとしている。

	設備及び用途	接続箇所
1	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水</li> </ul>	<p>① Bトレン側原子炉補機冷却水配管(屋内)            (原子炉建屋 東側(ディーゼル発電機建屋)又は西側からアクセスし、接続)            (原子炉建屋内：T.P. 2.3m)</p> <p>② Aトレン側原子炉補機冷却水配管(屋内)            (原子炉建屋 東側(ディーゼル発電機建屋)又は西側からアクセスし、接続)            (原子炉建屋内：T.P. 2.3m)</p>
2	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへの補給</li> </ul>	<p>① 補給注水系配管(屋内)            (原子炉建屋 東側(ディーゼル発電機建屋)からアクセスし、接続)            (原子炉建屋内：T.P. 10.3m)</p> <p>② 補給注水系配管(屋内)            (原子炉補助建屋 上屋(ECTトラックアクセスエリア内)にて接続)            (原子炉補助建屋内：T.P. 33.1m)</p>



1. 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水の接続口（1／3）

可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水の接続口は、頑健な原子炉建屋内の異なる区画に配置することにより位置的分散を図った2箇所（Aトレン及びBトレンの原子炉補機冷却水配管への接続）を設けており、共通の要因により同時に被災することはなく、接続することができなくなること防止している。

追而

【共通要因について】

- ・地震：接続先である原子炉補機冷却水配管及び設置場所である原子炉建屋は耐震重要度分類Sクラスであることから、地震時においても使用可能であり、問題なく接続作業が可能である。
- ・津波：基準津波によりT.P.10mの敷地は浸水しないこと、及び接続口は2つとも水密化した建屋内であり、津波により同時に接続不能とはならない。
- ・火災：接続口と屋内ホース敷設ルート近傍の油内包回転機器も基準地震動に対して屋内ホース敷設ルート近傍の油内包回転機器も基準地震動に対して耐震性を有し、地震により損壊し火災が発生するおそれはないことから、火災により接続不能とはならない。また、火災防護上の別区画に設置していることから、同時に接続不能とはならない。
- ・放射線：事故環境下にあってもポンプ車の設置、接続や運転など必要な作業は実施可能である
- ・その他：ホースと常設配管の接続はJIS規格のフランジ継手、及び各ホースの接続は同一規格の専用金具により、容易かつ確実に接続することが可能である。また、手順を確立しており確実に常設備との接続が可能である。

図1-1-1 接続口の設置場所

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. 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水の接続口（2／3）

