

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について
(補足説明資料)

平成27年3月

東京電力株式会社

目次

1. 設備概要
 - 1.1 常設代替電源設備
 - 1.2 代替原子炉補機冷却系
 - 1.3 低圧代替注水系（常設）
 - 1.4 pH制御設備
2. 可搬型設備保管場所及びアクセスルートについて
3. 現場操作機器配置図（建屋内）
4. 重大事故対策の成立性
5. 重要事故シーケンス等の選定
6. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線
7. 原子炉水位及びインターロックの概要
8. 有効性評価における LOCA 時の破損位置及び口径設定の考え方について
9. 原子炉の減圧操作について
10. 他号機との同時被災時における必要な要員及び資源について
11. 運転操作手順書における重大事故対応について
12. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
13. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
14. 原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について
15. 格納容器スプレイ時の下部ドライウェル水位上昇の影響について
16. 復水移送ポンプ以外による代替注水操作について
17. 6 / 7号炉 使用済み燃料プールサイフォンブレイカについて
18. 配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合について
19. 定期検査工程の概要
20. 反応度投入事象を起因事象から除外した考え方について
21. G 値について
22. 使用済み燃料貯蔵プール監視設備の仕様等について
23. 柏崎刈羽 6, 7号機 SFP プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

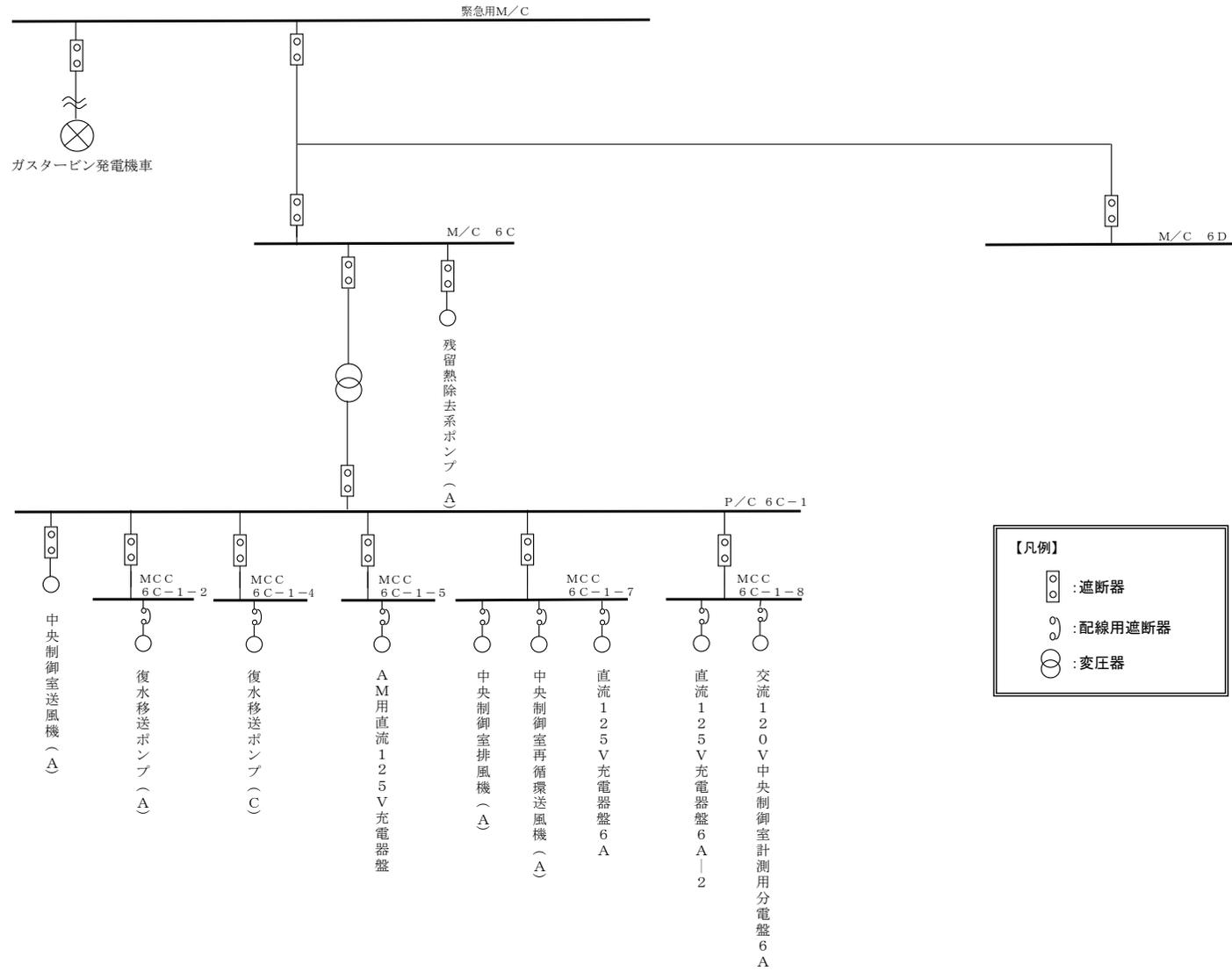
1. 設備概要

1.1 常設代替電源設備

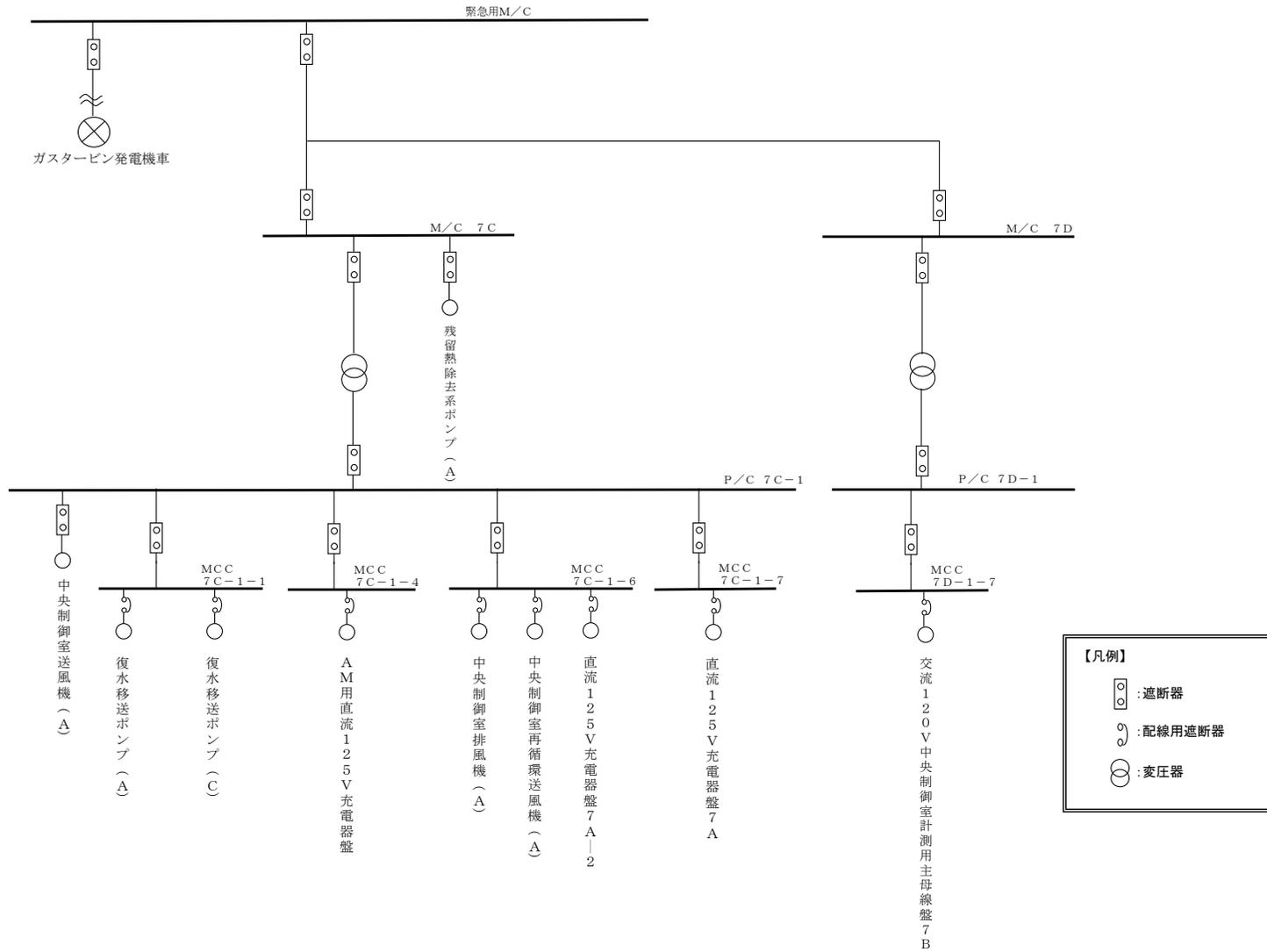
	ガスタービン発電機 ※
ガスタービン	
台数	3 (うち2台は予備)
使用燃料	軽油
発電機	
台数	3 (うち2台は予備)
種類	横軸回転界磁3相同期発電機
容量	約4,500kVA/台
力率	0.8
電圧	6.9kV
周波数	50Hz

※ 6号及び7号炉共用

系統図 (6号)



系統図 (7号)



1.2 代替原子炉補機冷却系

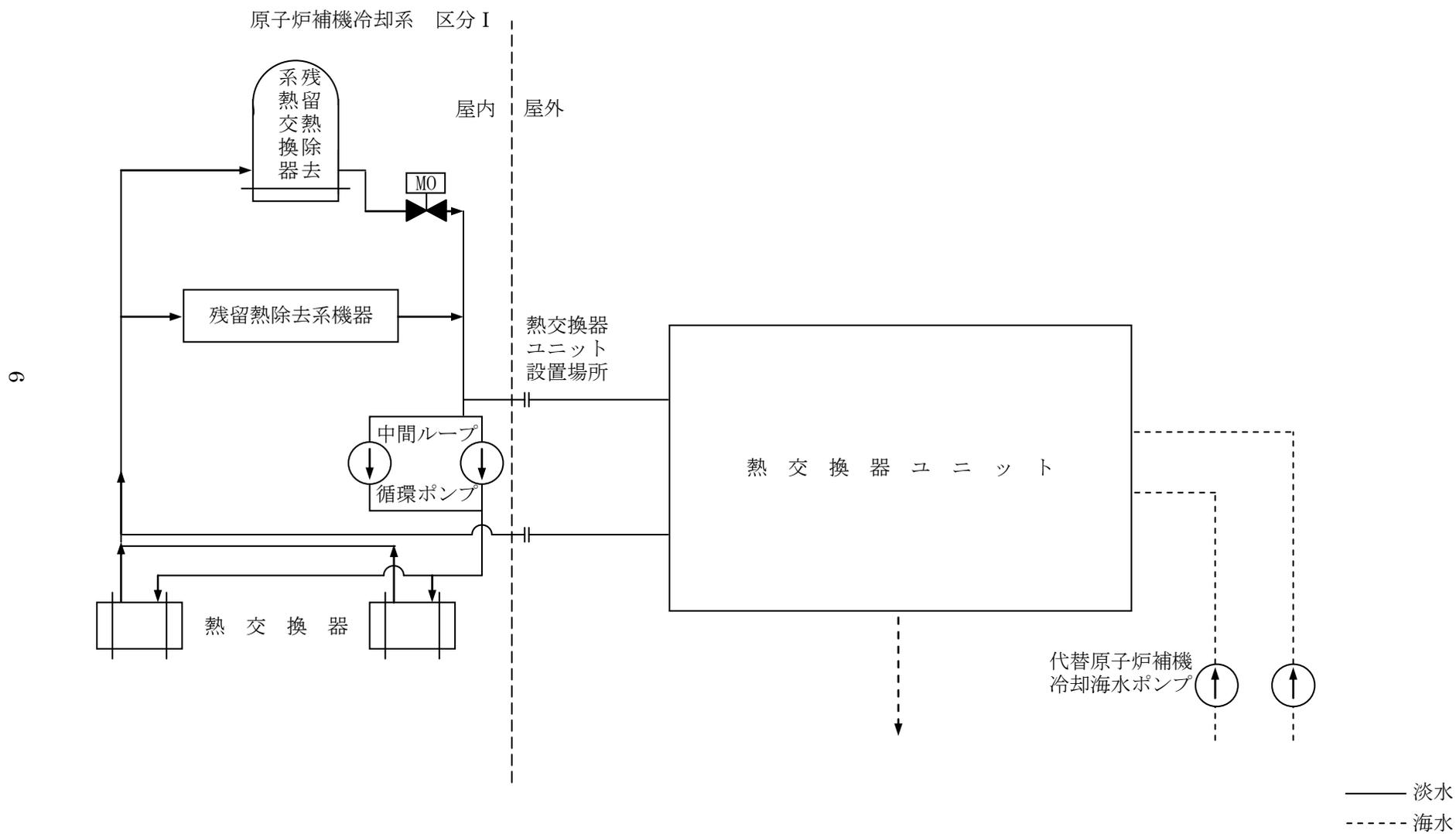
(1) 熱交換器ユニット

台 数	1
伝 熱 容 量	約 23MW／台
	(海水温度 30℃において)

(2) 代替原子炉補機冷却海水ポンプ

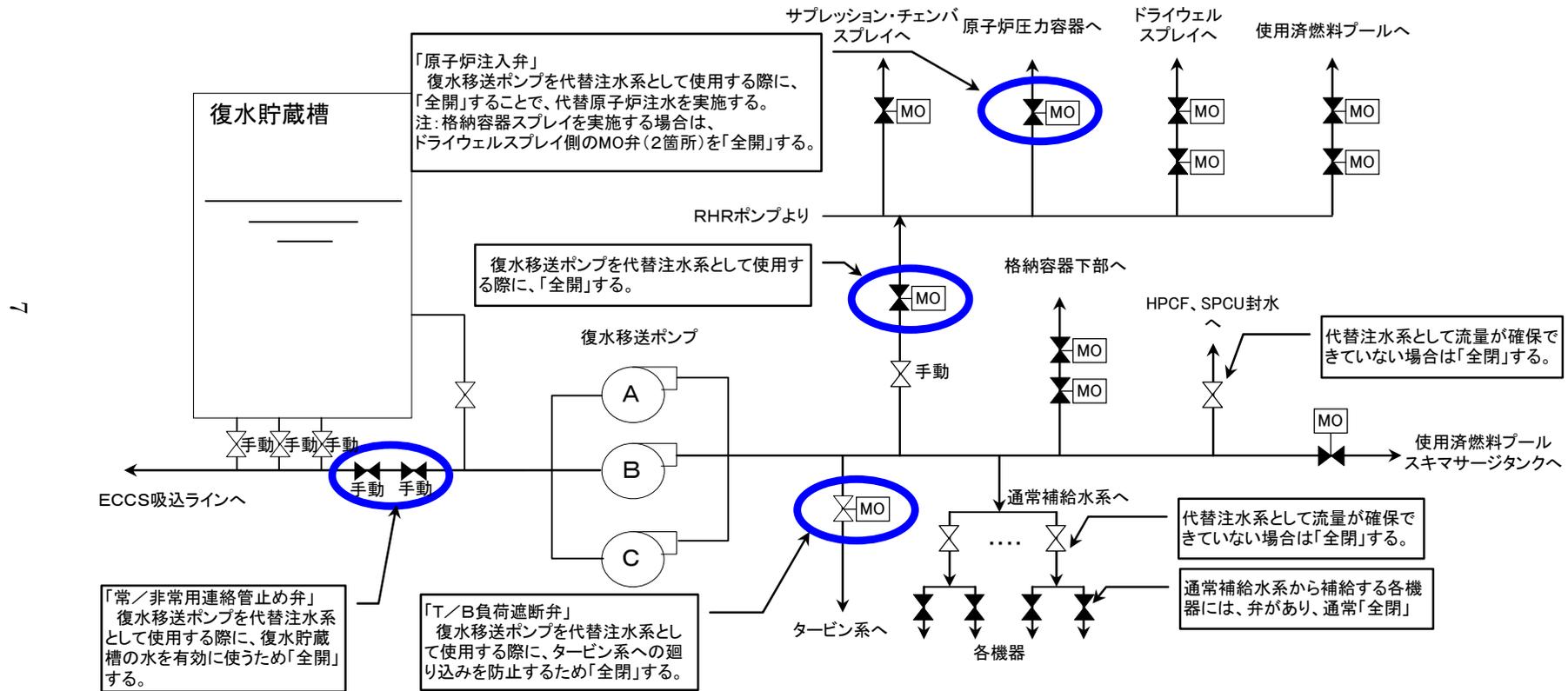
台 数	2
容 量	約 420m ³ ／h／台
揚 程	約 35m

代替原子炉補機冷却系系統概要図



1.3 低圧代替注水系（常設）

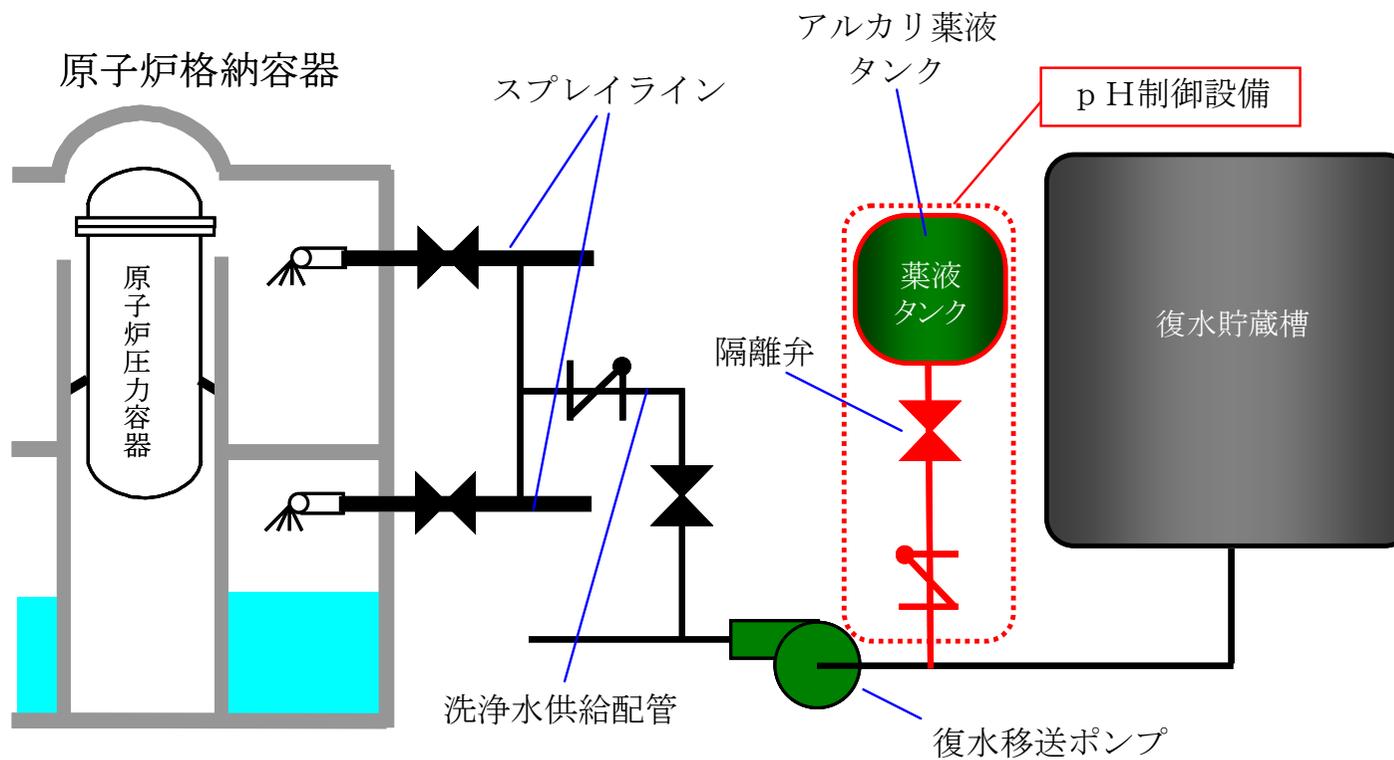
低圧代替注水系（常設）系統概要図



1.4 pH 制御設備

具体的な設備構成については、現在も検討を続けているところであるが、下記に示すとおり、復水補給水系統に薬液を混入し、既設の配管を經由してドライウェルスプレイライン及びサブプレッション・チェンバスプレイラインから原子炉格納容器内にアルカリ薬液を注入し、サブプレッション・プール水のアルカリ性を維持する方法を検討している。