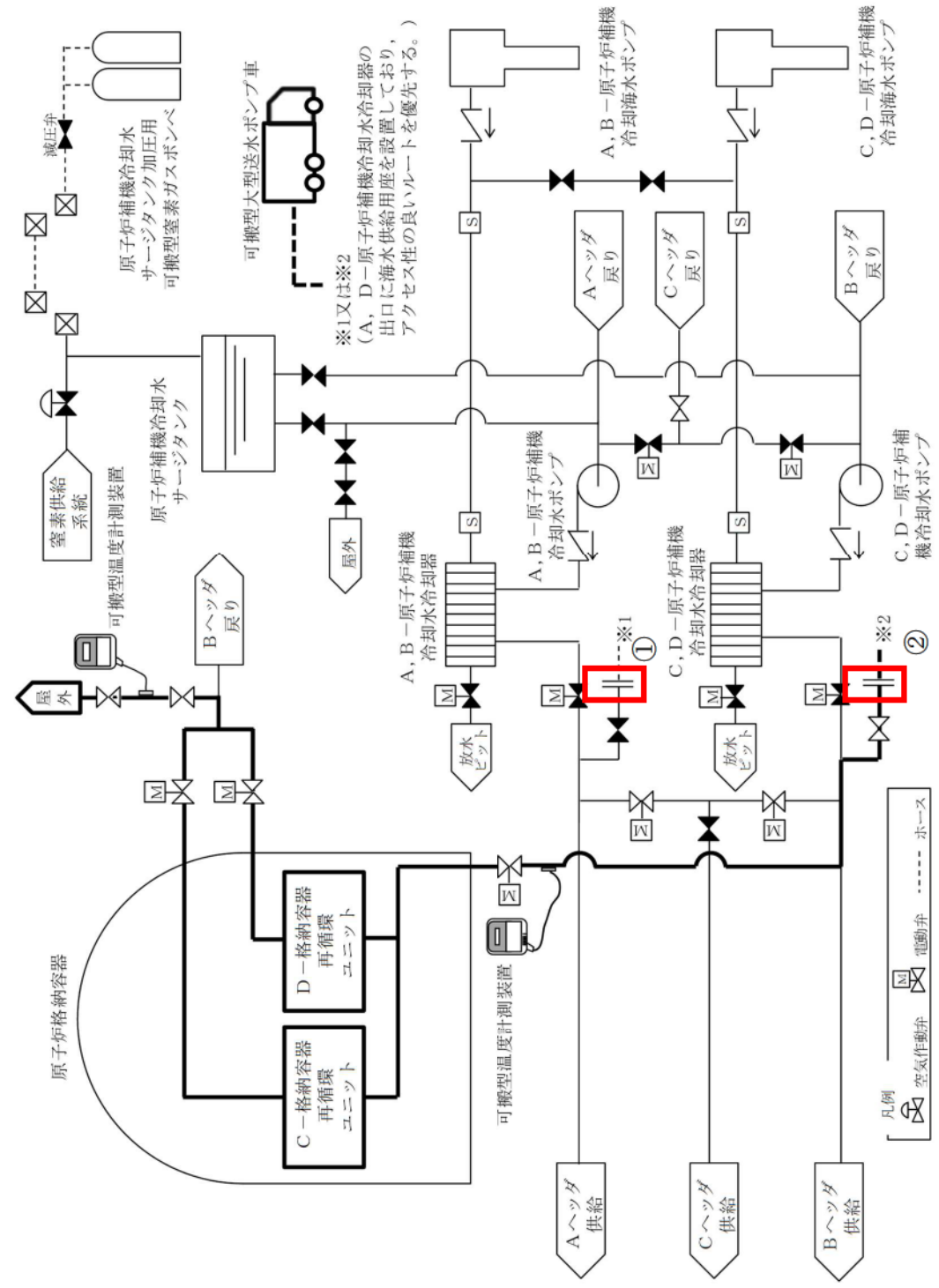
追而



図 1-2 取水場所及びホース敷設ルート

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。

1. 可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水の接続口 (3 / 3)



- ①原子炉建屋内Bトレン側 接続口 (T.P.2.3m)
- ②原子炉建屋内Aトレン側 接続口 (T.P.2.3m)

図1-3 概略系統図

2. 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット／燃料取替用水ピットへの補給の接続口 (1/3)

可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット／燃料取替用水ピットへの補給の接続口は、原子炉建屋の異なる壁面近傍に配置することにより位置的分散を図った2箇所（原子炉建屋の東側と西側）を設けており、共通の要因により同時に被災することはなく、接続することとがでなくなることとを防止している。  
上記は複数の機能でひとつの接続口を使用するが、それぞれの機能に必要な容量を確保できる接続口を設置している。(別紙)

【共通要因について】

- ・**地震**：接続口及び接続配管は耐震性を有する設計としていること、設置場所の原子炉建屋、及び原子炉補助建屋は耐震重要度分類Sクラスであることから、地震時においても使用可能であり、問題なく接続作業が可能である。
- ・**津波**：基準津波によりT.P.10mの敷地は浸水しないこと、及び接続口の1つは水密化した建屋内に、もう1つはT.P.33.1mの高所にあることから、津波により同時に接続不能とはならない。
- ・**火災**：接続口と屋内ホース敷設ルート周囲には可燃物が無いこと、及び接続口と屋内ホース敷設ルート近傍の油内包回転機器も基準地震動に対し耐震性を有し、地震により損壊し火災が発生するおそれはないことから、火災により接続不能とはならない。
- ・**放射線**：事故環境下にあってもポンプ車の設置、接続や運転など必要な作業は実施可能である。
- ・**その他**：ホースと常設配管の接続はJISまたはANSI規格のフランジ継手、及び各ホースの接続はポンプの種類に応じた同一規格の専用金具により、容易かつ確実に接続することが可能である。また、手順を確立しており確実に常設設備との接続が可能である。

図2-1 接続口の設置場所

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. 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット／燃料取替用水ピットへの補給の接続口 (2 / 3)

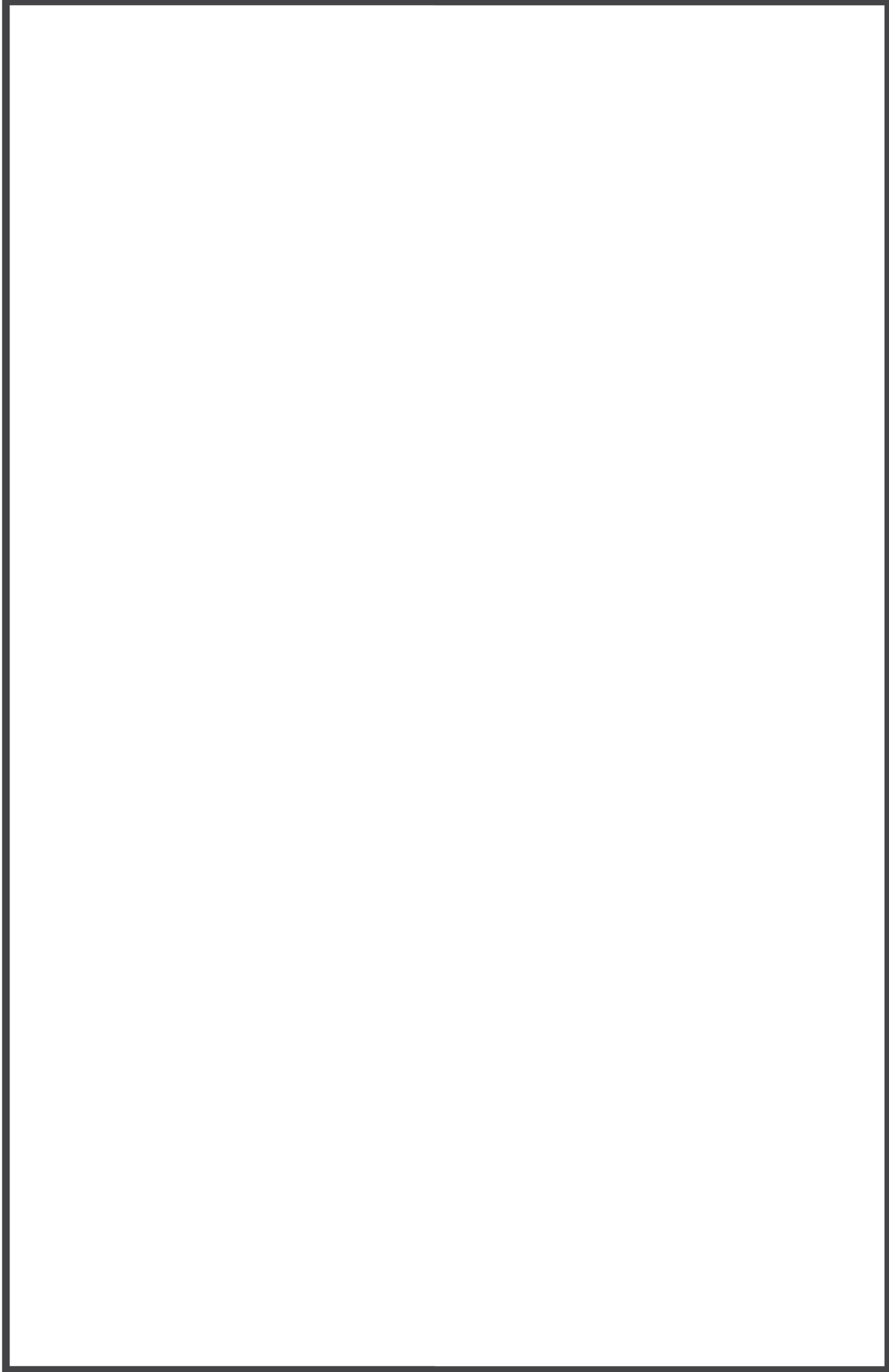


図 2-2 取水場所及びホース敷設ルート

□ 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。

2. 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピットへの補給の接続口 (3/3)