pH 制御設備 系統概略図



2. 可搬型設備保管場所及びアクセスルートについて

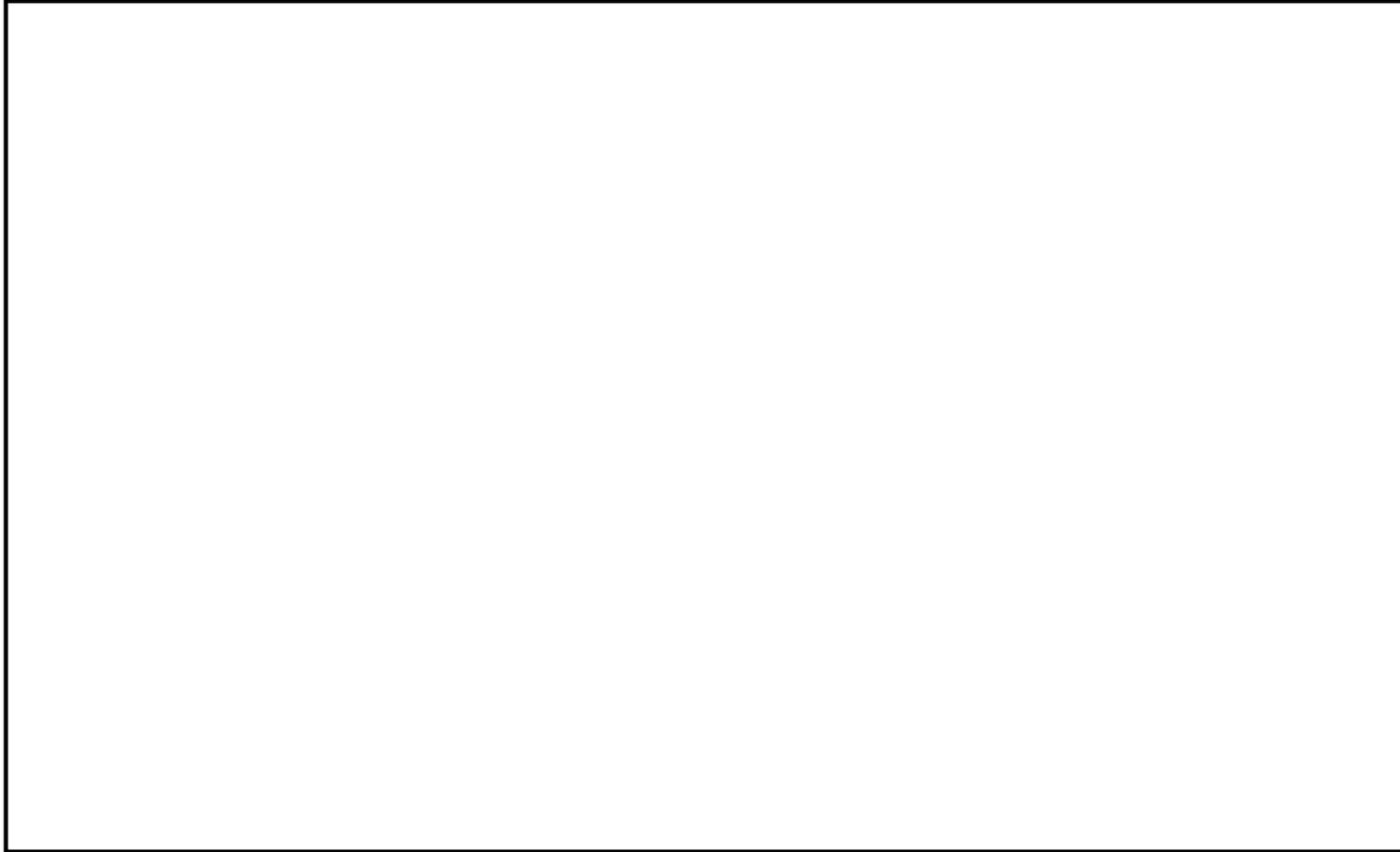


図 2-1 可搬型設備保管場所及びアクセスルート

3. 現場操作機器配置図（建屋内）

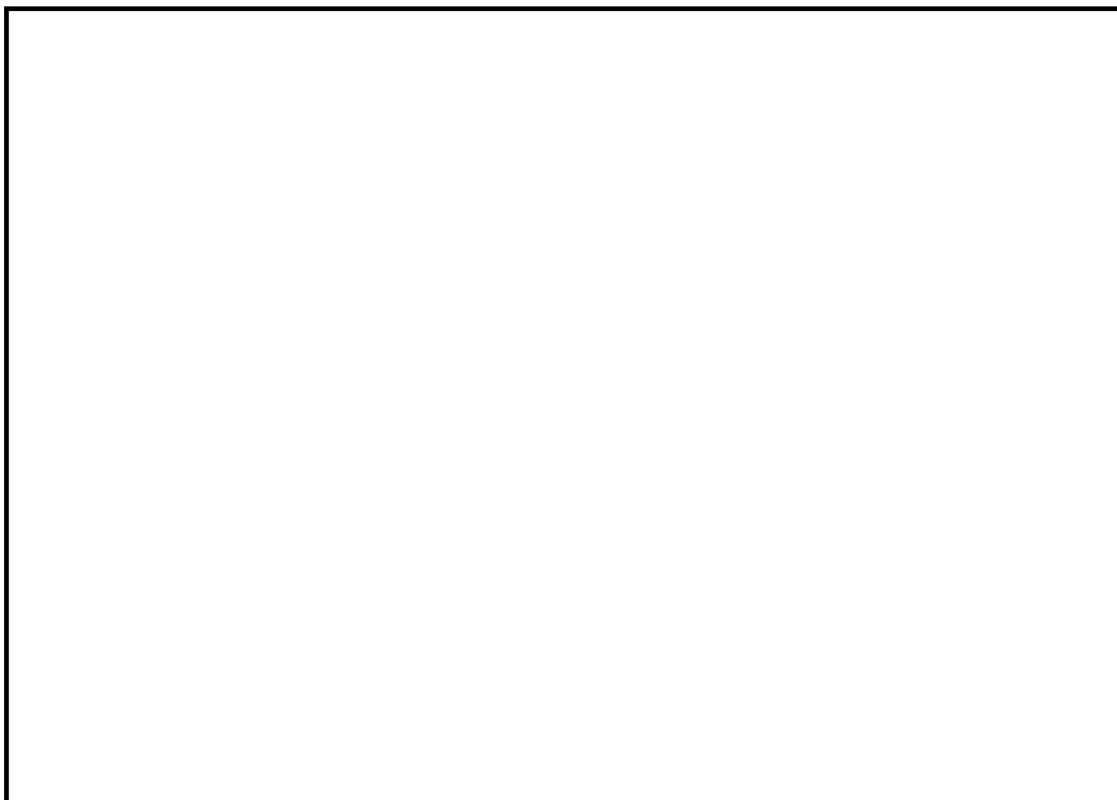


図 3-1 現場操作機器配置図「高圧・低圧注水機能喪失」 1/2



図 3-2 現場操作機器配置図「高圧・低圧注水機能喪失」 2/2



図 3-3 現場操作機器配置図「高圧注水・減圧機能喪失」 1/2

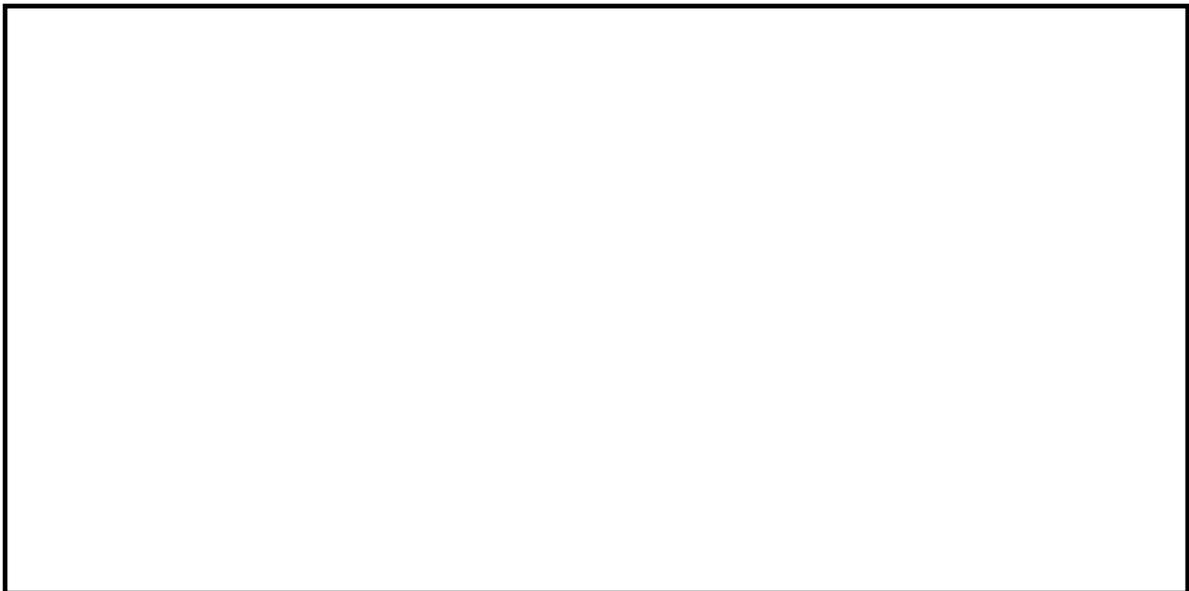


図 3-4 現場操作機器配置図「高圧注水・減圧機能喪失」 2/2

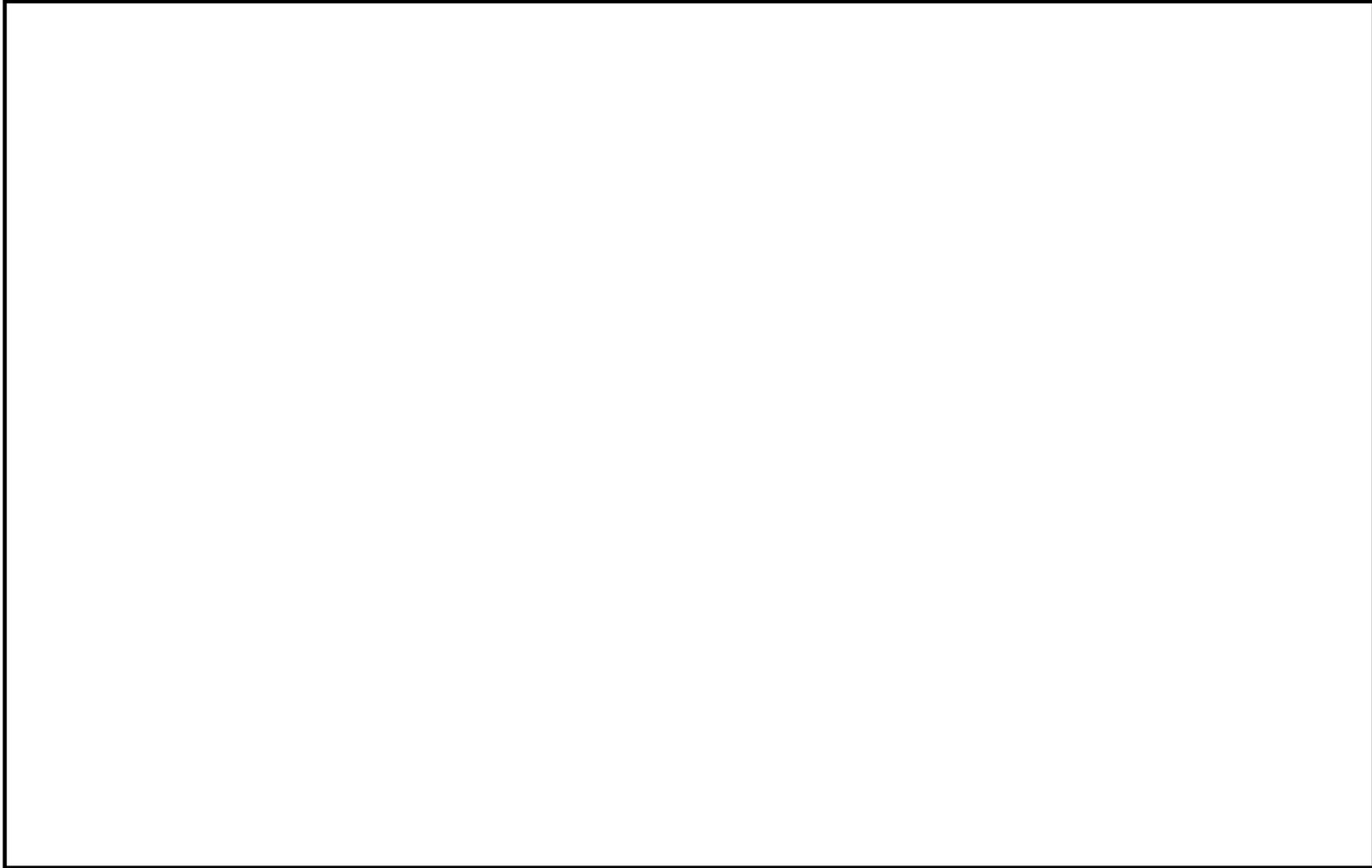


図 3-5 現場操作機器配置図「全交流動力電源喪失」 1/2

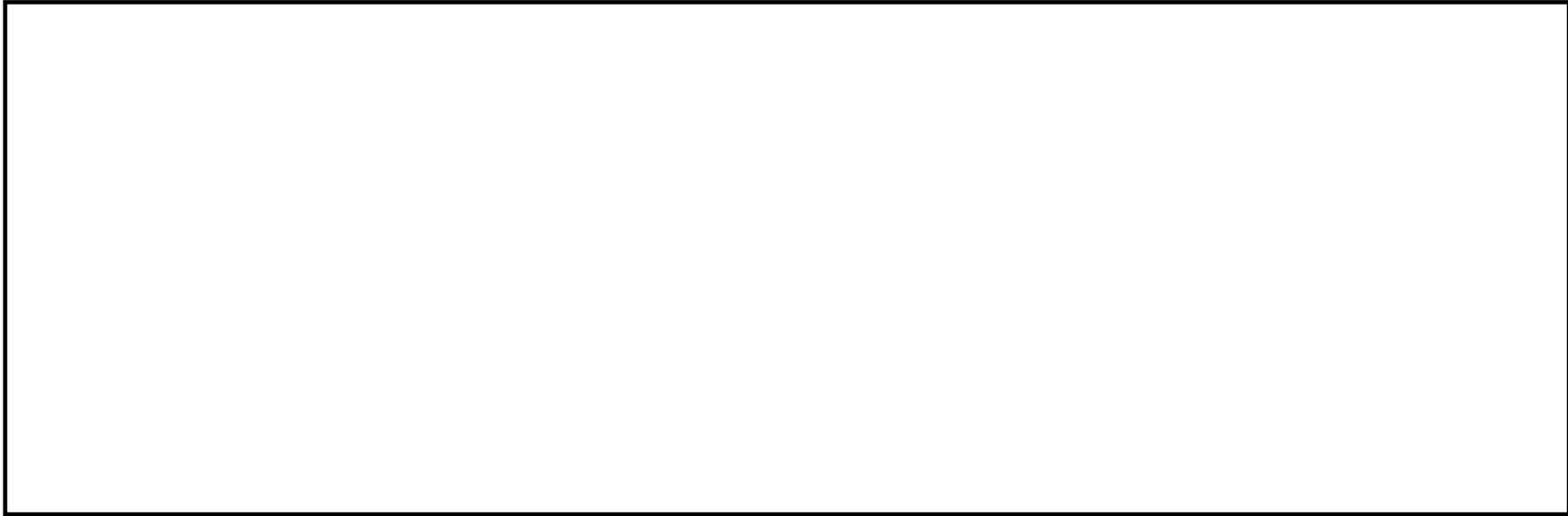


図 3-6 現場操作機器配置図「全交流動力電源喪失」 2/2

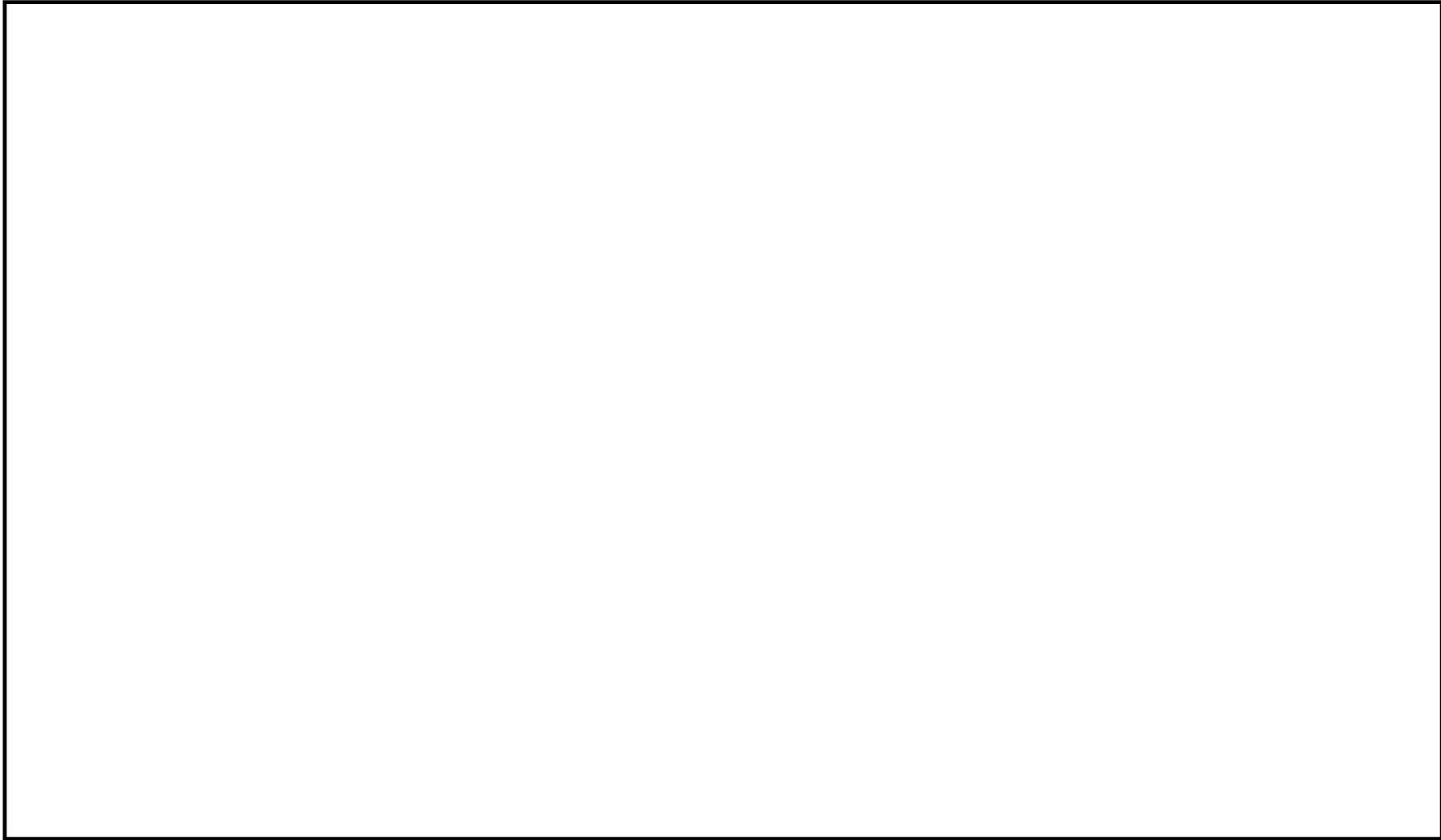


図 3-7 現場操作機器配置図「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」 1/2

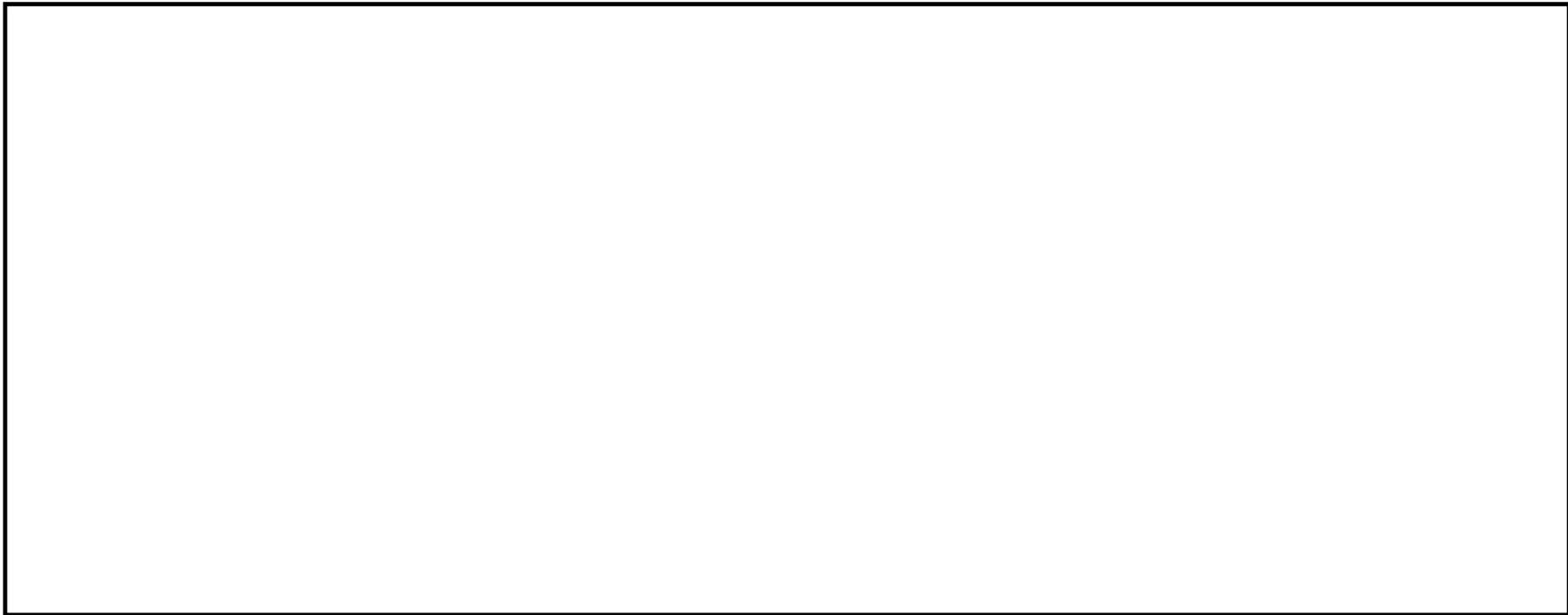


図 3-8 現場操作機器配置図「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」 2/2

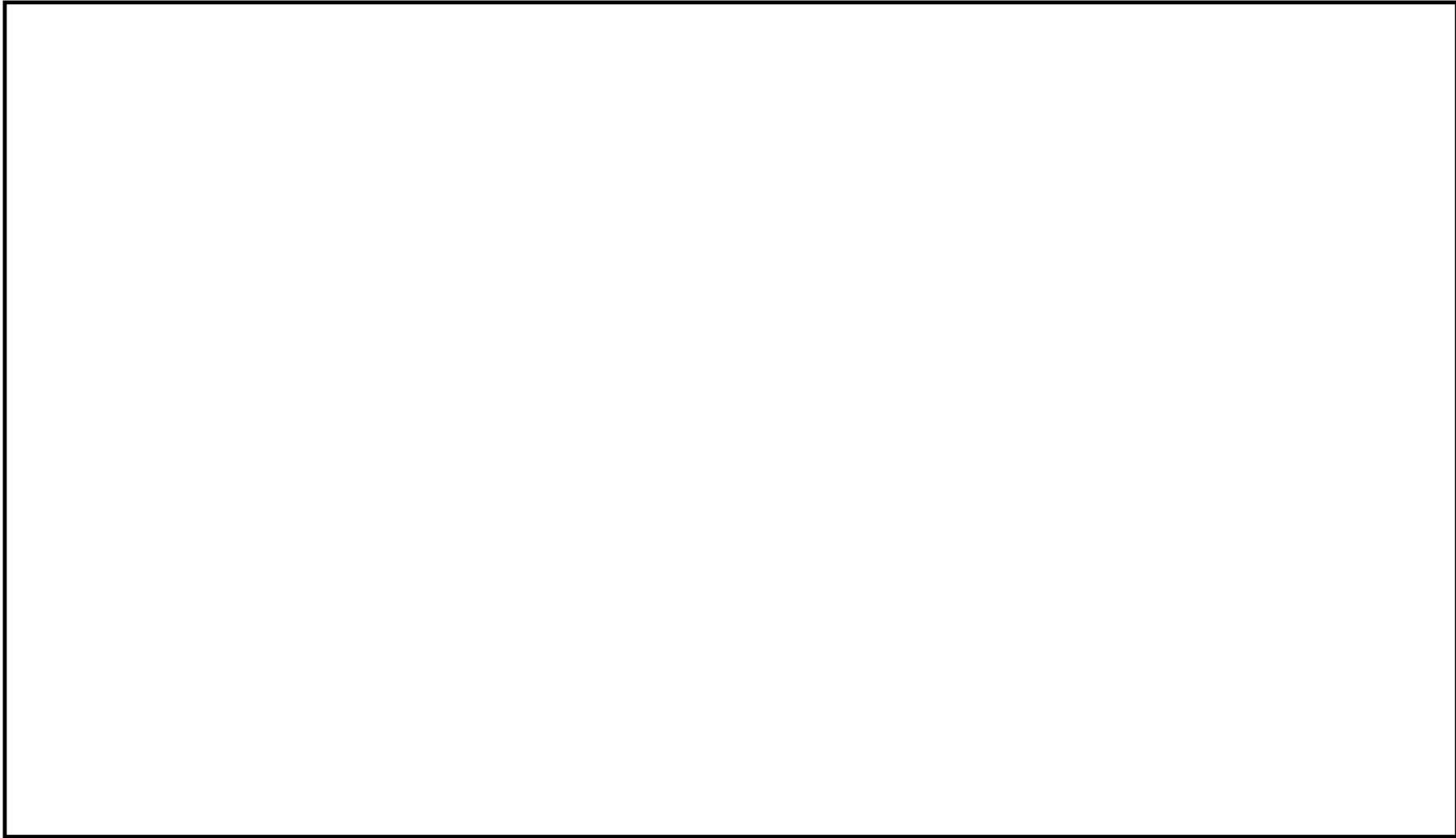


図 3-9 現場操作機器配置図「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」 1/2

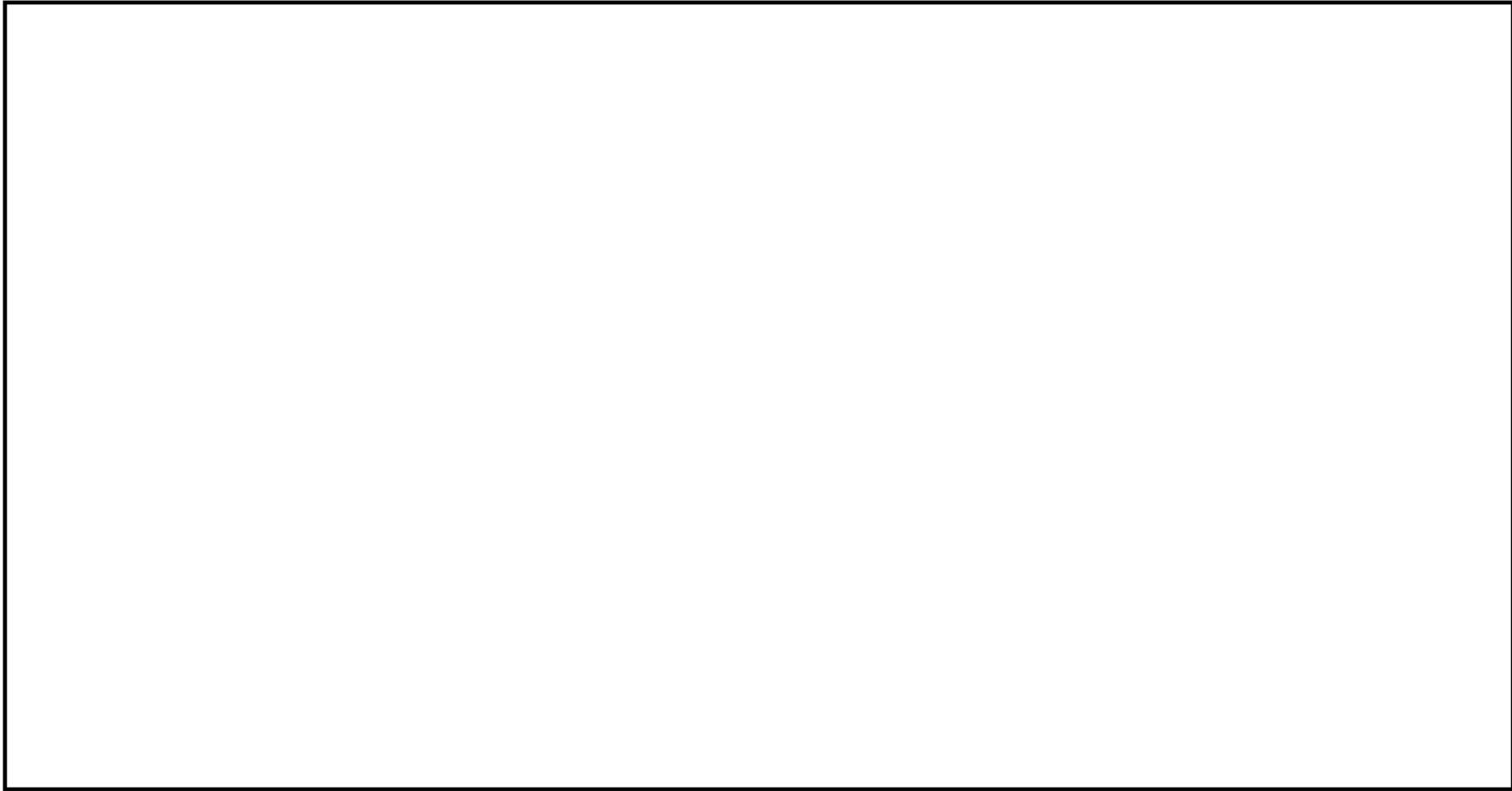


図 3-10 現場操作機器配置図「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」 2/2

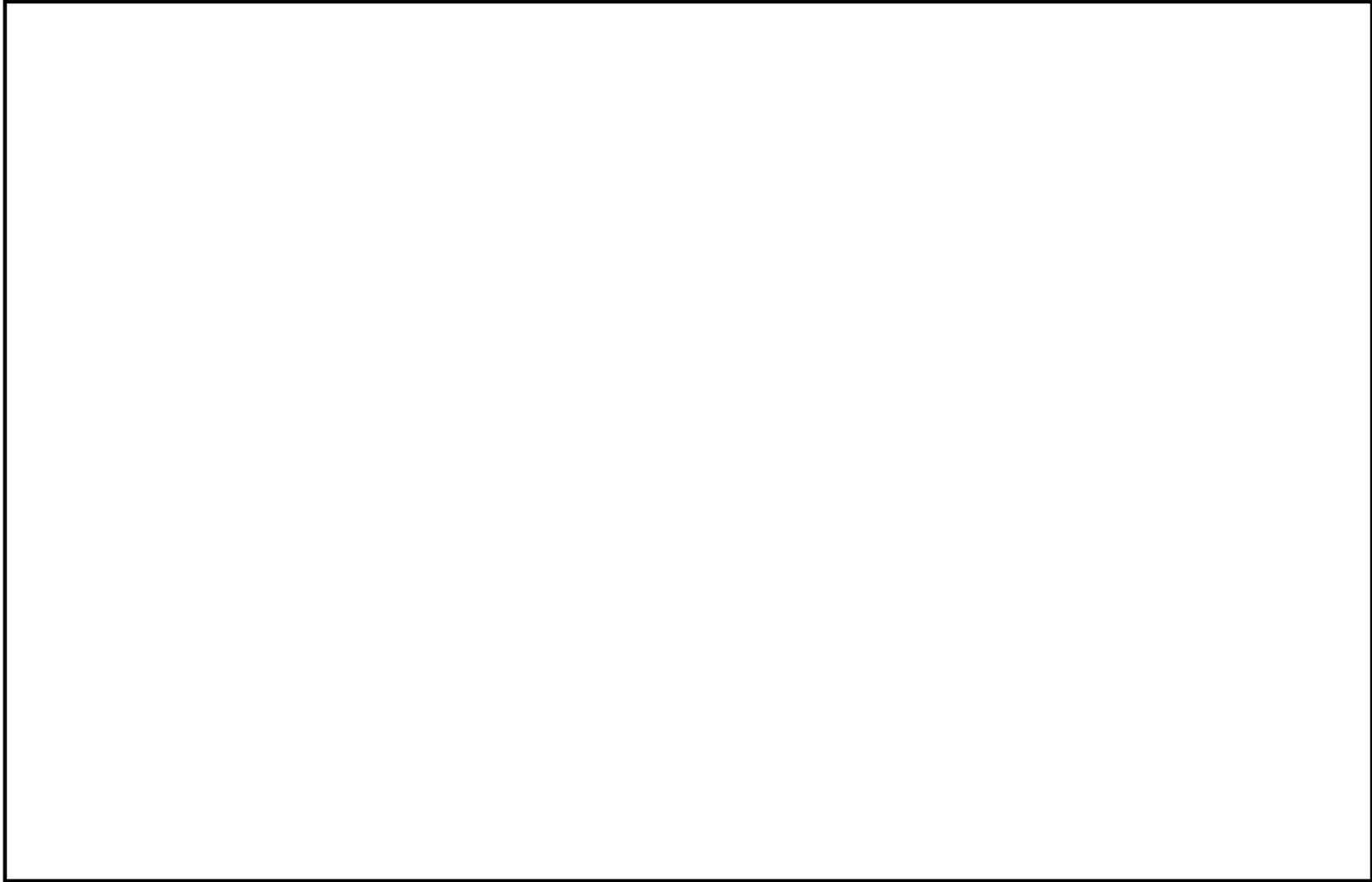


図 3-11 現場操作機器配置図「LOCA 時注水機能喪失」 1/2

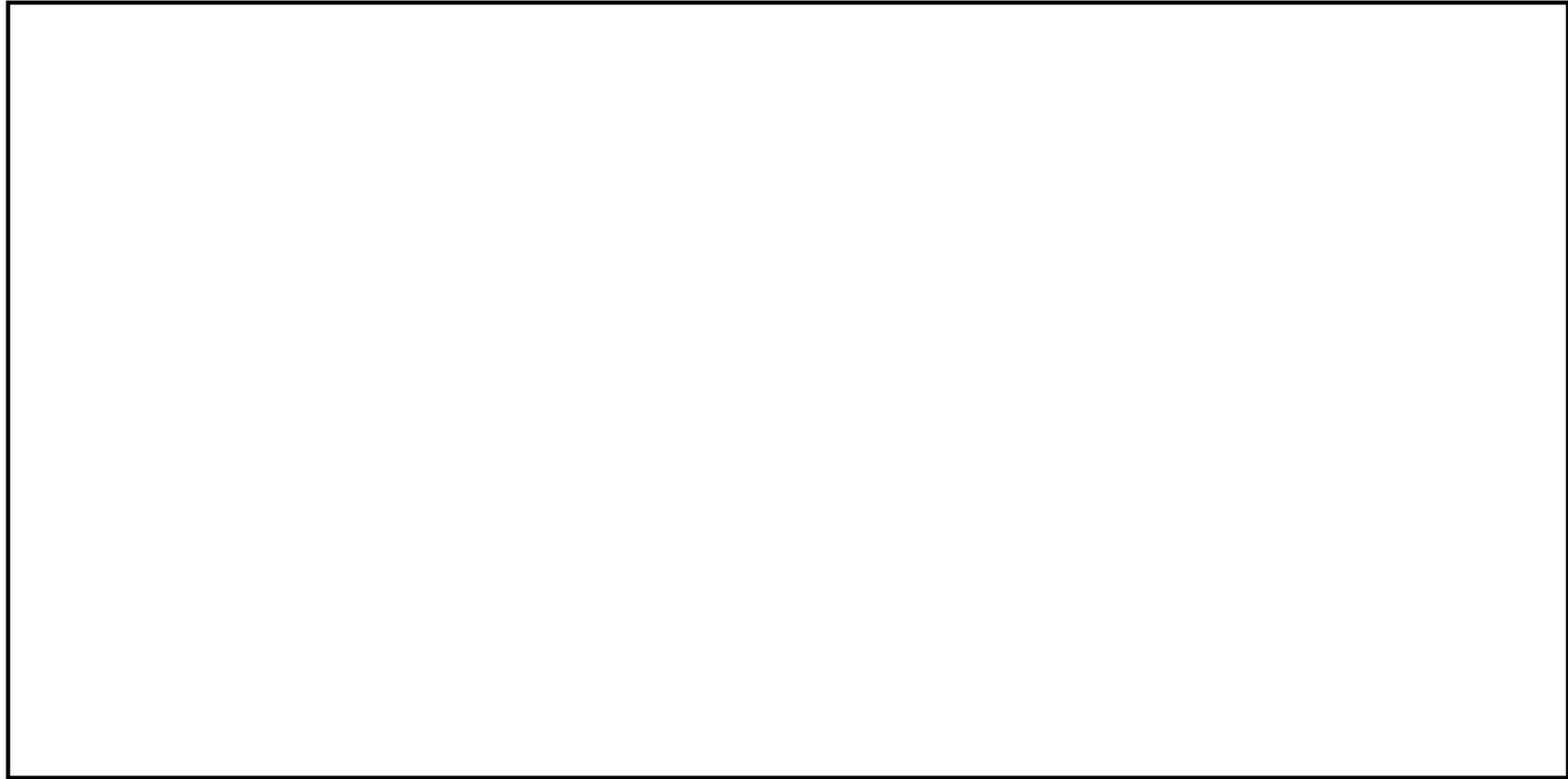


図 3-12 現場操作機器配置図「LOCA 時注水機能喪失」 2/2

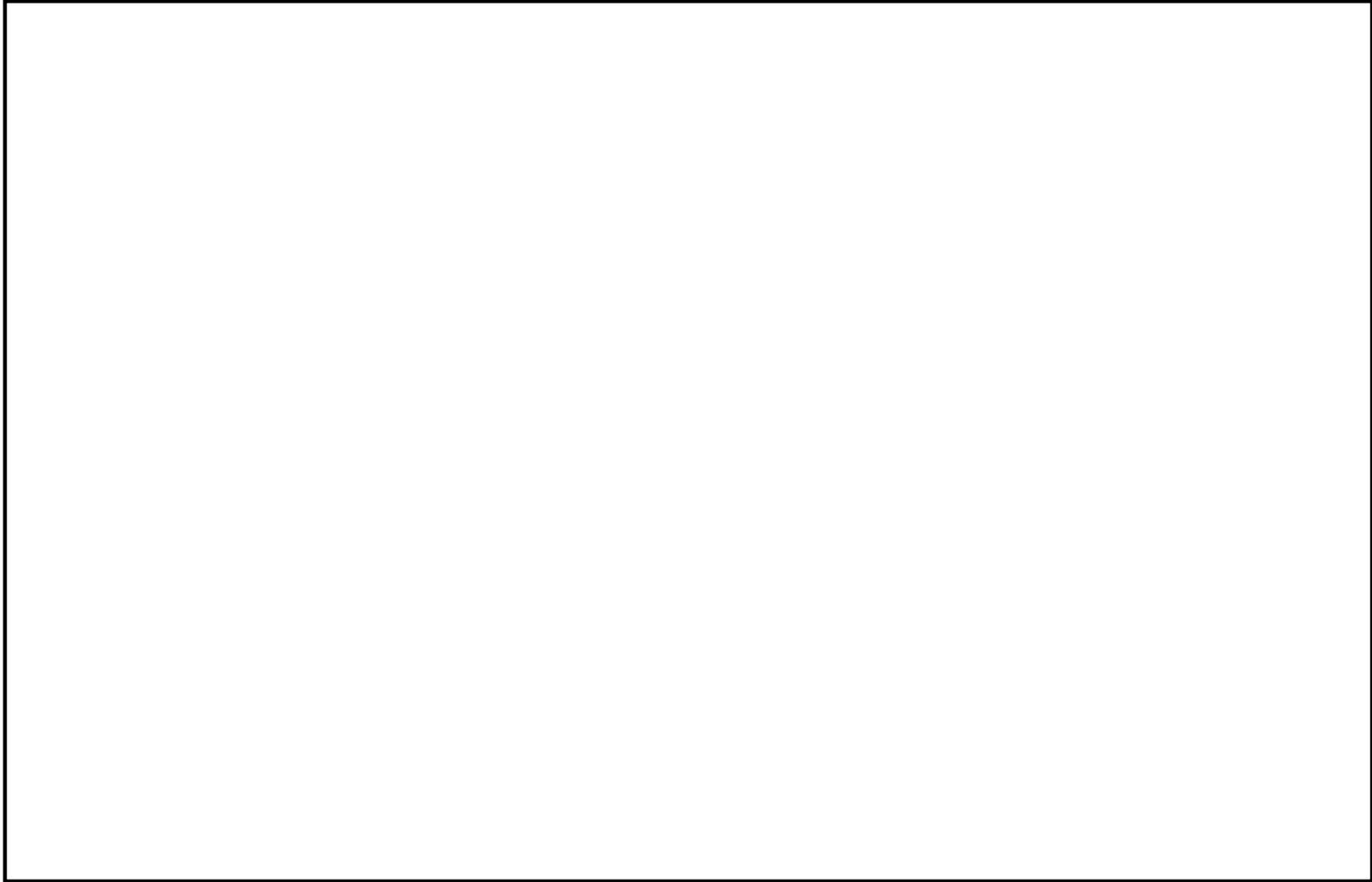


図 3-13 現場操作機器配置図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」 1/2

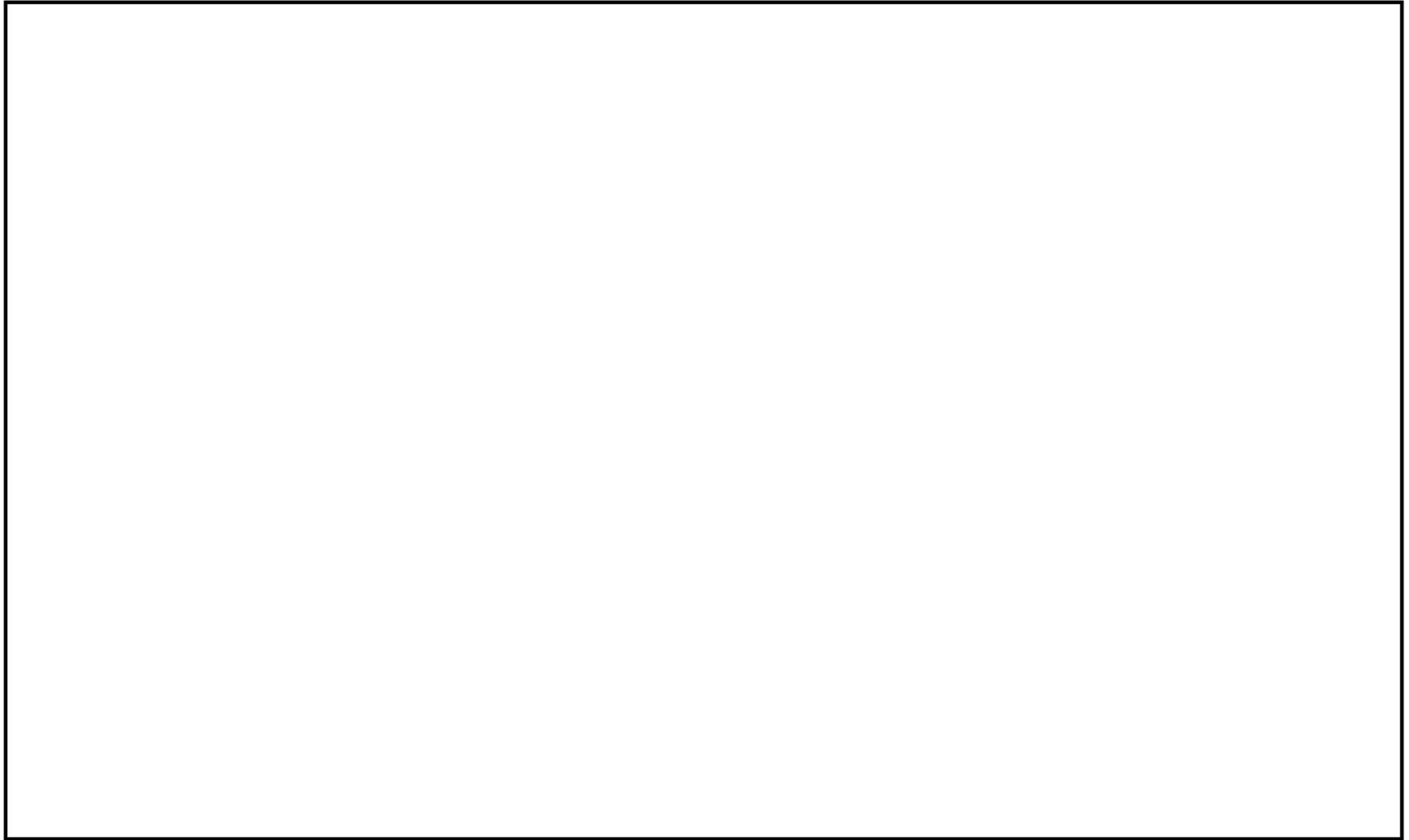


図 3-14 現場操作機器配置図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」 2/2

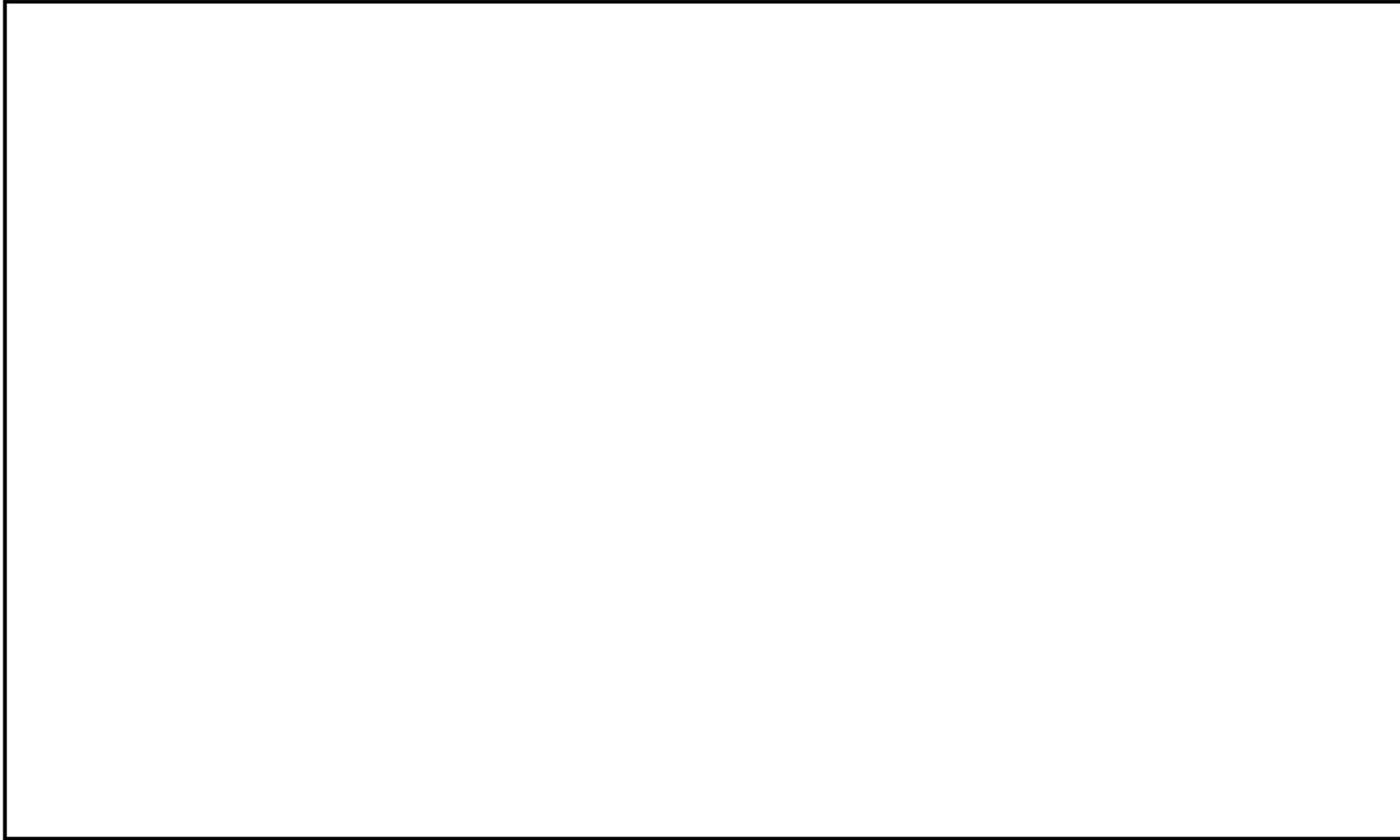


図 3-15 現場操作機器配置図「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」 1/2

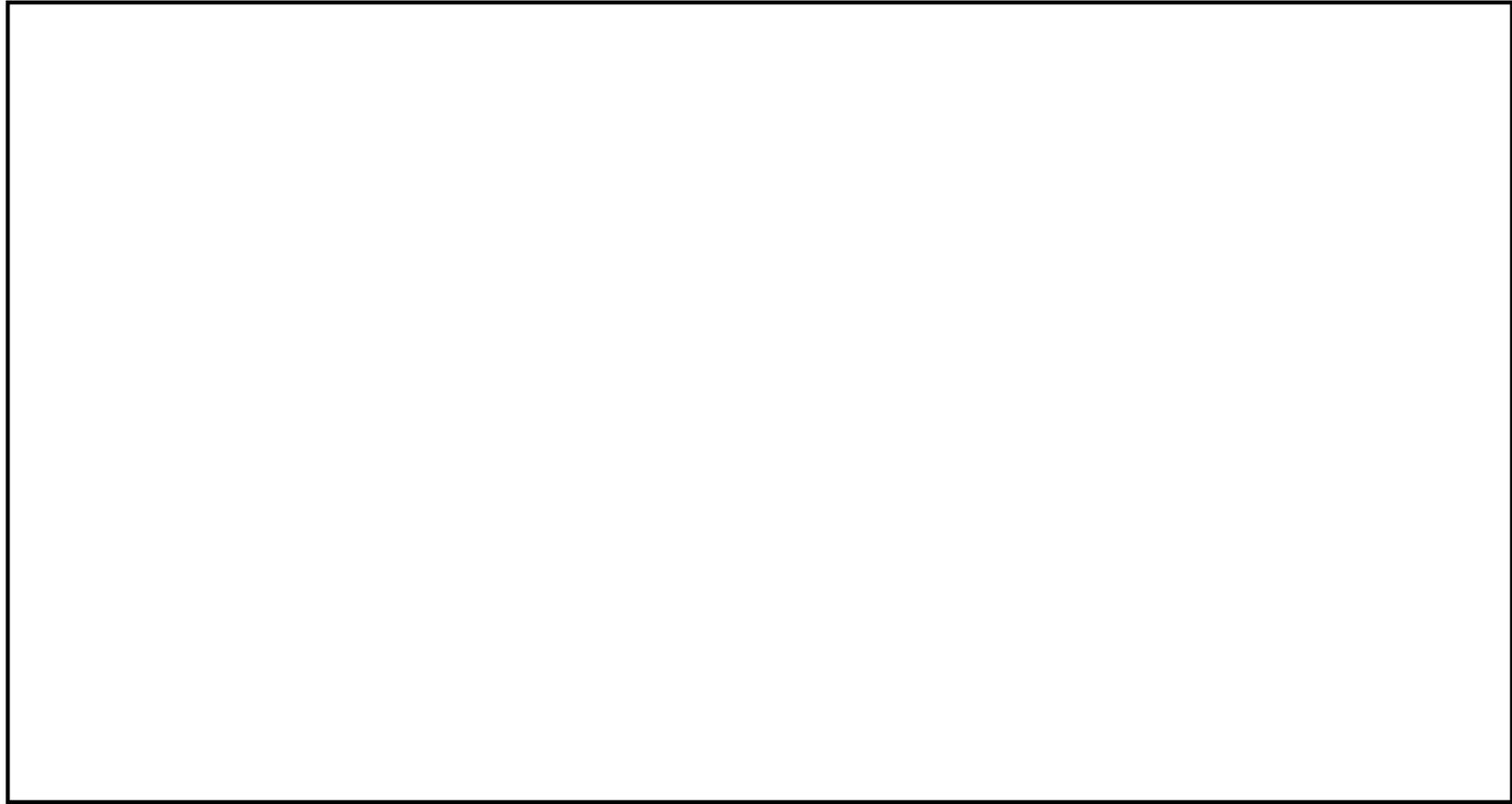


図 3-16 現場操作機器配置図「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」 2/2

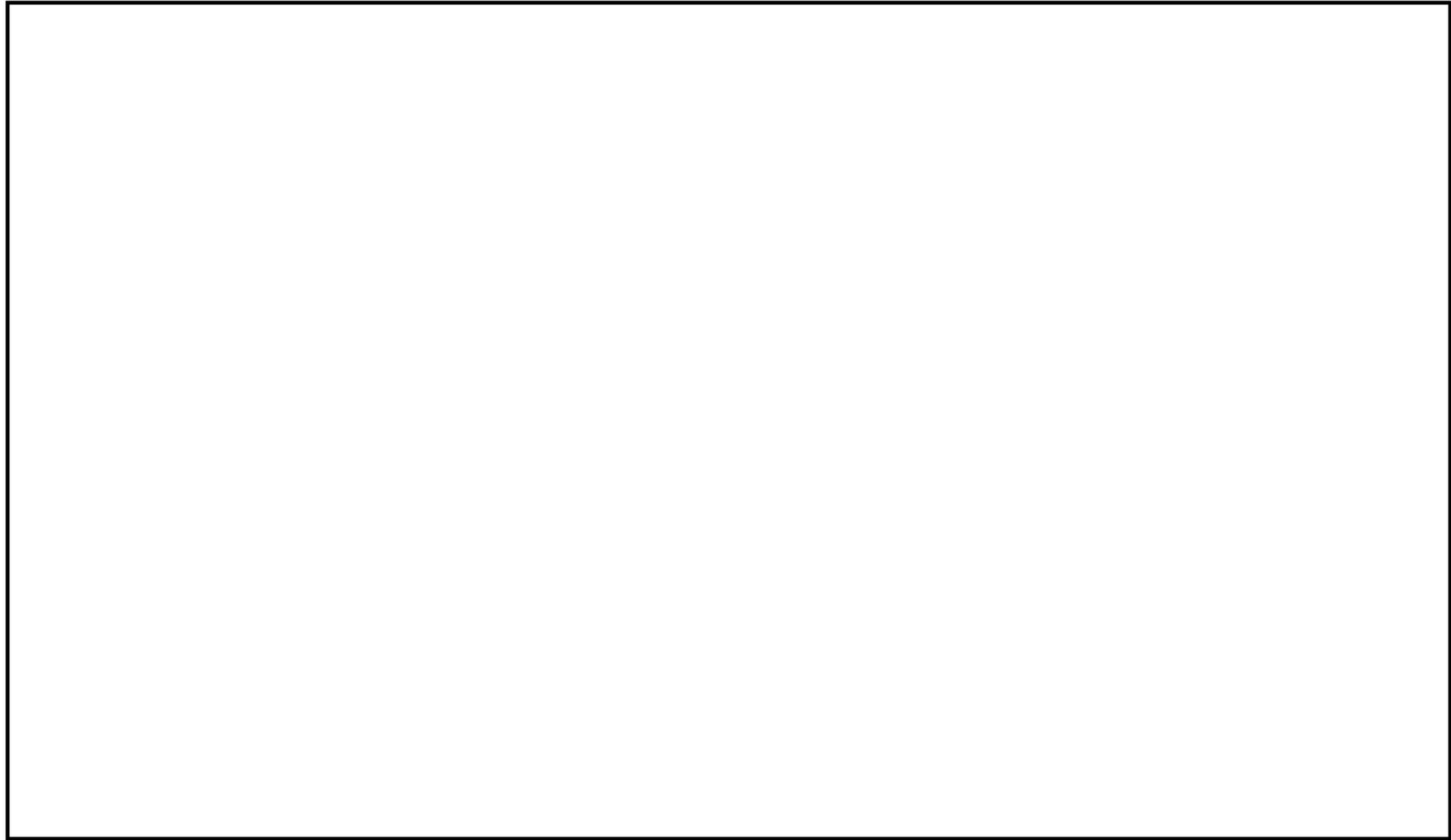


図 3-17 現場操作機器配置図「水素燃焼」 1/2

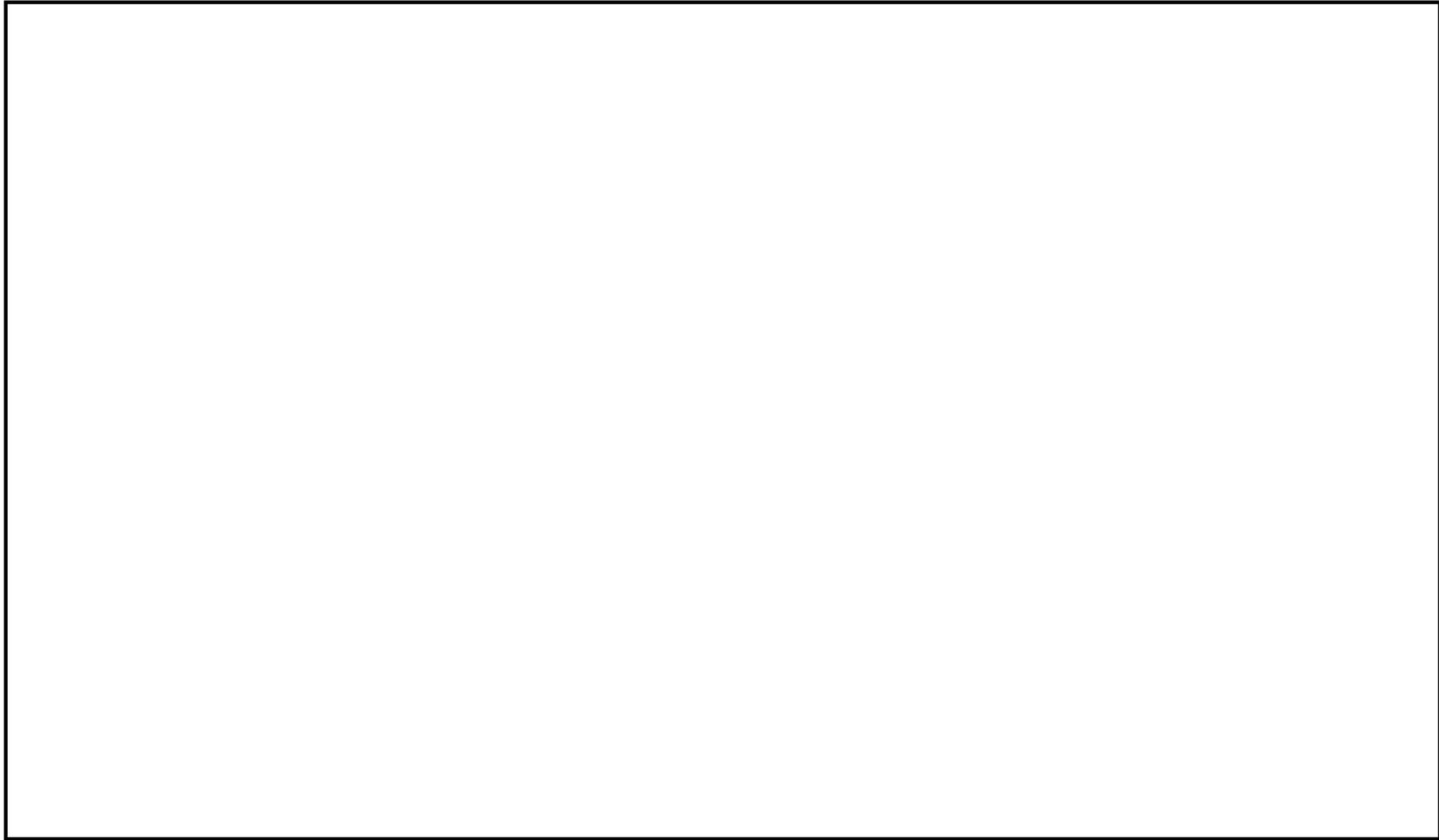


図 3-18 現場操作機器配置図「水素燃焼」 2/2

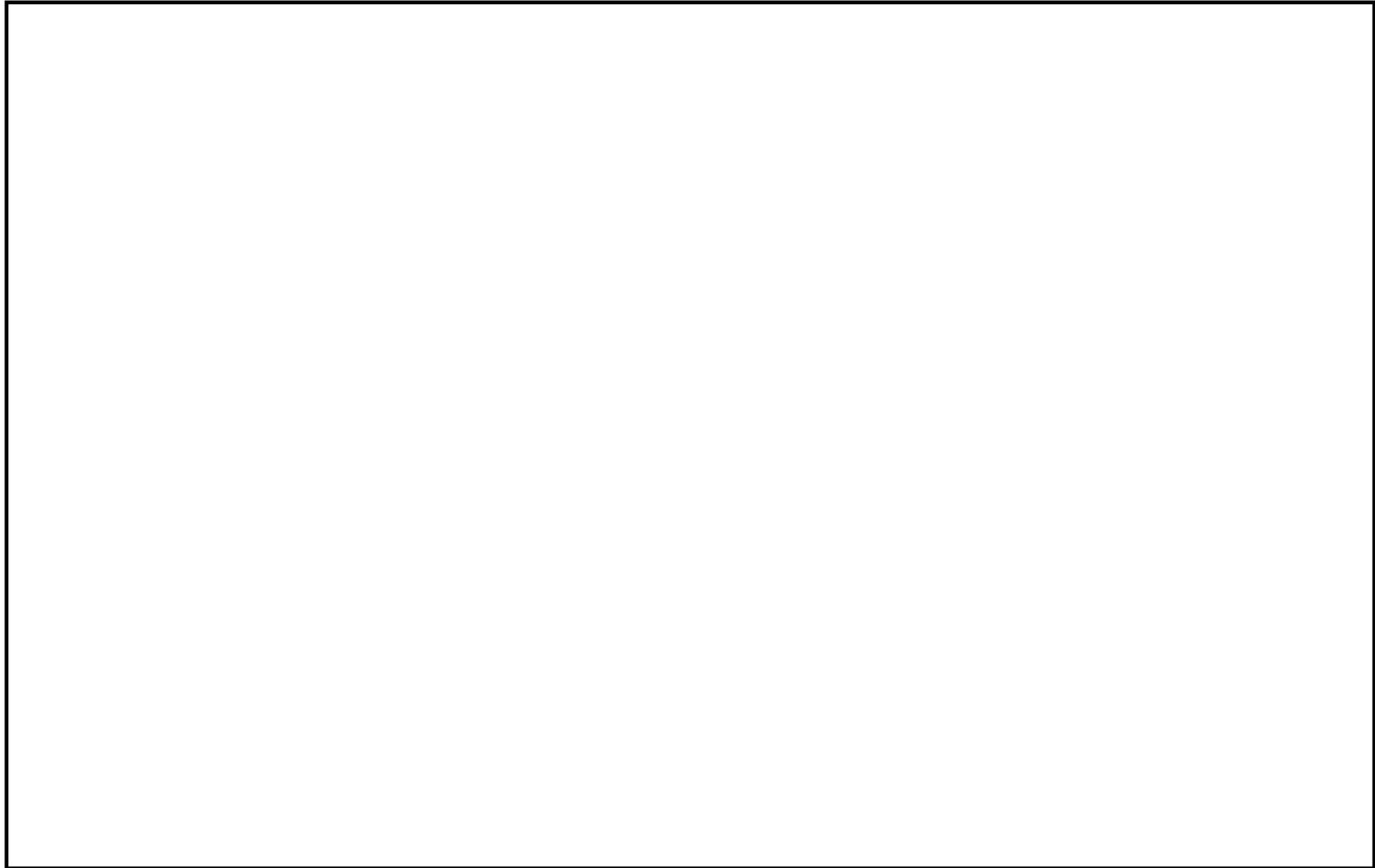


図 3-19 現場操作機器配置図「熔融炉心・コンクリート相互作用」 1/2

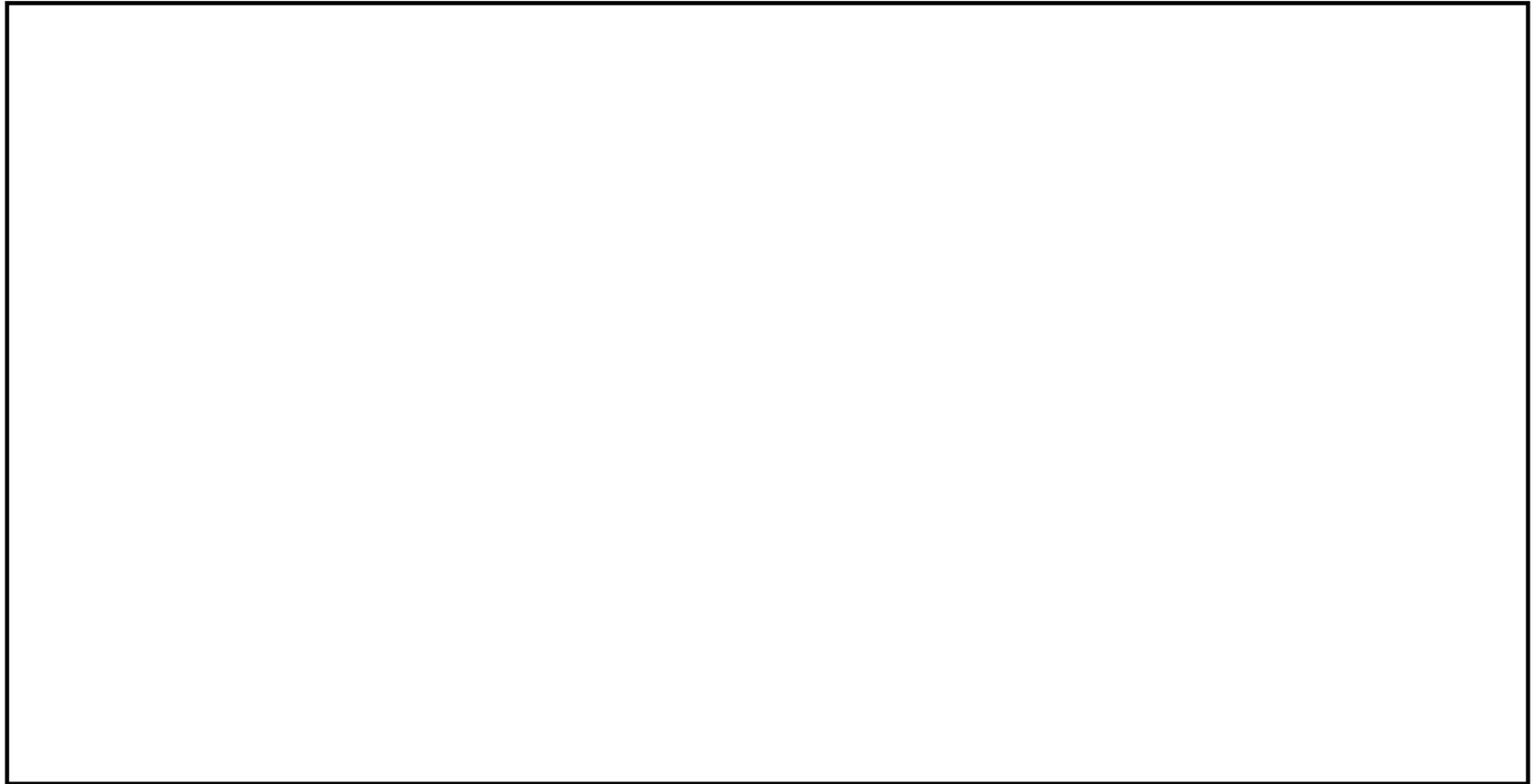


図 3-20 現場操作機器配置図「熔融炉心・コンクリート相互作用」 2/2

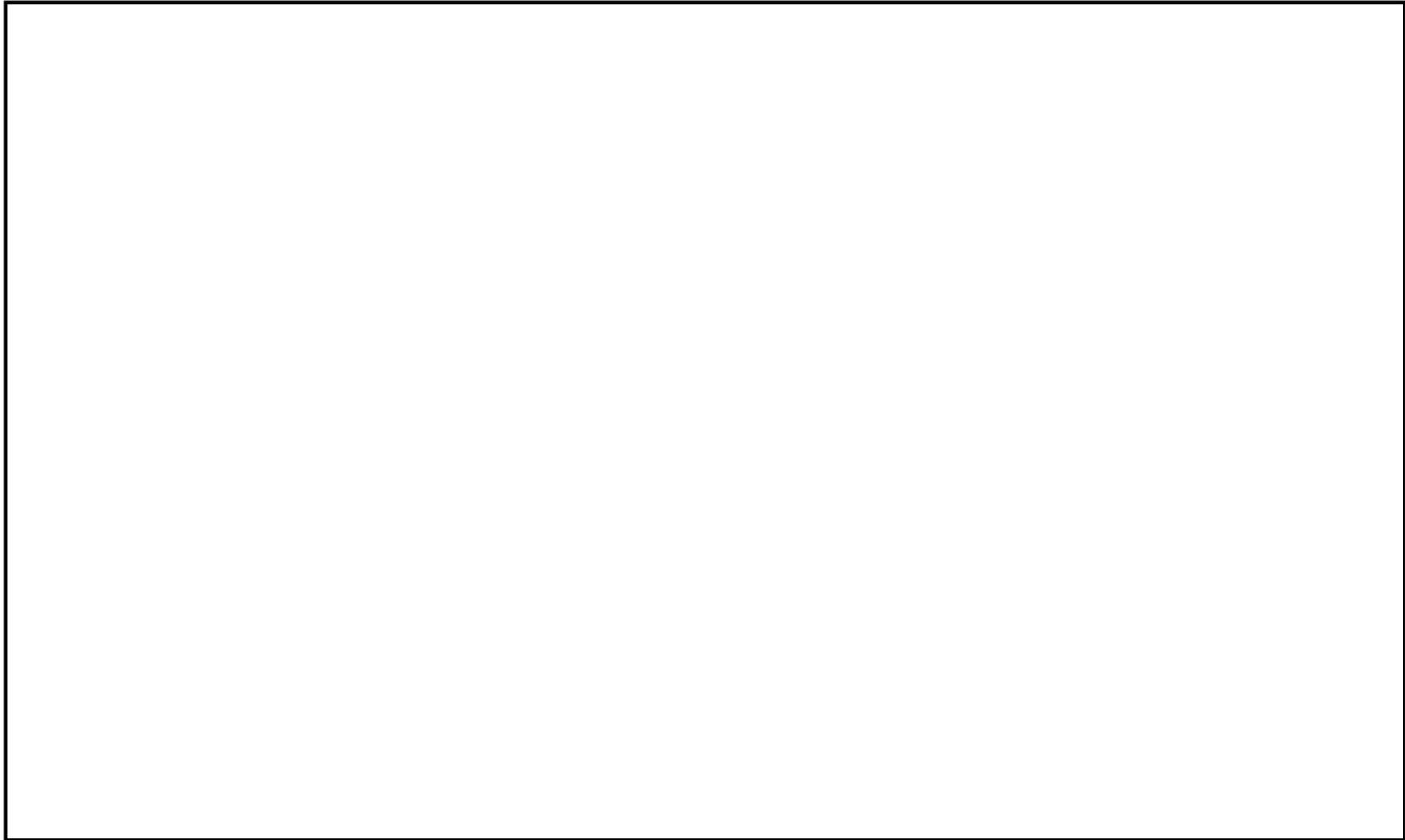


図 3-21 現場操作機器配置図「想定事故 1」

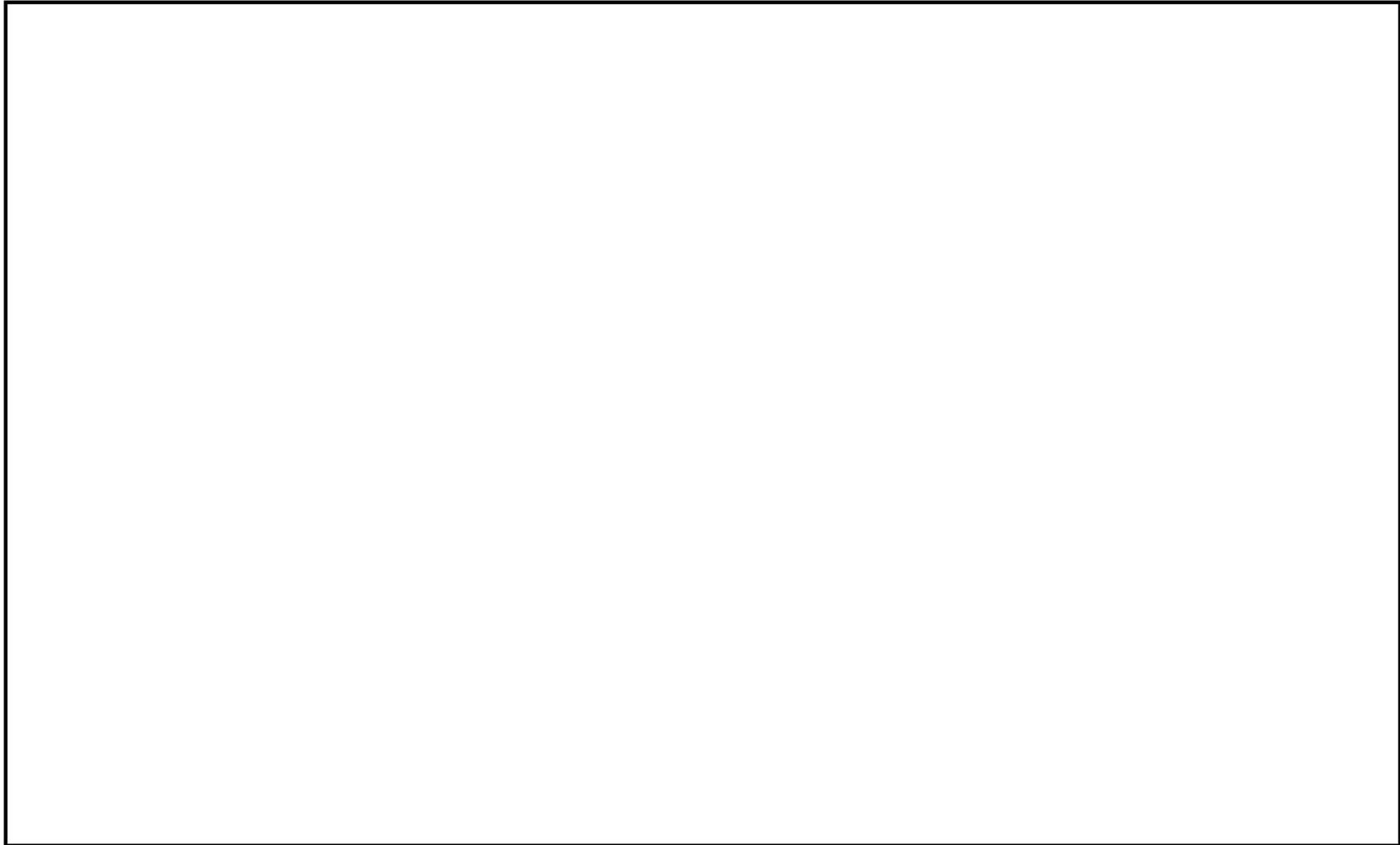


図 3-22 現場操作機器配置図「想定事故 2」 1/2

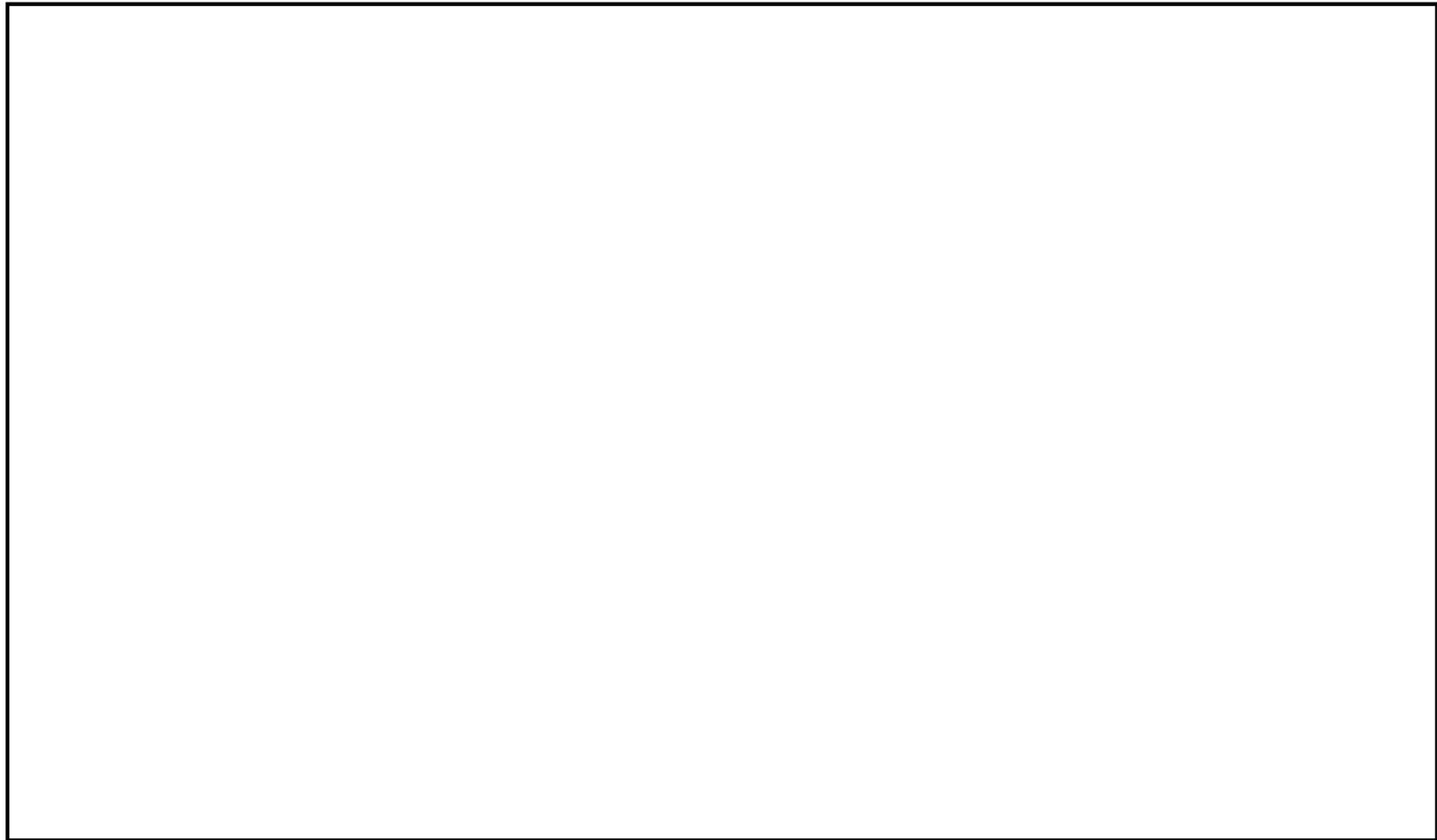


図 3-23 現場操作機器配置図「想定事故 2」 2/2

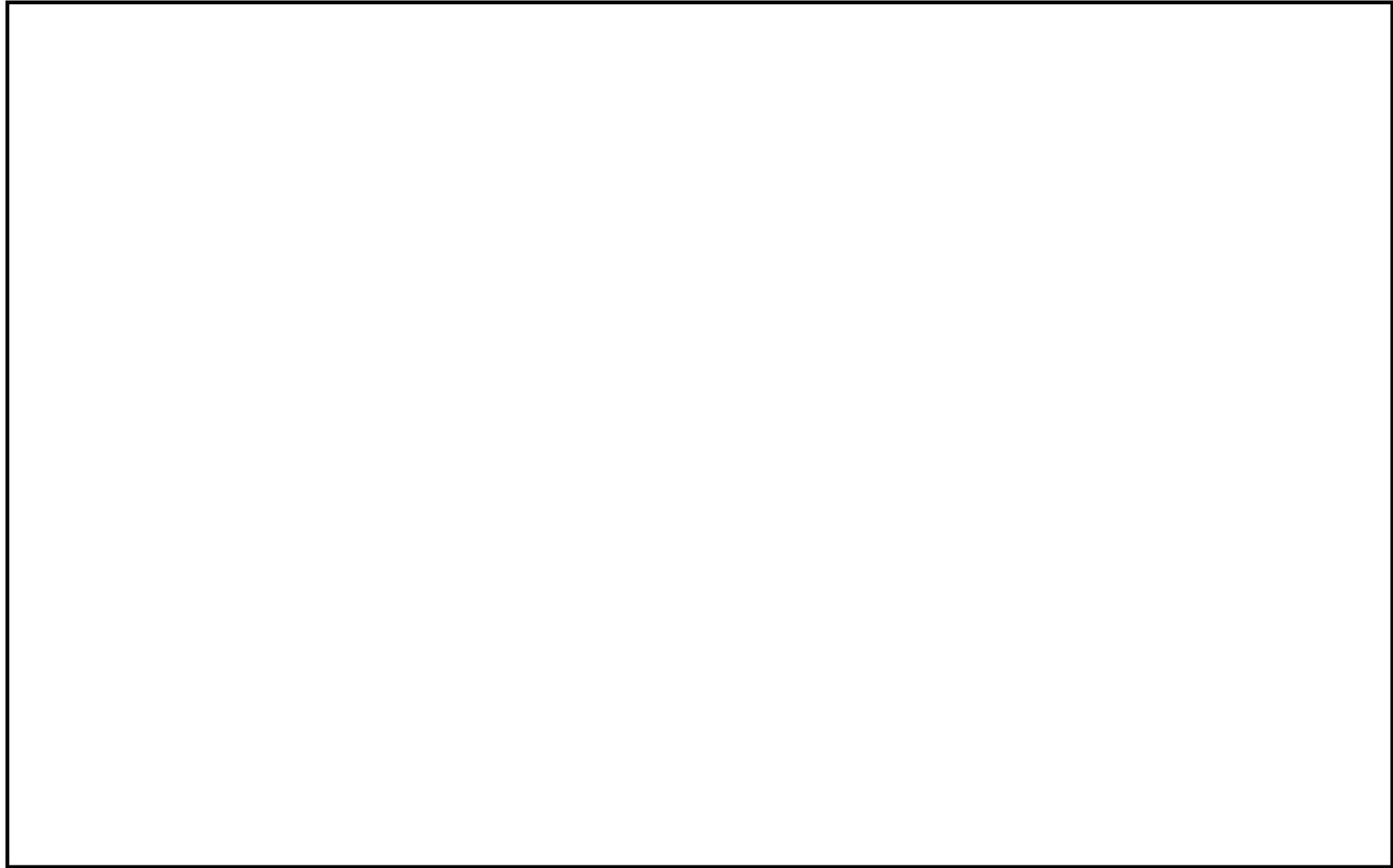


図 3-24 現場操作機器配置図 運転停止中「崩壊熱除去機能喪失」1/2

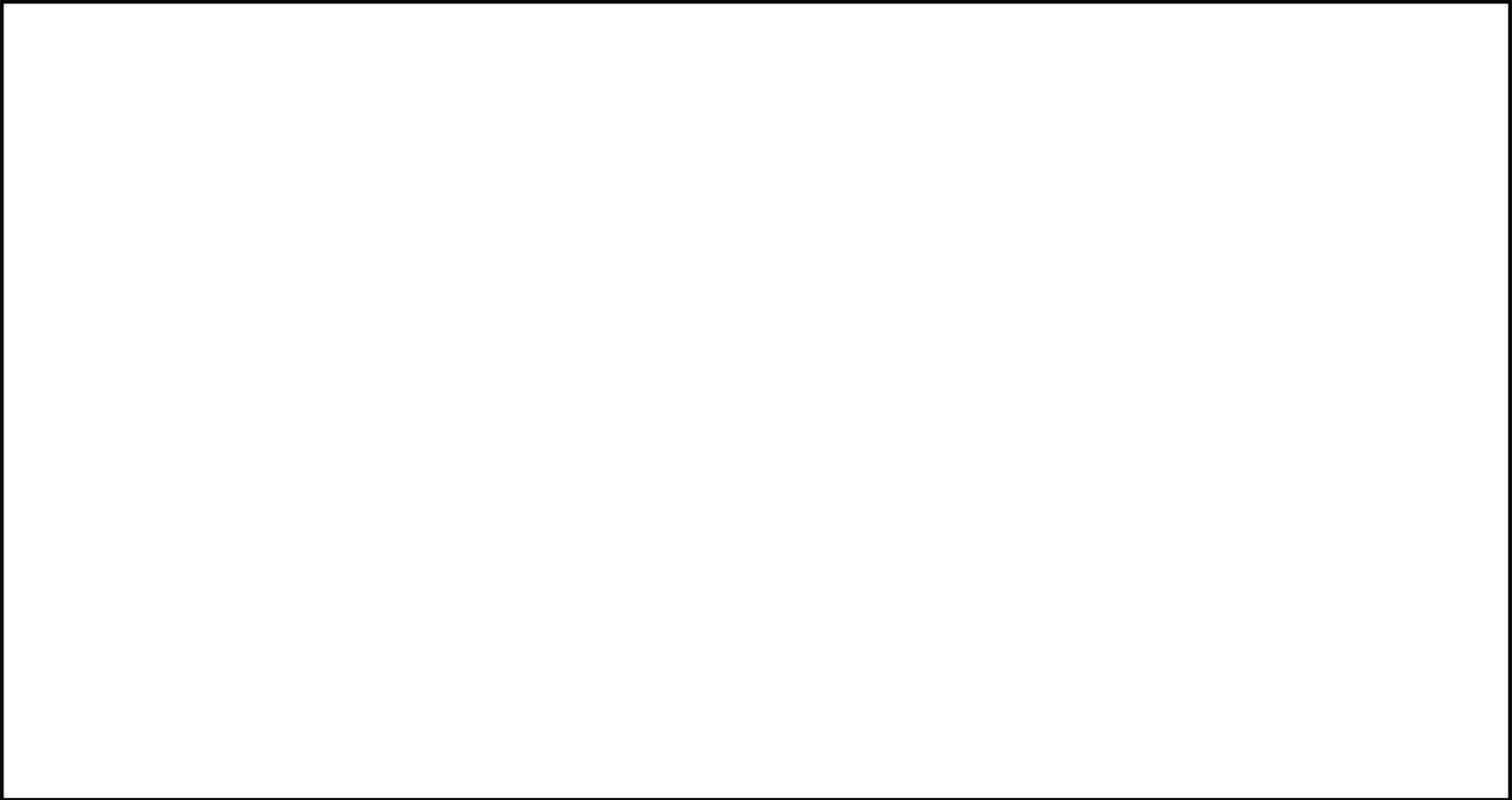


図 3-25 現場操作機器配置図 運転停止中「崩壊熱除去機能喪失」2/2

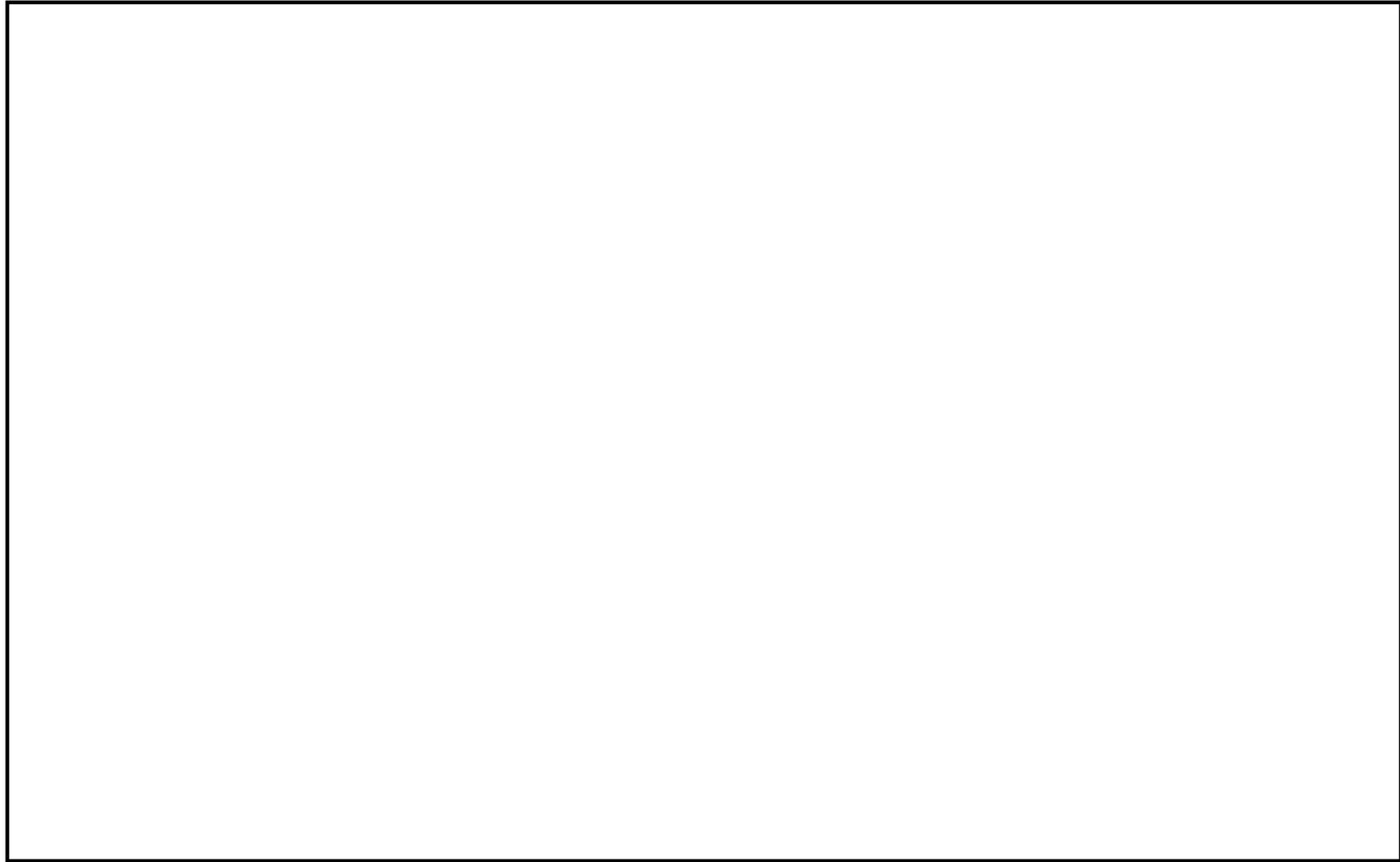


図 3-26 現場操作機器配置図 運転停止中「全交流動力電源喪失」1/2

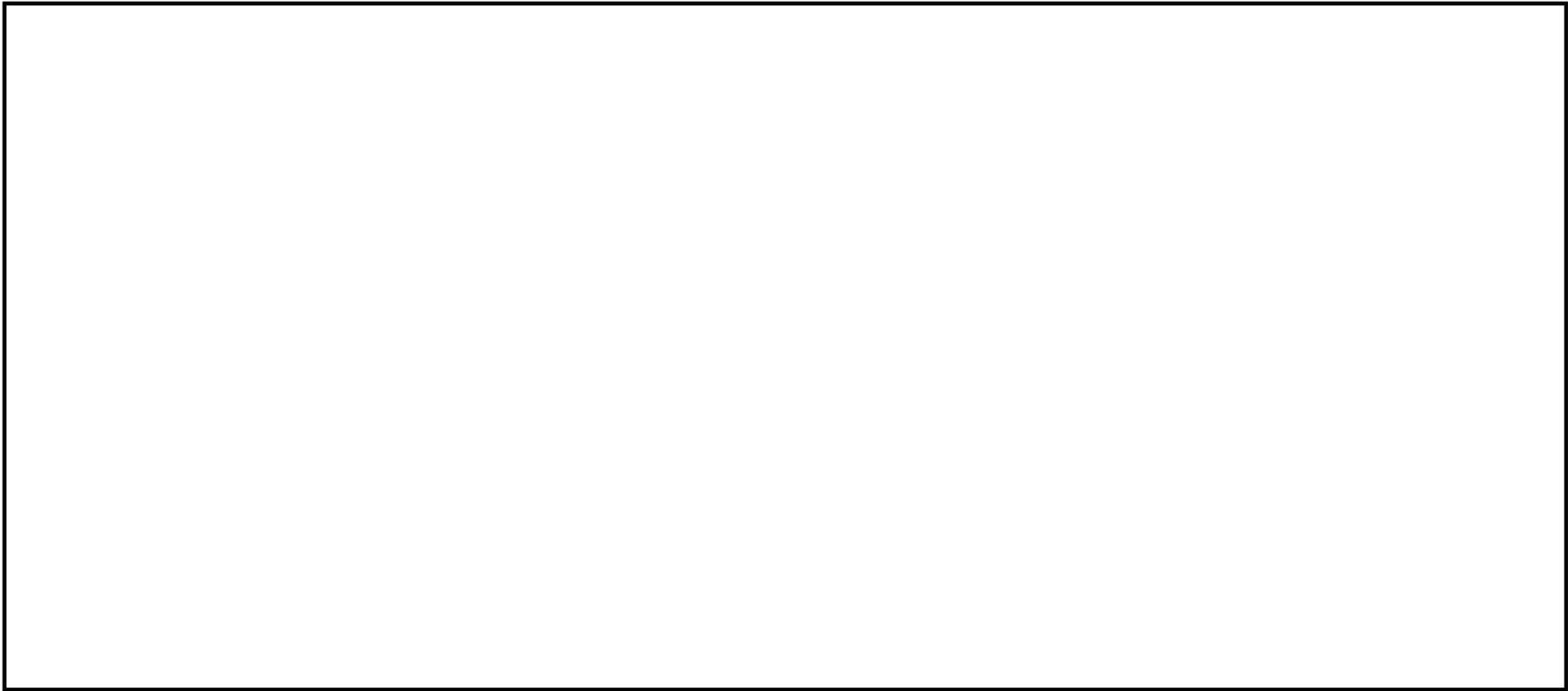


図 3-27 現場操作機器配置図 運転停止中「全交流動力電源喪失」2/2

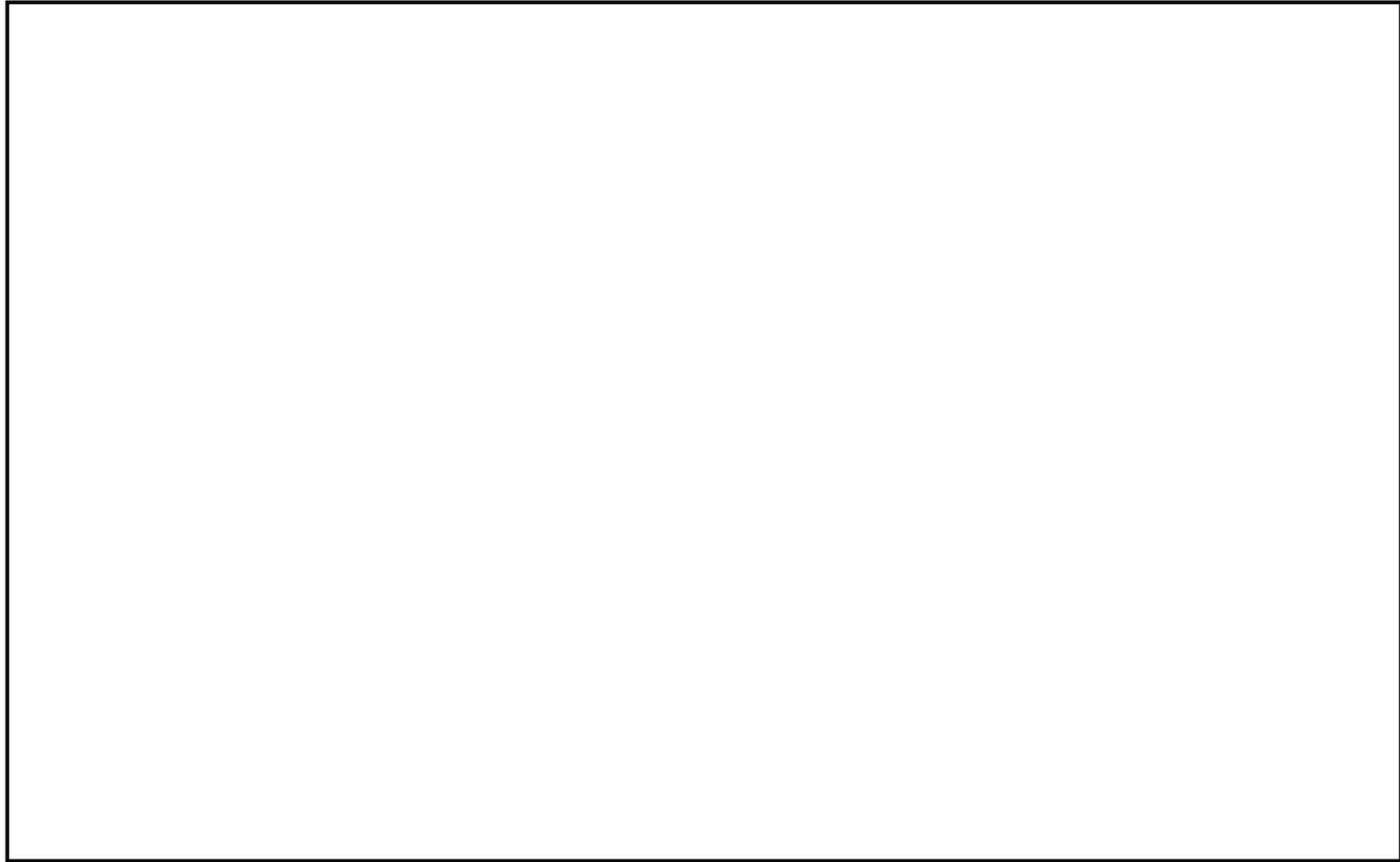


図 3-28 現場操作機器配置図 運転停止中「原子炉冷却材の流出」 1/2

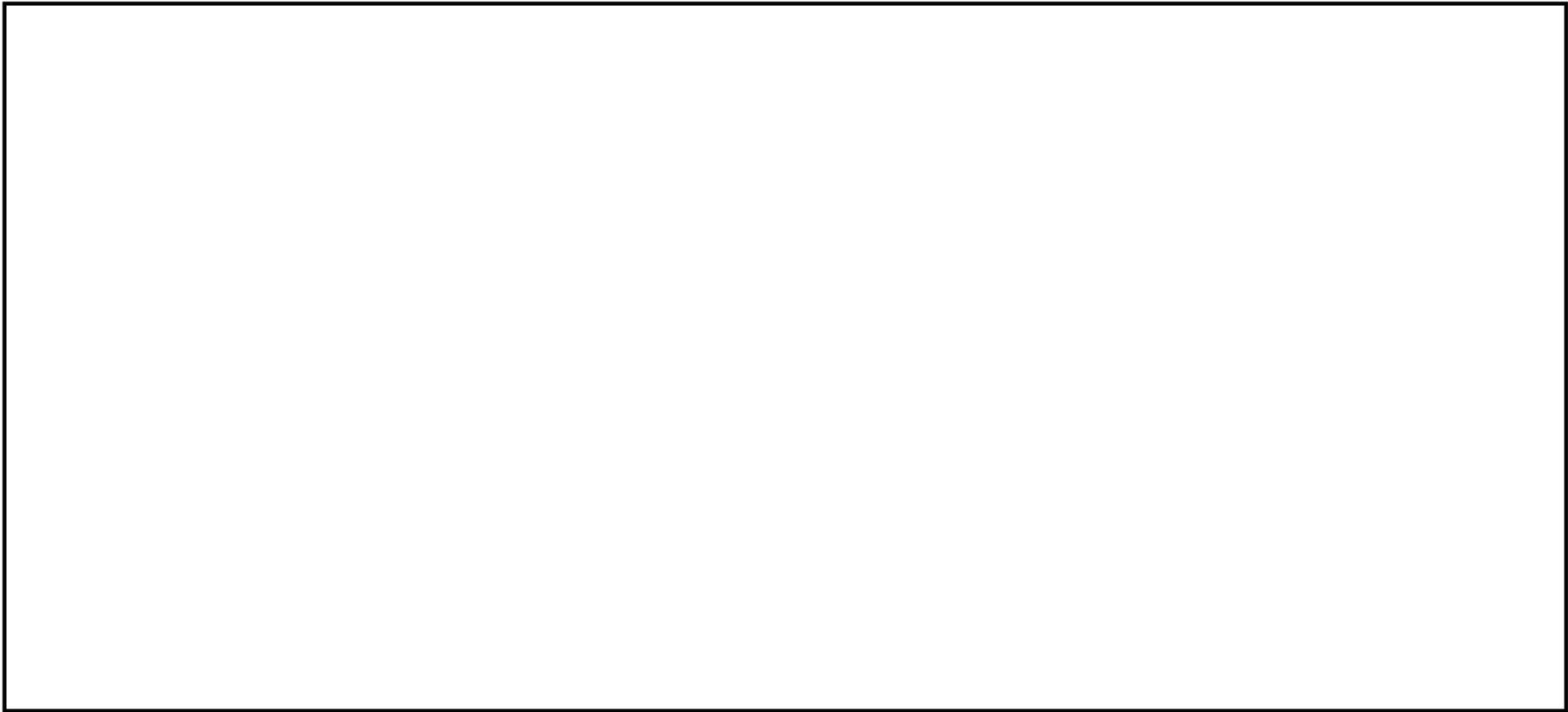


図 3-29 現場操作機器配置図 運転停止中「原子炉冷却材の流出」 2/2

4. 重大事故対策の成立性

表 4-1 各操作成立性確認一覧表（高圧・低圧注水機能喪失）（1/2）

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
原子炉 注水	低圧代替注水系（常設） 準備操作 ・低圧代替注水系 現場ライン アップ ※CSP吸込ライン切替	事象開始 10分～30分後 合計20分	通常原子炉運転中と同程 度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照明 を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	バッテリー内蔵型LED照 明をアクセスルート上に配 備しており近接可能であ る。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。 アクセスルート上に支障と なる設備はない。	操作対象弁は通路付近に あり、操作性に支障はな い。 操作対象弁には、暗間 でも識別し易いように反射 テープを施している。	携帯型音声呼出電話（ブ レスト）により、中操に 連絡する。
格納容器 ペント	格納容器ペント準備操作 ・FVスクラバタンク水位調整準備 （排水ライン水張り）	事象開始 17～18時間後 合計60分	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
	格納容器ペント操作 ・FVスクラバタンク水位調整	事象開始 18時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
水源確保	消防車による防火水槽から CSPへの補給 ・消防車によるCSPへの注水準備 ・消防車によるCSPへの補給	注水準備：事象開始 11～12時間後 合計60分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない （ペント時には必要に応じて一 時待避する）	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	消防車からのホースの接 続は、汎用の結合金具 （オス・メス）であり、 容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部及び 当直に適宜連絡する。
	貯水池から大湊側防火水槽への補給 ・貯水池～防火水槽への系統構成、 ホース水張り ・貯水池から防火水槽への補給	注水準備：事象開始 10時間30分～1 2時間後 合計90分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない （ペント時には必要に応じて一 時待避する）	ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトによ り、夜間における作業性を 確保している。	ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	使用するホースの接続部 は、レバーロックカプラ 式（オス・メス）になっ ており、容易に接続可能 である。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-1 各操作成立性確認一覧表（高圧・低圧注水機能喪失）（2/2）

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
燃料補給	燃料供給準備 ・軽油タンクからタンクローリー への補給	事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへ のタンクローリー補給用 仮設フランジ取り付け は、一般的なフランジ取 り付け作業であり、実施 可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
	燃料給油作業 ・消防車への給油	事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない (ベント時には必要に応じて一 時待避する)	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	給油ホース及び給油ノズ ルにより、容易に給油可 能である。 可搬設備の展開後も給油 のための十分な作業ス ペースを確保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-2 各操作成立性確認一覧表（高圧注水・減圧機能喪失）

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系 停止時冷却モード 準備 ・停止時冷却モード 現場ライン アップ	事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。 操作対象弁には、暗間でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。
	低圧注水系から停止時冷却モード 切替 ・停止時冷却モード 現場ライン アップ	事象開始 12～13時間30分 後 合計90分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。 操作対象弁には、暗間でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。

表 4-3 各操作成立性確認一覧表（全交流動力電源喪失）（1/3）

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
電源確保	常設代替交流電源設備 準備操作 ・GTG、緊急用M/C健全性確認 ・GTG、緊急用M/C給電準備 ・GTG起動、緊急用M/C遮断器投入	事象開始 15～16時間後 23時間40分～ 24時間後 合計80分	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	ヘッドライト・懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。	トランシーバもしくは衛星携帯電話により、本部に連絡する。
	常設代替交流電源設備 運転 ・GTG 運転状態監視		—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない				
	常設代替交流電源設備 準備操作 ・受電前準備（現場）	事象開始 10～60分後 合計50分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	通常運転時に行うしゃ断器操作と同じであり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。
	常設代替交流電源設備からの受電操作 ・M/C 受電 ・MCC 受電	事象開始 24時間後～ 合計10分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。		
	常設直流電源切替操作 ・蓄電池切替準備 ・蓄電池切替操作（A→A-2）	事象開始 7時30分～ 8時10分後 合計40分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	通常運転時に行うしゃ断器操作と同じであり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。
	常設代替直流電源切替操作 ・蓄電池切替準備 ・蓄電池切替操作（A-2→AM用）	事象開始 19時30分～ 20時10分後 合計40分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	通常運転時に行うしゃ断器操作と同じであり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。
原子炉注水	低圧代替注水系（常設） 準備操作 ・低圧代替注水系 現場ラインアップ ※CSP吸込ライン切替	事象開始 約23時40分～ 約24時00分後 合計20分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗間でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。

表 4-3 各操作成立性確認の一覧表（全交流動力電源喪失）（2/3）

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
格納容器 ベント	格納容器ベント準備操作 ・ベント準備	事象開始 15～16時間後 合計60分	通常原子炉運転中と同程 度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照明 を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明 をアクセスルート上に配備し ており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携帯 している。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	操作対象弁は通路付近にあ り、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブ レスト）により、中操に 連絡する。
	格納容器ベント操作 ・フィルタベント操作	事象開始後 16～17時間後 合計60分	通常原子炉運転中と同程 度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照明 を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明 をアクセスルート上に配備し ており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携帯 している。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	操作対象弁は通路付近にあ り、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブ レスト）により、中操に 連絡する。
	格納容器ベント停止操作 ・フィルタベント停止操作	事象開始 24～24時30分 後 合計30分	通常原子炉運転中と同程 度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照明 を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明 をアクセスルート上に配備し ており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携帯 している。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	操作対象弁は通路付近にあ り、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブ レスト）により、中操に 連絡する。
	格納容器ベント準備操作 ・FVスクラバタンク水位調整準備 （排水ライン水張り）	事象開始 15～16時間後 合計60分	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支障と なる設備はなく、十分な作業 スペースを確保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
	格納容器ベント操作 ・FVスクラバタンク水位調整	事象開始 16～24時間後 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支障と なる設備はなく、十分な作業 スペースを確保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-3 各操作成立性確認の一覧表（全交流動力電源喪失）（3/3）

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
最終ヒートシンクの確保	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・代替原子炉補機冷却系 現場 ラインアップ	事象開始 9時30分～ 14時30分後 合計300分	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセサルト上に配備しており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセサルト上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。
	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・資機材配置及びホース布設、 起動及び系統水張り	事象開始 約10～24時間後 合計660分 （一時待避中の時間を 除く）	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 アクセサルト上に支障となる設備はない。	各種ホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部及び当直に適宜連絡する。
	代替原子炉補機冷却系 運転 ・代替原子炉補機冷却系 運転状態 監視	事象開始 約24時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない				
水源確保	消防車による防火水槽から CSPへの補給 ・消防車によるCSPへの注水準備 ・消防車によるCSPへの補給	注水準備：事象開始 11～12時間後 合計60分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない （ベント時には必要に応じて一 時待避する）	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、アクセサルト上に支障となる設備はない。	消防車からのホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部及び当直に適宜連絡する。
	貯水池から大湊側防火水槽への補給 ・貯水池～防火水槽への系統構成、 ホース水張り ・貯水池から防火水槽への補給	注水準備：事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない （ベント時には必要に応じて一 時待避する）	ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、アクセサルト上に支障となる設備はない。	使用するホースの接続部は、レバーロックカプラー式（オス・メス）になっており、容易に接続可能である。	トランシーバ、または移動無線により、本部に適宜連絡する。
燃料補給	燃料供給準備 ・軽油タンクからタンクローリー への補給	事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、アクセサルト上に支障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへのタンクローリー補給用仮設フランジ取り付けは、一般的なフランジ取り付け作業であり、実施可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部に適宜連絡する。
	燃料給油作業 ・消防車への給油 ・電源車への給油	事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない （ベント時には必要に応じて一 時待避する）	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、アクセサルト上に支障となる設備はない。	給油ホース及び給油ノズルにより、容易に給油可能である。 可搬設備の展開後も給油のための十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部に適宜連絡する。

表 4-4 各操作成立性確認の一覧表（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））（1/2）

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
電源確保	常設代替交流電源設備 準備操作 ・G T G、緊急用M/C健全性確認 ・G T G、緊急用M/C給電準備 ・G T G起動、緊急用M/C遮断器 投入	準備操作：事象開始 10～60分後 合計50分 運転：事象開始 60分後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	ヘッドライト・懐中電灯によ り、夜間における作業性 を確保している。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯を携 帯しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	現場操作パネルでの簡易なボ タン操作であり、操作性に支 障はない。	トランシーバもしくは衛 星携帯電話により、本部 に連絡する。
	—		炉心損傷しないため、高線量と なることはない					
	常設代替交流電源設備 運転 ・G T G 運転状態監視							
	常設代替交流電源設備 準備操作 ・受電前準備（現場）	事象開始 10～60分後 合計50分	通常原子炉運転中と同程 度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。	バッテリー内蔵型LED照明 をアクセスルート上に配備し ており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携帯 している。	通常運転時に行うしゃ断器操 作と同じであり、操作性に支 障はない。	携帯型音声呼出電話（ブ レスト）により、中操に 連絡する。
常設代替交流電源設備からの受電操 作 ・M/C 受電 ・MCC 受電	事象開始 120～130分 後 合計10分	通常原子炉運転中と同程 度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。			
原子炉 注水	低圧代替注水系（常設） 準備操作 ・低圧代替注水系 現場ライン アップ ※CSP吸込ライン切替	事象開始 10～30分後 合計20分	通常原子炉運転中と同程 度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明 をアクセスルート上に配備し ており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携帯 している。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	操作対象弁は通路付近にあ り、操作性に支障はない。 操作対象弁には、暗闇でも識 別し易いように反射テープを 施している。	携帯型音声呼出電話（ブ レスト）により、中操に 連絡する。

表 4-4 各操作成立性確認の一覧表（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））（2/2）

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
最終ヒートシンクの確保	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・代替原子炉補機冷却系 現場 ラインアップ	事象開始 9 時間 30 分～ 14 時間 30 分後 合計 5 時間	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型 LED 照 明を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	バッテリー内蔵型 LED 照 明をアクセスルート上に配備し ており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携帯 している。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブ レスト）により、中操に 連絡する。
	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・資機材配置及びホース布設、 起動及び系統水張り	事象開始 10～20 時間後 合計 10 時間	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型 LED 照 明・ヘッドライトにより、夜間 における作業性を確保し ている。	車両のヘッドライトの他、 バッテリー内蔵型 LED 照 明・ヘッドライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	各種ホースの接続は、汎用の 結合金具（オス・メス）であ り、容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支障と なる設備はなく、十分な作業 スペースを確保している。	トランシーバ、または移動 無線により、本部及び 当直に適宜連絡する。
	代替原子炉補機冷却系 運転 ・代替原子炉補機冷却系 運転状態 監視	事象開始 20 時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない				
水源確保	消防車による防火水槽から CSP への補給 ・消防車による CSP への注水準備 ・消防車による CSP への補給	注水準備：事象開始 11～12 時間後 合計 60 分 補給：事象開始 12 時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保し ている。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED 多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	消防車からのホースの接続 は、汎用の結合金具（オス・ メス）であり、容易に操作可 能である。 作業エリア周辺には、支障と なる設備はなく、十分な作業 スペースを確保している。	トランシーバ、または移動 無線により、本部及び 当直に適宜連絡する。
	貯水池から大湊側防火水槽への補給 ・貯水池～防火水槽への系統構成、 ホース水張り ・貯水池から防火水槽への補給	注水準備：事象開始 10 時間 30 分～ 12 時間後 合計 90 分 補給：事象開始 12 時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	ヘッドライト・懐中電灯・ LED 多機能ライトによ り、夜間における作業性を 確保している。	ヘッドライト・懐中電灯・L ED 多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	使用するホースの接続部は、 レバーロックカプラー式（オ ス・メス）になっており、容 易に接続可能である。	トランシーバ、または移動 無線により、本部に適 宜連絡する。
燃料補給	燃料供給準備 ・軽油タンクからタンクローリ ーへの補給	事象開始 10 時間 30 分～ 12 時間後 合計 90 分	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保し ている。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED 多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへのタ ンクローリ補給用仮設フラン ジ取り付けは、一般的なフ ランジ取り付け作業であり、 実施可能である。 作業エリア周辺には、支障と なる設備はなく、十分な作業 スペースを確保している。	トランシーバ、または移動 無線により、本部に適 宜連絡する。
	燃料給油作業 ・消防車への給油 ・電源車への給油	事象開始 12 時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保し ている。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED 多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	給油ホース及び給油ノズルに より、容易に給油可能であ る。 可搬設備の展開後も給油のた めの十分な作業スペースを確 保している。	トランシーバ、または移動 無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-5 各操作成立性確認の一覧表（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））（1/2）

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
格納容器 スプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系準備操作 ・代替格納容器スプレイ冷却系 現場ラインアップ ※CSP吸込ライン切替	事象開始 10時間40分 ～ 11時間後 合計20分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。 操作対象弁には、暗間でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。
格納容器 ベント	格納容器ベント準備操作 ・FVスクラバタンク水位調整準備（排水ライン水張り）	事象開始 22～23時間後 合計1時間	—	炉心損傷しないため、高線量となることはない	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部に適宜連絡する。
	格納容器ベント操作 ・FVスクラバタンク水位調整	事象開始 23時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量となることはない	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部に適宜連絡する。

表 4-5 各操作成立性確認の一覧表（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））（2/2）

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
水源確保	消防車による防火水槽から CSPへの補給 ・消防車によるCSPへの注水準備 ・消防車によるCSPへの補給	注水準備：事象開始 11～12時間後 合計60分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない (ペント時には必要に応じて一 時待避する)	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	消防車からのホースの接続 は、汎用の結合金具（オス・ メス）であり、容易に操作可 能である。 作業エリア周辺には、支障と なる設備はなく、十分な作業 スペースを確保している。	トランシーバ、または移動 無線により、本部及び 直当に適宜連絡する。
	貯水池から大湊側防火水槽への補給 ・貯水池～防火水槽への系統構成、 ホース水張り ・貯水池から防火水槽への補給	注水準備：事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない (ペント時には必要に応じて一 時待避する)	ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトによ り、夜間における作業性を 確保している。	ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	使用するホースの接続部は、 レバーロックカプラー式（オ ス・メス）になっており、容 易に接続可能である。	トランシーバ、または移動 無線により、本部に適 宜連絡する。
燃料補給	燃料供給準備 ・軽油タンクからタンクローリ ーへの補給	事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへのタ ンクローリ補給用仮設フラン ジ取り付けは、一般的なフ ランジ取り付け作業であり、 実施可能である。 作業エリア周辺には、支障と なる設備はなく、十分な作業 スペースを確保している。	トランシーバ、または移動 無線により、本部に適 宜連絡する。
	燃料給油作業 ・消防車への給油	事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない (ペント時には必要に応じて一 時待避する)	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	給油ホース及び給油ノズルに より、容易に給油可能であ る。 可搬設備の展開後も給油のた めの十分な作業スペースを確 保している。	トランシーバ、または移動 無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-6 各操作成立性確認の一覧表 (LOCA 時注水機能喪失) (1/2)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
原子炉注水	低圧代替注水系 (常設) 準備操作 ・低圧代替注水系 現場ライン アップ ※CSP吸込ライン切替	事象開始 14～34分後 合計20分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。 操作対象弁には、暗間でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話 (ブレスト) により、中操に連絡する。
格納容器 ベント	格納容器ベント準備操作 ・FVスクラバタンク水位調整準備 (排水ライン水張り)	事象開始 16～17時間後 合計1時間	—	炉心損傷しないため、高線量となることはない	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部に適宜連絡する。
	格納容器ベント操作 ・FVスクラバタンク水位調整	事象開始 17時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量となることはない	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部に適宜連絡する。
水源確保	消防車による防火水槽からCSPへの補給 消防車によるCSPへの注水準備 (ホース準備)	事象開始 9～12時間 合計180分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量となることはない	ヘッドライト・懐中電灯を携帯して作業性を確保する。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	ホースの接続は、汎用の結合金具 (オス・メス) であり、容易に操作可能である。操作対象弁は通路付近に設置予定であり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話 (ブレスト) により、中操に連絡する。
	消防車による防火水槽からCSPへの補給 ・消防車によるCSPへの注水準備 ・消防車によるCSPへの補給	注水準備：事象開始 11～12時間後 合計60分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量となることはない (ベント時には必要に応じて一時待避する)	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	消防車からのホースの接続は、汎用の結合金具 (オス・メス) であり、容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部及び当直に適宜連絡する。
	貯水池から大湊側防火水槽への補給 ・貯水池～防火水槽への系統構成、 ホース水張り ・貯水池から防火水槽への補給	注水準備：事象開始 10時間30分～12時間後 合計90分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量となることはない (ベント時には必要に応じて一時待避する)	ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	使用するホースの接続部は、レバーロックカプラー (オス・メス) になっており、容易に接続可能である。	トランシーバ、または移動無線により、本部に適宜連絡する。

表 4-6 各操作成立性確認の一覧表 (LOCA 時注水機能喪失) (2/2)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
燃料補給	燃料供給準備 ・軽油タンクからタンクローリー への補給	事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへ のタンクローリー補給用 仮設フランジ取り付け は、一般的なフランジ取 り付け作業であり、実施 可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
	燃料給油作業 ・消防車への給油	事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない (ペント時には必要に応じて一 時待避する)	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	給油ホース及び給油ノズ ルにより、容易に給油可 能である。 可搬設備の展開後も給油 のための十分な作業ス ペースを確保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-7 各操作成立性確認の一覧表(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(1/3)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
電源確保	常設代替交流電源設備 準備操作 ・GTG、緊急用M/C健全性確認 ・GTG、緊急用M/C給電準備 ・GTG起動、緊急用M/C遮断器投入	準備操作：事象開始 10～60分後 合計50分 運転：事象開始 60分後～ 適宜実施	-	高線量となることはない (屋外のため)	ヘッドライト・懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。	トランシーバもしくは衛星携帯電話により、本部(または中操)に連絡する。
	常設代替交流電源設備 運転 ・GTG 運転状態監視							
電源確保	常設代替交流電源設備 準備操作 ・受電前準備(現場)	事象開始後 10～70分 合計60分	通常原子炉運転中と同程度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。アクセスルート上に支障となる設備はない。	通常運転時に行うしゃ断器操作と同じであり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話(ブレスト)により、中操に連絡する。
	常設代替交流電源設備からの受電操作 ・M/C 受電 ・MCC 受電							
原子炉注水	低圧代替注水系(常設) 準備操作 ・低圧代替注水系 現場ラインアップ ※CSP吸込ライン切替	事象開始後 10～30分 合計20分	通常原子炉運転中と同程度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話(ブレスト)により、中操に連絡する。

表 4-7 各操作成立性確認の一覧表(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(2/3)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
格納容器 ベント	格納容器ベント準備操作 ・ベント準備	事象開始後 70分～37時間にて 適宜実施 合計60分	通常原子炉運転中と同程 度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	バッテリー内蔵型LED照明 を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明 をアクセスルート上に配備し ており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携帯 している。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	操作対象弁は通路付近に あり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話(ブ レスト)により、中操に 連絡する。
	格納容器ベント準備操作 ・FVスクラバタンク水位調整準備 (排水ライン水張り)	事象開始後 36～37時間 合計60分	—	高線量となることはない (屋外のため)	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	消防車からのホースの接 続は、汎用の結合金具 (オス・メス)であり、 容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部及び 当直に適宜連絡する。
	格納容器ベント準備操作(現場での 手動操作を想定) ・PCVベント準備 ・PCVベントライン構成 (ポンペを用いた一次隔離弁及び フィルタ装置入口弁(AO弁)の操 作)	作業時間 合計70分	通常原子炉運転中と同程 度	被ばく線量は10mSv以下	バッテリー内蔵型LED照明 を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明 をアクセスルート上に配備し ており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携帯 している。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	操作対象弁は通路付近に あり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話(ブ レスト)により、中操に 連絡する。
	格納容器ベント操作(現場での手動 操作を想定) ・PCVベント実施 (現場での二次隔離弁(MO弁) 手動操作によるベント)	作業時間 合計20分	通常原子炉運転中と同程 度		バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	バッテリー内蔵型LED照 明をアクセスルート上に配備し ており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携 帯している。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	操作対象弁は通路付近に あり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話(ブ レスト)により、中操に 連絡する。
	格納容器ベント操作 ・FVスクラバタンク水位調整	事象開始後 55～57時間 合計2時間 (マイナス17℃環境 でベント後17時間後に ブローと想定)	—	被ばく線量は100mSv以下	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-7 各操作成立性確認の一覧表(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(3/3)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
水源確保	消防車による防火水槽から CSPへの補給 消防車によるCSPへの注水準備 (ホース準備)	事象開始 9~12時間 合計180分	通常原子炉運転中と同程 度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	ヘッドライト・懐中電灯を 携帯して作業性を確保す る。	バッテリー内蔵型LED照明 をアクセスルート上に配備し ており近接可能である。ま た、ヘッドライト・懐中電灯 をバックアップとして携帯し ている。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	ホースの接続は、汎用の 結合金具(オス・メス) で有り、容易に操作可能 である。操作対象弁は通 路付近に設置予定であり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話(プ レスト)により、中操に 連絡する。
	消防車による防火水槽から CSPへの補給 ・消防車によるCSPへの注水準備 ・消防車によるCSPへの補給	注水準備:事象開始 11~12時間 合計60分 補給:事象開始 12時間後~ 適宜実施	-	高線量となることはない (屋外のため)	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	消防車からのホースの接 続は、汎用の結合金具 (オス・メス)であり、 容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部及び 直先に適宜連絡する。
	貯水池から大湊側防火水槽への補給 ・貯水池~防火水槽への系統構成、 ホース水張り ・貯水池から防火水槽への補給	注水準備:事象開始 10時間30分~ 12時間後 合計90分 補給:事象開始 12時間後~ 適宜実施	-	高線量となることはない (屋外のため)	ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトによ り、夜間における作業性を 確保している。	ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	使用するホースの接続部 は、レバーロックカブラ 式(オス・メス)になっ ており、容易に接続可能 である。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
燃料補給	燃料供給準備 ・軽油タンクからタンクローリ への補給	事象開始 10時間30分~ 12時間後 合計90分	-	高線量となることはない (屋外のため)	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへ のタンクローリ補給用 仮設フランジ取り付け は、一般的なフランジ取 り付け作業であり、実施 可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
	燃料給油作業 ・消防車への給油	事象開始 12時間後~ 適宜実施	-	被ばく線量は100mSv以下	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	給油ホース及び給油ノズ ルにより、容易に給油可 能である。 可搬設備の展開後も給油 のための十分な作業ス ペースを確保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-8 各操作成立性確認の一覧表(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
格納容器 下部 注水	現場ラインアップ ※CSP吸込ライン切替	事象開始後 30～50分 合計20分	通常原子炉運転中と同程 度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗間でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。