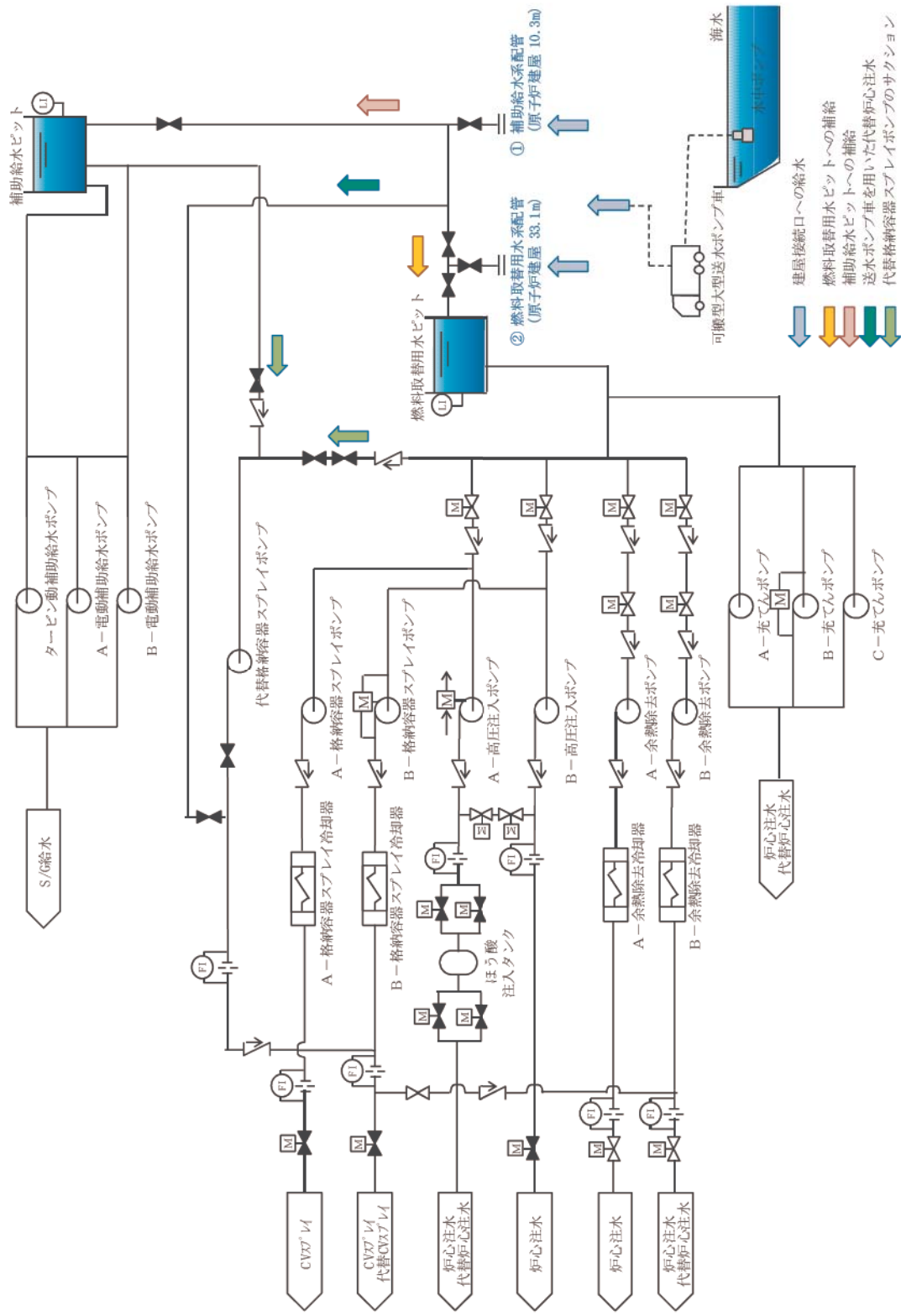


図 2-3 概略系統図

【まとめ】

	取水場所	ホース敷設ルート	接続口配置
<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却水系統への海水送水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>3号スクリーン室</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>合計2ルートを確保。</li> <li>建屋の東側廻り、西側廻りの両方のルートを確保。</li> <li>建屋内にて、一部重複ルートあり。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Bトレン側原子炉補機冷却水配管 (原子炉建屋内：T.P.2.3m) (原子炉建屋 東側(ディゼール発電機建屋)又は西側からアクセスし、接続)</li> <li>Aトレン側原子炉補機冷却水配管 (原子炉建屋内：T.P.2.3m) (原子炉建屋 東側(ディゼール発電機建屋)又は西側からアクセスし、接続)</li> <li>頑健な原子炉建屋内の異なる区画に配置している</li> <li>補助給水系配管 (原子炉建屋内：T.P.10.3m) (原子炉建屋 東側(ディゼール発電機建屋)からアクセスし、接続)</li> <li>燃料取替用水系配管 (原子炉補助建屋内：T.P.33.1m) (原子炉補助建屋 上屋(ECTトラックアクセスエリア内)にて接続)</li> <li>原子炉建屋の異なる壁面近傍に配置している。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへの補給</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>3号スクリーン室</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>合計2ルートを確保。</li> <li>建屋の東側廻り、西側廻りの両方のルートを確保。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>位置的分散を図った複数の接続口(屋内)を設置しており、問題ない。</li> </ul>
<p>まとめ (評価)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>防潮堤内に取水口を確保しており、問題ない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>独立した2ルート以上を確保しており、問題ない。</li> <li>ホースは任意の場所に敷設できる機動性があるため、一部重複ルートに対しても問題ない。</li> </ul>	<p>設置許可基準第43条第3項(接続口)に関する対応については、共通要因(地震、津波他)により接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数の接続口の設置とともに、ホース敷設ルートについても同様に対応しており、確実な取水・注水が可能となるよう配慮している。</p>

可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水、補助給水ピット／燃料取替用水ピットへの補給の接続口の兼用について

標記の接続口は3つの機能を1つの接続口で兼用している。

一方、設置許可基準規則第43条における接続口の兼用に係る要求事項は下記のとおりである。