表 4-9 各操作成立性確認の一覧表(水素燃焼) (1/2)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
電源確保	常設代替交流電源設備 準備操作 ・GTG、緊急用M/C健全性確認 ・GTG、緊急用M/C給電準備 ・GTG起動、緊急用M/C遮断器投入	準備操作：事象開始 10～60分 合計50分 運転：事象開始 60分後～ 適宜実施	—	高線量となることはない (屋外のため)	ヘッドライト・懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。	トランシーバもしくは衛星携帯電話により、本部（または中操）に連絡する。
	常設代替交流電源設備 運転 ・GTG 運転状態監視							
電源確保	常設代替交流電源設備 準備操作 ・受電前準備（現場）	事象開始後 10～70分 合計60分	通常原子炉運転中と同程度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	通常運転時に行うしゃ断器操作と同じであり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。
	常設代替交流電源設備からの受電操作 ・M/C 受電 ・MCC 受電							
原子炉注水	低圧代替注水系（常設） 準備操作 ・低圧代替注水系 現場ラインアップ ※CSP吸込ライン切替	事象開始後 10～30分 合計20分	通常原子炉運転中と同程度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。 操作対象弁には、暗間でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。
最終ヒートシンクの確保	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ	事象開始 7～12時間後 合計5時間	通常原子炉運転中と同程度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。
	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・資機材配置及びホース布設、起動及び系統水張り	事象開始 10～20時間後 合計10時間	通常原子炉運転中と同程度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している。	車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	各種ホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部及び当直に適宜連絡する。
	代替原子炉補機冷却系 運転 ・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	事象開始 20時間後～ 適宜実施	通常原子炉運転中と同程度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)				

表 4-9 各操作成立性確認の一覧表(水素燃焼) (2/2)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
水源確保	消防車による防火水槽から CSPへの補給 消防車によるCSPへの注水準備 (ホース準備)	事象開始 9～12時間 合計180分	通常原子炉運転中と同程 度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	ヘッドライト・懐中電灯を 携帯して作業性を確保す る。	バッテリー内蔵型LED照 明をアクセスルート上に配 備しており近接可能であ る。また、ヘッドライト・ 懐中電灯をバックアップと して携帯している。 アクセスルート上に支障と なる設備はない。	ホースの接続は、汎用の 結合金具(オス・メス) で有り、容易に操作可能 である。操作対象弁は通 路付近に設置予定であ り、操作性に支障はな い。	携帯型音声呼出電話(プ レスト)により、中操に 連絡する。
	消防車による防火水槽から CSPへの補給 ・消防車によるCSPへの注水準備 ・消防車によるCSPへの補給	注水準備：事象開始 11～12時間 合計60分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	高線量となることはない (屋外のため)	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	消防車からのホースの接 続は、汎用の結合金具 (オス・メス)であり、 容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部及び 直先に適宜連絡する。
	貯水池から大湊側防火水槽への補給 ・貯水池～防火水槽への系統構成、 ホース水張り ・貯水池から防火水槽への補給	注水準備：事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	高線量となることはない (屋外のため)	ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトによ り、夜間における作業性を 確保している。	ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	使用するホースの接続部 は、レバーロックカプラ 式(オス・メス)になっ ており、容易に接続可能 である。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
燃料補給	燃料供給準備 ・軽油タンクからタンクローリー への補給	10時間30分～ 12時間後 合計90分	—	高線量となることはない (屋外のため)	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへ のタンクローリー補給用 仮設フランジ取り付け は、一般的なフランジ取 り付け作業であり、実施 可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
	燃料給油作業 ・消防車への給油 ・電源車への給油	事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	高線量となることはない (屋外のため)	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	給油ホース及び給油ノズ ルにより、容易に給油可 能である。 可搬設備の展開後も給油 のための十分な作業ス ペースを確保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-10 各操作成立性確認の一覧表(熔融炉心・コンクリート相互作用)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
格納容器 下部 注水	現場ラインアップ ※CSP吸込ライン切替	事象開始後 30～50分 合計20分	通常原子炉運転中と同程 度	高線量となることはない (二次格納容器外のため)	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗間でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。

表 4-11 各操作成立性確認の一覧表(想定事故 1)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
使用済燃料 プールの 注水	消防車による防火水槽から使用済燃料プールへの補給	注水準備：事象開始 11～12時間 合計60分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	燃料損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	消防車からのホースの接 続は、汎用の結合金具 (オス・メス)であり、 容易に操作可能である。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
水源確保	貯水池から大湊側防火水槽への補給 ・貯水池～防火水槽への系統構成、 ホース水張り ・貯水池から防火水槽への補給	注水準備：事象開始 10時間30分～1 2時間後 合計90分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	燃料損傷しないため、高線量と なることはない	ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトによ り、夜間における作業性を 確保している。	ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	使用するホースの接続部 は、レバーロックカプ ラ式(オス・メス)になっ ており、容易に接続可能 である。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
燃料補給	燃料供給準備 ・軽油タンクからタンクローリー への補給	事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分	—	燃料損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへ のタンクローリー補給用 仮設フランジ取り付け は、一般的なフランジ取 り付け作業であり、実施 可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
	燃料給油作業 ・消防車への給油	事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	燃料損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	給油ホース及び給油ノズ ルにより、容易に給油可 能である。 可搬設備の展開後も給油 のための十分な作業ス ペースを確保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-12 各操作成立性確認の一覧表(想定事故2)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
使用済燃料 プル 水流出防 止	原子炉建屋2階 弁室での弁操作	事象開始後 2時間～2時間30分 合計30分	通常原子炉運転中と同程 度	燃料損傷しないため、高線量と なることはない	ヘッドライト・懐中電灯を 携帯して作業性を確保す る。	バッテリー内蔵型LED照 明をアクセスルート上に配 備しており近接可能であ る。また、ヘッドライト・ 懐中電灯をバックアップと して携帯している。 アクセスルート上に支障と なる設備はない。	操作対象弁は弁室にあ り、操作性に支障はな い。 操作対象弁には、暗間で も識別し易いように反射 テープを施している。	携帯型音声呼出電話（ブ レスト）により、中操に 連絡する。
使用済燃 料プル 注水	消防車による防火水槽から使用済燃 料プルへの補給	注水準備：事象開始 11～12時間 合計60分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	燃料損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	消防車からのホースの接 続は、汎用の結合金具 （オス・メス）であり、 容易に操作可能である。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
水源確保	貯水池から大湊側防火水槽への補給 ・貯水池～防火水槽への系統構成、 ホース水張り ・貯水池から防火水槽への補給	注水準備：事象開始 10時間30分～1 2時間後 合計90分 補給：事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	燃料損傷しないため、高線量と なることはない	ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトによ り、夜間における作業性を 確保している。	ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	使用するホースの接続部 は、レバーロックカプラ 式（オス・メス）になっ ており、容易に接続可能 である。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
燃料補給	燃料供給準備 ・軽油タンクからタンクローリ ーへの補給	事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分	—	燃料損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへ のタンクローリー補給用 仮設フランジ取り付け は、一般的なフランジ取 り付け作業であり、実施 可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
	燃料給油作業 ・消防車への給油	事象開始 12時間後～ 適宜実施	—	燃料損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・ LED多機能ライトを携帯 しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に 支障となる設備はない。	給油ホース及び給油ノズ ルにより、容易に給油可 能である。 可搬設備の展開後も給油 のための十分な作業ス ペースを確保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-13 各操作成立性確認の一覧表(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系(待機側) 停止時冷却モード準備 ・停止時冷却モード 現場ラインアップ	事象開始 2時間～ 3時間30分後 合計90分	通常原子炉運転中と同程度	炉心損傷しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。 操作対象弁には、暗間でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話(ブレスト)により、中操に連絡する。

表 4-14 各操作成立性確認の一覧表(運転停止中 全交流動力電源喪失)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
電源確保	常設代替交流電源設備 準備操作 ・GTG、緊急用M/C健全性確認 ・GTG、緊急用M/C給電準備 ・GTG起動、緊急用M/C遮断器投入	準備操作：事象開始 10～60分後 合計50分 運転：事象開始 60分後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	ヘッドライト・懐中電灯に より、夜間における作業性 を確保している。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯を携 帯しており、夜間においても 接近可能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	現場操作パネルでの簡易なボ タン操作であり、操作性に支 障はない。	トランシーバもしくは衛 星携帯電話により、本部 に連絡する。
	—		炉心損傷しないため、高線量と なることはない					
	常設代替交流電源設備 準備操作 ・受電前準備（現場）	事象開始 10～60分後 合計50分	通常原子炉運転中と同程 度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。	バッテリー内蔵型LED照 明をアクセスルート上に配 備しており接近可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携 帯している。	通常運転時に行うしゃ断器操 作と同じであり、操作性に支 障はない。	携帯型音声呼出電話（ブ レスト）により、中操に 連絡する。
	常設代替交流電源設備からの受電操 作 ・M/C 受電 ・MCC 受電	事象開始 60～70分後 合計10分	通常原子炉運転中と同程 度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。			
最終ヒー トシンク の確保	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・代替原子炉補機冷却系 現場 ラインアップ	事象開始 8時間～ 13時間後 合計5時間	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備して おり、建屋内常用照明消灯 時における作業性を確保し ている。 また、ヘッドライト・懐中 電灯をバックアップとして 携帯している。	バッテリー内蔵型LED照 明をアクセスルート上に配 備しており接近可能である。 また、ヘッドライト・懐中電 灯をバックアップとして携 帯している。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	操作対象弁は通路付近にあ り、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（ブ レスト）により、中操に 連絡する。
	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・資機材配置及びホース布設、 起動及び系統水張り	事象開始 10～20時間後 合計10時間	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照 明・ヘッドライトにより、 夜間における作業性を確保 している。	車両のヘッドライトの他、 バッテリー内蔵型LED照 明・ヘッドライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 アクセスルート上に支障とな る設備はない。	各種ホースの接続は、汎用の 結合金具（オス・メス）であ り、容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支障と なる設備はなく、十分な作業 スペースを確保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部及び 当直に適宜連絡する。
	代替原子炉補機冷却系 運転 ・代替原子炉補機冷却系 運転状態 監視	事象開始 20時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない				
燃料補給	燃料供給準備 ・軽油タンクからタンクローリ ーへの補給	事象開始 18時間30分～ 20時間後 合計90分	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへのタ ンクローリ―補給用仮設フ ランジ取り付けは、一般的なフ ランジ取り付け作業であり、 実施可能である。 作業エリア周辺には、支障と なる設備はなく、十分な作業 スペースを確保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。
	燃料給油作業 ・電源車への給油	事象開始 20時間後～ 適宜実施	—	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	車両の作業用照明・ヘッド ライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間 における作業性を確保して いる。	車両のヘッドライトの他、 ヘッドライト・懐中電灯・L ED多機能ライトを携帯して おり、夜間においても接近可 能である。 また、アクセスルート上に支 障となる設備はない。	給油ホース及び給油ノズルに より、容易に給油可能であ る。 可搬設備の展開後も給油のた めの十分な作業スペースを確 保している。	トランシーバ、または移 動無線により、本部に適 宜連絡する。

表 4-15 各操作成立性確認の一覧表(運転停止中 原子炉冷却材の流出)

作業項目	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定 する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
最終ヒー トシンク の確保	・ 残留熱除去系 (運転側) 低圧注水モード待機状態へ	事象開始 0分～ 60分後 合計60分	通常原子炉運転中と同程 度	炉心損傷しないため、高線量と なることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。 操作対象弁には、暗間でも識別し易いように反射テープを施している。	携帯型音声呼出電話(ブレスト)により、中操に連絡する。

常設代替交流電源設備 準備操作

- ・ G T G, 緊急用M/C健全性確認
- ・ G T G, 緊急用M/C給電準備
- ・ G T G起動, 緊急用M/C遮断器投入

常設代替交流電源設備 運転

- ・ G T G 運転状態監視

1. 操作概要

ガスタービン発電機 (G T G) を起動し, 荒浜側緊急用M/Cを受電する。

2. 作業場所

屋外 (G T Gエリア, 154kV 変電所 (緊急用M/C))

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 6人

有効性評価で想定する時間 : 50分

所要時間目安 : 50分

4. 操作の成立性について

作業環境 (照明): ヘッドライト・懐中電灯により, 夜間における作業性を確保している。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, ヘッドライト・懐中電灯を携帯しており, 夜間においても接近可能である。

また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり, 操作性に支障はない。

連絡手段: トランシーバもしくは衛星携帯電話により, 本部に連絡する。



起動・停止ボタン

常設代替交流電源設備 準備操作

- ・受電前準備（現場）

常設代替交流電源設備からの受電操作

- ・M/C受電, MCC受電

1. 操作概要

GTGにより給電された荒浜側緊急用M/Cから, M/C (C系) (D系) を受電する。

2. 作業場所

原子炉建屋 非管理区域 (地下1階)

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 受電前準備 50分

受電操作 10分

所要時間目安 : 受電前準備 50分

受電操作 10分

4. 操作の成立性について

作業環境 (照明) : バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており, 建屋内
常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライ
ト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

移動経路 : バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能
である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯してい
る。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常運転時に行うしゃ断器操作と同じであり, 操作性に支障はない。

連絡手段 : 携帯型音声呼出電話 (ブレスト) により, 中操に連絡する。



非常用M/C



しゃ断器操作

常設直流電源切替操作，常設代替直流電源切替操作

- ・蓄電池切替準備
- ・蓄電池切替操作（A→A-2），（A-2→AM用）

1. 操作概要

事象発生から8時間経過した時点で，蓄電池Aから蓄電池A-2へ切り替える。また，事象発生から19～20時間経過した時点で，蓄電池A-2からAM用蓄電池へ切り替える。

2. 作業場所

コントロール建屋 非管理区域（地下1階）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 40分

（A→A-2：事象発生 8時間後）

（A-2→AM用：6号炉 事象発生 20時間後

7号炉 事象発生 19時間後）

所要時間目安 : 40分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており，建屋内
常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライ
ト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能
である。また，ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯してい
る。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行うしゃ断器操作と同じであり，操作性に支障はない。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により，中操に連絡する。



同時投入防止用切替盤



しゃ断器操作

低圧代替注水系（常設）準備操作

- ・低圧代替注水系 現場ラインアップ ※C S P吸込ライン切替

1. 操作概要

復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプにより原子炉へ注水する際に、ポンプの吸込ラインを切り替えることにより水源を確保する。

2. 作業場所

廃棄物処理建屋 管理区域（地下3階）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 20分（復水移送ポンプ停止水位到達前）

所要時間目安 : 20分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内
常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライ
ト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能
である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯してい
る。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。



C S P吸込ライン切替対象弁



反射テープ

消防車による防火水槽からCSPへの補給

- ・消防車によるCSPへの注水準備
- ・消防車によるCSPへの補給

1. 操作概要

水源となる防火水槽から復水貯蔵槽外部接続口までの送水ルートを確認し，消防車により復水貯蔵槽へ淡水を補給する。

2. 作業場所

屋外（防火水槽 ～ 復水貯蔵槽外部接続口）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 60分（事象発生後12時間以内）

所要時間目安 : 50分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：消防車からのホースの接続は，汎用の結合金具（オス・メス）であり，容易に操作可能である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：トランシーバ，または移動無線により，本部及び当直に適宜連絡する。



車両の作業用照明



連結送水訓練

格納容器ベント準備操作

- ・ベント準備

格納容器ベント操作

- ・フィルタベント操作

格納容器ベント停止操作

- ・フィルタベント停止操作

1. 操作概要

フィルタベントを使用したS/C側ベントのためのライン構成を現場にて手動で行う。

2. 作業場所

原子炉建屋 非管理区域（中4階，地下1階）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : ベント準備 60分

フィルタベント操作 60分（事象発生 16時間後）

フィルタベント停止操作 30分

所要時間目安 : PCVベントライン構成 60分

PCVフィルタベント操作 60分

フィルタベント停止操作 30分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており，建屋内
常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライ
ト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能
である。また，ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯してい
る。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 操作対象弁は通路付近にあり，操作性に支障はない。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により，中操に連絡する。



電動駆動弁 エクステンション



空気駆動弁 専用ポンペ

代替原子炉補機冷却系 準備操作

- ・代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ

1. 操作概要

代替原子炉補機冷却系を用いた冷却水確保のため、原子炉補機冷却水系（RCW（A））のラインアップを行う。

2. 作業場所

原子炉建屋 管理／非管理区域，タービン建屋 海水熱交換器エリア，コントロール建屋 非管理区域など

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 5時間（事象発生後 20時間以内）

所要時間目安 : 5時間

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内
常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライ
ト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能
である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯してい
る。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。



作業エリア



操作対象弁 反射テープ

代替原子炉補機冷却系 準備操作

- ・資機材配置及びホース布設，起動及び系統水張り

代替原子炉補機冷却系 運転

- ・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視

1. 操作概要

代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット，代替原子炉補機冷却海水ポンプ，電源車等）を用いて冷却水を供給する。

2. 作業場所

タービン建屋近傍屋外

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 13 人

有効性評価で想定する時間 : 10 時間（事象発生後 20 時間以内）

所要時間目安 : 10 時間

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：各種ホースの接続は，汎用の結合金具（オス・メス）であり，容易に操作可能である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：トランシーバ，または移動無線により，本部及び当直に適宜連絡する。



ホース接続時



作業エリア

残留熱除去系 停止時冷却モード準備

低圧注水系から停止時冷却モード切替

- ・停止時冷却モード 現場ラインアップ

1. 操作概要

RHRポンプを停止時冷却モードにて起動させて原子炉を除熱するため、RHR系の停止時冷却モードのラインアップを実施する。

2. 作業場所

原子炉建屋 管理区域（地下3階）

原子炉建屋 非管理区域（地下1階）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 90分（事象発生後12時間以内）
（高圧注水・減圧機能喪失での想定）

所要時間目安 : 90分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内
常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライ
ト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能
である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯してい
る。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。



作業エリア（RHRポンプ室）



反射テープ

貯水池から大湊側防火水槽への補給

- ・貯水池～防火水槽への系統構成，ホース水張り
- ・貯水池から防火水槽への補給

1. 操作概要

淡水貯水池から送水ラインを使用し大湊側防火水槽へ淡水を補給する。

2. 作業場所

屋外（淡水貯水池 ～ 防火水槽）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 90分（事象発生後12時間以内）

所要時間目安 : 60分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 使用するホースの接続部は，レバーロックカプラ式（オス・メス）になっており，容易に接続可能である。

連絡手段：トランシーバ，または移動無線により，本部に適宜連絡する。



ホース接続部



ホースの接続

燃料供給準備

- ・軽油タンクからタンクローリーへの補給

1. 操作概要

非常用D/G軽油タンクからタンクローリーへ補給する。

2. 作業場所

屋外（非常用D/G軽油タンク付近）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 90分（事象発生後12時間以内）

所要時間目安 : 給油準備 70分

タンクローリーへの補給 15分/回

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：軽油タンク予備ノズルへのタンクローリー補給用仮設フランジ取り付けは、一般的なフランジ取り付け作業であり、実施可能である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：トランシーバ、または移動無線により、本部に適宜連絡する。



ホース接続



注入口ハッチ開放による内部確認

燃料給油作業

- ・消防車，電源車への給油

1. 操作概要

タンクローリーから消防車，電源車へ給油する。

2. 作業場所

屋外（消防車設置場所付近，および電源車設置場所付近）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数　：2人

有効性評価で想定する時間　：適宜実施（事象発生後12時間以降）

所要時間目安　：30分＋給油時間

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：給油ホース及び給油ノズルにより，容易に給油可能である。

可搬設備の展開後も給油のための十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：トランシーバ，または移動無線により，本部に適宜連絡する。



車両の作業用照明



給油ノズル

代替格納容器スプレイ冷却系 準備操作

・代替格納容器スプレイ冷却系 現場ラインアップ ※C S P吸込ライン切替

1. 操作概要

復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより代替格納容器スプレイを行う際に、ポンプの吸込ラインを切り替えることにより水源を確保する。

2. 作業場所

廃棄物処理建屋 管理区域（地下3階）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 20分（復水移送ポンプ停止水位到達前）

所要時間目安 : 20分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内
常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能
である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。



C S P吸込ライン切替対象弁



反射テープ

格納容器下部注水系 準備

※C S P吸込ライン切替

1. 操作概要

復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプにより格納容器下部へ注水する際に、ポンプの吸込ラインを切り替えることにより水源を確保する。

2. 作業場所

廃棄物処理建屋 管理区域（地下3階）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 20分（復水移送ポンプ停止水位到達前）

所要時間目安 : 20分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内
常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライ
ト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能
である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯してい
る。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。



C S P吸込ライン切替対象弁



反射テープ

消防車による防火水槽からCSPへの補給

- ・消防車によるCSPへの注水準備（ホース準備）

1. 操作概要

消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への淡水補給のため、消防ホースを敷設し建屋内の注水ラインアップを行う。

2. 作業場所

廃棄物処理建屋 管理区域（1階，2階）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 180分（事象発生後12時間以内）

所要時間目安 : 180分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：ヘッドライト・懐中電灯を携帯して作業性を確保する。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：ホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）で有り、容易に操作可能である。操作対象弁は通路付近に設置予定であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。



外部送水ライン接続口へホース接続（イメージ）



ホース展開

消防車による防火水槽からSFPへの補給

- ・消防車を用いたSFP補給準備
- ・消防車を用いたSFP補給

1. 操作概要

水源となる防火水槽から燃料プール代替注水系外部接続口までの送水ルートを確認し、消防車により使用済燃料プールへ淡水を補給する。

2. 作業場所

屋外（防火水槽～燃料プール代替注水系外部接続口）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 60分（事象発生後12時間以内）

所要時間目安 : 50分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

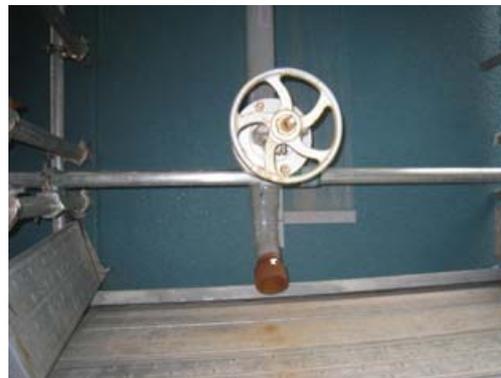
操作性：消防車からのホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に操作可能である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：トランシーバ、または移動無線により、本部及び当直に適宜連絡する。



車両の作業用照明



専用注水配管送水口

サイフォン効果等によるSFP水流出防止

・原子炉建屋2階 弁室での弁操作

1. 操作概要

SFP接続配管からの漏えい、およびSFP注水配管の逆止弁の機能喪失により発生したサイフォン効果によるSFP水の流出を現場にて手動で隔離する。

2. 作業場所

原子炉建屋 管理区域（2階）

3. 必要要員数および操作時間

必要要員数 : 2人

有効性評価で想定する時間 : 30分（事象発生後150分以内）

所要時間目安 : 20分

4. 操作の成立性について

作業環境（照明）：ヘッドライト・懐中電灯を携帯して作業性を確保する。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 操作対象弁は弁室にあり、操作性に支障はない。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：携帯型音声呼出電話（ブレスト）により、中操に連絡する。



対象弁



反射テープ

5. 重要事故シーケンス等の選定

5.1 炉心損傷事故シーケンスと炉心損傷防止対策及び重要事故シーケンスの選定

解釈の事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス※1	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は重要事故シーケンスに対する重大事故等対策の有効性評価で期待している対策)	着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由	
			a	b	c	d		
高圧・低圧注水機能喪失	◎ ①過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 手動減圧 低圧代替注水系 (常設) (復水補給水系) 代替格納容器冷却スプレイ系 代替原子炉補機冷却系 (熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ) 格納容器圧力逃がし装置等 可搬型代替注水ポンプ (水源補給, 低圧注水) 	中	高	高	低	<p>a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失 (1系統) は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。また、最終ヒートシンク喪失に至るシーケンスでは、除熱を必要とする多くの機能が喪失するため「高」とした。</p> <p>b. 過渡事象 (全給水喪失事象) は原子炉水位低 (L3) が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とするシーケンスを「高」とした。手動停止、サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため、また、津波によるシーケンスでは津波襲来までに原子炉停止しているため、水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅いことから「低」とした。</p> <p>c. SRV 再閉失敗を含む場合は SRV から一定程度減圧されるため、再閉成功の場合よりも速やかに低圧状態に移行でき、低圧系での代替注水を開始できることから「低」とし、SRV 再閉失敗を含まない場合を「高」とした。</p> <p>d. 全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対して 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。</p>	<p>a. ⑤,⑥ではサポート系 1 区分の喪失を起因としているが、他の区分は健全であるため、対応手段が著しく制限される状態ではない。⑦～⑩の最終ヒートシンクの喪失の発生原因は津波に伴う浸水によるものであり、対策としては防潮堤の設置や建屋内止水等の止水対策となるため、重大事故防止対策の有効性の確認には適さない。</p> <p>b, c. 両着眼点について「高」と考えたシーケンスとして①を抽出。</p> <p>d. 頻度の観点では⑦, ⑨が支配的であるが、起因となる最終ヒートシンクの喪失の発生原因は津波に伴う浸水によるものであり、浸水防止がその対策となるため、重大事故防止対策の有効性を確認するためのシーケンスには適さない。</p>
	- ②過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗		中	高	低	低		
	- ③通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗		中	低	高	低		
	- ④通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗		中	低	低	低		
	- ⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗		高	低	高	低		
	- ⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗		高	低	低	低		
	- ⑦最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗		高	低	高	高		
	- ⑧最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗		高	低	低	中		
	- ⑨最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失 (電源盤浸水)+RCIC 失敗		高	低	高	高		
	- ⑩最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失 (電源盤浸水)+SRV 再閉失敗		高	低	低	中		
高圧注水・減圧機能喪失	◎ ①過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> 減圧自動化ロジック (残留熱除去系ポンプ吐出圧確立+原子炉水位低 (レベル 1) + 600 秒経過で SRV4 弁開放) 高圧代替注水系 残留熱除去系 (低圧注水, 除熱) 	中	高	高	高	<p>a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失 (1系統) は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. 過渡事象 (全給水喪失事象) は原子炉水位低 (L3) が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とするシーケンスを「高」とした。手動停止、サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため、水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅いことから「低」とした。</p> <p>c. SRV 再閉失敗を含む場合は SRV から一定程度減圧されるため、バックアップ手段による減圧を実施した場合、再閉成功の場合よりも速やかに低圧状態に移行でき、低圧系での注水を開始できることから「低」とし、SRV 再閉失敗を含まない場合を「高」とした。</p> <p>d. 全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対して 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。</p>	<p>a. ⑤,⑥ではサポート系 1 区分の喪失を起因としているが、他の区分は健全であるため、対応手段が著しく制限される状態ではない。</p> <p>b, c. 両着眼点について「高」と考えたシーケンスとして①を抽出。</p> <p>d. 頻度の観点では①が支配的となった。</p>
	- ②過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		中	高	低	低		
	- ③通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		中	低	高	低		
	- ④通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		中	低	低	低		
	- ⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		高	低	高	低		
	- ⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		高	低	低	低		
全交流動力電源喪失	◎ ①全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系 (所内直流電源設備の確保) 高圧代替注水系 手動減圧 低圧代替注水系 (常設) (復水補給水系) 代替格納容器冷却スプレイ系 代替原子炉補機冷却系 (熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ) 格納容器圧力逃がし装置等 常設代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替注水ポンプ (水源補給, 低圧注水) 	高	低	-	中	<p>a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれていること及び、全交流電源喪失や直流電源喪失に至るシーケンスでは、電源を必要とする多くの機能が喪失することから「高」とした。</p> <p>b. RCIC による注水に期待できないシーケンスを「高」とし、期待できるシーケンスを「低」とした。</p> <p>c. 原子炉圧力容器内が高圧状態で推移する点は同等であり、電源喪失後、少なくとも蒸気駆動の高圧注水及び制御用直流電源を確保すれば必要な設備容量は同等であることから「-」とした。</p> <p>d. 全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対して 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。</p>	<p>a. 全シーケンスに共通であるため選定理由から除外した。</p> <p>b, c. シーケンスとしては事象発生後の余裕時間の観点で③～⑥が厳しいが、③～⑥において代替高圧注水系による注水や、常設代替直流電源設備によって RCIC を運転する場合、事象発生直後から蒸気駆動の高圧注水系に対応し、除熱を実施することから、①～⑥の事象進展に差異は表れない。</p> <p>d. 頻度の観点では⑥が支配的となったが、この要因は津波に伴う浸水によるものであり、浸水防止がその対策となるため、重大事故防止対策の有効性を確認するためのシーケンスには適さない。</p>
	- ②全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+最終ヒートシンク喪失		高	低	-	中		
	- ③全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗	高	高	-	低			
	- ④全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗	高	高	-	中			
	- ⑤外部電源喪失+直流電源喪失	高	高	-	低			
	- ⑥最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失+直流電源喪失	高	高	-	高			

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。 ※2 地震 PRA では多重化された機器を完全従属としていることから、多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。

解釈の事故シナリオグループ	主要な事故シナリオ※1	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点と重要事故シナリオ選定の考え方				選定した重要事故シナリオと選定理由	
			a	b	c	d		
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①過渡事象+崩壊熱除去失敗	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器冷却スプレイ系 代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ) 格納容器圧力逃がし装置 可搬型代替注水ポンプ(水源補給) 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) 常設代替交流電源設備 	中	中	低	高	<p>a. 主要な事故シナリオのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シナリオを「中」とした。その上でサポート系喪失(1系統)は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. 過渡事象(全給水喪失事象)は手動停止, サポート系喪失と比較して事象進展が早いことから「中」とした。また, LOCA は直接 D/W に蒸気が放出されるため, 格納容器圧力上昇の観点で厳しいと考え「高」とした。手動停止, サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため, 水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅いことから「低」とした。</p> <p>c. LOCA は直接 D/W に蒸気が放出されるため, S/C での蒸気凝縮に十分に期待できない分格納容器圧力上昇の観点で厳しいと考え「高」とした。他の起因事象については, 崩壊熱除去に関する設備容量に差異は無いと考え「低」とした。</p> <p>d. 全 CDF に対して 10%以上又は事故シナリオグループの中で最も CDF の高いシナリオを「高」とした。また, 全 CDF に対して 0.1%未満のシナリオを「低」とした。</p>	
	- ②過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗		中	中	低	低		
	- ③通常停止+崩壊熱除去失敗		中	低	低	中		
	- ④通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗		中	低	低	低		
	- ⑤サポート系喪失+崩壊熱除去失敗		高	低	低	中		
	- ⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗		高	低	低	低		
	- ⑦小 LOCA+崩壊熱除去失敗		中	高	高	低		
	- ⑧中 LOCA+RHR 失敗		中	高	高	低		
	- ⑨大 LOCA+RHR 失敗		中	高	高	低		
原子炉停止機能喪失	◎ ①過渡事象+原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> 代替制御棒挿入機能 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 ほう酸水注入系 高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系 残留熱除去系 	中	高	中	高	<p>a. 主要な事故シナリオのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シナリオを「中」とした。</p> <p>b. 過渡事象(主蒸気隔離弁閉)は LOCA と比較して反応度投入に伴う出力抑制の観点で厳しく, 大 LOCA は LOCA 後の水位低下の観点で厳しいと考えられることから「高」とし, 中小 LOCA については「中」とした。</p> <p>c. 停止機能の設備容量については事故シナリオ間に有意な差が無いと考えられるが, 原子炉内が中圧～高圧で維持されるシナリオでは注水可能な系統が高圧に限定されることから, RCIC の使用可能性も考慮し, 過渡事象及び小 LOCA を「中」とし, 中 LOCA については「高」, 大 LOCA については「低」とした。</p> <p>d. 全 CDF に対して 10%以上又は事故シナリオグループの中で最も CDF の高いシナリオを「高」とした。また, 全 CDF に対して 0.1%未満のシナリオを「低」とした。</p>	
	- ②小 LOCA+原子炉停止失敗		中	中	中	低		
	- ③中 LOCA+原子炉停止失敗		中	中	高	低		
	- ④大 LOCA+原子炉停止失敗		中	高	低	低		
LOCA 時注水機能喪失	- ①小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) 代替格納容器冷却スプレイ系 代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ) 格納容器圧力逃がし装置 可搬型代替注水ポンプ(水源補給) 	中	低	高	低	<p>a. 主要な事故シナリオのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シナリオを「中」とした。</p> <p>b. 中 LOCA の方が事象進展が早いことから「高」とし, 小 LOCA を「低」とした。</p> <p>c. 減圧に用いる SRV は十分な台数が備えられている一方, 低圧注水の代替となる設備容量は低圧 ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧 ECCS 失敗を含むシナリオが厳しいと考え, 「高」とし, 原子炉減圧失敗を含むシナリオを「低」とした。</p> <p>d. 全 CDF に対して 10%以上又は事故シナリオグループの中で最も CDF の高いシナリオを「高」とした。また, 全 CDF に対して 0.1%未満のシナリオを「低」とした。</p>	
	- ②小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		中	低	低	低		
	◎ ③中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗		中	高	高	高		
	- ④中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗		中	高	低	低		
格納容器バイパス(ISLOCA)	◎ ①インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	<ul style="list-style-type: none"> ISLOCA 発生箇所の隔離 高圧炉心注水系 手動減圧 低圧炉心注水系 	-	-	-	-	抽出されたシナリオが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず, 全ての着眼点について「-」とした。	①を重要事故シナリオとして選定。

※1 ◎は選定した重要事故シナリオを示す。 ※2 地震 PRA では多重化された機器を完全従属としていることから, 多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした

5.2.1 格納容器破損防止対策の評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF(/炉年)	該当する PDS	破損モードの CFF に占める割合(%)	最も厳しい PDS の考え方	選定した PDS
1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	2.0×10 ⁻¹⁰	TQUV	<0.1	【事象進展(過圧・過温)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ・TQUX, TQUV, TB の各シナリオと比較し, LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く, 事象進展が早い。 ・過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから, 全交流動力電源喪失の寄与が高い。 ・過圧破損については対策として格納容器の除熱が必要となる。 ・過温破損については LOCA の寄与が高い。 ・過温破損については対策として格納容器(損傷炉心)への注水が必要となる。 ・LOCA に ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を加えることで, 電源の復旧, 注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く, 格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また, 格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。 以上より, LOCA に全交流動力電源喪失事象(SBO)を加え, 過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。	LOCA + SBO
		TQUX	9.1		
		LOCA	<0.1		
		長期 TB	55.0		
		TBU	30.0		
		TBP	7.1		
	TBD	—			
	6.1×10 ⁻⁹	TQUV	11.1		
		TQUX	5.6		
		LOCA	72.1		
		長期 TB	4.4		
		TBU	4.1		
TBP		0.9			
TBD	1.3				
2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	1.1×10 ⁻¹²	TQUV	—	【事象進展緩和(減圧)の余裕時間の厳しさ】 ・長期 TB は事象初期において RCIC による冷却が有効なシーケンスであり, 減圧までの時間余裕の観点では TQUX, TBD, TBU の方が厳しい。 ・高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX, TBD, TBU に PDS 選定上の有意な違いは無い。 以上より, 最も厳しい PDS から, TQUX を代表として選定した。	TQUX
		TQUX	0.3		
		LOCA	—		
		長期 TB	100.0		
		TBU	0.3		
		TBP	—		
TBD	0.3				
3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	2.7×10 ⁻¹³	TQUV	<0.1	【事象(FCI における発生エネルギーの大きさ)の厳しさ】 ・溶融炉心落下時の発生エネルギーは, 格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く, 溶融炉心の保有エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から, 高圧の状態が維持される TQUX 及び TBD, TBU, 長期 TB は選定対象から除外した。 ・LOCA は, 炉内での蒸気の発生状況の差異から, 酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧破損シーケンス(TQUV, TBP)より小さくなり*, デブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。また, LOCA では破断口から高温の冷却材が流出し, ペDESTAL 部に滞留する。FCI は低温の水に落下する場合の方が厳しい事象であることから, LOCA を選定対象から除外した。 ・過渡事象のうち, 原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より, TQUV が最も厳しい PDS となる。 ※LOCA 事象は一次冷却材の流出を伴い, 発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため。	TQUV
		TQUX	8.5		
		LOCA	77.8		
		長期 TB	3.6		
		TBU	6.3		
		TBP	1.5		
TBD	—				
4 溶融炉心・コンクリート相互作用	4.5×10 ⁻¹²	TQUV	<0.1	【事象(MCCI に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ)の厳しさ】 ・MCCI の観点からは, 格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で, 高圧の状態が維持される TQUX 及び TBD, TBU, 長期 TB を選定対象から除外した。 ・LOCA はペDESTAL への冷却材の流入の可能性があり, MCCI の観点で厳しい事象ではないと考えられるため, 選定対象から除外した。 ・過渡事象のうち, 原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 以上より, TQUV が最も厳しい PDS となる。	TQUV
		TQUX	28.9		
		LOCA	<0.1		
		長期 TB	33.1		
		TBU	31.9		
		TBP	7.1		
TBD	—				
5 水素燃焼	—	TQUV	—	【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】 ・審査ガイド 3.2.3(4)b.(a)では「PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが, 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では格納容器内を窒素で置換しているため, 水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため, 最も可燃限界への到達が早いと考えられるシーケンスを考慮し, 有効性評価では 7 日以内に可燃限界に至らないことを示す。 【事象の厳しさ(酸素濃度の上昇の早さ)】 ・格納容器内が窒素置換され, 初期酸素濃度が低く保たれていることから, 水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。 ・酸素濃度を厳しく見積もる観点では, 過剰に水素を発生させることなく, かつ, 酸素が体積の小さな領域に集中する場合が厳しい事故シナリオとなる。 ・この観点で, 炉心損傷には至るが原子炉圧力容器は破損せず, ドライウェルに比べて体積が小さく濃度が上昇しやすいサブプレッション・チェンバにおいて水素・酸素の蓄積量が多くなる状況が水素燃焼の評価の観点では厳しい。 ・炉心損傷割合を小さく見積もる水位低下事象という観点から, 低圧で炉心損傷に至る場合よりも水位低下の遅い, 高圧で炉心損傷に至るシーケンスを選定する。また, 過剰な水素の発生を抑える観点から, 炉心損傷後に炉内への注水を実施する。注水のタイミングを炉心損傷後とする観点から, 全交流動力電源喪失を事象に加え, 代替電源及び代替注水系によって炉内に注水し, 過剰な水素の発生を抑制するシナリオとした。 【その他の考慮事項】 ・S/C の圧力が上昇すると, 真空破壊弁によって D/W 側に S/C 内の圧力(気体)が移行するが, これを考慮しても酸素の濃度上昇の観点では S/C 側の方が厳しい。 以上より, TBU が最も厳しい PDS となる。	TBU
		TQUX	—		
		LOCA	—		
		長期 TB	—		
		TBU	—		
		TBP	—		
TBD	—				

5.2.2 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モード	評価対象とした PDS	該当する事故シーケンス※1	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンス選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	LOCA + SBO	◎ 大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗	・低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 ・代替格納容器冷却スプレイ系による格納容器の圧力制御 ・格納容器圧力逃がし装置による除熱	事象進展が早く、格納容器内の圧力、温度上昇の観点で厳しい大 LOCA を選定した。これに合わせて全交流動力電源喪失を想定し、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとした。
		－ 中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
		－ 中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
		－ 小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
		－ 小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	LOCA + SBO	◎ 大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
		－ 中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
		－ 中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
		－ 小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
		－ 小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	TQUX	◎ 過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH 発生	・原子炉圧力容器破損までに手動操作により原子炉を減圧	事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とするシーケンスを選定した。また、原子炉圧力容器が高圧で維持される SRV 再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。
		－ 過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH 発生		
		－ 通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH 発生		
		－ 通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH 発生		
		－ サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH 発生		
		－ サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH 発生		
原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用	TQUV	◎ 過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生	・なし。 (原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用が発生しても格納容器圧力バウンダリの機能喪失には至らない。なお、本事象では、発生時の厳しさの観点からベデスタルへの水張りを考慮して有効性評価を実施している。)	事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とするシーケンスを選定した。SRV 再閉の成否の影響は小さいと考えられることから、発生頻度の観点で大きいと考えられる SRV 再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。
		－ 過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		－ 通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		－ 通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		－ サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		－ サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
溶融炉心・コンクリート相互作用	TQUV	◎ 過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗	・溶融炉心落下までに格納容器ベデスタルへの水張り及び落下後の崩壊熱除去に必要な流量での注水	事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とするシーケンスを選定した。SRV 再閉の成否の影響は小さいと考えられることから、発生頻度の観点で大きいと考えられる SRV 再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。
		－ 過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		－ 通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		－ 通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		－ サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		－ サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
水素燃焼	TBU	◎ 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗+格納容器破損回避(圧力容器破損なし)→可燃限界到達まで維持	・窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化	酸素濃度を厳しく見積もる観点では、酸素が体積の小さな領域に集中する場合は厳しい事故シナリオとなる。この観点で、炉心損傷には至るが原子炉圧力容器は破損せず、ドライウェルに比べて体積が小さく濃度が上昇しやすいサブレーション・チェンバにおいて水素・酸素の蓄積量が多くなるシーケンスを選定した。
		－ 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗+格納容器破損回避(圧力容器破損あり)→可燃限界到達まで維持		

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の評価事故シーケンスの選定

事故シーケンス	主要事故シーケンス ^{*1}		着眼点 (a. 余裕時間、b. 設備容量、 c. 代表シーケンス)			着眼点と選定理由	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる 重大事故等対処設備等を示す)
			a.	b.	c.		
崩壊熱除去機能喪失	◎		①崩壊熱除去機能喪失 (RHR機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	中	<ul style="list-style-type: none"> 待機中のECCS (RHR[LPFLモード]) 低圧代替注水系 (常設) MUWP、SPCU、FP、消防車^{*3}
	—	崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	②崩壊熱除去機能喪失 (代替除熱機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	低	
	— ^{*2}		③崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	高	
	— ^{*2}	外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	④外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	中	
全交流動力電源喪失	—	外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	⑤外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	中	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替直流電源設備 消防車^{*3}
	◎	外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	⑥外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	高	
原子炉冷却材の流出	—		⑦原子炉冷却材流出 (CRD点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	低	<ul style="list-style-type: none"> 待機中のECCS (RHR[LPFLモード]) 低圧代替注水系 (常設) MUWP、SPCU、FP、消防車^{*3}
	—		⑧原子炉冷却材流出 (LPRM点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	低	
	—	原子炉冷却材流出 + 崩壊熱除去・注水系失敗	⑨原子炉冷却材流出 (RIP点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	高	
	—		⑩原子炉冷却材流出 (CUWブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	中	
	◎		⑪原子炉冷却材流出 (RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	低	低	—	
反応度誤投入事象	◎	反応度の誤投入	⑫反応度の誤投入 ^{*5}	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 安全保護系

*1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

*2 ⑥の全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスにて、対策の有効性を確認

*3 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備

*4 POS Sのように比較的余裕時間が短く、RCIC等の直流電源喪失後の注水手段が使用出来ないという限定的な条件を除いた場合

*5 発生の可能性が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外したもの

6. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線

「最長許容炉心露出時間」

手順書に記載している原子炉停止後の経過時間と炉心の健全性が確保される時間（最長許容炉心露出時間）の関係図

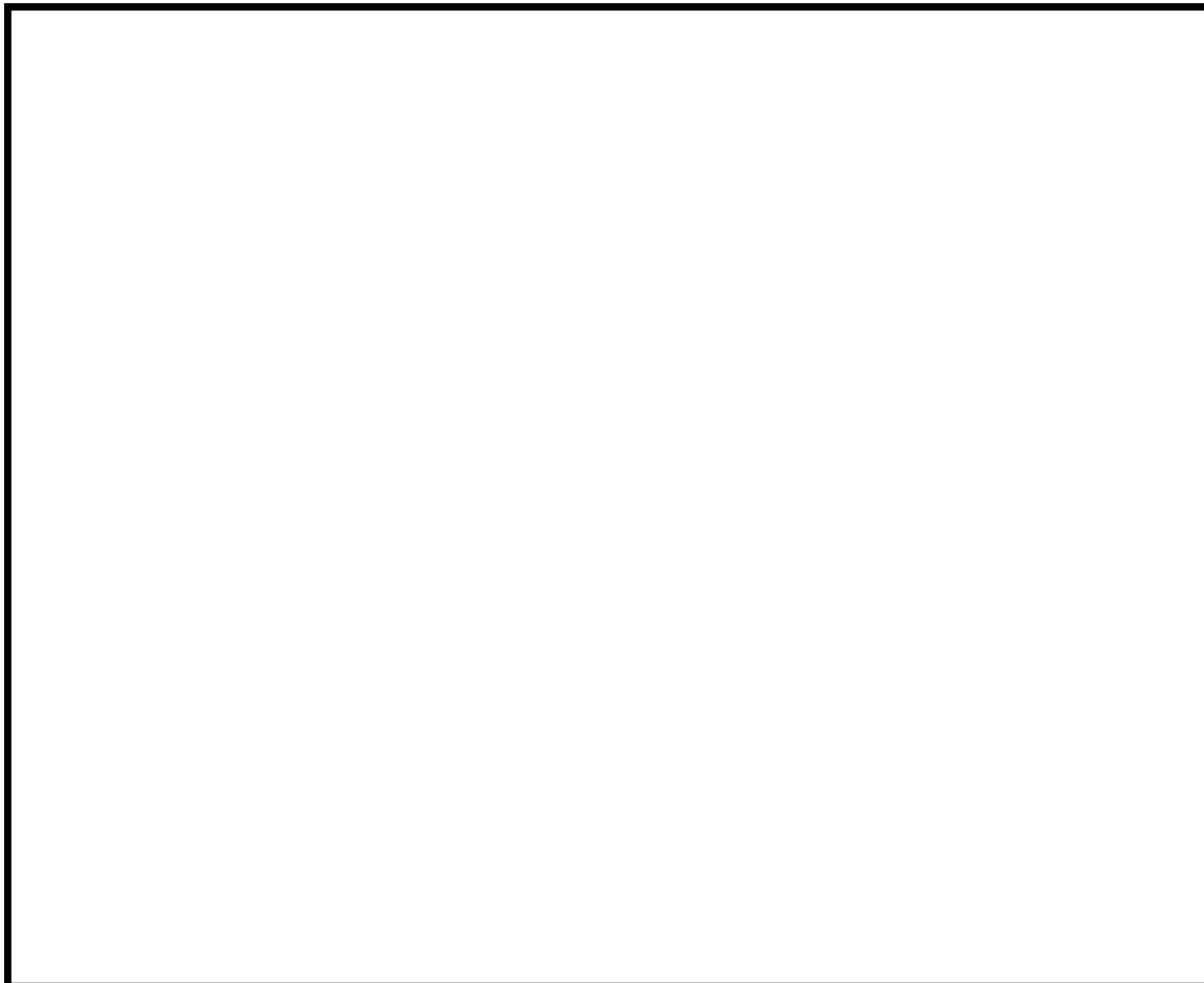


「水位不明判断曲線」

手順書に記載しているドライウェル空間部温度と原子炉圧力の関係図



7. 原子炉水位及びインターロックの概要



	压力容器基準点（底部）からの水位	主なインターロック等
L-8	約 13. 9m	原子炉隔離時冷却系トリップ
L-3	約 12. 9m	原子炉スクラム R I P 4 台トリップ
L-2	約 11. 7m	原子炉隔離時冷却系自動起動（給水機能） R I P 6 台トリップ
L-1. 5	約 10. 2m	主蒸気隔離弁閉 高圧炉心注水系自動起動 原子炉隔離時冷却系自動起動（E C C S 機能）
L-1	約 9. 4m	低圧注水系自動起動
T A F	約 9m	有効燃料頂部

8.有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について

重大事故等対策の有効性評価において LOCA 事象を想定する場合の破損位置及び口径設定の考え方については、以下のとおりである。

1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) LOCA 時注水機能喪失

① 破損位置

本事故シーケンスにおいて、燃料破裂が発生しない範囲の破損面積 (1cm^2) を考慮し、ECCSのような大配管を除いた中小配管(計測配管を除く)のうち、水頭圧により流出量が大きくなる原子炉压力容器下部のドレン配管を選定した。

② 破損面積

破断面積は、本事故シーケンスにおいて、格納容器圧力逃がし装置等を使用することから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを考慮し、燃料棒に破裂が発生しない破断面積を設定する

破断面積が約 1cm^2 を超える場合については、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」にて確認する。

(2) 格納容器バイパス（インターフェースシステムLOCA）

① 破断位置

原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の故障等により低圧設計部分が過圧され破断する事象を想定する。

図1-1にJEAG4602に記載されている標準ABWRの原子炉圧力材冷却バウンダリを示す。原子炉から格納容器外に接続する主な配管は下記のとおりとなる。

- ・RCIC蒸気配管
- ・給水系注入配管
- ・LPFL注入配管
- ・HPCF注入配管
- ・原子炉冷却材浄化系吸込み配管
- ・炉水試料採取系吸込み配管
- ・RHR停止時冷却モード戻り配管
- ・RHR停止時冷却モード吸込み配管
- ・制御棒駆動機構注入配管
- ・ヘッドスプレイ配管
- ・主蒸気配管
- ・計測用配管

高圧バウンダリのみで構成されているRCIC蒸気配管、原子炉冷却材浄化系吸込み配管、および主蒸気配管はインターフェースシステムLOCA（ISLOCA）の対象としない。発生頻度の観点から、3弁以上の弁で隔離されている給水系配管、およびヘッドスプレイ配管は評価の対象としない。影響の観点から、配管の口径が小さい炉水試料採取系吸込み配管、制御棒駆動機構注入配管、計測用配管は評価の対象としない。また、RHR停止時冷却モード戻り配管は、LPFL注入配管と共用しており評価の対象としていない。

以上より、評価対象の配管は次の3通りとなる。

- ・LPFL注入配管
- ・RHR停止時冷却モード吸込み配管
- ・HPCF注入配管

このうち、破断対象としては、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち最も配管径が大きいHPCF注水配管とする。

② 破断口径

運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち最も配管径が大きい高圧炉心注水系の吸込配管(400A配管)とする。

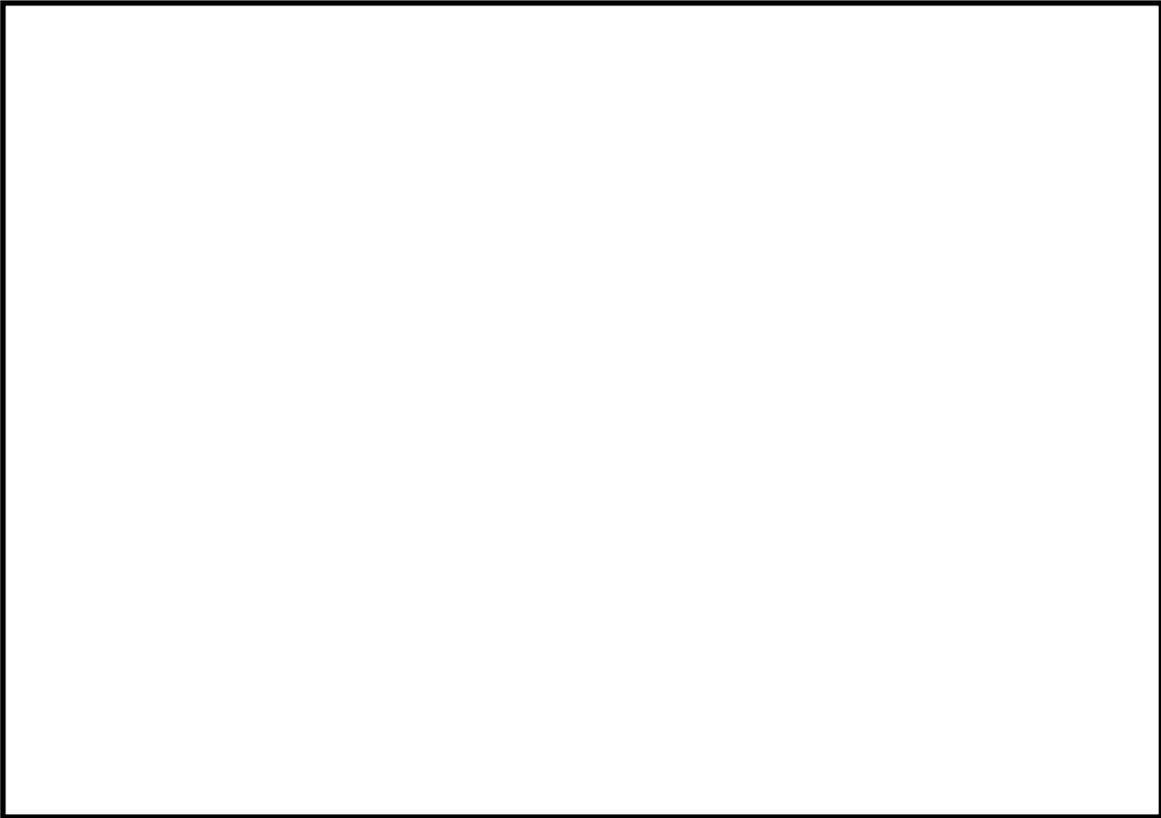


図 1-1 原子炉圧力材冷却バウンダリ

③ 評価対象の ISLOCA 発生確率

PRAでは、主に原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数及びサーベランス時のヒューマンエラーによる発生可能性の有無を考慮し、ISLOCAの発生確率が高いと考えられるHPCF注入配管、RCIC注入配管、RHR停止時冷却モード吸込み配管について、各々の箇所でのISLOCA発生確率を算出している。(考え方は、平成26年7月22日 第125回 原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 資料3-2 添付資料 3.1.1.b-8 及び添付資料 3.1.1.b-9 参照)

下表の整理の通り、PRA上は低圧設計配管までの弁数が少なく、サーベランス時のヒューマンエラーによる発生可能性が考えられるHPCF注入配管でのISLOCA発生確率が最も高い。

表 低圧設計配管までの弁数と運転中定例試験の有無

系統	低圧設計配管までの弁数	運転中定例試験の有無
HPCF	2 弁	有
RCIC	3 弁*2	有
LPFL 注入ライン*1	3 弁*2	有
RHR SHC 吸込み	2 弁	無

*1 : PRA では ISLOCA 発生確率が低い箇所としてスクリーンアウトしている。

*2 : 給水系の逆止弁は考慮していない。

2. 重大事故

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

① 破断位置

破断箇所は、原子炉内の保有水量を厳しく評価する観点から選定する。許認可解析条件（非常用 D/G 等結果を最も厳しくする単一故障を考慮）での RPV に接続する各種配管破断解析（SAFER による解析）において、給水配管破断（HPCF+2LPFL 作動、破断面積：約 839cm²）に比べて RHR 配管破断（RCIC+HPCF+2LPFL 作動、破断面積：約 769cm²）は破断面積が小さく、作動 ECCS 系統が多いにも関わらず、原子炉内保有水量の低下は早い。（図 2-1 参照）

なお、原子炉内保有水量が最も少なくなるのは HPCF 配管破断であるが、単一故障の想定によって健全側の HPCF の機能喪失を仮定していることから高压注水系の作動台数が少なく、また、配管接続位置が最も低いことにより、結果として保有水量は他の事象に比べて最も低下するとの結果を与える。設計基準事故（原子炉冷却材の喪失）では、この HPCF 配管破断を選定している。

本有効性評価では、非常用炉心冷却系の機能喪失を前提としているため、破断箇所の想定は初期の保有水量の低下が早い箇所を選定することが事象の進展の早さという点で最も厳しい条件を与えることとなり、よって、残留熱除去系の吸込配管を破断箇所として選定することとした。

なお、ドレン配管破断については、破断口径が 65A と他に比べて小さいが、有効燃料棒頂部より下部に位置する配管であり、サプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系のいずれかが使用可能である場合は、厳しい事象にはなり得ないものの、炉心冠水後も継続して原子炉圧力容器から格納容器内への流出が継続することとなる。非常用炉心冷却系の機能喪失を前提に外部水源（復水貯蔵槽）による注水を継続する本有効性評価では、格納容器内の水位上昇を早めることとなる。本影響については③において述べる。

また、図 2-2 に原子炉圧力容器の断面図を示す。

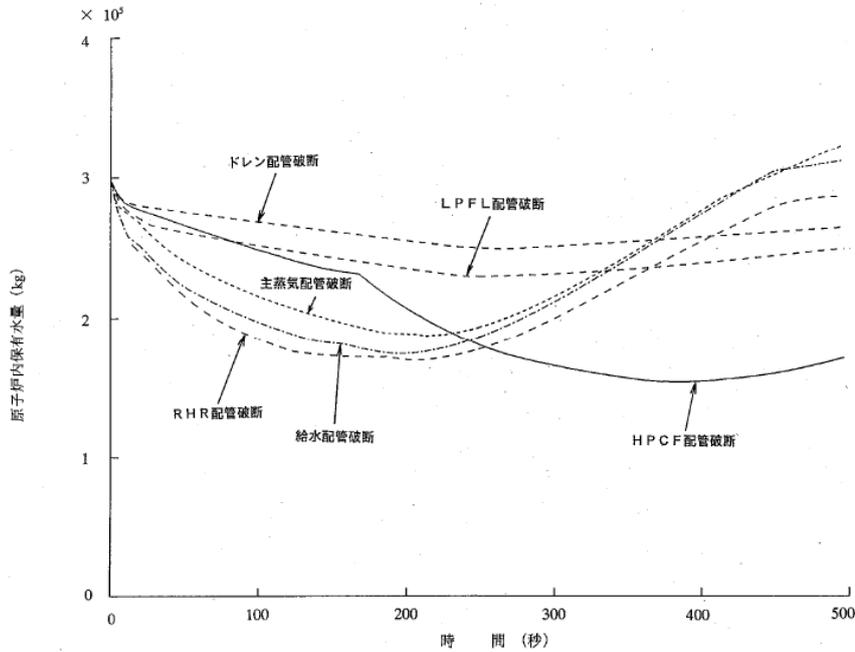


図 2-1 各種配管破断時の原子炉内保有水量の変化

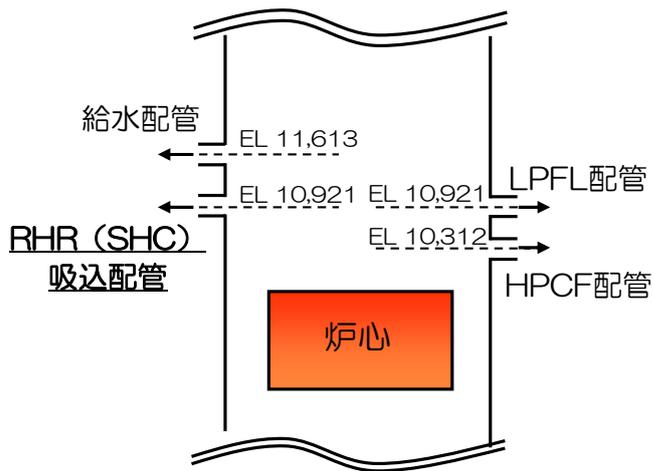


図 2-2 原子炉压力容器断面図

破断箇所	破断配管位置(mm) ※1	配管口径	破断面積※2
給水配管	EL:11613	300A	839cm ²
RHR (SHC) 吸込配管	EL:10921	350A	769cm ²
LPFL 配管	EL:10921	200A	205cm ²
HPCF 配管	EL:10312	200A	127cm ²

※1 原子炉压力容器底部から位置

※2 スパージャ部又はノズル部で臨界流となるため、破断する配管の面積ではなくスパージャ部又はノズル部の面積が破断面積となる

② 破断口径

配管の両端破断を想定することで、格納容器へのエネルギー放出量が大きくなるため、格納容器圧力・温度の観点で厳しくなる。

③ 有効燃料棒頂部より下部での LOCA について

大 LOCA の配管破断選定にあたっては、配管の両端破断を想定した上で、破断位置及び破断面積を考慮し、原子炉内保有水量の観点から最も厳しい残留熱除去系の吸込配管破断を選定している。

一方、非常用炉心冷却系のような大口徑配管は存在しないが、有効燃料棒頂部より下部に位置する配管もある。これらは原子炉内保有水量の観点からは厳しくないが、炉心冠水過程において、破断箇所から漏えいした冷却材は格納容器下部へ流入し続けるため、当該配管が破断した場合についても考慮する必要がある。

例えば、原子炉压力容器下部のドレン配管（65A 配管）の破断を想定した場合は、破断箇所から漏えいした冷却材は、格納容器下部へ流入することから、最終的に格納容器内のサプレッション・プール水位の上昇を早めることになる。以下に原子炉压力容器下部のドレン配管が破断した場合の事象進展及び当該事象での格納容器への過温・過圧の影響について考察する。

a. 原子炉压力容器下部のドレン配管の破断を想定した場合の事象の進展過程

本事象の概要を以下に示す。前提条件として、大 LOCA シナリオと同様に ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失を想定する。

- 1) 原子炉压力容器下部のドレン配管の破断により原子炉水位が低下するが、ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失を想定しているため、原子炉注水手段がなく、事象発生約 25 分後に炉心損傷に至る。
- 2) ほぼ同時刻に原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料有効長の 10% 高い位置に到達するため、事象発生約 30 分後に逃がし安全弁 2 弁により原子炉減圧を開始する。
- 3) 事象発生 2 時間後に、常設代替交流電源設備による受電がされるため、代替低圧注水系（常設）により満水操作を開始する。
- 4) 事象発生 5 時間後、原子炉満水操作完了することから、低圧代替注水系（常設）による崩壊熱相当量の原子炉注水を行う。
- 5) 原子炉压力容器下部のドレン配管が破断していることから、原子炉水位は徐々に低下し、炉心露出によるリロケーションによって、熔融炉心は下部プレナム部へ移行する。
- 6) 事象発生約 11 時間後に、原子炉压力容器破損に至り、熔融炉心は下部ドライウエルに落下する。
- 7) 原子炉格納容器圧力を制御するため、格納容器圧力(465~390kPa)にて代替格納容器スプレイ冷却系による間欠スプレイを開始する。格納容器圧力が

390kPa 以下の場合は、原子炉注水、下部ドライウエル注水を実施する。

- 8) 注水によりサプレッション・プール水位は上昇することから、W/W ベントラインに到達する前に代替格納容器スプレイ冷却系を停止する。
- 9) 事象発生約 41 時間後に、格納容器圧力の上昇により 2Pd に到達する前に W/W ベントを実施し、その後は崩壊熱相当の注水量によるフィードアンドブリードを継続し、燃料は下部ドライウエルにて冠水された状態にて冷却が継続する。

b. 評価結果

本事象における格納容器圧力、温度の推移を図 2-3, 4 に示す。本事象におけるサプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置によるベント時の大気中への Cs-137 の総放出量は約 4.2×10^{-3} TBq である。

また、サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の耐圧強化ベント系によるベント時の大気中への Cs-137 の総放出量は約 4.2TBq である。

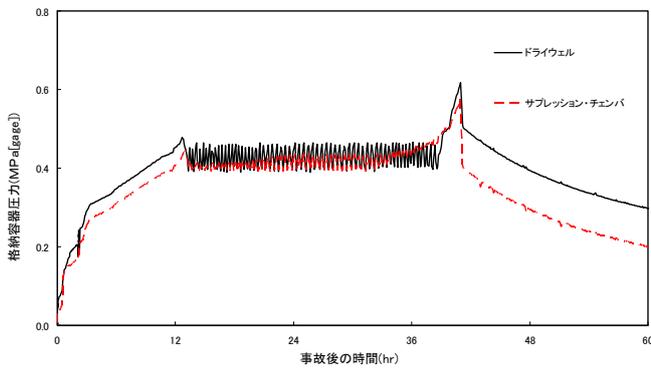
c. 雰囲気圧力・温度による静的負荷評価シナリオ（大 LOCA）に対する原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断の事象の包絡性について

図 2-3, 4 に示すとおり、格納容器圧力及び格納容器温度の上昇は、下部ドライウエルの溶融炉心落下時の一時的な圧力上昇はあるものの、全般的な静的な過圧・過温という観点では、今回選定した大 LOCA シナリオより緩慢に推移することから、大 LOCA シナリオの方が、格納容器の過圧・過温という観点でも厳しくなる。よって、圧力容器下部のドレン配管の破断は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）として想定した大 LOCA シナリオに包絡される事象となる。

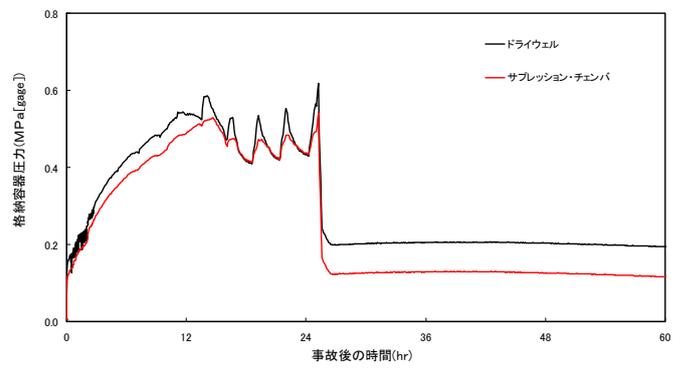
本事象のベント時間は事象開始後約 41 時間であり、大 LOCA シナリオの事象開始後約 25 時間より長く、実効線量は減衰の効果により小さくなる。

一方、本事象におけるサプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置によるベント時の大気中への Cs-137 の総放出量は約 4.2×10^{-3} TBq であり、大 LOCA シナリオの Cs-137 の総放出量の約 2.5×10^{-3} TBq を若干上回ることとなる。また、サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の耐圧強化ベント系によるベント時の大気中への Cs-137 の総放出量は約 4.2TBq であり、大 LOCA シナリオの Cs-137 の総放出量の約 2.5TBq を若干上回ることとなる。

なお、本事象において「溶融炉心・コンクリート相互作用」によるペDESTALのコンクリート侵食は発生しないことから、「3.6 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価結果以下となる。

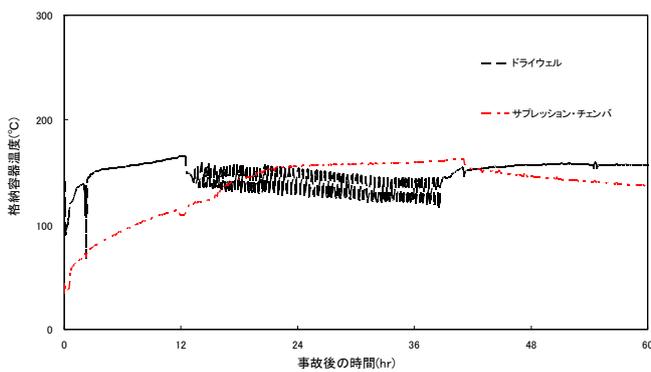


<原子炉压力容器下部のドレン配管破断>

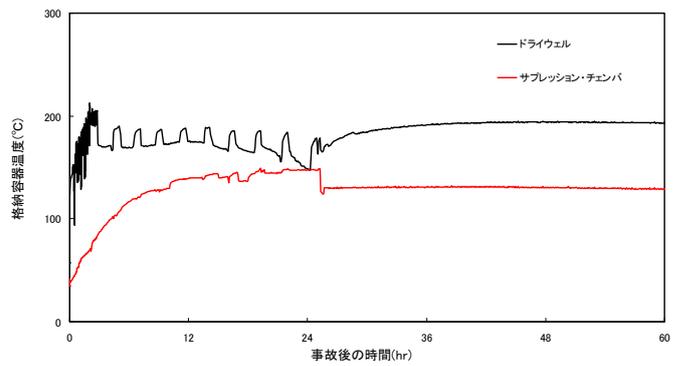


<RHR 吸込配管破断(大 LOCA)>

図 2-3 格納容器圧力の推移



<原子炉压力容器下部のドレン配管破断>



<RHR 吸込配管破断(大 LOCA)>

図 2-4 格納容器温度の推移

9. 原子炉の減圧操作について

原子炉の減圧には以下の2通りがある。

- ・ 熱応力による影響を考慮した温度変化率「 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下」での減圧（通常減圧）
→プラント通常起動/停止，事故対応中でも事象進展が緩やかであり原子炉減圧を急ぐ必要が無い場合。
- ・ 事故操作対応中に熱応力を考慮するよりも事象を収束させるための減圧（急速減圧）
→原子炉が高圧状態において高圧注水系機能喪失等により原子炉水位が低下した場合，低圧で注水する設備が確保された場合は，速やかに減圧し炉心冷却を維持する必要がある。
→格納容器の除熱機能喪失が想定される場合には，喪失前に原子炉のエネルギーをサブレーション・プール水に落とす必要がある。

通常減圧の場合は，タービンバイパス弁（TBV）または主蒸気逃がし安全弁（SRV）により温度変化率「 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下」で減圧する。

急速減圧の場合は，事故収束に必要な操作のため自動減圧系（ADS）「8弁」^{※1}を使用して減圧する。

※1 ADSは機能の名称であるため，正確には「ADS機能付きSRV」となる。

運転操作上の「急速減圧」操作の概要は以下の通り。

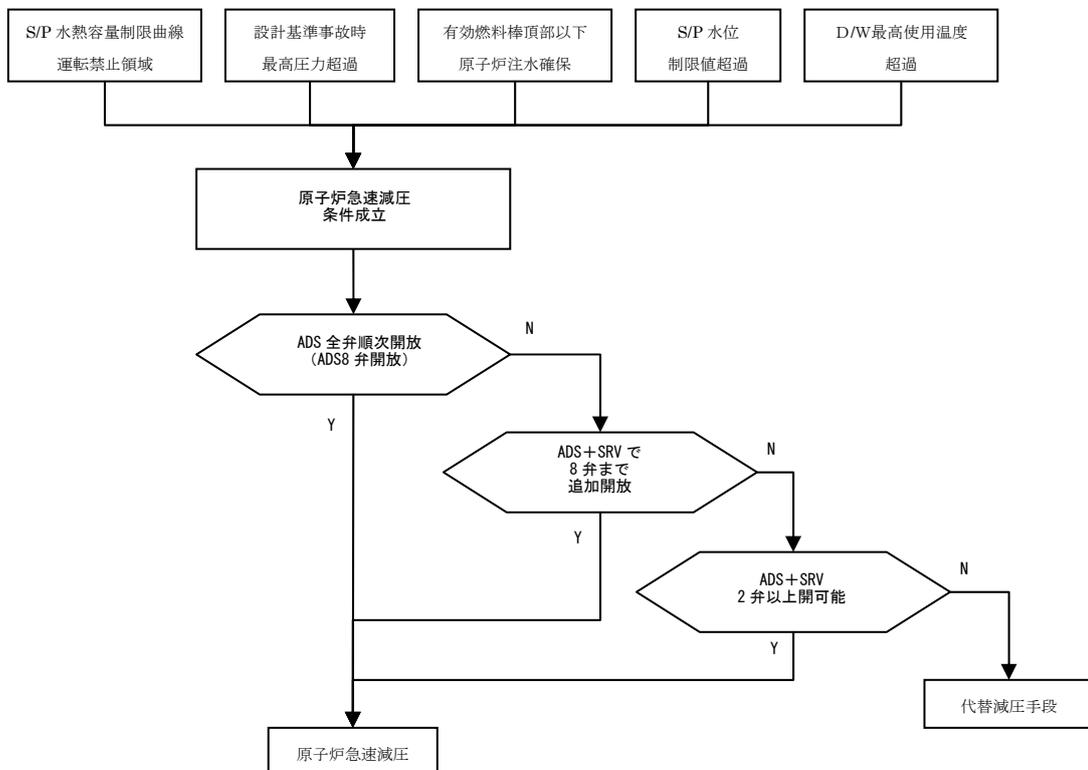


図1 原子炉「急速減圧」操作概要

急速減圧操作は、ADS「8弁」を手動開放することを第一優先とする。それができない場合はADS以外のSRVを含めた「8弁」を手動開放する。さらに、それもできない場合は、急速減圧に必要な最小弁数である「2弁」を手動開放することにより急速減圧する。SRVによる減圧ができない場合は、代替の減圧手段を試みる。

急速減圧に必要な最小弁数「2弁」は、LPFL1台注水を仮定した場合に燃料被覆管最高温度が1200℃以下に抑えられることを条件として設定している。

運転員による操作が無い場合でも、事故事象を収束させるための原子炉減圧としては、自動減圧系(ADS)及び重大事故等時の逃がし安全弁作動回路(SA-ADS)の2つがある。概要は以下の通り。

- ・ ADS

非常用炉心冷却系の一部であり、高圧炉心注水系のバックアップ設備として、SRVを開放し原子炉圧力を速やかに低下させ、低圧注水系の早期注水を促す。

具体的には、「原子炉水位低(L-1)」及び「格納容器圧力高(13.7kPa[gage])」信号が30秒間継続し、HPCF又はRHRポンプが運転中であれば、ADS 8弁が開放する。

- ・ SA-ADS

非常用炉心冷却系の自動減圧機能が動作しない場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する。ADSの動作信号の内、格納容器圧力高(13.7kPa[gage])信号が成立しなくても、原子炉の水位が低い状態で一定時間経過した場合は、低圧注水系の起動を条件にSA-ADSは動作する。

具体的には、「原子炉水位低(L-1)」信号が10分間継続し、RHRポンプが運転中であれば、SA-ADS 4弁^{※2}が開放する。

※2 SA-ADSは機能の名称であるため、正確には「SA-ADS機能付きSRV」となる。

SA-ADSは、原子炉水位低(L-1)に「10分間」の時間遅れを考慮して、炉心損傷に至らない台数を検討した結果、3弁を開放すれば炉心損傷の制限値(燃料被覆管温度1200℃以下、被覆管酸化割合15%以下)を満足するため、余裕として1弁を追加して4弁と設定した。

運転員の操作がなくても原子炉を減圧する機能ではあるが、原子炉停止機能喪失(ATWS)の場合は、原子炉の自動減圧により低温の水が注水されることを防止するため、運転員の判断により自動減圧を阻止及び自己保持回路をリセットするための操作スイッチがある。

各SRVの機能を「表1」に整理する。

表1 SRV機能一覧

	機能			
	逃がし弁	安全弁	ADS	SA-ADS
SRV (B) (D) (E) (G) (J) (K) (M) (P) (S) (U)	○	○	—	—
SRV (A) (F) (L) (R)	○	○	○	—
SRV (C) (H) (N) (T)	○	○	○	○

ADS及びSA-ADSは運転員の操作を考慮しないが、運転員が各論理の動作状況を確認できるように警報を発する。ADS及びSA-ADSの動作回路図及び警報発生箇所を以下に示す。

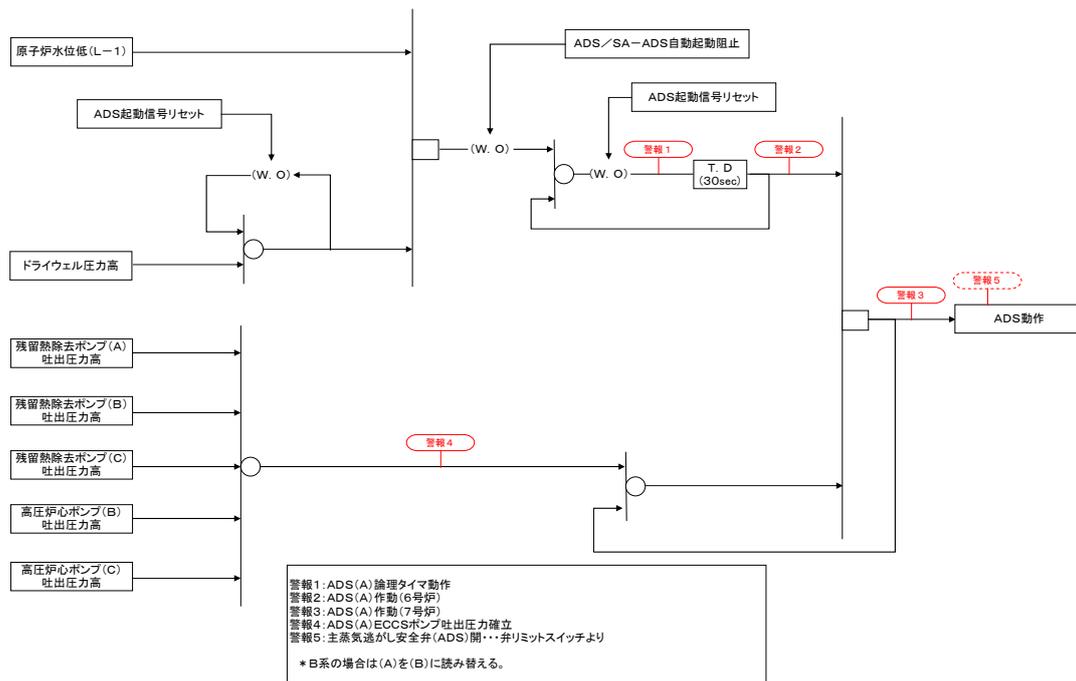


図2 ADS動作回路

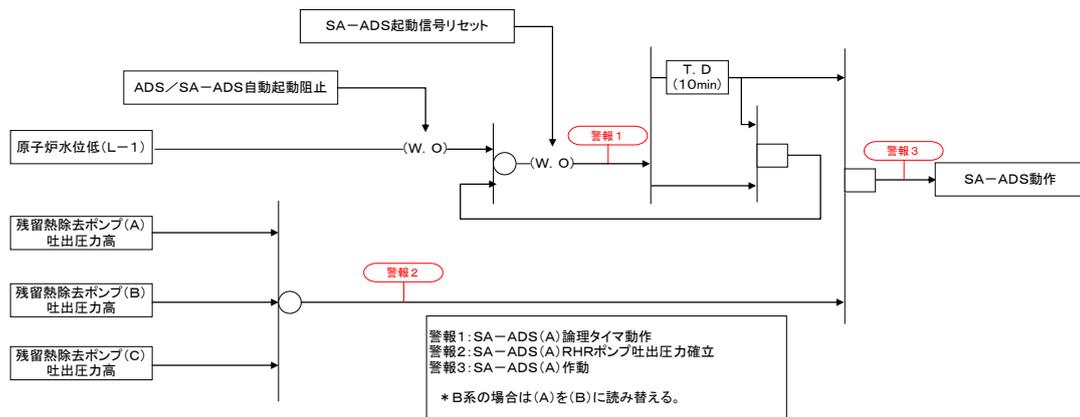


図3 SA-ADS動作回路

これらの警報により、ADSまたはSA-ADSの論理が動作していることを確認し、自動減圧に備える。

なお、SA-ADS動作による自動減圧中に有効燃料棒頂部(TAF)を下回った場合は、運転操作手順書に則り、残りのADS4弁を開操作する。

10. 他号機との同時被災時における必要な要員及び資源について

柏崎刈羽 6,7 号炉運転中に重大事故が発生した場合、他号炉についても重大事故等が発生すると想定し、他号炉の対応に必要な要員、資源について整理する。

現在、柏崎刈羽 1～5 号炉は、現在停止状態にあり、各プラントで有する燃料からの崩壊熱の継続的な除去が必要となる。

(1)想定する重大事故等

福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し、柏崎刈羽 1～5 号炉について、全交流動力電源喪失を想定する。

また、不測の事態を想定し、柏崎刈羽 1～5 号炉のうち、いずれかの号炉について内部火災、想定事故 2（使用済燃料プール漏えい）を想定する。

柏崎刈羽 6,7 号炉については、有効性評価の各シナリオの内、水源または燃料を最も消費するシナリオを想定する。

上記に対して、7 日間の対応に必要な要員、必要な資源、6,7 号炉の対応への影響を確認する。

(2)必要となる対応操作及び必要な要員及び資源の整理

「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作、必要な要員、7 日間の対応に必要な資源について、表 1 及び図 1 のとおり整理する。

(3)評価結果

柏崎刈羽 1～5 号炉にて「(1)想定する重大事故等」が発生した場合の必要な要員及び必要な資源についての評価結果を以下に示す。

(a)必要な要員の評価

重大事故発生時に必要な操作については、各号炉の中央制御室に常駐している運転員、自衛消防隊、10 時間以降の発電所外からの参集要員にて対応可能である。

(b)必要な資源の評価

a.水源

1～5 号炉において、7 日間の対応を考慮すると、合計約 385.6m³の水が必要となり、6,7 号炉における使用済燃料プールへの注水は、7 日間の対応を考慮すると、合計約 1,625m³の水が必要となる(1～7 号炉で合計約 2,010.6m³)。

また、6,7 号炉において、水源の使用量が最も多い崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)を想定すると、炉心注水及び格納容器スプレイに使用する分として、7 日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約 6,100m³の水が必要となる(6,7 号炉で合計約 12,200m³)。

よって、1～7 号炉にて合計約 14,210.6m³の水が必要であるが、淡水貯水池において合計約 18,000m³の水を保有していることから、7 日間の対応が可能である。

b.燃料

「(1)想定する重大事故等」では常設代替交流電源設備及び消防車の燃料が必要となるが、更に保守的な想定として、いずれの号炉においても全交流動力電源喪失に至らず、1～5号炉において全出力で非常用ディーゼル発電機(2台)が起動した場合、7日間で号炉あたり6,31,344Lの軽油が必要となる(1～5号炉で合計3,156,720L)。

また、6,7号炉において、燃料の使用量が最も多いL O C A時注水機能喪失を想定すると、非常用ディーゼル発電機(3台)の7日間の運転継続に号炉あたり750,960L*、復水貯蔵槽補給用消防車(2台)の7日間の運転継続に号炉あたり6,048L*が必要となる(6,7号炉で合計約1,514,016L)。

加えて、免震棟ガスタービン発電機及びモニタリングポスト用仮設発電機(3台)の7日間運転継続にも合計約70,896Lの軽油が必要となる。

よって、1～7号炉にて合計約4,741,632Lの軽油が必要となるが、発電所内で約5,344,000Lの軽油を保有しており、7日間の対応は可能である。

*：保守的に事象発生直後から運転を想定し、燃費は最大負荷時を想定。

c.電源

常設代替交流電源設備による電源供給により、重大事故等の対応に必要な負荷(計器類)に電源供給が可能である。なお、常設代替交流電源設備による給電ができない場合に備え、デジタルレコーダ接続等の手順を用意している。

(4)柏崎刈羽 6,7号炉の重大事故時対応への影響について

「(3)評価結果」に示すとおり、重大事故発生時に必要となる対応操作は、各号炉の中央制御室に常駐している運転員、自衛消防隊及び10時間以降の発電所外からの参集要員にて対応可能であることから、6,7号炉の重大事故に対応する要員に影響を与えない。

また、資源については、6,7号炉で使用する資源を考慮しても、発電所内で保有している資源にて7日間の対応が可能である。

以上のことから、柏崎刈羽 1～5号炉に重大事故等が発生した場合にも、柏崎刈羽 6,7号炉の重大事故時対応への影響はない。

表1 柏崎刈羽 1～5 号炉に重大事故等が発生した場合の対応操作及び必要な要員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
非常用ディーゼル発電機等の現場確認、直流電源の負荷制限	SBO 継続有無を確認するための非常用ディーゼル発電機等の現場確認および、重大事故等の対応に必要な負荷（計器類）を確保するため、事象発生後に負荷制限を実施する	運転員	—
内部火災に対する消火活動（火災発生した号炉のみ）	建屋内での火災を想定し、当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する	自衛消防隊（運転員を含む）	○水源 36m ³
使用済燃料プールの漏えい隔離（使用済燃料プール漏えいが発生した号炉のみ）	サイフォン効果による使用済燃料プール水位の低下に対し、隔離、漏えい箇所調査を実施する。	運転員	—
消防車による給水	消防車による給水を行い、停止中燃料からの崩壊熱の継続的な除去を行う	10 時間以降の発電所外からの参集要員	○水源（詳細は表 2 参照） 1 号炉：約 5.2m ³ 2 号炉：約 3.8m ³ 3 号炉：約 308.6m ³ 4 号炉：0m ³ 5 号炉：約 32m ³ 6 号炉：約 812.5m ³ 7 号炉：約 812.5m ³ ○燃料 消防車：6,048 L/号炉(18 L/h×24h×7 日×2 台)
常設代替交流電源設備による給電	常設代替交流電源設備による給電・受電操作を実施する	緊急時対策要員及び運転員	○燃料 常設代替交流電源設備：約 859,320 L (1,705 L/h×24h×7 日×3 台)
デジタルレコーダ接続等による計器監視	常設代替交流電源設備による給電ができない場合、デジタルレコーダ接続等による計器監視を適宜行う	10 時間以降の発電所外からの参集要員及び運転員	—
燃料給油作業	消防車及び常設代替交流電源設備に給油を行う	10 時間以降の発電所外からの参集要員	—

号機	実施箇所・必要人員数				操作項目	経過時間（時間）															備考
						1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
「全交流動力電源喪失」を想定する号炉	2人	-	-	-	プラント状況判断	10分															
	(2人)	-	-	-	プラント監視	適宜実施															
	-	2人	-	-	非常用ディーゼル発電機の現場確認 直流電源の負荷制限	50分															
	-	-	参集要員にて対応	-	デジタルレコーダ接続等による計器監視 (給電不可能な場合)												適宜実施				
	-	-	参集要員にて対応	-	消防車による給水（給電不可能な場合）												適宜実施				
「全交流動力電源喪失及び火災発生」を想定する号炉	2人	-	-	-	プラント状況判断	10分															
	(2人)	-	-	-	プラント監視	適宜実施															
	-	2人	-	-	火災現場確認	30分															
	-	(2人)	-	-	自衛消防隊を現場誘導	10分															
	-	(1~2人)	-	自衛消防隊にて対応	消火活動											現場の設備損傷・漏水状況等から、人身安全確保した上で、火災対応とSBO対応を各1名で対応するなど柔軟な対応を行う。					
「全交流動力電源喪失及び使用済燃料プール漏洩」を想定する号炉	2人	-	-	-	プラント状況判断	10分															
	(2人)	-	-	-	プラント監視	適宜実施															
	-	2人	-	-	非常用ディーゼル発電機の現場確認 直流電源の負荷制限	50分															
	-	(2人)	-	-	使用済燃料プール水位低下現場調査 及び漏洩箇所隔離操作	90分															
	-	-	参集要員にて対応	-	デジタルレコーダ接続等による計器監視 (給電不可能な場合)												適宜実施				
共通	-	(2人)	緊急時対策要員にて対応	-	常設代替交流電源設備による給電・受電											6/7号機の給電を実施後適宜実施					
	-	-	参集要員にて対応	-	燃料給油作業												適宜実施				

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図1 各作業と所要時間

表2 各号炉の必要な水量（平成26年10月時点での崩壊熱により計算）

	KK1		KK2		KK3		KK4		KK5		KK6		KK7	
	停止中		停止中		停止中		停止中		停止中		運転中		運転中	
	炉	SFP	炉	SFP	炉	SFP	炉	SFP	炉	SFP	炉	SFP	炉	SFP
炉心燃料	装荷済		全燃料取り出し		全燃料取り出し		全燃料取り出し		装荷済		装荷済		装荷済	
原子炉開放状態	開放（プールゲート開放）		開放（プールゲート開放）		開放（プールゲート開放）		開放（プールゲート開放）		未開放（プールゲート閉）		未開放（プールゲート閉）		未開放（プールゲート閉）	
水位	ウェル満水（プールNWL）		ウェル満水（プールNWL）		ウェル満水（プールNWL）		ウェル満水（プールNWL）		NWL付近	NWL		NWL		NWL
想定するプラントの状態	SBO		SBO		サイフォンによる漏洩+SBO		SBO		SBO		各重要事故シーケンスによる	SBO	各重要事故シーケンスによる	SBO
65℃到達までの時間[hour]	67.8		67.7		43.1		71.4		-	89.2		16.3		16.3
100℃到達までの時間[hour]	163.2		163.0		103.6		171.9		80.7	214.7		39.1		39.1
必要な注水量[m3@168h]	5.2		3.8		308.6		0		32	0		812.5		812.5

11. 運転操作手順書における重大事故対応について

有効性評価の各シナリオについて、運転操作手順書における重大事故対応についてフロー図に示す。

高圧・低圧注水機能喪失

事故対応操作補足事項

A: 「給水全喪失」事故発生

AOPの「給水全喪失」により対応する。
原子炉水位低信号によりスクラムLEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「給水全喪失」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
全給水喪失により原子炉水位L3維持不可のため「水位確保」制御へ移行する。

C: EOP「水位確保」制御

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが作動していない場合は手動作動させる。
原子炉水位L3～L8が維持できない場合は代替注水系を準備する。
MUWCポンプ2台以上起動している時に原子炉水位がL1まで低下した場合は「急速減圧」制御へ移行する。

D: EOP「急速減圧」制御

注水可能系統を確認し、ADS全弁開放し原子炉を減圧する。
減圧後は原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位計正常を確認後「水位回復」制御へ移行する。

E: EOP「水位回復」制御

原子炉減圧によりMUWCによる代替注水が始まり原子炉水位が上昇することを確認する。
TAFを下回っていた時間を測定し「最長許容炉心露出時間」を確認する。
TAF以上で安定していることを確認後「水位確保」制御へ移行する。

F: EOP「水位確保」制御

MUWCによる代替注水により、原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。
MUWCによる代替注水によりL3～L8維持可能を確認後「スクラム」制御へ移行する。

G: EOP「PCV圧力制御」

格納容器の圧力を監視し適時格納容器スプレイ及び格納容器ベントを実施する。
RHRによる格納容器スプレイが実施不可の場合はMUWC代替格納容器スプレイを実施する。代替格納容器スプレイ実施時に原子炉水位がL3まで低下した場合は代替格納容器スプレイを停止し、原子炉注水を開始する。原子炉水位がL8まで回復した後原子炉注水を停止し、代替格納容器スプレイを再開する。
S/P圧力「180kPa[gage]」到達時、代替格納容器スプレイを実施する。
S/P圧力「310kPa[gage]」到達時、格納容器ベントを実施する。

図1 「高圧・低圧注水機能喪失」事故対応フロー

高圧注水・減圧機能喪失

事故対応操作補足事項

A: 「給水全喪失」事故発生

AOPの「給水全喪失」により対応する。
原子炉水位低信号によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「給水全喪失」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
全給水喪失により原子炉水位L3維持不可のため「水位確保」制御へ移行する。

C: EOP「水位確保」制御

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが作動していない場合は手動作動させる。

原子炉水位低下により原子炉水位L1にて低圧注水系統起動を確認する。

高圧注水系統なしにより原子炉水位「TAF以上維持不可」のため「水位回復」制御へ移行する。

D: EOP「水位回復」制御

TAFを下回っていた時間を測定し「最長許容炉心露出時間」を確認する。

SA-ADSにより4弁急速減圧を確認後「急速減圧」制御へ移行する。

E: EOP「急速減圧」制御

L1到達+低圧注水系統起動+10分後、ADS4弁が自動開放し原子炉を減圧する。

減圧後は原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位計正常を確認後「水位回復」制御へ移行する。

F: EOP「水位回復」制御

原子炉減圧により低圧注水系統による注水が開始され原子炉水位が上昇することを確認する。

TAFを下回っていた時間を測定し「最長許容炉心露出時間」を確認する。

TAF以上で安定していることを確認後「水位確保」制御へ移行する。

G: EOP「水位確保」制御

Cの時と同様に、原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。

低圧注水系統による注水によりL3～L8維持可能を確認後「スクラム」制御へ移行する。

H: EOP「S/P温度制御」

RHRにより原子炉水位をL3～L8で維持するように制御し、RHRによりサプレッションプール水冷却を実施する。

図2 「高圧注水・減圧機能喪失」事故対応フロー

全交流動力電源喪失

事故対応操作補足事項

A: 「外部系統事故」発生

AOPの「全交流電源喪失」により対応する。
全交流電源喪失によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「全交流電源喪失」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
全交流電源喪失により原子炉水位L3維持不可のため「水位確保」制御へ移行する。

C: EOP「水位確保」制御

原子炉水位L2にてRCICが自動起動し、RCICにより注水が開始され原子炉水位が上昇することを確認する。
原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。※1

※1 解析では原子炉水位をL2～L8で維持する。

D: EOP「PCV圧力制御」

全交流電源喪失のため、RHRによる格納容器スプレイが実施できないため、格納容器の圧力を監視し格納容器ベントを実施する。

S/P圧力「310KPa[gage]」到達時、格納容器ベントを実施する。

E: EOP「S/P温度制御」

常設代替交流電源設備 (GTG) による非常用電源回復が完了したのを確認し、RHRによるサブプレッションプール水冷却を実施する。

サブプレッションプール水冷却起動完了確認後、格納容器ベントを停止する。

S/P水熱容量制限値以下に維持できない為、「急速減圧」制御に移行するが、注水機能がRCICのみのため、MUWCポンプ2台起動確認及び原子炉水位高(L8)でRCICが原子炉注水を停止したことを確認後、「急速減圧」制御に移行する※2

※2 実際の操作においては、RHR系による原子炉注水も実施するが、解析ではRHR系はサブプレッションプール水冷却のみに使用するとしている

F: EOP「急速減圧」制御

注水可能系統を確認し、ADS2弁開放し原子炉を減圧する。※3

減圧後は原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。
TAFを下回っていた時間を測定し「最長許容炉心露出時間」を確認する。

※3 実際の操作ではADS全弁開放するが、解析では減圧するための最小弁数2弁にて減圧する。

図3 「全交流動力電源喪失」事故対応フロー

崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)

事故対応操作補足事項

A:「外部系統事故」発生

AOPの「全交流電源喪失」により対応する。
全交流電源喪失によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「全交流電源喪失」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
全交流電源喪失により原子炉水位L3維持不可のため「水位確保」制御へ移行する。

C: EOP「水位確保」制御

原子炉水位L2にてRCICが自動起動し、RCICにより注水が開始され原子炉水位が上昇することを確認する。
原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。※1

※1解析では原子炉水位をL2～L8で維持する。

D: EOP「S/P温度制御」

全交流電源喪失のため、RHRによるサブプレッションプール水冷却ができない。そのため常設交流電源設備(GTG)による非常用電源回復が完了したのを確認し、MUWCポンプ2台起動を実施する。

S/P水熱容量制限値以下に維持できない為、「急速減圧」制御に移行するが、注水機能がRCICのみのため、MUWCポンプ2台起動確認及び原子炉水位高(L8)でRCICが原子炉注水を停止したことを確認後、「急速減圧」制御に移行する

E: EOP「急速減圧」制御

注水可能系統を確認し、ADS2弁開放し原子炉を減圧する。※2

減圧後は原子炉水位計が正常であることを確認し、MUWCによる代替注水が開始され原子炉水位が上昇することを確認する

原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。
原子炉水位L8まで回復確認後、「PCV圧力制御」の代替格納容器スプレイを実施する。※3

※2 実際の操作ではADS全弁開放するが、解析では減圧するための最小弁数2弁にて減圧する。

※3 格納容器冷却機能が喪失している為、原子炉水位を確保後、代替格納容器スプレイを実施する。

F: EOP「PCV圧力制御」

MUWCによる代替注水を停止し、MUWCによる代替格納容器スプレイを開始する。

原子炉水位がL3まで低下した場合は、代替格納容器スプレイを停止し、原子炉代替注水に切り替える。

原子炉水位をL3～L8で維持するように制御し、原子炉代替注水と代替格納容器スプレイを交互に実施する。

G: EOP「S/P温度制御」

代替原子炉補機冷却系の準備が完了したのを確認し、RHRによるサブプレッションプール水冷却を実施する。

図4 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)」事故対応

崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障)

事故対応操作補足事項

A: 「給水全喪失」事故発生

AOPの「給水全喪失」により対応する。
原子炉水位低信号によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「給水全喪失」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
給水全喪失により原子炉水位L3維持不可のため「水位確保」制御へ移行する。

C: EOP「水位確保」制御

原子炉水位L2にてRCICが自動起動し、RCICにより注水が始まり原子炉水位が上昇することを確認する。
原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。※1
原子炉水位がL3～L8維持可能であれば「スクラム」制御へ移行する。

※1 解析では原子炉水位をL2～L8で維持する。

D: EOP「スクラム」制御

給水全喪失により復水器が使用不能であるためMSIVを手動「全閉」する。

E: EOP「S/P温度制御」

RHRによるサブプレッションプール水冷却のためRHR系を起動するが、解析ではRHR系故障により起動に失敗する。
S/P水温の平均値が「49℃」を超えていることを確認し「減圧冷却」制御に移行する。

F: EOP「減圧冷却」制御

S/P水温上昇によりSR弁を1弁開放し原子炉減圧を開始する。※2

原子炉減圧に伴い、RCICの流量が低下し原子炉水位L1.5で高圧炉心注水系が起動する。※3

高圧炉心注水系により注水が始まり原子炉水位が上昇することを確認後RCICを停止し、原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。

※2 実際の操作ではSR弁1弁の開閉にて55℃/h制限内で減圧を行うが、解析では1弁を「開」保持し減圧する。

※3 実際の操作では、EOP「スクラム」制御により、原子炉水位をL3以上に維持するため高圧炉心注水系を手動起動させるが、解析では手動起動を考慮しないため原子炉水位低L1.5に至る。

G: EOP「PCV圧力制御」

格納容器の圧力を監視し適時格納容器スプレイ及び格納容器ベントを実施する。

RHR系が喪失しているため、MUWCによる代替格納容器スプレイを実施する。

S/P圧力「180kPa[gage]」到達時、代替格納容器スプレイを実施する。

S/P圧力「310kPa[gage]」到達時、格納容器ベントを実施する。

図5 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障)」事故

原子炉停止機能喪失

事故対応操作補足事項

A:「原子炉スクラム事故 主蒸気隔離弁 閉」事故発生
AOPの「主蒸気隔離弁 閉」により対応する。
主蒸気隔離弁閉信号によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「主蒸気隔離弁 閉」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並列して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉スクラム失敗のため「反応度制御」へ移行する。