(設置許可基準規則第43条 解釈第6項)

第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保できるように接続口を設けること。

本資料においては以下のとおり、標記の接続口が設置許可基準規則の接続口の兼用に係る要求事項に適合していることを確認した。

標記の接続口を使用する重大事故等の有効性評価のシナリオは表1のとおりであるが、複数の機能を同時に使用することはない。また、③の機能を使用する状況においては常設SA設備による炉心冷却機能は喪失している、及び炉心が既に損傷していると考えられ、①及び②の機能との同時使用の可能性はない。従って、それぞれの機能に必要な容量を確保していることにより、上記の基準要求事項に適合している。なお、表1の①、②及び③の機能が関連する設置許可基準規則の条文は第56条と第47条であるが、これらの条文に接続口に係る要求事項はない。

(表1)

(○：使用する)

有効性評価シナリオ	接続口の機能 (関連する設置許可基準規則 条文：第43条以外)	① 可搬型大型送水ポンプ車による 補助給水ピットへの補給			② 可搬型大型送水ポンプ車による 燃料取替用水ピットへの補給		③ 可搬型大型送水ポンプ車による 代替炉心注水		評価
		第56条（重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備）	第56条（重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備）	第56条（重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備）	第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）				
全交流動力電源喪失（全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールドLOCA）	全交流動力電源喪失（全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失（RCPシールドLOCAなし））	○	○	—	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>•複数の機能の同時使用はない</li> <li>•それぞれの機能に必要な容量を確保している</li> </ul>
格納容器過圧破損、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用（大LOCA＋ECCS注水機能喪失＋格納容器ブレイ機能喪失）	格納容器過温破損、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（全交流動力電源喪失＋補助給水機能喪失）	—	—	○	—	—	—	—	
		—	—	—	—	—	—	—	
		—	—	—	—	—	—	—	



47-10 CV冠水時に水没する電気ペネトレーション部  
からの漏えいの可能性について

## 1. はじめに

炉心溶融時等において、原子炉压力容器内に溶融した燃料が残存している（以下、残存デブリという。）状態が発生した場合に、残存デブリを冷却するために格納容器内に冷却水を注水した際における電気ペネトレーション部からの漏えいの可能性について説明する。

## 2. 電気ペネトレーションの水没時における漏えいの可能性について

電気ペネトレーションが水没し、漏えいする可能性がある場合としては、「①水没環境による構成部材の劣化に伴う漏えい」、「②水没時の圧力による漏えい」、「③海水注入による腐食に伴う漏えい」が考えられる。