C: EOP「反応度制御」

原子炉出力が3%以上残っているため「SLC」「水位」の操作を並列して行う。※1

「SLC」操作

サブプレッションプール水温度が49℃到達したのを確認した10分後、SLCポンプを手動起動し、ほう酸水注入操作を行う。※2

ほう酸水全量注入完了し炉出力3%未満、SLCポンプ停止を確認後「水位確保」制御に移行し、原子炉水位をL3～L8に維持する。

「水位」操作

主蒸気隔離弁の閉止により給水全喪失に至るが、格納容器圧力13.7kPaでRCIC、高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉注水が確保されるため、炉心冠水は維持される。この後、注水流量を調整することで原子炉水位をL1.5付近で維持する。

ドライウエル圧力高(13.7kPa[gage])信号と原子炉水位L1信号が検出され30秒経過後、高圧炉心注水系または低圧注水系の吐出圧力確立でADSが動作するため、低圧注水系からの注水による反応度投入防止のためADS自動起動阻止を行う。

ADS自動起動阻止

- ・ADS自動起動阻止KOS「阻止切替」
- ・ADS起動信号リセットPB「リセット」

※1 実際は「SLC」「水位」「CR挿入」の操作を並列して行うが解析では「CR挿入」操作に期待しないものとしている。
※2 実際の操作ではサブプレッションプール水温度が49℃到達したのを確認後ほう酸水注入操作を行うが、解析では10分後の開始としている。

D: EOP「S/P温度制御」

RHRによるサブプレッションプール水冷却を行う。炉出力の低下に伴いサブプレッションプール水温度低下開始を確認する。※3

※3 実際はサブプレッションプール水温度35℃超過でRHRによるサブプレッションプール水冷却を行うが、解析では10分後の開始としている。

E: EOP「PCV圧力制御」

格納容器の圧力を監視し適時格納容器スプレー及び格納容器ベントを実施する。

図6 「原子炉停止機能喪失」事故対応フロー

LOCA時注水機能喪失

事故対応操作補足事項

A:「中小LOCA、外部電源喪失」事故発生
AOPの「発電所全停」により対応する。
炉心流量急減信号によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「発電所全停」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御
最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
外部電源喪失、ECCS喪失により原子炉水位L3維持不可のため「水位確保」制御へ移行する。

C: EOP「水位確保」制御
プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが作動していない場合は手動作動させる。ECCS喪失のため原子炉水位は継続して低下していく。
原子炉水位L3～L8が維持できない場合は代替注水系を準備する。
MUWCポンプ2台以上起動してる時に原子炉水位がL1まで低下した場合は「急速減圧」制御へ移行する。

D: EOP「急速減圧」制御
注水可能系統を確認し、ADS全弁開放し原子炉を減圧する。
減圧後は原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位計正常を確認後「水位回復」制御へ移行する。

E: EOP「水位回復」制御
原子炉減圧によりMUWCによる代替注水が始まり原子炉水位が上昇することを確認する。
TAFを下回っていた時間を測定し「最長許容炉心露出時間」を確認する。
TAF以上で安定していることを確認後「水位確保」制御へ移行する。

F: EOP「水位確保」制御
MUWCによる代替注水により、原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。
MUWCによる代替注水によりL3～L8維持可能を確認後「スクラム」制御へ移行する。

G: EOP「PCV圧力制御」
格納容器の圧力を監視し適時格納容器スプレイ及び格納容器ベントを実施する。
RHRによる格納容器スプレイが実施不可の場合はMUWC代替格納容器スプレイを実施する。代替格納容器スプレイ実施時に原子炉水位がL3まで低下した場合は代替格納容器スプレイを停止し、原子炉注水を開始する。原子炉水位がL8まで回復した後原子炉注水を停止し、代替格納容器スプレイを再開する。
S/P圧力「180kPa[gage]」到達時、代替格納容器スプレイを実施する。
S/P圧力「310kPa[gage]」到達時、格納容器ベントを実施する。

図7 「LOCA時注水機能喪失」事故対応フロー

格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

事故対応操作補足事項

A: 高圧炉心注水系MO弁開閉試験中「HPCFポンプ吸込圧力高」警報発生
警報発生時操作手順書により対応する。警報対応中に「外部電源喪失」事故が発生し、AOPの「発電所全停」により対応する。
炉心流量急減信号によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続き、警報発生時操作手順書、AOP「発電所全停」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉冷却材の流出により、原子炉水位は継続して低下し、原子炉水位L2でRCICが起動、原子炉水位L1.5で健全側高圧炉心注水系が起動、原子炉水位L1で低圧注水系が起動する。

原子炉注水が高圧注水系によって行われるが原子炉冷却材の流出が継続しているため、Dの「水位確保」制御に移行する。※1

※1 実際はインターフェイスシステムLOCA確認後、破断箇所の特定、隔離を行い、隔離不能の場合「低圧注水2系統以上起動」又は、「代替注水系起動」確認後「急速減圧」制御に移行するが、解析では「急速減圧」制御は実施しないものとしている。

C: EOP「急速減圧」制御※2

LOCA場所が隔離不能な場合注水可能系統を確認し、ADS全弁開放し原子炉を減圧する。
減圧後は原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位計正常を確認後「水位確保」制御へ移行する。

※2 解析では「急速減圧」制御は実施しない。

D: EOP「水位確保」制御

原子炉冷却材の流出が継続しているため、原子炉水位をL1～L1.5で維持するように制御する。
破断箇所の隔離操作完了後、原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。

図8 「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」 事故対応フロー

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧・過温破損）

事故対応操作補足事項

A:「大LOCA、外部電源喪失」事故発生
AOPの「冷却材喪失事故」「発電所全停」により対応する。
格納容器圧力高によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「発電所全停」「冷却材喪失事故」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御
最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
大LOCA、外部電源喪失によりドライウェル空間温度上昇のため「D/W温度制御」へ移行する。

C: EOP「D/W温度制御」
全交流電源喪失により、原子炉注水、RHRによる格納容器スプレイ、サブプレッションプール水冷却が実施できないため、原子炉圧力ドライウェル温度による「水位不明判断曲線」から水位不明を判断する。
水位不明になった時刻を炉心露出時刻として露出時間の測定を開始する。
水位不明領域に入ったことを確認後、「水位不明」制御へ移行する。

D: EOP「水位不明」制御
大LOCAにより原子炉圧力は急減しているが、非常用炉心冷却系機能喪失および全交流動力電源喪失により原子炉注水が行えない。そのため、原子炉水位は急激に低下する。
低圧注水系喪失確認後、「EOP/SOPインターフェイス」へ移行する。

E: EOP「EOP/SOPインターフェイス」
格納容器雰囲気放射線レベル計にて、SOP導入条件判断図により炉心損傷を判断する。
炉心損傷確認後、SOP注水-1「損傷炉心への注水」へ移行する。

F: SOP注水-1「損傷炉心への注水」
常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により低圧代替注水系（復水移送ポンプ）を2台起動し損傷炉心に注水を開始、炉心冠水を確認する。※1
RPV破損の判定ガイドにより原子炉圧力容器の破損を判断するが、本シナリオでは低圧代替注水系による注水により原子炉圧力容器の健全性が維持される。
炉心冠水、原子炉圧力容器の健全性を確認後、除熱-1「損傷炉心冷却後の除熱」注水-2「長期の原子炉水位確保」へ移行する。

※1 炉心冠水の確認はサブプレッションプール水位の上昇傾向変化または原子炉水位上昇率からの推定によって確認する。

G: SOP除熱-1「損傷炉心冷却後の除熱」注水-2「長期の原子炉水位確保」（並行操作）
格納容器温度が190℃超過した場合は、低圧代替注水系による原子炉注水を停止し、格納容器スプレイを開始する。この時に格納容器pH制御のための薬品注入を実施する。
原子炉注水についてはL1まで水位が低下する時間を計算し、レベル1到達時間経過後低圧代替注水系による格納容器スプレイを停止し、原子炉注水を再開する。復水貯蔵槽水位「復水移送ポンプトリップ」水位付近になる又は、外部水源注水制限到達まで原子炉を冠水維持できる範囲で原子炉注水と格納容器スプレイを繰り返す。
格納容器圧力が限界圧力0.62MPa_[gage]に到達した場合、緊急時対策本部からのベント許可を得た後、「格納容器圧力逃がし装置」もしくは「耐圧強化ベント系」又は「代替格納容器圧力逃がし装置」により格納容器ベントを実施する。

図9 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧・過温破損）」事故対応フロー

事故対応操作補足事項

A:「給水全喪失」事故発生
AOPの「給水全喪失」により対応する。
原子炉水位低信号によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「給水全喪失」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御
最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位TAF以上維持不可のため「水位回復」制御へ移行する。

C: EOP「水位回復」制御
原子炉への注水機能喪失により、原子炉水位は急減し、燃料が露出する。
原子炉注水機能喪失確認後、「EOP/SOPインターフェイス」に移行する。

D: EOP「EOP/SOPインターフェイス」
格納容器雰囲気放射線レベル計にて、SOP導入条件判断図により炉心損傷を判断する。
炉心損傷確認後、SOP注水-1「損傷炉心への注水」に移行する。

E: SOP注水-1「損傷炉心への注水」
原子炉への注水機能喪失により原子炉水位が「BAF+10%燃料有効長到達」した時点で、SR弁2弁を開放し減圧を行う。
原子炉減圧後も注水系統がないため、損傷炉心冷却未達成を判断する。
※1 **損傷炉心冷却未達成のため、注水-3a「RPV破損前の下部D/W初期注水」に移行する。**

※1 原子炉水位が有効燃料頂部(TAF)未満及び原子炉圧力容器下鏡温度「300℃未満」により損傷炉心冷却未達成と判断する。

F: SOP注水-3a「RPV破損前の下部D/W初期注水」
原子炉圧力容器下鏡温度「300℃到達」を確認後、格納容器下部注水系(復水移送ポンプ)1台による格納容器下部注水を開始する。総注水量180m³到達後、格納容器下部注水を停止する。
総注水量180m³到達後、注水-1「損傷炉心への注水」に移行する。

G: SOP注水-1「損傷炉心への注水」
原子炉注水機能喪失しているため、「RPV破損の判定表」からRPV破損を判定する。
RPV破損確認後、注水-3b「RPV破損後の下部D/W注水」に移行する。

H: SOP注水-3b「RPV破損後の下部D/W注水」
格納容器下部注水系により、格納容器下部に崩壊熱相当の注水を開始する。
崩壊熱相当の注水を開始後、除熱-2「RPV破損後の除熱」、注水-4「長期のRPV破損後の注水」に移行する。(並行操作)

I: SOP除熱-2「RPV破損後の除熱」、SOP注水-4「長期のRPV破損後の注水」並行操作
格納容器下部注水系により、格納容器下部への注水を継続し、代替格納容器冷却を実施する。
機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後、原子炉注水及び格納容器の冷却を実施する。

図 10 「高圧溶融物放出 格納容器雰囲気直接加熱」 事故対応フロー

事故対応操作補足事項

A:「給水全喪失」事故発生
AOPの「給水全喪失」により対応する。
原子炉水位低信号によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「給水全喪失」事故手順で対応する。

B:EOP「スクラム」制御
最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位TAF以上維持不可のため「水位回復」制御へ移行する。

C:EOP「水位回復」制御
原子炉への注水機能喪失により、原子炉水位は急減し、燃料が露出する。
原子炉注水機能喪失確認後、「EOP/SOPインターフェイス」に移行する。

D:EOP「EOP/SOPインターフェイス」
格納容器雰囲気放射線レベル計にて、SOP導入条件判断図により炉心損傷を判断する。
炉心損傷確認後、SOP注水-1「損傷炉心への注水」に移行する。

E:SOP注水-1「損傷炉心への注水」
原子炉水位が「BAF+10%燃料有効長到達」した時点で、SR弁2弁を開放し減圧を行う。
原子炉減圧後も注水系統がないため、損傷炉心冷却未達成を判断する。※1
損傷炉心冷却未達成のため、注水-3a「RPV破損前の下部D/W初期注水」に移行する。

※1 原子炉水位が有効燃料頂部(TAF)未満及び原子炉圧力容器下鏡温度「300℃未満」により損傷炉心冷却未達成と判断する。

F:SOP注水-3a「RPV破損前の下部D/W初期注水」
原子炉圧力容器下鏡温度「300℃到達」を確認後、損傷炉心冷却失敗と判断し、格納容器下部注水系(復水移送ポンプ)1台による格納容器下部注水を開始する。総注水量180m3到達後、格納容器下部注水を停止する。
総注水量180m3到達後、注水-1「損傷炉心への注水」に移行する。

G:SOP注水-1「損傷炉心への注水」
原子炉注水機能喪失しているため、「RPV破損の判定表」からRPV破損を判定する。※2
RPV破損後、注水-3b「RPV破損後の下部D/W注水」に移行する。

※2 解析ではRPV破損後に溶融燃料が格納容器下部の水と接触し水蒸気爆発が起こる事象となっている。水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇は格納容器限界圧力以下であり、水蒸気爆発に伴う応力は格納容器下部の内側鋼板応力は降伏応力未満となり、格納容器ハウンドリの機能は維持される。

H:SOP注水-3b「RPV破損後の下部D/W注水」
格納容器下部注水系により、格納容器下部に崩壊熱相当の注水を開始する。
崩壊熱相当の注水を開始後、除熱-2「RPV破損後の除熱」、SOP注水-4「長期のRPV破損後の注水」に移行する。(並行操作)

I:SOP除熱-2「RPV破損後の除熱」、SOP注水-4「長期のRPV破損後の注水」並行操作
格納容器下部注水系により、格納容器下部への注水を継続し、代替格納容器冷却を実施する。
機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後、原子炉注水及び格納容器の冷却を実施する。

図 11 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」 事故対応フロー

事故対応操作補足事項

A: 「外部系統事故」発生

AOPの「全交流電源喪失」により対応する。
全交流電源喪失によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「全交流電源喪失」事故手順で対応する。

B: EOP「スクラム」制御

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉注水機能喪失により原子炉水位TAF以上維持不可のため「水位回復」制御へ移行する。

C: EOP「水位回復」制御

全交流電源喪失かつ、原子炉隔離時冷却系起動失敗のため原子炉注水機能喪失。炉水位は急減し、燃料が露出する。
原子炉注水機能喪失確認後、「EOP/SOPインターフェイス」に移行する。

D: EOP「EOP/SOPインターフェイス」

格納容器雰囲気放射線レベル計にて、SOP導入条件判断図により炉心損傷を判断する。
炉心損傷確認後、SOP注水-1「損傷炉心への注水」に移行する。

E: SOP注水-1「損傷炉心への注水」

原子炉水位が「BAF+10%燃料有効長到達」した時点で、SR弁2弁を開放し減圧を行う。
事象発生から2時間経過した時点で、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により低圧代替注水系（復水移送ポンプ）を2台起動し損傷炉心に注水を開始、炉心冠水を確認する。
RPV破損の判定ガイドにより原子炉圧力容器の破損を判断するが、本シナリオでは低圧代替注水系による注水により原子炉圧力容器の健全性が維持される。※1
原子炉水位をL3～L8で維持するように制御する。
炉心冠水、原子炉圧力容器の健全性を確認後、除熱-1「損傷炉心冷却後の除熱」注水-2「長期の原子炉水位確保」に移行する。

※1 解析では炉心損傷に伴い水-ジルコニウム反応で発生する水素による水素燃焼を評価している。水-ジルコニウム反応で水素は発生するが、格納容器に窒素封入されているため、酸素濃度は5vol%以下となることから水素の爆轟に至ることはない。

F: SOP除熱-1「損傷炉心冷却後の除熱」、注水-2「長期の原子炉水位確保」（並行操作）

低圧代替注水系で、原子炉水位をL3～L8で維持するように制御しつつ、格納容器圧力が「180kPa[gage]」到達した場合は、低圧代替注水系（復水移送ポンプ）による原子炉注水を停止し、ドライウェルスプレイを開始する。※2

ドライウェルスプレイ実施中に原子炉水位がレベル3到達確認後、ドライウェルスプレイを停止し原子炉注水を開始する。原子炉水位がレベル8到達確認後、原子炉注水を停止しドライウェルスプレイを再開する。以後、本操作を繰り返す。

残留熱除去系（RHR系）復旧後は、低圧代替注水系（復水移送ポンプ）による除熱、注水を停止し、残留熱除去系（RHR系）による除熱、注水を開始する。

※2 代替格納容器スプレイ開始圧力は「465kPa[gage]」到達後からだが、水素燃焼解析のため事故時運転操作手順書（微候ベース）（EOP）手順による「180kPa[gage]」到達後に実施する。

図 12 「水素燃焼」 事故対応フロー

事故対応操作補足事項

A:「給水全喪失」事故発生

AOPの「給水全喪失」により対応する。
原子炉水位低信号によりスクラムしEOPへ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作は引き続きAOP「給水全喪失」事故手順で対応する。

B:EOP「スクラム」制御

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位TAF以上維持不可のため「水位回復」制御へ移行する。

C:EOP「水位回復」制御

原子炉への注水機能喪失により、炉水位は急減し、燃料が露出する。
原子炉注水機能喪失確認後、「EOP/SOPインターフェイス」に移行する。

D:EOP「EOP/SOPインターフェイス」

格納容器雰囲気放射線レベル計にて、SOP導入条件判断図により炉心損傷を判断する。
炉心損傷確認後、SOP注水-1「損傷炉心への注水」に移行する。

E:SOP注水-1「損傷炉心への注水」

原子炉水位が「BAF+10%燃料有効長到達」した時点で、SR弁2弁を開放し減圧を行う。
原子炉減圧後も注水系統がないため、損傷炉心冷却未達成を判断する。※1

損傷炉心冷却未達成のため、注水-3a「RPV破損前の下部D/W初期注水」に移行する。

※1 原子炉水位が有効燃料頂部(TAF)未満及び原子炉圧力容器下鏡温度「300℃未満」により損傷炉心冷却未達成と判断する。

F:SOP注水-3a「RPV破損前の下部D/W初期注水」

原子炉圧力容器下鏡温度「300℃到達」を確認後、損傷炉心冷却失敗と判断し、格納容器下部注水系(復水移送ポンプ)1台による格納容器下部注水を開始する。総注水量180m³到達後、格納容器下部注水を停止する。

総注水量180m³到達後、注水-1「損傷炉心への注水」に移行する。

G:SOP注水-1「損傷炉心への注水」

原子炉注水機能喪失しているため、「RPV破損の判定表」からRPV破損を判定する。※2

RPV破損後、注水-3b「RPV破損後の下部D/W注水」に移行する。

※2 解析ではRPVが破損後、RPV内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応により格納容器下部のコンクリートが浸食される事象となっている。この事象では格納容器下部注水系を用いた注水を行うことにより溶融炉心の冷却を行い、コンクリートの浸食を抑制し、原子炉圧力容器の支持機能は維持される。

H:SOP注水-3b「RPV破損後の下部D/W注水」

格納容器下部注水系により、格納容器下部に崩壊熱相当の注水を開始する。

崩壊熱相当の注水を開始後、除熱-2「RPV破損後の除熱」、SOP注水-4「長期のRPV破損後の注水」に移行する。(並行操作)

I:SOP除熱-2「RPV破損後の除熱」、SOP注水-4「長期のRPV破損後の注水」並行操作

格納容器下部注水系により、格納容器下部への注水を継続し、代替格納容器冷却を実施する。
機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後、原子炉注水及び格納容器の冷却を実施する。

図 13 「溶融炉心・コンクリート相互作用」事故対応フロー

12. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について

各種 PRA 等の結果により実施した重要事故シーケンスの選定の結果として、当社では多くのシーケンスグループにおいて過渡事象を起因とする事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定している。

内部事象運転時レベル 1PRA 報告書に示した通り、過渡事象としては運転時の異常な過渡変化及び事故の一部を考慮しているが、有効性評価において解析を実施するに際しては、その具体的な事象を設定する必要がある。

その考え方は、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」(平成 26 年 10 月)にも一部示しているが、本資料では、高圧・低圧注水機能喪失を例に、設定の考え方を補足する。

1. 過渡事象の特徴と選定に際しての整理

表 1 に KK6/7 号炉設置許可申請書添付書類十において評価の対象とした運転時の異常な過渡変化、事故について、分類・整理した結果を示す。表 1 の右端の事象分類は、事象発生時のプラント応答を考慮して分類した結果である。これらを事象の特徴に応じて更にグループ化する。その上で、重要事故シーケンスで想定する過渡事象のグループを選定し、グループ内の過渡事象からより評価に適した事象を選定する。表 2 にグループ化の結果を示す。

高圧・低圧注水機能喪失では、現状の設置許可ベースの注水機能を喪失した際の、重大事故対処設備の有効性を確認する。本事象には代替の注水機能による注水が有効な対策と考えられ、KK6/7 号炉の有効性評価においても主に低圧代替注水系(常設)の有効性を確認している。

代替の注水機能によって低圧状態の炉心の重大事故(炉心損傷)の防止を図る場合、注水開始までの時間余裕がその事象への対応の厳しさを左右する。注水までの時間余裕は原子炉水位の低下速度に左右されると考えると、スクラムに至る際の原子炉水位が低い事象が厳しいと考えられる。

外部電源の有無の影響は次項において述べるため除外すると、上記の観点で厳しい事象としては、「全給水喪失」が該当する。このため、高圧・低圧注水機能喪失の重要事故シーケンスの評価においては起因となる過渡事象として「全給水喪失」を設定した。

2. 外部電源有無の影響

外部電源の有無が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響については、重要事故シーケンスの有効性評価の詳細な条件を設定する段階で感度解析等を実施し、選定した。

高圧・低圧注水機能喪失についても、外部電源の有無が事象進展及びパラメータの変

動に及ぼす影響を確認している。評価条件を表 3 に、評価結果を図 1 に示す。

評価の結果を比較すると、外部電源有りの場合、過渡事象発生後も再循環ポンプが停止しないため^{※1}、過渡事象発生から原子炉水位低(L3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早い。このため、外部電源有りの場合の方が原子炉水位低(L3)によってスクラムに至るタイミングが数分早い。スクラム後の水位の低下も外部電源有りの場合の方が早い。これは、過渡事象発生から原子炉水位低(L3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されており、活発に核分裂反応が生じていることから、スクラム後の崩壊熱が高くなるためである。また、運転員操作の余裕時間の観点でも外部電源有りの場合の方が厳しい。手順としては高圧・低圧注水機能の喪失を確認後、代替低圧注水系(常設)の準備を開始し、注入の準備が出来次第、減圧操作となるため、外部電源の有無が減圧のタイミングを決定するものではないが、減圧時の減圧沸騰及び再冠水により炉心の著しい損傷を防止するという観点では、原子炉水位の低下が早い外部電源有りの場合の方が、より早いタイミングでの減圧が必要となる。但し、燃料被覆管最高温度(PCT)は、早いタイミングで減圧した外部電源有りの場合の方が高い値を示しているものの、その差は約 6℃であり、外部電源の有無によって大きな差が表れるものではない。

上記の通り、外部電源有りの場合の方がスクラムのタイミング及び水位の低下が早いものの、急速減圧に伴う PCT の差は僅かであり、他のパラメータにも時間差以外の大きな違いは見られないことから、結果的に、外部電源の有無は本事故シーケンスの評価において有意な違いをもたらす条件ではないと考える。

※1 過渡事象及び設計基準事故における再循環ポンプトリップを除く

3. 初期水位の影響

初期水位が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響については、重要事故シーケンスの有効性評価の詳細な条件を設定する段階で感度解析等を実施し、確認した。

高圧・低圧注水機能喪失についても、初期水位が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響を確認している。評価条件を表 4 に、評価結果を図 2 に示す。

評価の結果から、初期水位を低くすると水位低下及び炉心露出時間に差が表れるものの、急速減圧に伴う PCT の差は約 5℃と僅かであり、他のパラメータにも時間差以外の大きな違いは見られないことから、結果的に、初期水位は本事故シーケンスの評価において有意な違いをもたらす条件ではないと考える。

以 上

表 1 過渡変化・事故による起回事象の同定

申請書添付十章による事象分類 (最新書式)	申請書添付十章による過渡・事故事象	EPRI NP-2230による過渡事象 ^(注)	起回事象の状況			緩和設備の状況			事象分類	
			圧力バウンダリ の状態	外部電源の状態	主蒸気管隔離	初期給復水系の使用	主なスクラム信号	主なATWS信号等 (RPT/ARI)		
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化 (運転時の異常な過渡変化)	負荷の喪失 (発電機負荷遮断/タービントリップ) (タービン・バイパス弁作動・不作為を考慮)	1. 発電機負荷遮断				継続可能	MSV閉/ CV急閉	タービントリップ 炉圧高ダイバース	(A)	
		3. タービントリップ								(D1)
	給水制御系の故障 (流量増加)	2. 発電機負荷遮断バイパス弁不作為			タービン側で隔離	可/継続に障害 (ホットウェル隔離)			(A)	
		4. タービントリップバイパス弁不作為							(A)	
	主蒸気隔離弁の誤閉止	10. 圧力制御装置の故障 (蒸気流量減少)					継続可能	MSV閉	タービントリップ 炉圧高ダイバース	(A)
		13. バイパス弁または主蒸気加減弁の誤閉鎖								
	原子炉圧力制御系の故障 (蒸気流量増加)	20. 給水制御系の故障 (流量増加, 出力運転時)					継続可能	MSIV閉	タービントリップ 炉圧高ダイバース	(C)
		26. 給水制御系の故障 (流量増加, 起動・停止時)								
	給水量の全喪失	5. 主蒸気隔離弁の閉鎖			MSIV閉	可/継続に障害 (ホットウェル隔離)	中性子束高 (実績)	L3	L3 L2	(C)
		7. 主蒸気隔離弁の部分閉鎖								
外部電源喪失 (随伴して復水器真空度喪失)	6. 主蒸気隔離弁の1弁閉鎖				継続可能	MSIV閉	MSIV閉	炉圧高ダイバース	(C)	
	9. 圧力制御装置の故障 (蒸気流量増加)			MSIV閉	可/継続に障害 (ホットウェル隔離)					
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 (運転時の異常な過渡変化)	12. タービンバイパス弁誤開放								(F)	
	22. 全給水流量喪失					不可			(G)	
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 (運転時の異常な過渡変化)	23. 給水または復水ポンプ1台トリップ					継続可能 (機能低下)			(G)	
	24. 給水制御系の故障 (流量減少, 出力運転時)								(G)	
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 (運転時の異常な過渡変化)	25. 給水制御系の故障 (流量減少, 起動・停止時)								(G)	
	31. 外部電源喪失		外部電源なし	MSIV閉	不可 (電源なし)	CV急閉/ MSIV閉 等	炉圧高ダイバース タービントリップ	(I)		
32. 補助電源喪失			可/継続に障害 (ホットウェル隔離)		炉圧高ダイバース タービントリップ			(E)		
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 (運転時の異常な過渡変化)	8. 復水器真空度喪失								(E)	
	原子炉冷却材流量制御系の誤動作 (再循環流量増加)	14. 再循環流量制御系の誤動作 (再循環流量増加)				継続可能	中性子束高	タービントリップ	(B2)	
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 (運転時の異常な過渡変化)	給水加熱喪失	21. 給水加熱喪失							(E)	
	原子炉冷却材流量の部分喪失 (RIP3台トリップ, スクラムせず)	16. 再循環ポンプ1台トリップ	この事象グループは、当該プラントでは原子炉水L8に達せず、スクラムに至らないため、過渡変化・事故による起回事象の対象外とする。 (なお、この事象の発生を受けてプラント停止を判断し、停止操作を実施した場合は通常停止(計画外停止)に含まれる。)						過渡変化・事故による起回事象の対象外	
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 (運転時の異常な過渡変化)	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	27. 出力運転中の制御棒引き抜き				継続可能	中性子束高	ATWS時の影響は小さいと考えられるため対象外	(H1)	
	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	28. 起動時における制御棒引き抜き							(H1)	
-	-	33. HPCI/HPCSの誤起動				継続可能	MSV閉(L8タービントリップを想定)	タービントリップ 炉圧高ダイバース	(A)	
		11. 逃がし安全弁誤開放/閉固着	冷却材流出あり			可/継続に障害 (冷却材流出)	手動, L3, D/W圧力高を想定	L3 L2	(J)	
-	-	30. 原子炉保護系故障によるスクラム							(H2)	
		34. プラント異常によるスクラム				継続可能	RPS誤信号等	RPSが原因であり、ATWS対象外	(H2)	
原子炉冷却材の喪失 又は炉心冷却状態の著しい変化 (事故)	原子炉冷却材流量の喪失	17. 全再循環ポンプトリップ			タービン側で隔離	可/継続に障害 (ホットウェル隔離)	炉心流量急減 MSV閉, L8タービントリップ	タービントリップ 炉圧高ダイバース	(D2)	
	原子炉冷却材喪失	19. 再循環ポンプ軸固着	冷却材流出あり		MSIV閉	可/継続に障害 (冷却材流出) (ホットウェル隔離) (給水管破断時は不可)	L3, D/W圧力高	L3 L2	LOCA事象については別途検討	
環境への放射性物質の異常な放出 (事故)	燃料集合体の落下	-	事象の発生によりMSIVが閉鎖することで、初期の原子炉への影響はMSIV閉と同様であるが、MSIV閉鎖に失敗すると格納容器をバイパスした状態での原子炉冷却材 (蒸気) の喪失となる。						起回事象 対象外	
		-	燃料集合体の落下事象は、運転中では使用済燃料集合体の移送作業中における落下が考えられるが、落下した場合でもプラント運転には影響がない。また、使用済燃料集合体が落下し燃料棒が破損した場合に、破損した使用済燃料棒から放出される核分裂生成物の量は、炉心損傷以降に放出される可能性のある核分裂生成物の量と比較して十分に小さく、外部への影響は小さい。							
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化 (事故)	制御棒落下	放射性気体廃棄物処理施設の破損	配管破断により主復水器から気体廃棄物処理系に流入する放射性物質が漏れ出す事象であるが、破断箇所を隔離する弁が多重に設置されており、事象を取束できかつ外部への影響は十分小さい。						起回事象 対象外	
		制御棒落下	制御棒一本が制御棒駆動軸から分離して炉心から落下することによる急激な反応度添加と出力分布変化で、燃料棒が破損することが評価されているが、このような想定の下でも外部への影響は十分小さい。							
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 (事故)	可燃性ガスの発生	-	設置許可申請書では、原子炉冷却材喪失後の事故進展により発生する事象と位置付けており、PRAでは起回事象としては扱わない。						起回事象 対象外	
		動荷重の発生	設置許可申請書では、格納容器及び格納容器内部の構造物は原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時に生じると考えられる動荷重が発生する事象と位置付けており、PRAでは起回事象として扱わない。							

(注) 18. 再循環停止ループ誤起動, 29. 制御棒の異常な挿入, 36. 手動スクラム, 37. 原因不明については対象外とした。

表 2 過渡変化・事象のグループ化

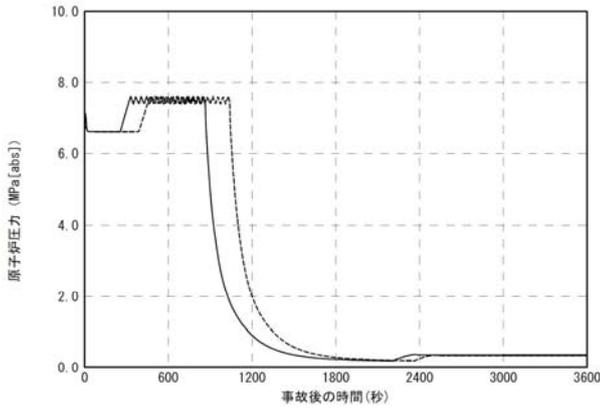
事象分類	事象の特徴(グループ化の観点)	事象グループ
A, B1, B2	タービントリップなどにより原子炉がスクラムする事象であり、タービンバイパス弁は正常に作動する事象であることから、いずれも事象初期から継続して給復水系が利用できる。	非隔離事象
C, D1,D2, E	MSIVなどが閉鎖する事象であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象である。事象初期には給復水系が利用できるが、水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生ずる。	隔離事象
F	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。事象初期には給復水系が利用できず、他の事象とはプラント応答が異なる。水位低下の観点では給復水系が利用できないことから「G」の水位低下事象よりも厳しい事象と考えられる。	全給水喪失
G	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。給水流量の全喪失までには至らないため、機能は低下しているが事象の初期にも給復水系は利用可能である。	水位低下事象
H1, H2	原子炉保護系(RPS)の誤動作が起因となっている事象や、制御棒の誤引抜きに関する事象など出力の増加が軽微な事象である。事象初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能である。	RPS 誤動作等
I	外部電源が喪失する事象であり、事象の発生により非常用電源の確保が必要になるなど、他の事象とはプラント応答が異なる。	外部電源喪失
J	原子炉運転中に S/R 弁が誤開放する事象であり、原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴う。原子炉水位の低下などは給水系により収束可能であるが、これに失敗する場合などでは、より厳しい過渡変化に移行する。誤開放する S/R 弁は 1 弁とする。なお、ADS などの回路の誤動作による複数の S/R 弁の誤開放は、大 LOCA に含まれている。	S/R 弁誤開放

表 3 外部電源有無の感度解析における主要解析条件

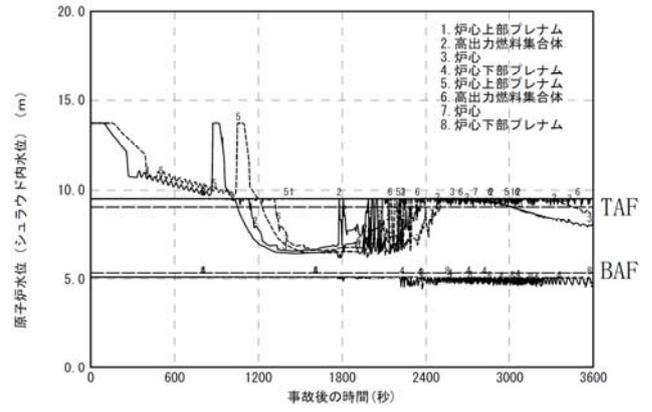
	項目	解析条件	備考
初期条件	原子炉熱出力	3926 MW	定格出力, 申請解析と同じ
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格圧力, 申請解析と同じ
	原子炉水位	通常運転水位	申請解析と同じ
	最大線出力密度	44.0 kW/m	申請解析と同じ
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	申請解析と同じ
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	申請解析と同じ
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失	RCIC, HPCF, LPFL の喪失 申請解析と同じ
	外部電源	有り/無し	感度解析対象
重大事故対策に 関連する機器条件	スクラム信号	原子炉水位低(L3)	申請解析と同じ
	逃がし安全弁	8 弁	申請解析と同じ
	低圧代替注水系(常設)	最大 300 m ³ /h で注水, その後は炉心 を冠水維持可能な注水量に制御	申請解析と同じ
重大事故対策に 関連する操作	低圧代替注水系(常設)の追加 起動及び中央制御室における 系統構成	急速減圧実施までに完了	申請解析と同等
	原子炉急速減圧操作	原子炉水位 L1 到達から 5 分後	申請解析と同等

表 4 原子炉初期水位に関する感度解析における主要解析条件

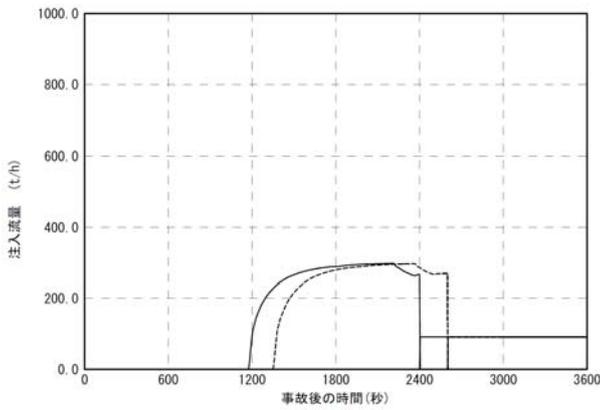
	項目	解析条件	備考
初期条件	原子炉熱出力	3926 MW	定格出力, 申請解析と同じ
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格圧力, 申請解析と同じ
	原子炉水位	①通常運転水位(NWL)(13.4 m) ②原子炉水位低(L3)(12.85 m)	感度解析対象
	最大線出力密度	44.0 kW/m	申請解析と同じ
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	申請解析と同じ
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	申請解析と同じ
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失	RCIC, HPCF, LPFL の喪失 申請解析と同じ
	外部電源	有り	申請解析と同じ
重大事故対策に 関連する機器条件	スクラム信号	原子炉水位低(L3)	申請解析と同じ
	再循環ポンプ(RIP)トリップ	原子炉水位 L3 で RIP4 台停止, 原子炉 水位 L2 で RIP6 台停止	申請解析と同じ
	逃がし安全弁	8 弁	申請解析と同じ
	低圧代替注水系(常設)	最大 300 m ³ /h で注水, その後は炉心を 冠水維持可能な注水量に制御	申請解析と同じ
重大事故対策に 関連する操作	低圧代替注水系(常設)の追加 起動及び中央制御室における 系統構成	急速減圧実施までに完了	申請解析と同等
	原子炉急速減圧操作	原子炉水位 L1 到達から 5 分後	—



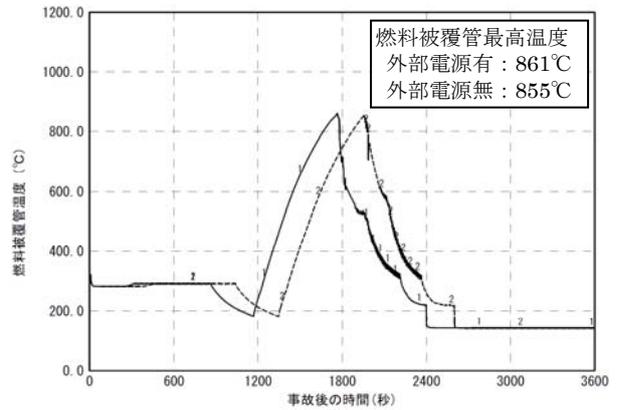
原子炉圧力変化



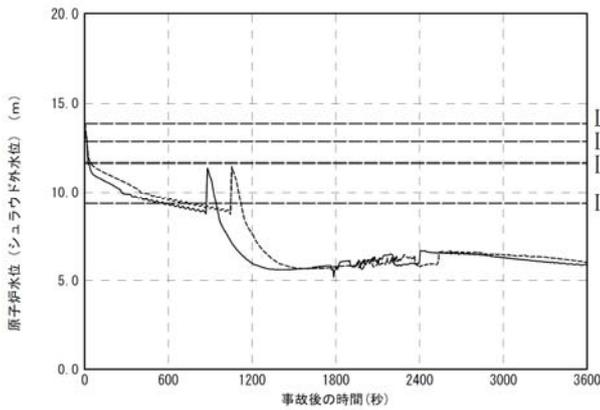
原子炉水位 (シュラウド内水位) 変化



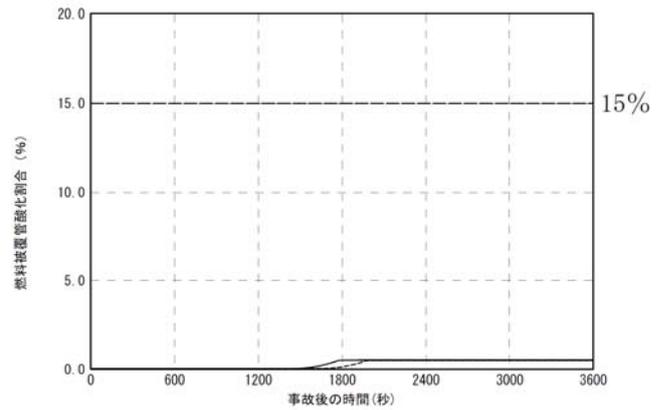
原子炉注水流量変化



燃料被覆管最高温度変化



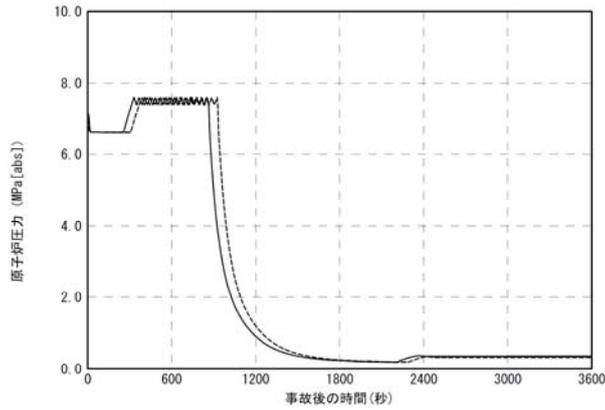
原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化



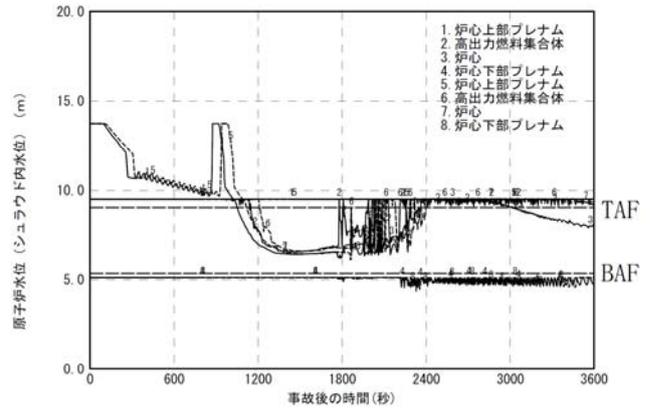
燃料被覆管酸化割合最大値変化

----- : 外電なし ————— : 外電あり (申請解析)

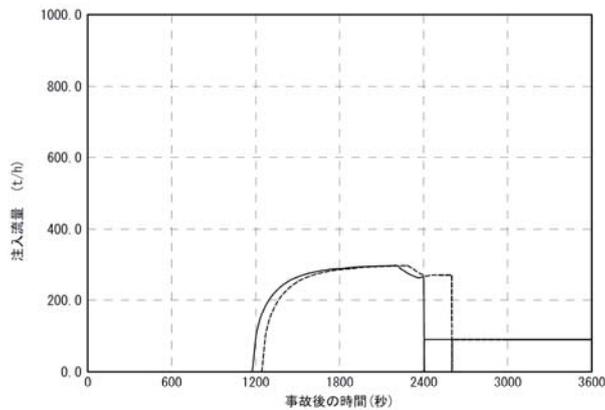
図1 高圧・低圧注水機能喪失シーケンスにおける外部電源有無の感度解析 (K7, ADS(L1+5分後減圧)+MUWC 2台作動)



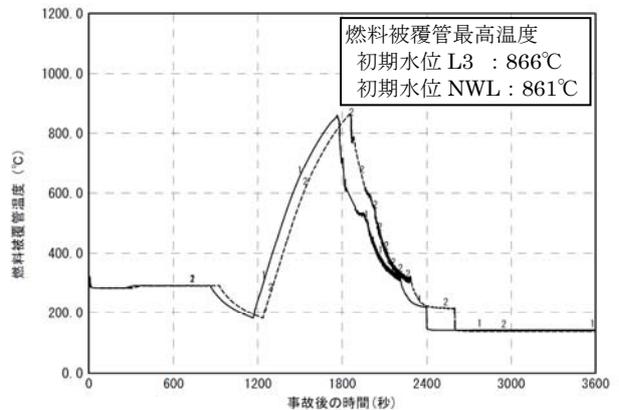
原子炉圧力変化



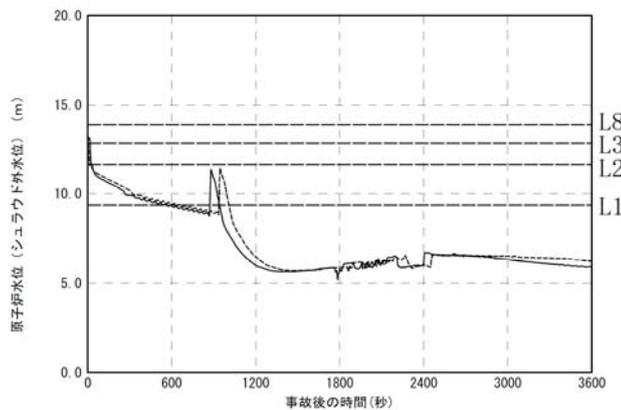
原子炉水位 (シュラウド内水位) 変化



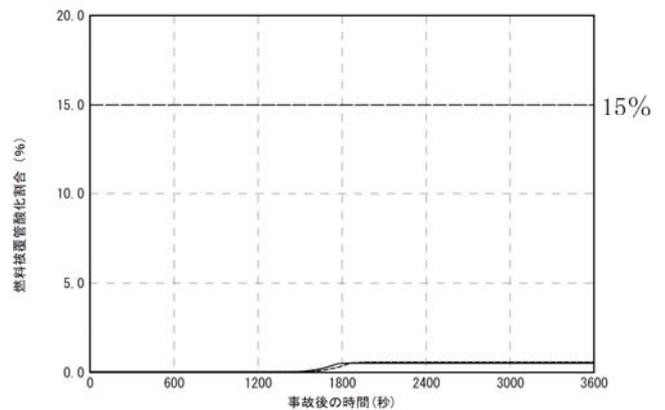
原子炉注水流量変化



燃料被覆管最高温度変化



原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化



燃料被覆管酸化割合最大値変化

----- : 初期水位 L3 ————— : 初期水位 NWL (申請解析)

図2 原子炉初期水位に関する感度解析
(K7, ADS(L1)+MUWC 2台作動)

13. 原子炉停止機能喪失時の運転点について

有効性評価「原子炉停止機能喪失」について，運転特性図上に運転点の推移を示した図を，図 1 として示す。

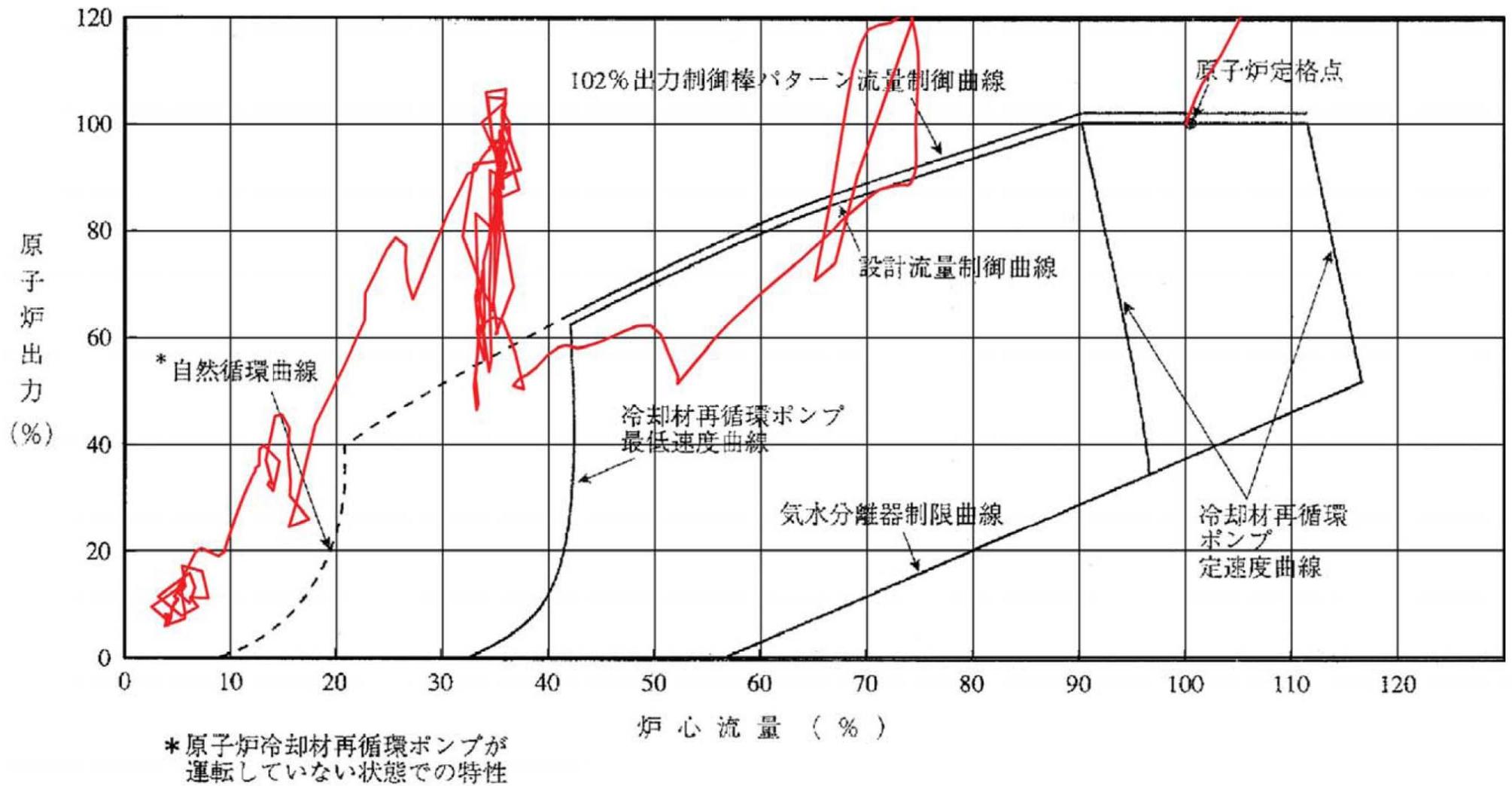


図1 有効性評価「原子炉停止機能喪失」における，運転特性図上での運転点の推移

14. 原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について

1. スクラム初期対応

プラント運転中において、何らかの異常が発生し、自動スクラム又は手動スクラムした場合、運転員はスクラムの成功を中央制御室の制御棒位置表示により全制御棒が全挿入していること、中性子束が減少していることで確認する。