### ①水没環境による構成部材の劣化に伴う漏えいの可能性

従前の電気ペネトレーションにおける研究で、経年劣化を考慮した劣化を与え、その上で飽和蒸気による事故時蒸気暴露試験を行い、健全性を確認している。飽和蒸気の試験環境と、残存デブリ冷却のための注水時等における水没環境における差異については、劣化に寄与するのは温度条件や放射線条件であり、その条件については特段変わるものではないことから、環境の差異については考慮する必要はないと考える。

### ②水没時の圧力による漏えいの可能性

当該水没時にかかる圧力は、「格納容器内の圧力」と「電気ペネトレーションにかかる水頭圧」を足し合わせた値となる。「格納容器内の圧力」は有効性評価における圧力の最大値(約0.36MPa[gage])を考慮する。「電気ペネトレーションにかかる水頭圧」は、電気ペネトレーションの最下端であるT.P. 18.3mから、格納容器内の注水制限高さであるT.P. 20.7mまでの注水を想定して、約0.03MPaとなる。

以上より、水没時に電気ペネトレーションにかかる圧力は、格納容器限界圧力の評価において健全性を確認している最高使用圧力の2倍(0.566[gage])を下回ることから、水没時に漏えいする可能性は低いと考える。

### ③海水注入による腐食に伴う漏えいの可能性

冷却媒体が海水であった場合の影響については、電気ペネトレーションの構成部材から考えると、導体が貫通している部分のシールには樹脂(エポキシ樹脂、EPゴム)を使用しており、樹脂自体には海水による腐食の影響は特にないと考えられ、水没時に漏えいする可能性は低いと考える。また容器にはSUS材及び炭素鋼を使用しているが、短期間において腐食により漏えいに至る可能性は低いと考えられる。

以上①～③により、電気ペネトレーションの水没時における漏えいの可能性は低いと考える。

47-11 ポンプ車の配備台数について

ポンプ車の配備台数は、重大事故等時又は大規模損壊発生時に、同時に実施することを想定するケースを考慮したうえで、必要な容量を満足する台数、並びに故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として必要な台数をもとに、可搬型大型送水ポンプ車を合計6台及び可搬型大容量海水送水ポンプ車を合計2台配備している。

ポンプ車の仕様及び配備台数を表1に示す。

ポンプ車を使用する対応手段と有効性評価の関連について、「設置許可基準規則」、「技術基準規則」及び「技術的能力審査基準」と重要事故シーケンス等との関連を表2に示す。ポンプ車を使用する対応手段は、①代替炉心注水、②燃料取替用水ピット又は補助給水ピットへの補給、③使用済燃料ピットへの注水又はスプレイ、④代替補機冷却、⑤放水を目的として配備しており、これらの対応手段におけるポンプ車の配備台数の考え方及び条文毎の配備数記載を図1に示す。

大規模損壊時におけるポンプ車の配備台数の考え方は、「泊3号炉 大規模損壊発生時の体制の整備について（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応）」に示す。

表 47-11-1 ポンプ車の仕様及び配備台数

名 称	容 量	吐出圧力	配備台数
可搬型大型送水ポンプ車	約 300 m <sup>3</sup> /h	約 1.3MPa	6 台
可搬型大容量海水送水ポンプ車	<div style="border: 1px solid black; display: inline-block; padding: 2px;"> <span style="font-size: 1.2em;"> </span> </div> m <sup>3</sup> /h (約 1,440m <sup>3</sup> /h 約 1,800m <sup>3</sup> /h)	約 1.2MPa	2 台

※ 可搬型大型送水ポンプ車は定格容量、定格揚程を示す。

※可搬型大容量海水送水ポンプ車の容量は、放水砲の要求容量を示す。

(( ) 内に定格容量を記載 )

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。

表 47-11-2 ポンプ車を使用する対応手段

項目	No	対応手段	技術的能力対称手段と有効性評価 比較表 (可搬型大送水ポンプ車又は可搬型大容量海水送水ポンプ車を使用する対応手段)																		
			①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	
1.1 44/50 対策①																					
1.2 46/51 対策①																					
1.3 46/51 対策②																					
1.4 47/52																					
1.5 48/53																					
1.6 49/54																					
1.7 50/55																					
1.8 51/56																					
1.9 52/57																					
1.10 53/58																					
1.11 54/59																					
1.12 55/70																					
1.13 56/71																					
1.14 57/72																					
1.15 58/73																					
1.16 59/74																					
1.17 60/75																					
1.18 61/76																					
1.19 62/77																					

次の5つの機能を目的として、ポンプ車を使用する対応手段を整備している。

- ①代替炉心注水
- ②燃料取替用水ビット又は補助給水ビットへの補給
- ③使用済燃料ビットへの注水又はスプレイ
- ④代替補機冷却
- ⑤放水



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。

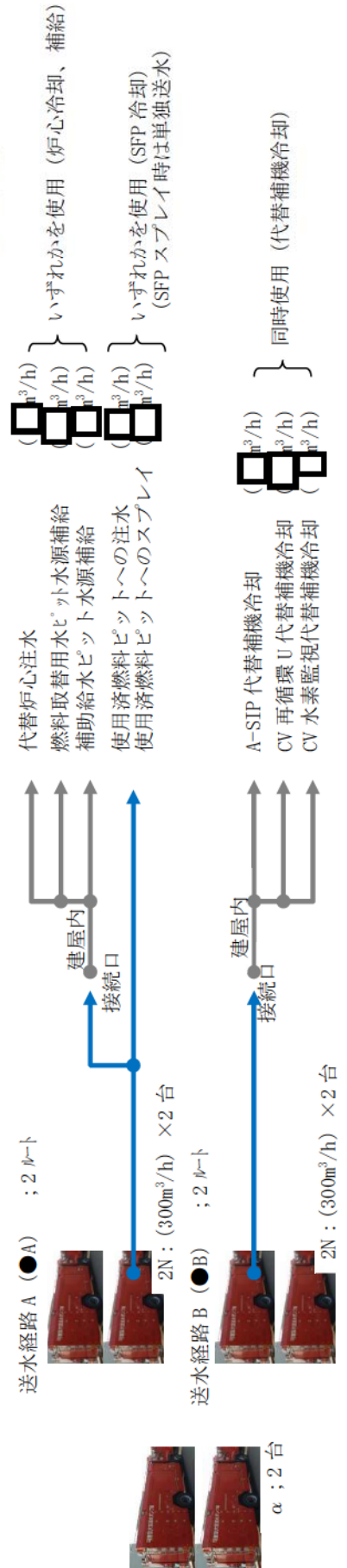
図 47-11-1 ポンプ車の配備台数の考え方 (重大事故等時)

No.	対応手段の目的	要求数 (N:必要数、α:予備)	使用するポンプ車 と 組合せごとの 配備数		関連する設置許可条文 と 条文毎の配備数記載 (●:対応手段・容量とも記載 ○:対応手段のみ記載)													
			可搬型大型 送水ポンプ車 (注1)	可搬型大容量海水 送水ポンプ車 (注2)	47	48	49	50	52	54	55	56						
①	代替炉心注水	2N+α			●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
②-1	水源補給 (補助給水ピット)	2N+α				-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
②-2	水源補給 (燃料取替用水ピット)	2N+α	●A			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
③-1	使用済燃料ピットへの注水	2N+α				-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
③-2	使用済燃料ピットへのスプレー	2N+α (注3)				-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
④-1	代替補機冷却 (A-SIP)	2N+α				●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
④-2	代替補機冷却 (CV 再循環U)	2N+α			●B	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
④-3	代替補機冷却 (CV 水素監視)	2N+α				-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
⑤-1	放水 (燃料取扱棟)	N				-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
⑤-2	放水 (原子炉建屋及びアニュラス)	N				-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
⑤-3	放水 (泡消火)	N				-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
各ポンプ車の配備数 と 条文毎の配備数			送水ポンプ車	(2×2)+2	-	6	4	4	4	4	4	4	4	4	2	2	4	4
記載			大容量ポンプ車	-	1+1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

(注1) 可搬型大型送水ポンプ車は、表中“●A”及び“●B”で下図の送水経路のうちから必要な送水先を組合わせて送水する。

(注2) 可搬型大容量海水送水ポンプ車は、いずれかの放水先へ使用し、放水砲の使用場所へ直送水する。

(注3) 55 条拡散抑制については配備数 N/2 が要求事項であり、拡散抑制を目的として配備する可搬型大容量海水送水ポンプ車を同じく配備数は N とする。



#### 47-13 可搬型大型送水ポンプ車の構造について

## 可搬型大型送水ポンプ車の構造について

可搬型大型送水ポンプ車は、図 47-13-1 に示すとおり送水ポンプ 1 台、付属の水中ポンプ 1 台、車両のディーゼルエンジン 1 台で構成される。

可搬型大型送水ポンプ車は、送水ポンプ及び付属の水中ポンプを、消防ポンプ自動車用機関である、車両のディーゼルエンジンにて駆動する設計であり、外部電源が不要な設計である。