自動スクラム信号が発生しても、制御棒が挿入しない場合、直ちに手動スクラムを試みる。

上記操作によっても、全制御棒の『全挿入』又は『16 ステップ^{※1}』までの挿入が確認できない場合、原子炉停止機能喪失（以下、『ATWS』という）と判断^{※2}し、運転員は事故時運転操作手順書（徴候ベース）の『反応度制御』に従い、原子炉を安全に停止させる操作を行う。

※1 各制御棒は鉛直方向に200ステップに区分しており、1ステップ単位で挿入・引抜が可能である。

※2 ATWSは、制御棒の挿入状態により判断し、部分的に挿入されていない場合もATWSと判断する。

2. 反応度制御の操作内容

ATWS判断後、反応度制御中は原子炉出力^{※3}を確認し、出力に応じて以下の対応を行う。

(1) 原子炉出力が3%未満の場合

原子炉水位を通常制御範囲（レベル3～レベル8）に維持し、制御棒の動作復旧に努める。

(2) 原子炉出力が3%以上の場合

冷却材再循環ポンプを停止により原子炉出力を抑制後、①～③の操作を適宜並行で実施する。

並行操作が困難な場合は①ほう酸水注入系起動操作→②制御棒挿入操作→③原子炉水位制御操作の順で、優先順位をつけて対応することが手順書に定められている。

①ほう酸水注入系起動操作

以下のいずれかの条件で、ほう酸水注入系起動操作を判断する。

- ・図1に示す原子炉出力とサプレッション・プール水温の相関曲線を使用し、制御棒の挿入状況によらず、中央制御室で確認可能な平均出力領域モニタ及びサプレッション・プール水温度計により、ほう酸水注入系起動操作を判断する。
- ・異常な中性子束振動^{※4}が確認された場合、ほう酸水注入系起動を判断する。

②制御棒挿入操作

中央制御室及び現場盤において制御棒の挿入操作を実施する。

なお、制御棒の挿入方法としては、『代替制御棒挿入回路手動作動』、『スクラムテストスイ

ッチによるペアロッドスクラム』、『スクラムソレノイドヒューズ引き抜き』、『制御棒電動挿入』等がある。

③原子炉水位制御操作

反応度制御中は原子炉から放出される蒸気によるサブプレッション・プール水温の上昇、格納容器過圧を防止するため、原子炉出力及び原子炉の隔離状態に応じて原子炉水位を低下し、原子炉出力を抑制する。

また、原子炉水位低下操作時に水位が大きく低下した場合は、以下の様な対応を実施する。

- ・原子炉水位低下操作中は、低圧注水系からの冷水の大量注入により、炉心に大きな正の反応度が加わり、炉心損傷が生じる可能性を防ぐため、自動減圧系が動作する前に自動起動阻止^{※5}を実施する場合がある。
- ・給水流量全喪失や高圧注水系の故障等により、原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）を下回る場合においても、大量の冷水注水による急激な出力上昇を抑制するため、原子炉減圧は注水状況を確認しながら、逃がし安全弁を手動で開放する手順としている。

※3 ATWS 判断後、反応度制御中に原子炉出力を確認する場合、平均出力領域モニタで測定するが、起動領域モニタ、主蒸気流量、逃がし安全弁の開個数等で原子炉出力を確認することができる。

※4 ATWS 時に、以下のいずれかの基準に合致した場合、異常な中性子束振動と判断する方針である。

- ・APRM：2～3秒周期 振幅20%以上
- ・LPRM：2～3秒周期 振幅10%以上

※5 ATWS 時に給水流量喪失や給水加熱喪失を伴っても、ECCS系の自動起動など冷水の大量注入の恐れがある場合は自動減圧系起動阻止を行う。

3. 反応度制御の収束について

反応度制御の収束は、全制御棒が『全挿入』又は『16ステップ』まで挿入された場合、もしくは、ほう酸水が全量注水されたことにより確認する。

また、ほう酸水注入操作中に、全制御棒が『全挿入』又は『16ステップ』まで挿入された場合、ほう酸水注入を停止する。

ほう酸水が全量注水された後は、原子炉水位を通常制御範囲レベル3～レベル8に回復させる。これにより、自然循環流量が増加し、ほう酸水が炉心全体にわたって拡散される。

4. 反応度制御における判断者について

事故時運転操作手順書（徴候ベース）において、ほう酸水注入系起動判断及び原子炉水位低下操作判断は『当直長』が実施すると定めている。



図1 原子炉出力サプレッション・プール水温度相関曲線

15. 格納容器スプレイ時の下部ドライウエル水位上昇の影響について

1. はじめに

重大事故等において、格納容器スプレイを実施するとサブプレッション・チェンバ水位が上昇し、リターンラインを通じて下部ドライウエルに流れ込み、下部ドライウエル水位を上昇させる。ここでは下部ドライウエル水位が形成される影響について考察する。

2. 下部ドライウエル水位上昇に伴う影響について

下部ドライウエル水位が上昇するシナリオとして、図1に崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）の重要事故シーケンスにおけるサブプレッション・チェンバ水位と下部ドライウエルの関係を示す。本重要事故シーケンスでは、事象開始約5時間後に格納容器スプレイが開始され、事象開始約25時間後に格納容器スプレイを停止する。

格納容器スプレイによりスプレイされた水は、図1に示すようにサブプレッション・チェンバからリターンラインを通じて下部プレナムに落下し、下部ドライウエルの水位を上昇させる。更に事象開始後約25時間後に格納容器スプレイを停止すると、ドライウエルとウェットウエルの間に圧力差が生じ、その影響で下部ドライウエルの水位は低下する。

所員用エアロック(7.55m)を通じた下部ドライウエルのアクセスが不可能となるため、長期的には仮設ポンプ等を用いた水抜きが必要となる。

なお、連通孔ダクトを通じて上部ドライウエル及び下部ドライウエルが通気されるため、局所が加圧される恐れはない。

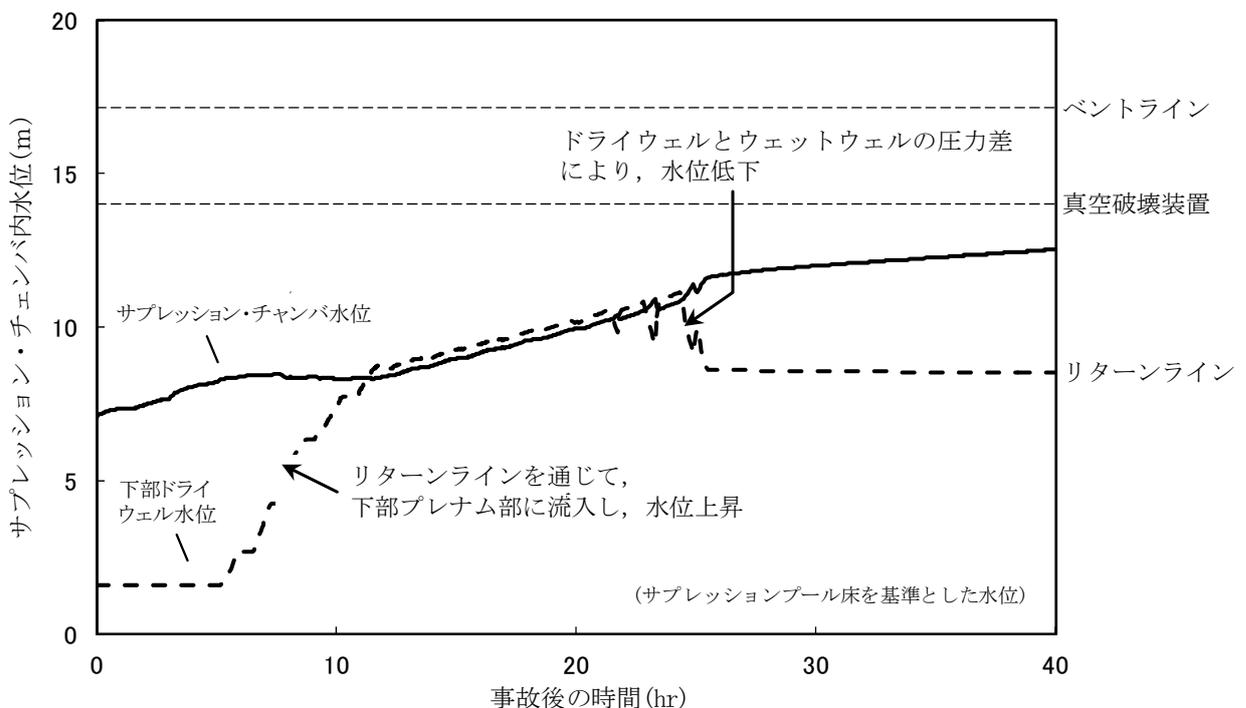


図1：サブプレッション・チェンバ水位と下部ドライウエル水位の関係
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

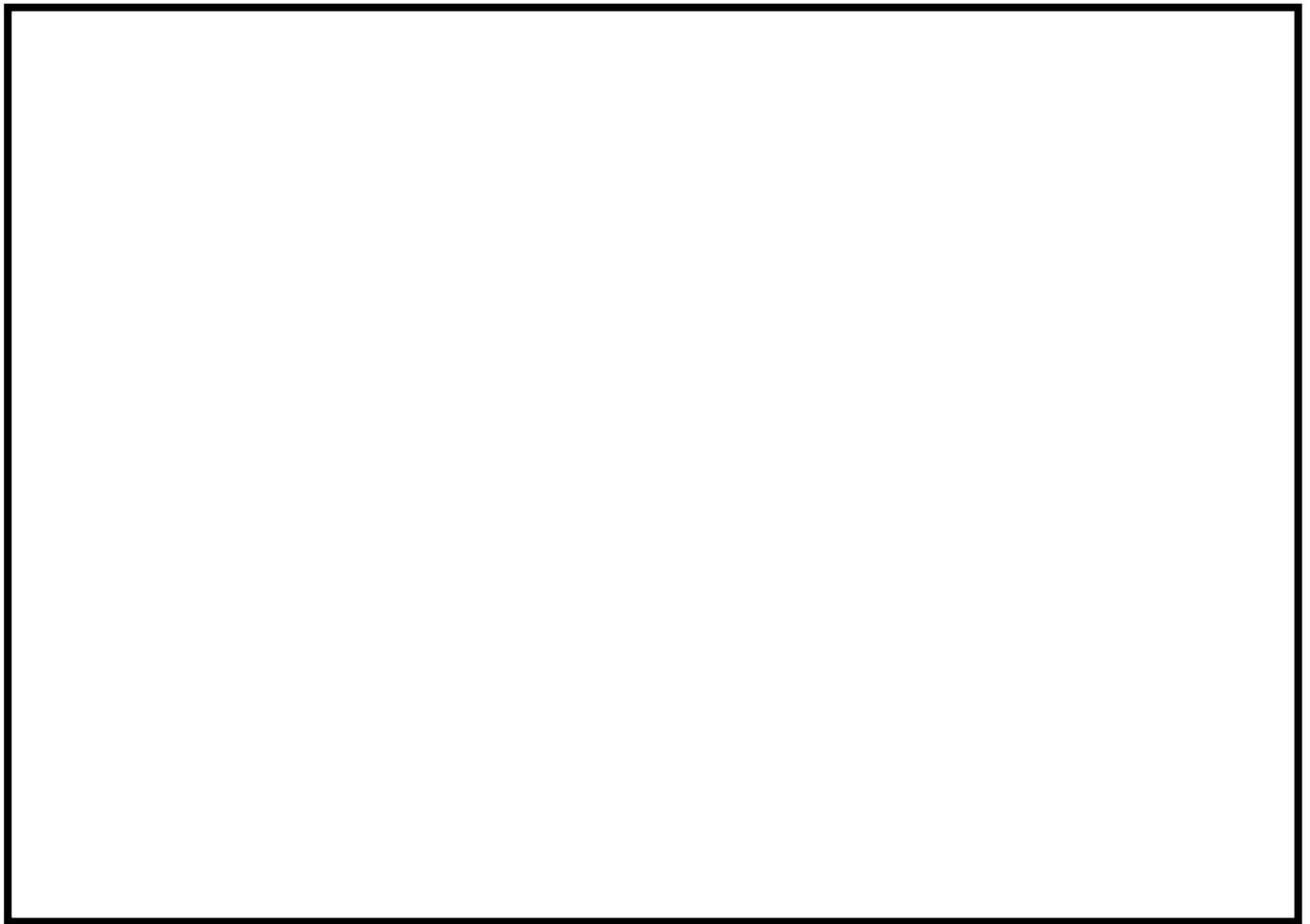


図 2 : 格納容器の構造図(ABWR)

16. 復水移送ポンプ以外による代替注水操作について

復水移送ポンプ以外にも消火ポンプ、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水及び格納容器スプレイを実施することができる。

以下に、これらの代替設備を使用した操作について6号炉を例に記す。

1. 復水移送ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ

事故対応の初期においては、中央制御室からの遠隔操作により容易に原子炉への注水が可能な復水移送ポンプを使用する。

有効性評価では原子炉への注水と格納容器スプレイを交互に実施することとしている。実際は、残留熱除去系へ個別の配管が接続しているため、A系の配管から原子炉注水を継続し、B系の配管から格納容器スプレイを並行して実施することができる。

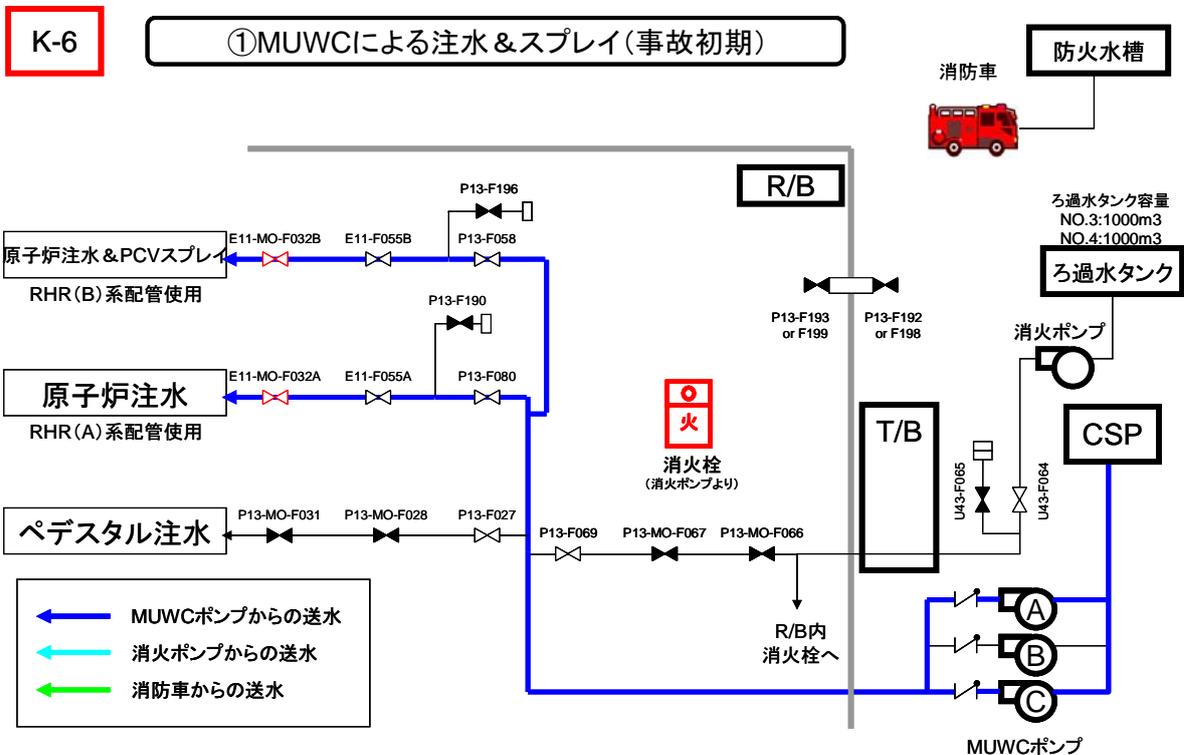


図 1：復水移送ポンプによる原子炉注水及び格納容器スプレイ

2. 消火ポンプによる原子炉注水及び復水移送ポンプによる格納容器スプレイ

恒設設備である消火ポンプによる代替注水が可能になった場合は、原子炉への注水を消火ポンプから実施し、格納容器スプレイを復水移送ポンプから別々に実施することができる。

消火ポンプによる代替注水の準備として、建屋内において消火栓からのホース接続操作が必要になる。この操作には「約1時間」を要する。

また、ディーゼル駆動の消火ポンプを継続して使用する場合「燃料補給」が必要になる。燃料タンクには約5時間連続運転できる燃料が確保され、約2時間でタンクローリーによる燃料補給を実施することが可能であるため、燃料を枯渇させることなく継続して使用することができる。

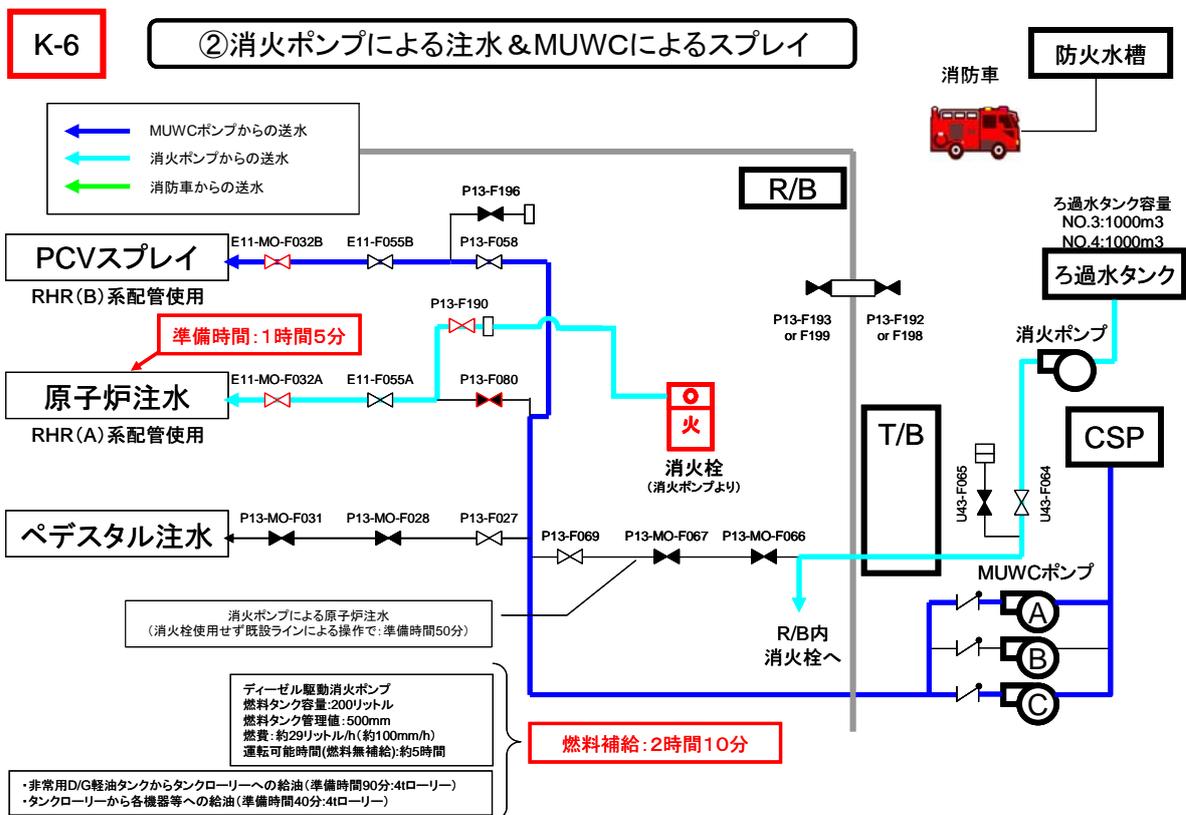


図 2：消火ポンプによる原子炉注水及び復水移送ポンプによる格納容器スプレイ

3. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び復水移送ポンプによる格納容器スプレイ

消火ポンプの代わりに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水を実施することができる。この場合も、格納容器スプレイを復水移送ポンプから別々に実施することができる。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備として、消防車の配備・屋外廻りのホース接続に「約1時間」を要し、建屋内において系統構成・ホース接続に「約2時間」を要する。

低圧代替注水系（可搬型）の水源である防火水槽への淡水貯水池からの補給準備に「約1.5時間」を要するが、原子炉への注水準備時間内に補給準備が終了するため、水源を枯渇させることなく継続して使用することができる。

また、消防車を継続して使用する場合「燃料補給」が必要になる。燃料タンクには約4時間連続運転できる燃料が確保され、約2時間でタンクローリーによる燃料補給を実施することが可能であるため、燃料を枯渇させることなく継続して使用することができる。

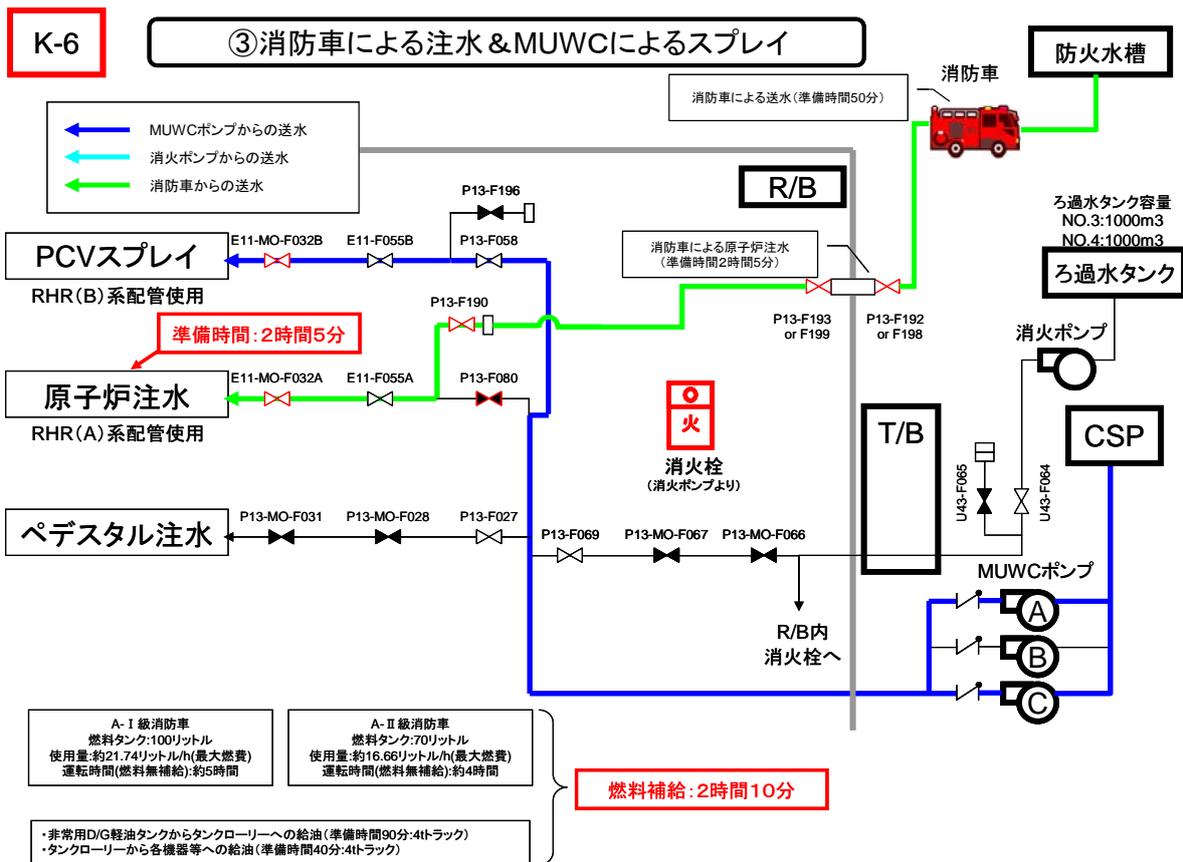


図3：消防車による原子炉注水及び復水移送ポンプによる格納容器スプレイ

4. 復水移送ポンプによる原子炉注水及び低圧代替注水系（可搬型）による格納容器スプレイ

格納容器スプレイに、大容量の消防車を使用することにより低圧代替注水系（可搬型）による格納容器スプレイを実施することができ、原子炉への注水を復水移送ポンプから別々に実施することができる。

低圧代替注水系（可搬型）による格納容器スプレイの準備として、消防車の配備・屋外廻りのホース接続に「約1時間」を要し、建屋内において系統構成・ホース接続に「約1.5時間」を要する。

水源への補給及び消防車への燃料補給については、前述の「3.」と同様であり、それぞれ枯渇させることなく継続して使用することができる。

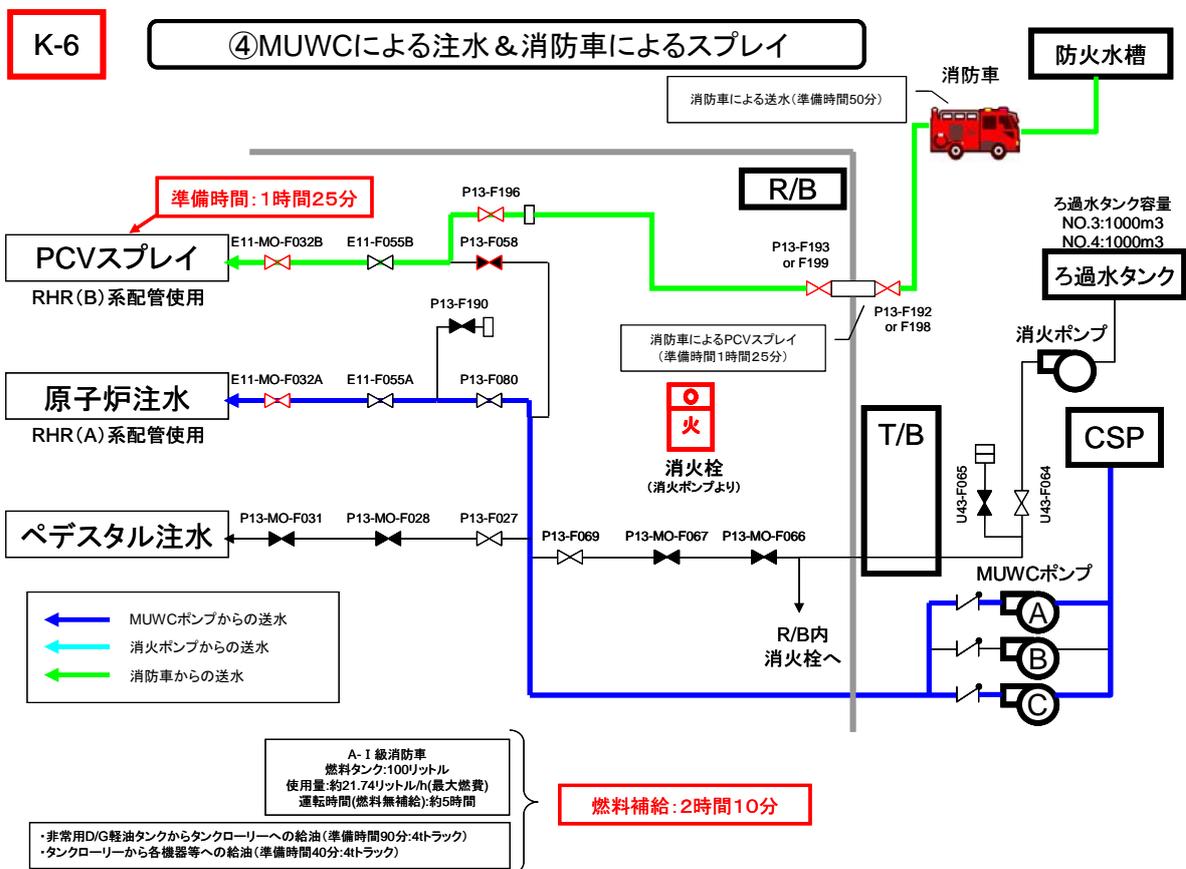


図4：復水移送ポンプによる原子炉注水及び消防車による格納容器スプレイ

5. 消火ポンプによる原子炉注水及び低圧代替注水系（可搬型）による格納容器スプレイ
 原子炉への注水を消火ポンプにより実施し、格納容器スプレイを低圧代替注水系（可搬型）で実施することにより復水移送ポンプを使用することなく対応が可能である。
 なお、この場合の消火ポンプによる原子炉への注水は、前述の「2.」とは異なり消火栓からのホース接続が不要になる。

消火ポンプによる原子炉注水準備に「約1時間」を要し（中央制御室操作の場合は「約5分」で注水が可能）、低圧代替注水系（可搬型）による格納容器スプレイの準備に「約1.5時間」を要する。

水源への補給及び消防車への燃料補給については、前述の「3.」と同様であり、それぞれ枯渇させることなく継続して使用することができる。

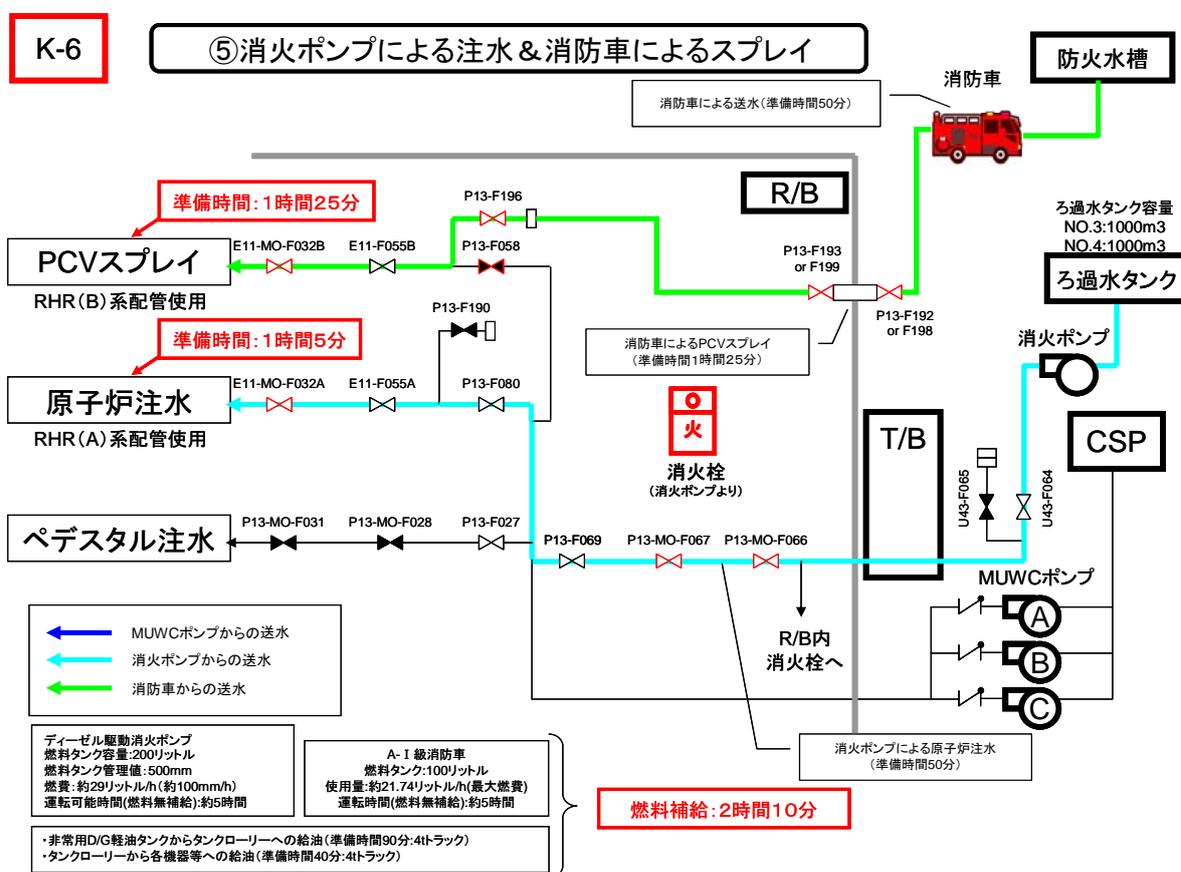


図5：消火ポンプによる原子炉注水及び消防車による格納容器スプレイ

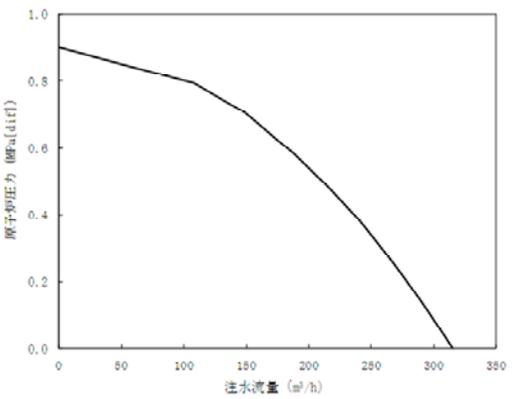
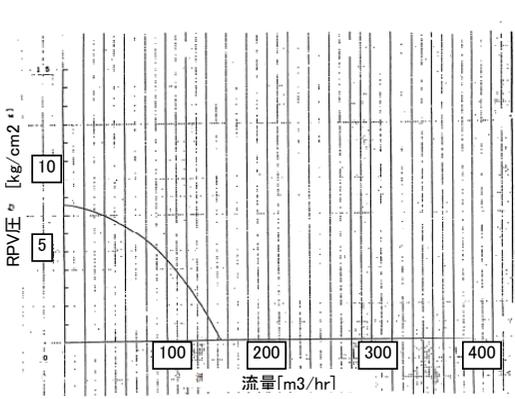
	MUWCポンプ 2台	消火ポンプ		消防車	
		ディーゼル駆動	モーター駆動	A-I	A-II
流量[m ³ /h]	最大300[m ³ /h]	177[m ³ /h]	177[m ³ /h]	168[m ³ /h]	120[m ³ /h]
注入可能圧力	 <p>MUWC系による原子炉への注水特性(有効性評価より)</p>	 <p>消火系による原子炉への注水特性(AMGより) 1.0kg/cm²=98.0665kPa</p>	<ul style="list-style-type: none"> 吐出圧力0.85MPaにて 168m³/h 吐出圧力1.4MPaにて 120m³/h 	<ul style="list-style-type: none"> 吐出圧力0.85MPaにて 120m³/h 吐出圧力1.4MPaにて 84m³/h 	
注水可能までの時間 RHR B系使用	約5分(中央制御室操作の場合) 〔約60分(現場操作の場合)〕	約5分(中央制御室操作の場合) 〔約60分(現場操作の場合)〕		約2時間	
注水可能までの時間 RHR A系使用	約5分(中央制御室操作の場合) 〔約60分(現場操作の場合)〕	約5分(中央制御室操作の場合) 〔約60分(現場操作の場合)〕		約2時間	
スプレイまでの時間	約5分(中央制御室操作の場合) 〔約90分(現場操作の場合)〕	—	—	約1.5時間	—
電源、燃料	非常用交流電源	燃料タンク(200L)	常用交流電源	燃料タンク(100L)	燃料タンク(70L)
耐震	有	無	無	—	—
燃料使用量	—	約29L/h	—	約21.7L/h	約16.7L/h
無給油運転時間	—	約5時間	—	約5時間	約4時間
燃料補給までの時間	—	約2時間	—	約2時間	
水源	復水貯蔵槽	ろ過水タンク		防火水槽	
最大水源容量	2100t	2000t(1000t×2基)		100t	
水源補給までの時間	約1時間(90m ³ /h補給の場合) 約3時間(130m ³ /h補給の場合)	約1.5時間(淡水貯水池からの場合) 約6時間(荒浜側ろ過水タンクからの場合)		約1.5時間	

表1 代替注水設備機能一覧表

17. 6 / 7号炉 使用済燃料プールサイフンブレーカについて

1. サイフンブレーカの概要

使用済燃料プールは、図1のように燃料プール冷却浄化系により冷却及び水質管理されている。使用済燃料プール水がサイフォン効果により流出する場合は、ディフューザ配管に設置された逆止弁によりプール水の流出を防止する設計となっている。仮に逆止弁が機能喪失しプール水が流出した場合においても、ディフューザ配管サイフンブレーク孔のレベルまで水位が低下した時点で、サイフンブレーク孔から空気を吸入することでサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を停止することが可能な設計となっている。

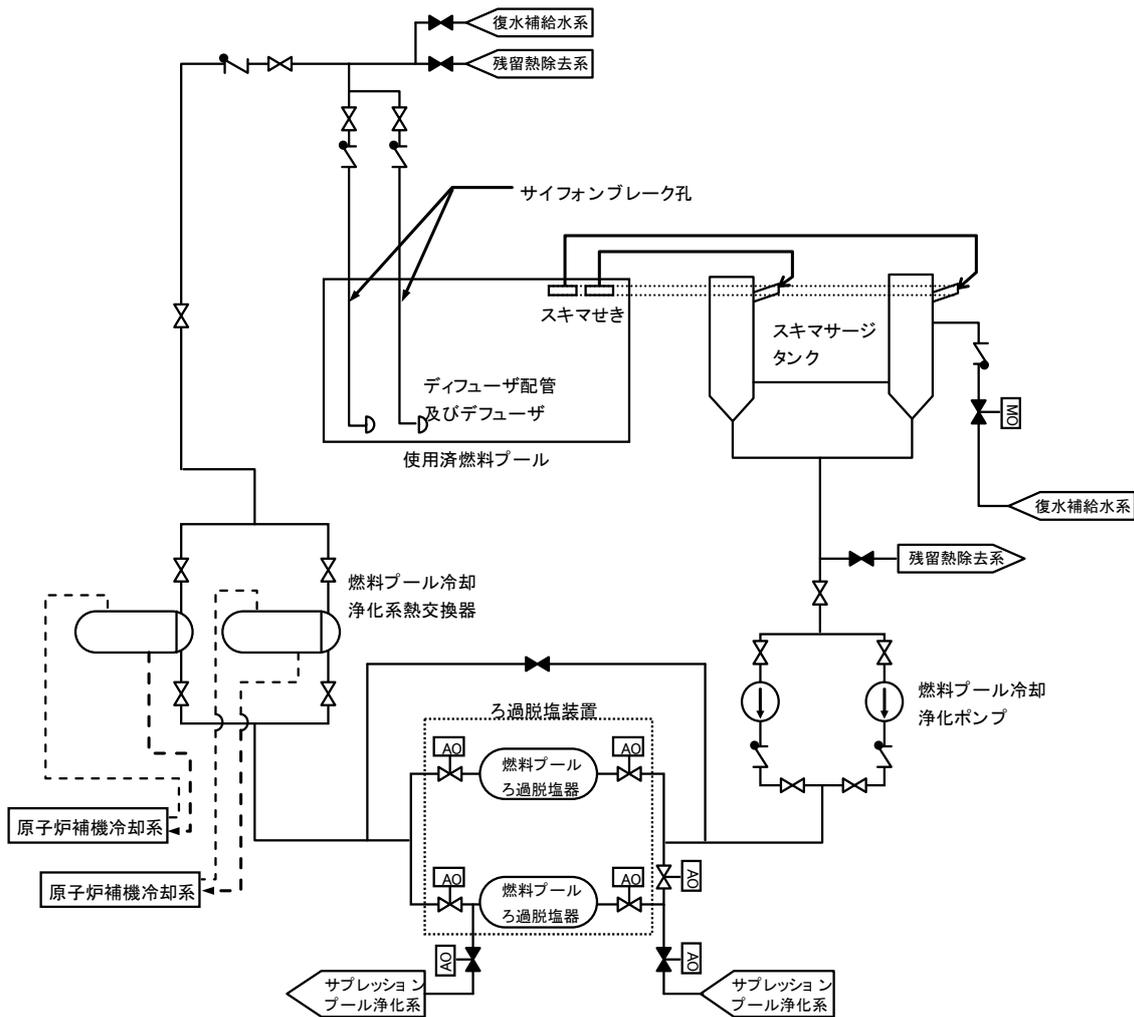


図1 燃料プール冷却浄化系 系統概略図

2. サイフンブレーク孔の機器仕様

(1) サイフンブレーク孔の寸法

サイフンブレーク孔は、2本のディフューザ配管(200A)それぞれに15mmφの開口(以下、サイフンブレーク孔)としている。

(2) サイフォンブレイク孔の設置レベル

サイフォンブレイク孔の設置レベル及び使用済燃料プール内のレベルを図2に示す。サイフォンブレイク孔は通常水位より下方（6号炉：412mm，7号炉：500mm）に設置されており，使用済燃料プール水がサイフォン効果で流出した場合においても，水位低下をサイフォンブレイク孔のレベルまでで留めることが可能である。

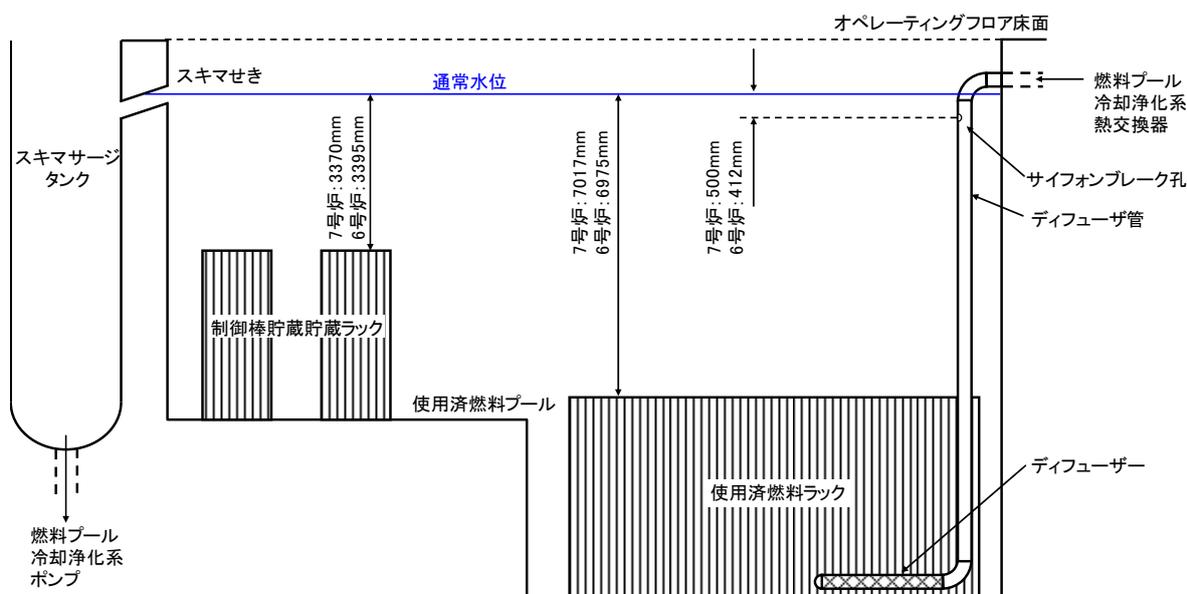


図2 使用済燃料プール内のレベル相関図

(3) サイフォン現象発生時の想定流出量

サイフォン現象が発生し，サイフォンブレイク孔まで水位が低下すると，サイフォンブレイク孔から空気を吸込み，配管頂部に空気が溜まり両側の配管内の水に力が伝わらなくなりサイフォン現象が破れる。（図3参照）

サイフォンブレイク孔の寸法を保守的に 13mm φ，サイフォン現象が破れるまでの時間をサイフォンブレイク孔から吸込んだ空気が頂部を満たすまでとし，想定破断配管を燃料プール冷却浄化系に接続する最大の残留熱除去系配管の全周破断とした場合，6号炉及び7号炉でのサイフォン現象発生時の想定流出量は表1の通りとなる。

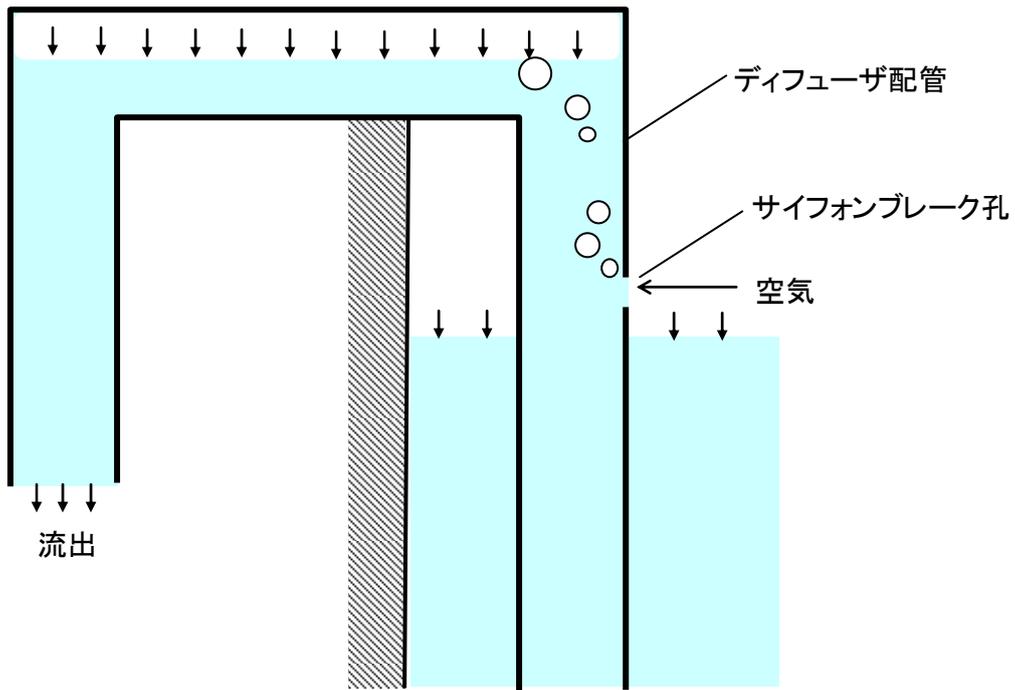


図3 サイフォン現象発生時の概念図

表1 サイフォン現象発生時の想定流出量

	流出量	ブレイクまでの時間	ブレイク時の水位
6号炉	797.7m ³ /h	12.47sec	通常水位-423mm
7号炉	765.6m ³ /h	3.32sec	通常水位-503mm

(4) 想定被ばく線量率

使用済燃料プール水が流出した場合の、オペレーティングフロア上の被ばく線量評価結果を図4に示す。図4より、使用済燃料プール水が通常水位より約1 m 低下した場合においてもオペレーティングフロア上の雰囲気線量率は0.01mSv/h 以下となることから、使用済燃料プールはサイフォン現象が発生した場合においても十分な遮へい水位を確保することが可能である。