可搬型大型送水ポンプ車は、淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後、ホースを介して車載ポンプへと送水し、加圧した水を各注水先へ送水する。

なお、付属水中ポンプの吸い込み部にはストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計としている。

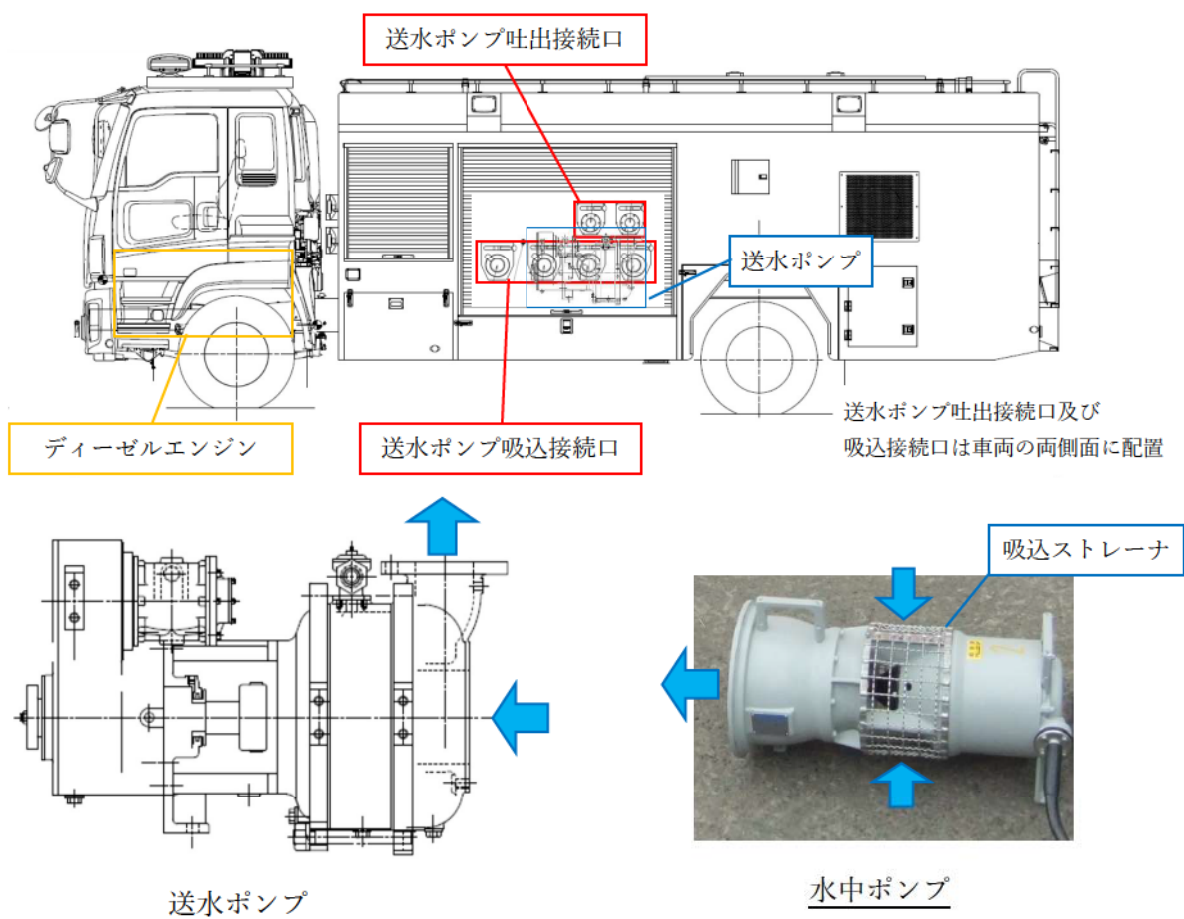


図 47-13-1 可搬型大型送水ポンプ車の構造概要図