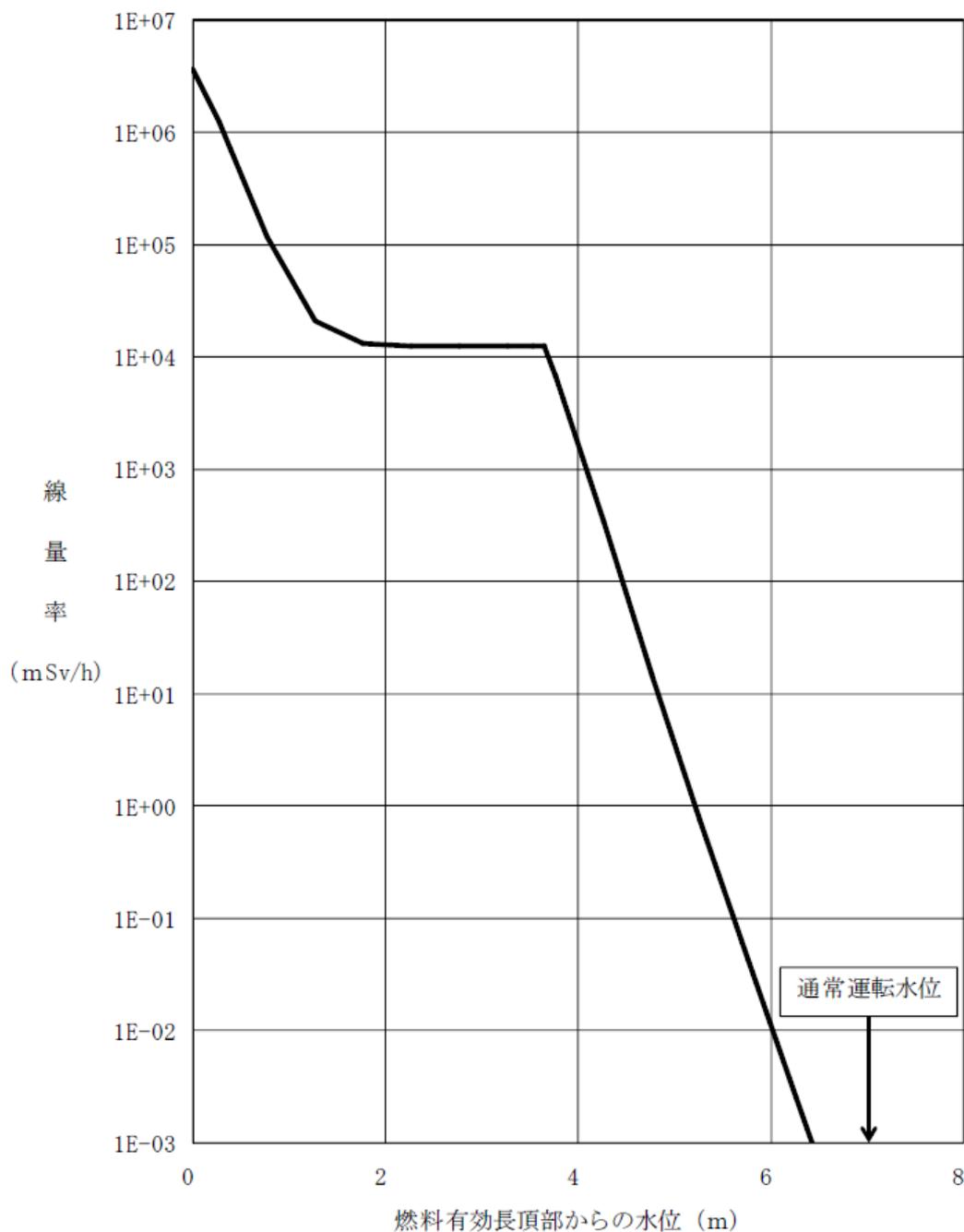


図4 オペレーティングフロア上での被ばく線量率

3. サイフンブレイク孔の健全性について

(1) 配管強度への影響について

ディフューザ配管は、設計・建設規格、JSME S NC1-2012 におけるクラス 3 配管に該当する。クラス 3 配管への穴補強の適用の条件は PPD-3422 より、「(1)平板以外の管に設ける穴であって、穴の径が 64mm 以下で、かつ、管の内径の 4 分の 1 以下の穴を設ける場合」に該当することから、穴の補強が不要と規定されており、設計上サイフンブレイク孔設置がディフューザ配管強度へ与える影響はない。

また、当該配管は耐震 S クラスで設計されていることから、十分な耐震性を有している。

(2) 人的要因による機能阻害について

サイフンブレイク孔は、操作や作動機構を有さない開口のみであることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、使用済燃料プール水のサイフン効果による流出が発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、サイフンブレイク孔レベルまで水位低下することで自動的にサイフン効果を止めることが可能である。

(3) 異物による閉塞について

使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩器」により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフンブレイク孔の閉塞を防止することが可能である。

- ・プール水面上の空気中からの混入物
- ・プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
- ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
- ・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
- ・プール洗浄後の残留化学洗浄液またはフラッシング水

a. スキマサージタンクによる異物除去について

スキマサージタンクには、20mm×100mm の異物混入防止ストレーナが設置されており、使用済燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。

b. ろ過脱塩器による異物除去について

ろ過脱塩器は、カチオン樹脂とアニオン樹脂及びイオン交換樹脂により燃料プール水を浄化する設備である。

このろ過脱塩器の出口側には樹脂の流出を防止するために出口ストレーナが設置されている。出口ストレーナのエレメントは 24×110 メッシュ（通過粒子径約 150 μ m 程度）であり、サイフンブレイク孔の寸法 15mm ϕ を閉塞させるような不純物の除去が可能である。

c. 使用済燃料プールの巡視について

使用済燃料プールは、当直員により、1 回／1 日の巡視をすることとなっており、サイフンブレイク孔を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見・除去することにより、異物による閉塞を防止すること

が可能である。

(4) 落下物干渉による変形

サイフォンブレイク孔は図4に示す通り、配管鉛直部に設けられており、落下物が直接干渉することはなく、サイフォンブレイク孔が変形して閉塞することは考えにくい。

4. サイフォンブレイク孔の健全性確認方法について

サイフォンブレイク孔については、定期的なパトロール（1回/週）を実施し、目視により穴の閉塞がないことを確認する。

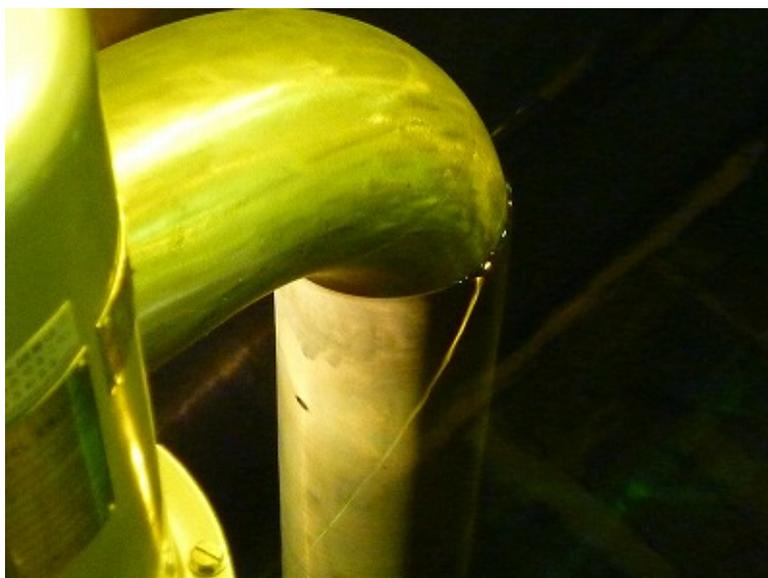


図4 サイフォンブレイク孔の設置状況

以上

18. 配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合

想定事故2の「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失」として、配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合を想定した場合についても評価を実施した。

1. 想定事故 2（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定事故 2（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

特徴や基本的な考え方は「4.2 想定事故2」に示す評価と同様であり、使用済燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象による使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、かつ、使用済燃料プール水の補給にも失敗して使用済燃料プールの水位が低下する事象を想定する。

漏えいはサイフォンブレイク孔により停止し、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水によって、使用済燃料等から発生する放射線の遮へいを確保するとともに、使用済燃料の著しい燃料損傷の防止を図る。

(2) 燃料損傷防止対策

対策の概略系統図を図1に、手順の概要を図2に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表1に示す。

想定事故2（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）における事象発生10時間までの6/7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室において監視・指示を行う当直長1名(6/7号炉兼任)、当直副長2名[※]、運転員9名、緊急時対策要員(現場)14名の合計26名である。

必要な要員と作業項目について図3に示す。

各操作の概要は「4.2 想定事故2」に示す評価とほぼ同様であり、サイフォンブレイク孔により漏えいは停止するため、隔離操作は燃料損傷の防止対策ではなくなるものの、実作業として漏えい箇所の調査や隔離は実施するため、考慮する。

また、保有水が「100℃」に到達する時間は事象発生から約7時間後となる。

※ 停止中のプラントを含む体制は、必ず「当直副長2名」ではなくケースによっては「当直副長1名、運転員1名」の場合もある。

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本想定では残留熱除去系配管の全周破断形成後、サイフォン現象によって、使用済燃料プールの水は漏えいし、使用済燃料プール水温上昇、沸騰及び蒸発により、水位が放射線の遮へいが維持される水位まで低下する時間を適切に評価する。

なお、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が復旧することも考えられるが、これにより

事故状態が収束するしないにかかわらず、水位が低下するまでの時間余裕は大きくなることから、評価においては考慮しないものとする。

(2) 有効性評価の条件

想定事故 2（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）に対する初期条件も含めた主要な解析条件を表 2 に示す。また、主要な解析条件を、以下に示す。

a. 初期条件

(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温

使用済燃料プールの初期水位は通常運転水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと原子炉ウェルの上に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の 65℃とする。

(b) 崩壊熱

使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後 10 日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。このときの使用済燃料の崩壊熱は約 11MW である。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として、使用済燃料プールの冷却系及び補給水系の機能喪失を想定する。

(b) 配管破断の想定

使用済燃料プールの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象として、残留熱除去系配管の最大内径の配管の全周破断を想定する。

(c) サイフォン現象による漏えい量

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については、全開での固着を想定し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を仮定する。このときの使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい量は約 800m³/h となる。

(d) 外部電源

外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

使用済燃料プールへの注水流量

使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ 1 台を用いた燃料プール代替注水系（可搬型）によって実施する。可搬型代替注水ポンプの容量は約 80m³/h とする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給は、事象発生12時間後から開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

使用済燃料プール水位の変化を図4に、使用済燃料プール水位と線量率の評価結果を図5に示す。

a. 事象進展

残留熱除去系配管の全周破断発生後、サイフォン現象によって、使用済燃料プールの水は漏えいし、使用済燃料プールの水位は低下する。スキマせきを越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。サイフォン現象による漏えいはサイフォンブレイク孔の効果により、約10分後に停止する。一方、使用済燃料プールの水位低下分を補給するため、補給水系による水の補給準備を行い、補給水系が使用不可能な場合、燃料プール代替注水系(可搬型)による注水の準備を行う。

使用済燃料プールへの注水が開始されるまで、使用済燃料プールの水温は約5°C/hで上昇し、事象発生から約7時間後に100°Cに達することとなる。その後、蒸発により使用済燃料プールの水位は低下し始めるが、事象発生から12時間経過した時点で可搬型代替注水ポンプ1台を用いた燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水を開始することによって、水位は回復する。

その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を可搬型代替注水ポンプ1台を用いた燃料プール代替注水系(可搬型)により使用済燃料プールに補給する。

b. 評価項目等

使用済燃料プール水位の時間変化を図4に示すが、水位は通常運転水位から約0.9m下まで低下することとなり、燃料有効長頂部は冠水している。保有水の温度については約7時間で沸騰し、その後100°C付近で維持される。

また、図5に示すとおり、通常運転水位から約0.9mの水位での線量率は約 1.0×10^{-2} mSv/h以下であり、この水位において放射線の遮へいは維持されている。

なお、使用済燃料プールは燃料が冠水状態の場合、臨界未満とする設計であることから、未臨界は維持される。

事象発生から12時間後から崩壊熱相当の注水が実施されるため安定状態となる。

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故2(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)は、サイフォンブレイク孔による漏えいの停止及び燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作により、使用済燃料プールの水位回復及び水位低下の抑制を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運

転員等操作は、燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表3に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、柏崎刈羽原子力発電所7号炉を代表として原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。

影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱、初期水位及び初期水温の変動を考慮した場合、使用済燃料プール内の水の温度が変動するが、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作は、使用済燃料プールの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

破断箇所・状態の想定及び逆流防止用の逆止弁の状態については、配管の全周破断、逆止弁全開固着と想定した場合は漏えい量が多くなり、漏えい箇所隔離操作までの時間余裕が短くなる。ただし、サイフォン現象の継続防止用のサイフォンブレイク孔による漏えい停止を考慮した場合は隔離操作が不要となる以外の事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

崩壊熱の想定は、燃焼度の保守性等により評価条件での想定より小さくなることが考えられるが、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は1日以上(10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日、7号炉 約1.2日)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上(6号炉 約3.6日、7号炉 約3.7日)と長時間を要するため影響はない。

初期水温は評価値より低くなることが考えられるが、同様の考えにより影響はない。

初期水位は通常運転水位を設定しているが、その変動を考慮した場合であってもサイフォンがブレイクする位置はサイフォンブレイク孔付近となるため、放射線の遮へいを維持できる水位まで水位低下の時間や燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間には影響しない。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

図3に示すとおり、燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作を実施する要員は、前後に他の操作がないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作は、評価上の操作開始時間に対して、運

用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなることが考えられる。この場合、注水操作に対して放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は1日以上(10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日, 7号炉 約1.2日)と操作に対して十分な時間余裕をもつことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作について、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は1日以上(10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日, 7号炉 約1.2日)であり、操作に対して十分な時間余裕を確保できる。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件、操作条件が運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に対する十分な余裕時間を確保でき、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが分かった。

4. 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故2(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)において6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時において必要要員は、「1(2)燃料損傷防止対策」に示すとおり26名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の47名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故2(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)において、水源、燃料及び電源の資源について以下のとおりである。「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水については、7日間の対応を考慮すると、合計約3,200m³必要となる。防火水槽及び淡水貯水池で合計約18,100m³の水量を保有しており、12時間以降に淡水貯水池から防火水槽への給水を行うことで、防火水槽を枯渇させることなく防火水槽を水源とした注水が可能となることから、7日間の継続実施が可能である。なお、防火水槽への補給の開始を12時間としているが、これは、可搬型設備の使用を12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。

b. 燃料

非常用ディーゼル発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約750,960Lの軽油が必要となり、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約6,048Lの軽油が必要となる。(合計 約757,008L)

軽油タンクで軽油約 1,020,000L(発電所内で軽油約 5,344,000L)の使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水について、7日間の継続が可能である。

c. 電源

外部電源は事象発生と同時に喪失するが、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

5. 結論

想定事故 2 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合) では、使用済燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象による使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、かつ、使用済燃料プール水の補給にも失敗して使用済燃料プールの水位が低下することが特徴である。想定事故 2 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合) に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた使用済燃料プールへの注水を整備している。

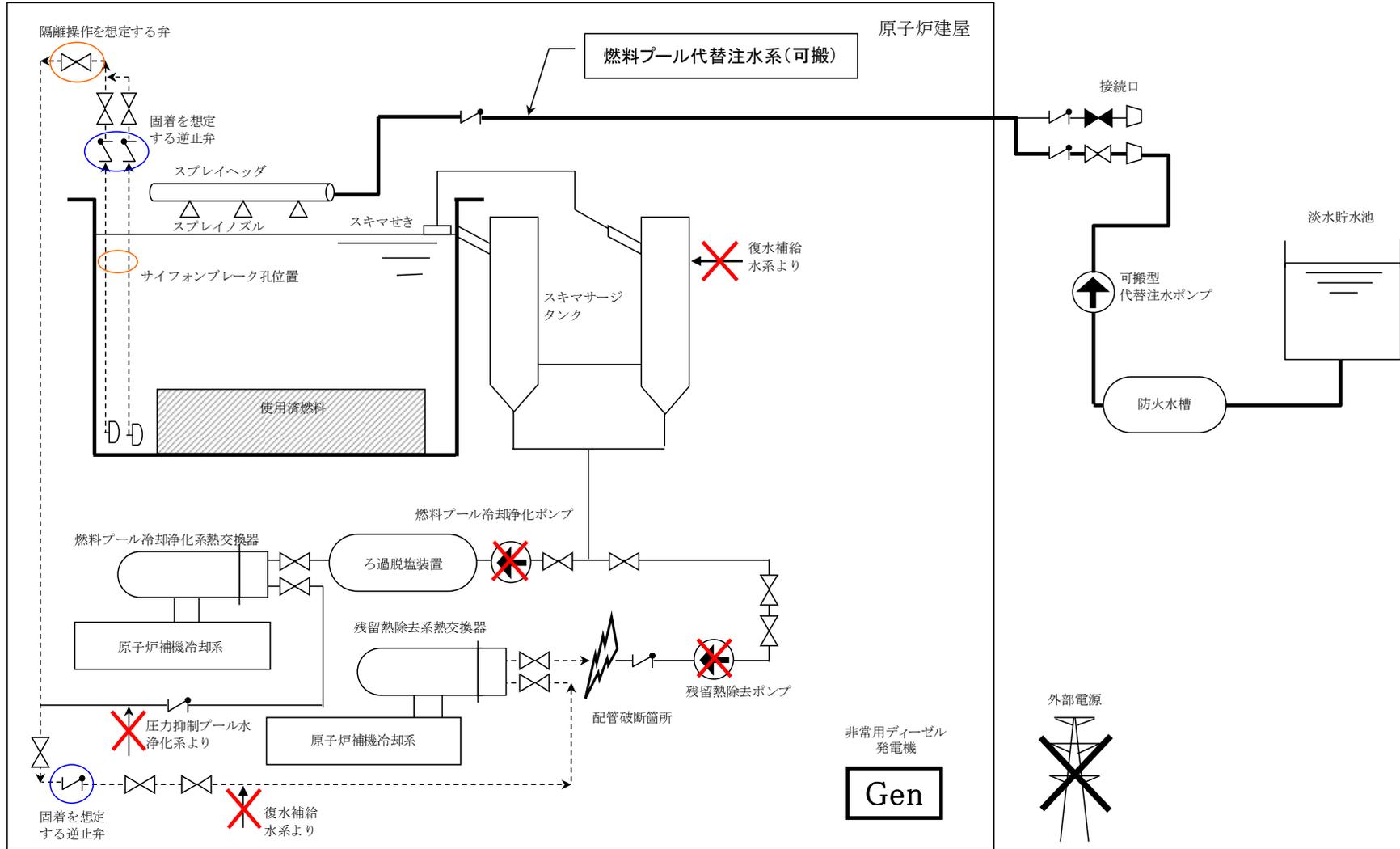
想定事故2 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合) について有効性評価を行った。

上記の場合においても、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた使用済燃料プールへの注水を実施することにより、使用済燃料プールの水位を回復させ維持することができ、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部は冠水を維持し、放射線の遮へいが維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができる。また、長期的には安定状態を維持できる。

重大事故等対策時に必要な要員は、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、燃料損傷防止対策は、想定事故2 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合) に対して有効である。



重大事故対策概要図
(可搬型代替注水ポンプ)

図1 想定事故2の重大事故対策の概略系統図
(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)

プラント前提条件
 ・プラント停止後10日目
 ・全燃料取り出し・プールゲート閉
 ・非常用ディーゼル発電機(B)点検中
 ・残留熱除去系(A)最大熱負荷モード運転中
 ・残留熱除去系(B)点検中
 ・残留熱除去系(C)原子炉停止時冷却モード待機中(原子炉圧力容器水抜き準備)
 ・燃料プール冷却浄化系運転中

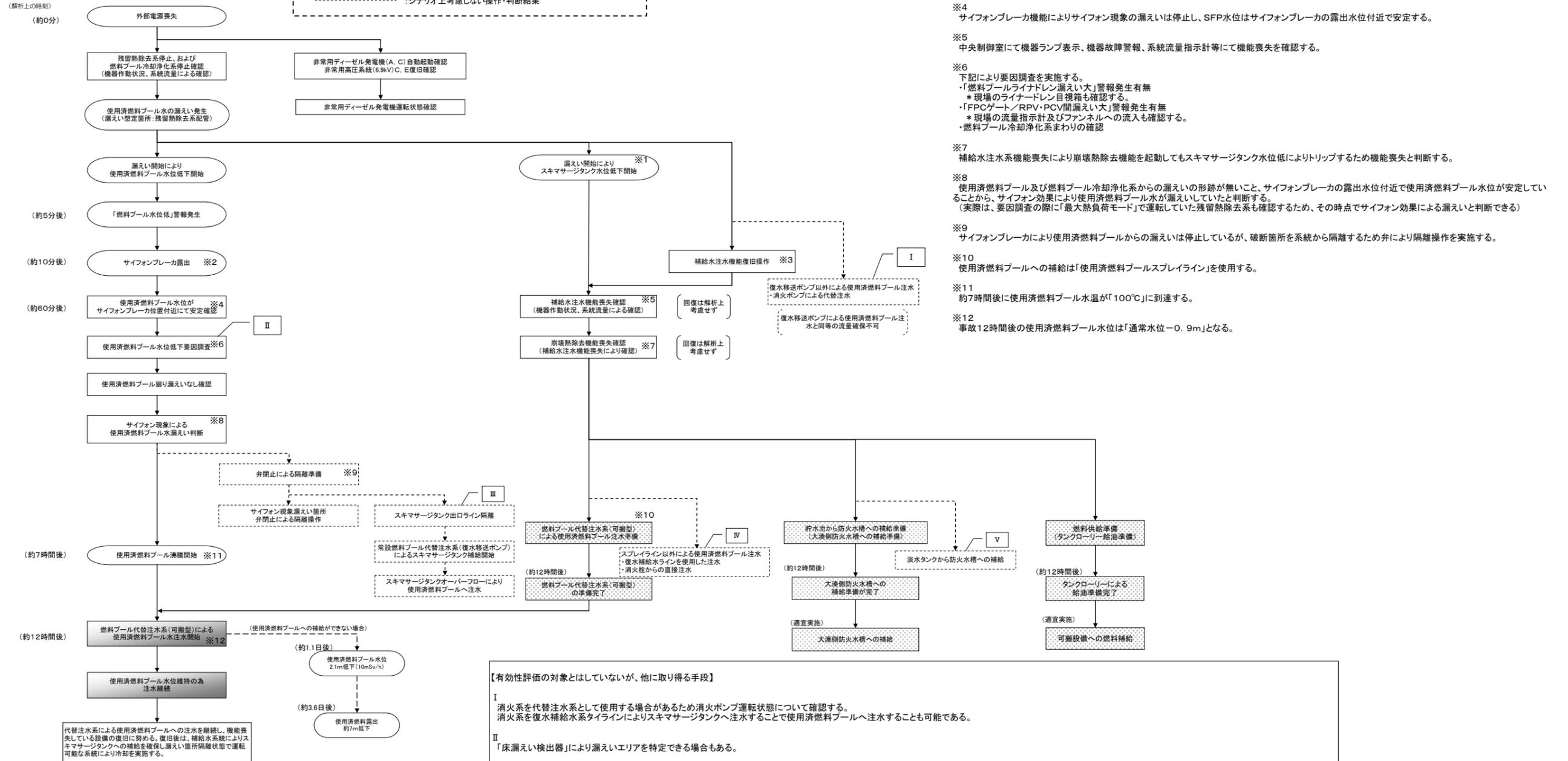
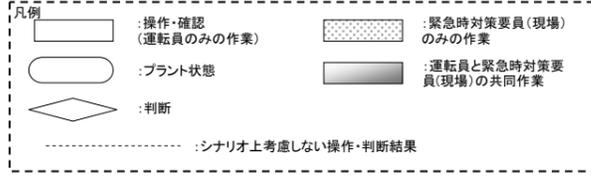


図2 想定事故2時の対応手順の概要
 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)

想定事故2 (サイフォン現象等によるプール水の小規模な喪失)

事故想定 7号炉にて本事故発生 6号炉は運転中であり、「全交流動力電源喪失」事故発生	実施箇所・必要人員数			操作の内容	経過時間 (分) / 経過時間 (時間)													備考	
	運転員 (中操)	運転員 (現場)	重大事故等 対策要員		30	60	90	120	150	7	8	9	10	11	12	13			
操作項目	7号			操作の内容	事象発生 ▼ 約5分 「燃料プール水位低」警報発生 ▼ プラント状況判断 ▼ 約10分 サイフォンブレイクにより漏えい停止 ▼ 約60分 補給水注水機能 喪失確認、崩壊熱除去機能 喪失確認 ▼ 約150分 漏えい箇所隔離 ▼ 約7時間 使用済燃料プール水温100℃到達 ▼ 約12時間 補給開始														
状況判断	1人 A	-	-	・外部電源喪失確認 ・使用済燃料プール冷却系停止確認 (燃料プール冷却浄化ポンプ、残留熱除去ポンプ) ・非常用ディーゼル発電機自動起動確認 ・スキマサージタンク水位低下確認 ・使用済燃料プール水位低下確認	10分	適宜実施													
使用済燃料プール補給水系復旧作業 (解析上巻巻せず)	-	-	-	・使用済燃料プール補給水系 機能回復 (復水補給水系)	適宜実施													対応可能な要員により、対応する。	
使用済燃料プール水位低下要因調査	1人 A	-	-	・警報確認	5分	適宜実施													
	-	2人 O,D	-	・現場移動 ・現場確認	60分	適宜実施													
サイフォン現象等による使用済燃料プール水流出 箇所隔離	1人 A	-	-	・電動弁の隔離	10分	適宜実施													
	-	2人 O,D	-	・現場移動 ・原子炉建屋2階 弁室での弁操作	30分	適宜実施													
消防車による防火水槽から使用済燃料プールへの 補給	-	-	2人	・消防車を用いた使用済燃料プール補給準備 (消防車移動、ホース敷設(防火水槽から消防車、消 防車から接続口)、ホース接続) ・消防車を用いた使用済燃料プール補給	60分	適宜実施													
貯水池から大渠側防火水槽への補給	-	-	2人 (号機共通)	・現場移動 ・貯水池～防火水槽への系統構成、ホース水張り ・貯水池から防火水槽への補給	90分	適宜実施													
燃料供給準備	-	-	2人 (号機共通)	・軽油タンクからタンクローリーへの補給	90分	適宜実施													タンクローリー残量に応じて適宜軽 油タンクから補給
燃料給油作業	-	-	-	・消防車への給油	適宜実施														
必要人員数 (7号炉) 合計	1人 A	2人 O,D	6人																
必要人員数 (6号炉) 合計	2人 A,B	4人 C,D,E,F	8人 (その他参集13人)	*6号炉は「全交流動力電源喪失」事故想定 *号機共通要員含めず															

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

原子炉運転中における使用済燃料プールでの事故を想定した場合、原子炉における重大事故の対応と使用済燃料プールにおける重大事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く(運転開始直後を考慮しても燃料プールの保有水が100℃に到達するまで 1.5日以上)、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。

図3 想定事故2の作業と所要時間
(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)

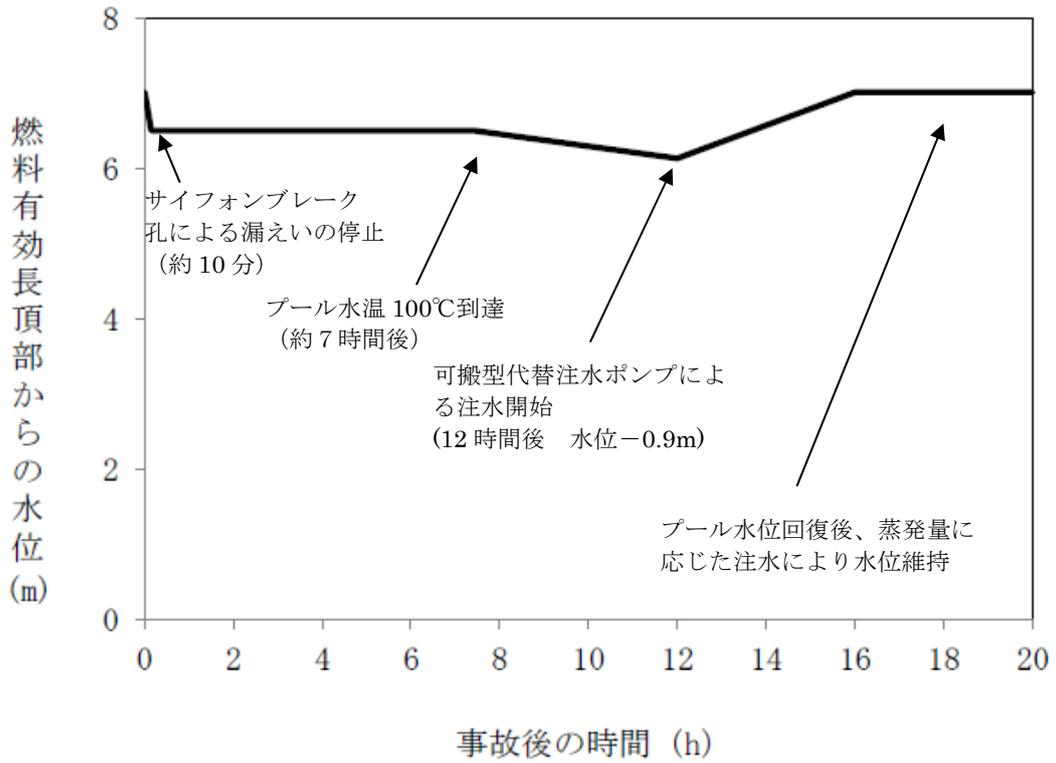


図4 想定事故2における使用済燃料プール水位の変化の推移 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)

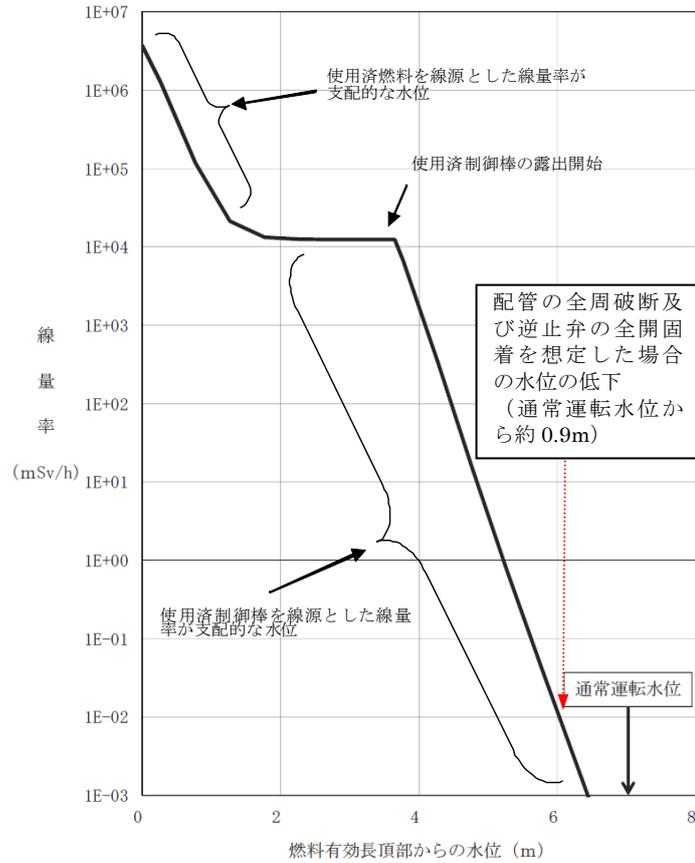


図5 使用済燃料プール水位と線量率 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)

表1 想定事故2における重大事故等対策について（配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合）

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料プール水位低下確認	外部電源喪失により、使用済燃料プールの冷却系が停止すると同時に使用済燃料プールの冷却系配管からの漏えいが発生し、サイフォン現象により使用済燃料プール水位は低下する。	—	—	使用済燃料プール水位計 使用済燃料プール監視カメラ
使用済燃料プールの補給水系機能喪失及び冷却系機能喪失	使用済燃料プール又はスキマサージタンクの水位が低下するため、補給水系による使用済燃料プールへの補給準備を行う。しかし、外部電源喪失により停止した復水移送ポンプの起動に失敗し使用済燃料プールの補給水系が機能喪失する。使用済燃料プールの補給水系が機能喪失することにより、スキマサージタンクへの補給ができないため、使用済燃料プールの冷却系の再起動が不可能となり機能喪失する。	—	—	使用済燃料プール水温度計 使用済燃料プール水位計 使用済燃料プール監視カメラ
使用済燃料プール漏えい隔離	使用済燃料プール又はスキマサージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを認知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいでは無いことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の手動弁を閉止することで隔離が完了する。	—	—	使用済燃料プール水位計 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プール水温度計 燃料取替エリア放射線モニタ
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給	燃料プール代替注水系(可搬型)の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。	—	可搬型代替注水ポンプ	使用済燃料プール水位計 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プール水温度計 燃料取替エリア放射線モニタ

表2 主要解析条件(想定事故2(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合))(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約 2,214m ³ ※1	保有水を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定
	使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位	通常運転水位を設定
	使用済燃料プールの水温	65℃	保安規定の運転上の制限値
	燃料崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後10日※2)で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN 2 を用いて算出

※1 記載の値は7号炉の値である。6号炉の使用済燃料プールの保有水量は7号炉とほぼ同様であるため、評価は7号炉の値を使用する。

※2 柏崎刈羽原子力発電所1号炉から7号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約3日および全燃料取り出しの最短時間約7日を考慮して原子炉停止後10日を設定。

表 2 主要解析条件(想定事故 2 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合))(2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系、圧力抑制プール浄化系等の機能喪失を設定
	配管破断の想定	残留熱除去系配管の全周破断	残留熱除去系配管の全周破断を想定
	サイフォン現象による漏えい量	約 800m ³ /h	サイフォン防止用の逆止弁が機能せず、全開で固着し、かつ配管が全周破断することでサイフォン現象による保有水の流出が発生する
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
重大事故等対策に関連する機器条件	使用済燃料プールへの注水流量	80m ³ /h	設備の設計を踏まえて設定
重大事故等対策に関連する操作条件	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給	事象発生から 12 時間後	当社の可搬型設備に対するフェーズドアプローチの考え方(事故発生後の対策を事故発生からの経過時間をフェーズに分類し、各フェーズで用いる人員、資機材に課する要件について、時間余裕や代替可能性の観点から具体的な対応を設定しておく方針)に基づき設定 異常の認知遅れ(警報発生等がなく異常に気づきにくい事象)等を考慮しても設備に期待できる時間として設定

表3 評価条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（1／3）

項目	評価条件（初期、事故及機器条件）の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響	
	評価条件	最確条件				
初期条件	燃料崩壊熱	約 11MW	取り替え燃料毎	原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料とそれ以前に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料プールの貯蔵ラックの容量の最大数となるように保管した状態を設定。 炉心燃料の冷却期間については過去の実績より取出期間が最も短い10日を想定。 崩壊熱の計算に当たっては、ORIGEN2を用いて算出。	燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、崩壊熱や燃料プール水の初期水温、初期水位、プールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件では評価条件で設定している崩壊熱より小さな値となることが考えられ、使用済燃料プール内の水の温度上昇は緩やかになるが、放射線の遮へいを維持できる水位まで水位が低下する時間は1日以上（10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日、7号炉 約1.2日）、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上（6号炉 約3.6日、7号炉 約3.7日）と長時間を要するため影響は小さい。
	事象発生前使用済燃料プール水温	65℃	取り替え燃料毎	保安規定の設定値である65℃を設定。	最確条件では評価条件で設定している使用済燃料プールの水温より低くなることが考えられるが、評価条件であっても放射線の遮へいを維持できる水位まで水位が低下する時間は1日以上（10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日、7号炉 約1.2日）、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上（6号炉 約3.6日、7号炉 約3.7日）と長時間を要するため影響は小さい。なお、自然蒸発による水位低下も考えられるが、沸騰による水位低下と比べて僅かであり、また、評価で保有水の密度は100℃の値を用いている。	
	事象発生前の燃料プールの水位	通常運転水位	通常運転水位付近	設計値を設定。	評価条件の初期水位は通常運転水位を設定しているが、その変動を考慮した場合であってもサイフォンがブレイクする位置はサイフォンブレイク孔付近となるため、放射線の遮へいを維持できる水位まで水位低下の時間や燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は影響ない。	
	プールゲートの状態	プールゲート閉鎖（原子炉ウェル及びD/Sピット、キャスクピットの保有水量を考慮しない）	プールゲート開放（原子炉ウェル及びD/Sピット、キャスクピットの保有水量を考慮）	全炉心燃料取出直後であるため、プールゲートは開放されていることが想定されるが、保守的に原子炉ウェル及びD/Sピット、キャスクピットの保有水量を考慮しない状態を想定。	プールゲートが開放されている場合を想定した場合、保有水量は2倍程度となり、保有水量温度上昇や蒸発による水位の低下速度は緩和される。 ただし、現在の想定であっても放射線の遮へいを維持できる水位まで水位が低下する時間は1日以上（10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日、7号炉 約1.2日）、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上（6号炉 約3.6日、7号炉 約3.7日）と長時間を要するため影響は小さい。	

表3 評価条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（2／3）

項目	評価条件（初期、事故及機器条件）の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響	
	評価条件	最確条件				
事故条件	破断箇所・状態の想定	残留熱除去系配管の全周破断	事故毎に変化	サイフォン現象による漏えい速度が大きくなる破断を想定	燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、漏えい量に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失や水位低下による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	破断面積が小さい場合は漏えい量が少なくなるが、サイフォンブレイク孔により漏えいが停止するため、事象進展に影響はなく、評価項目パラメータに与える影響はない。
	逆流防止用の逆止弁の状態	逆止弁の全開固着	事故毎に変化	サイフォン現象による漏えい速度が大きくなる逆止弁の機能喪失を考慮	燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、漏えい量に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失や水位低下による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	弁の開口面積が小さくなると漏えい量が少なくなるが、サイフォンブレイク孔により漏えいが停止するため、事象進展に影響はなく、評価項目パラメータに与える影響はない。
	サイフォン現象の継続防止用のサイフォンブレイク孔の考慮	考慮する	考慮する	新たにサイフォン現象による漏えいの継続防止用に設置したサイフォンブレイク孔を考慮	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プール冷却機能喪失及び注水機能喪失	使用済燃料プール冷却機能喪失及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び補給水機能が喪失しているものとして設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	事故毎に変化	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表3 評価条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（3／3）

項目		評価条件（初期、事故及機器条件）の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
		評価条件	最確条件			
	燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールへの注水流量	最大 80m ³ /h	80m ³ /h 以上	可搬型代替注水ポンプの設計流量を基に設定	燃料プール代替注水系（可搬型）による注水操作は、注水流量を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件で設定している燃料プール代替注水系（可搬型）による注水流量は崩壊熱に相当する保有水の蒸発速度（最大 19m ³ /h）より大きく、注水操作開始以降の流量であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表4 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ				評価設定の考え方	要因の配置による他の操作に与える影響	評価項目パラメータに与える影響	操作時間余裕	
	評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等		解析コードの不確かさによる影響	評価条件(操作条件を除く)の不確かさによる影響					
	評価上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間							
操作条件	燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作	事象発生から12時間後	事象発生から12時間以内	解析コードは使用していないため対象外（評価式では、放熱や給水の顕熱を考慮しておらず、それらを考慮した場合は評価パラメータや操作時間余裕が長くなる。）	当該操作は使用済燃料プールの水温、水位等を起点とするものではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。一方、異常の認知遅れ、対応開始時間が遅れる場合も考えられるが、水位・水温は1時間おきにパラメータ監視を行っていることからこれ以上の認知遅れが生じることはなく、右項にて示す操作時間余裕に十分に含まれる。	当社の可搬型設備に対するフェーズドアプローチの考え方(事故発生後の対策を事故発生からの経過時間をフェーズに分類し、各フェーズで用いる人員、資機材に課する要件について、時間余裕や代替可能性の観点から具体的な対応を設定しておく方針)に基づき設置。	当該操作を実施する要員は、前後に他の操作がないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	注水開始が早くなった場合、水位の低下量は少なくなる。しかし、事象発生から13時間後の注水であっても、水位の低下は約0.9m程度であり、線量率は 1.0×10^{-1} mSv/h以下であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	当該操作に対する時間余裕は、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間が1日以上(10mSv/hの場合 6号炉 約1.1日、7号炉 約1.2日)、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間が3日以上(6号炉 約3.6日、7号炉 約3.7日)であり、事故を検知して注水を開始するまでの12時間以内は十分な時間余裕を確保できる時間である。

安定停止状態について

想定事故 2 (サイフォン現象等による使用済燃料プールの冷却水の喪失 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着)) の安定停止状態については以下のとおり。

水位及び温度が安定した状態：

注水や漏えい箇所の隔離により水位が回復・維持され、燃料の冠水、放射線遮へい及び未臨界が維持され、保有水の温度が安定した状態

使用済燃料プールの水位、温度安定状態への確立について

図 4 に示すとおり、事象開始直後に保有水の漏えいによる水位低下が発生するが、約 10 分後にサイフォンブレイク孔の効果により漏えいは停止する。冷却機能の喪失により事象発生から約 7 時間後に除熱機能喪失による沸騰が開始され、蒸発による水位低下が開始するが、12 時間後に燃料プール代替注水系 (可搬型) を用いた注水を実施することで水位の回復、維持ができるため、その状態を水位及び温度が安定した状態とした。

その他

燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水を継続し、残留熱除去系や燃料プール冷却浄化系の復旧に努める。復旧後は、補給水システムによりスキマサージタンクへの補給を実施し、使用済み燃料プールの保有水をこれらの除熱系で冷却することで、注水を実施しなくても安定状態が維持される。

7 日間における水源の対応について(想定事故 2 (配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合))

○水源

防火水槽：約 100m³

淡水貯水池：約 18,000m³

○水使用パターン

①可搬型代替注水ポンプでの使用済燃料プールの注水

最大流量 80m³/h で事故発生後 12 時間以降運転する。

プール水位回復後、水位を維持出来るよう崩壊熱相当 (最大 19m³/h) の注水を実施する。

②淡水貯水池から防火水槽への移送

12 時間後から、淡水貯水池から防火水槽へつながる配管の弁を操作することで必要な水量を防火水槽へと補給ができる。

○時間評価

淡水貯水池から防火水槽への移送は可搬型代替注水ポンプによる注水量と等しい量を移送出来るため、注水継続に必要な防火水槽の水を維持できる。

○水源評価結果

事故後 12 時間後からプール水位回復する 15 時間までは 80m³/h で注水を行い、その後 19m³/h で注水を実施するため、7 日間では合計約 3200m³ の水量が必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。

(約 80m³/h×(15h-12h)+19m³/h×(168h-15h)≒3200m³)

7 日間における燃料の対応(想定事故 2(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合))

プラント状況:6号炉運転中。1~5,7号炉停止中。

事象:想定事故 2(配管の全周破断及び逆止弁の全開固着を想定した場合)は7号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震棟等、プラントに関連しない設備も対象とするが、6号炉のみ非常用ディーゼル発電機起動失敗による全交流動力電源喪失を想定する。

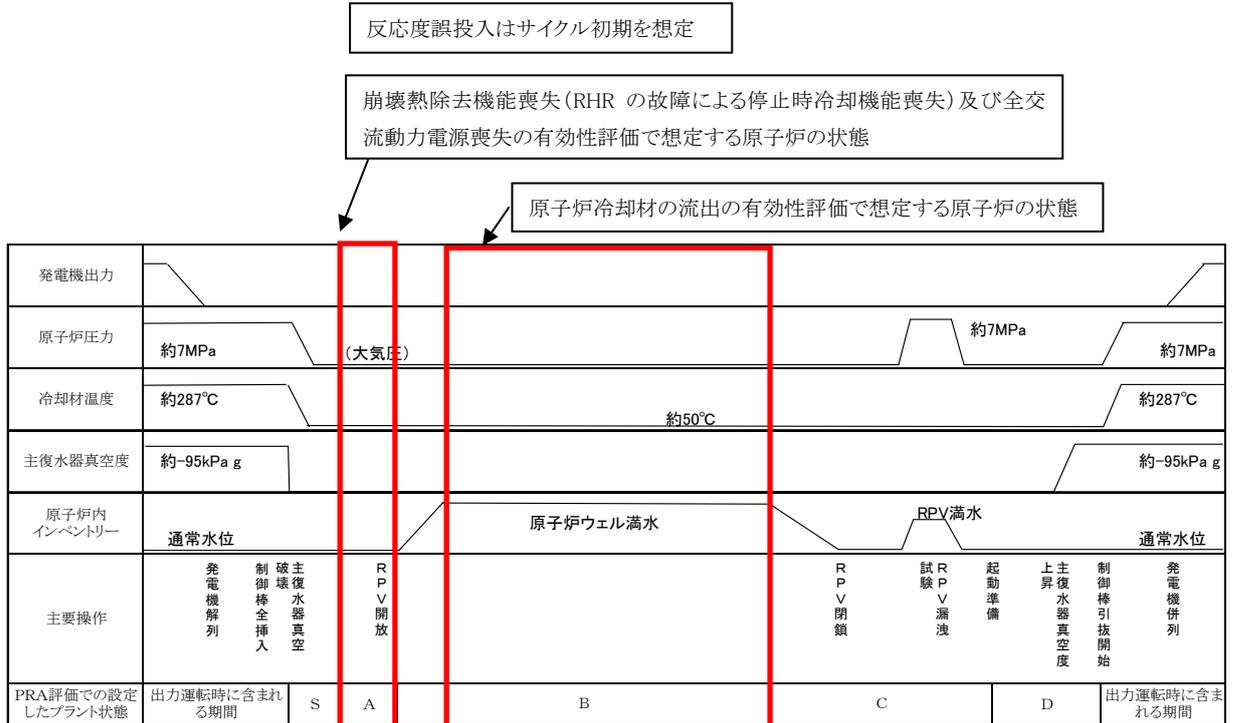
号炉	時系列		合計	判定
7号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 757,008L	7号炉軽油タンク容量は 約 1,020,000L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 3台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,490L/h×24h×7日×3台=750,960L	使用済燃料プール注水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 2台起動。 18L/h×24h×7日×2台=6,048L		
6号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 902,328L	6号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 容量(合計)は 約 1,164,000L であり、 7日間対応可能。
	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 2台起動。 18L/h×24h×7日×2台=6,048L	空冷式ガスタービン発電機 3台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,705L/h×24h×7日×3台=859,320L		
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	1号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※3 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L			
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	2号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※3 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L			
3号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	3号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※3 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L			
4号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	4号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※3 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L			
5号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 631,344L	5号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※3 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L			
その他	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 70,896L	1~7号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 残容量(合計)は 約 527,944L であり、 7日間対応可能。
	免震棟ガスタービン発電機 1台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 395L/h×24h×7日=66,360L モニタリングポスト用仮設発電機 3台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h×24h×7日×3台=4,536L			

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は2台で足りるが、保守的に非常用ディーゼル発電機3台を起動させて評価した。

※2 事故収束に必要な空冷式ガスタービン発電機は1台で足りるが、保守的に空冷式ガスタービン発電機3台を起動させて評価した。

※3 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台で足りるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

定期検査工程の概要



原子炉の状態		運転	運転→起動→高温停止	冷温停止	燃料交換	燃料交換(オーバーフロー水位付近または停止冷却系が停止しても65°C以下に保てる)	燃料交換	冷温停止	起動→運転
原子炉停止時冷却系	-	3系列動作可能	1系運転 1系待機*1	1系運転 1系待機*2	1系運転	1系運転 1系待機*2	1系運転 1系待機*1	-	
原子炉補機冷却系	3	期待されている原子炉停止時冷却系を機能する系列						3	
非常用炉心冷却系	高圧炉心注水系	2	非常用炉心冷却系の内2系列または1系列と復水補給水系1系列	-	非常用炉心冷却系の内2系列または1系列と復水補給水系1系列	非常用炉心冷却系の内2系列または1系列と復水補給水系1系列	-	2	
	低圧注水系	3						3	
	原子炉隔離時冷却系	1*3						1*3	
	自動減圧系	8*3						8*3	
格納容器スプレイ冷却系	3	3	3						
復水補給水系	SA対応として新規に2台要求	SA対応として新規に1台要求*4						SA対応として新規に2台要求	
非常用ディーゼル発電機	3	2*5						3	
GTG	SA対応として新規に1台要求								

*1 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を100°C未満に保つことができる場合を除く
 *2 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を65°C未満に保つことができる場合を除く
 *3 原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合
 *4 プールゲートが開放され、燃料プール代替注水系(可搬型)により注水機能が確保される場合を除く
 *5 複数の号炉で共用可能

図 定期検査工程の概要と保安規定上の要求設備

20. 反応度投入事象を起回事象から除外した考え方について

本PRAでは、炉心損傷の恐れのある事象として抽出した反応度投入事象（制御棒引き抜き事象を含む）について、リスク評価上の重要性は低い（発生の可能性が極めて低い事象、又は発生を仮定してもその影響が限定される事象）と判断し、評価対象の起回事象から除外した。除外の考え方について以下にまとめる。

出力運転時以外の反応度投入事象としては、1. 出力降下時及び起動時における反応度投入事象と 2. 原子炉停止中の期間における反応度投入事象が考えられる。

1. 出力降下時及び起動時における反応度投入事象

臨界又は臨界近傍時に急激に反応度が投入される事象については、設置許可申請書添付書類十^{*1}でRWMの許容する最大価値の制御棒を連続引き抜きした場合や制御棒駆動機構からRWMの許容する最大価値制御棒が分離して落下する等の仮想的かつ過酷な状況を考慮しており、判断基準を満足すること^{*2}を確認している。そのため、発生を仮定しても影響が限定される事象に分類されると判断した。

2. 原子炉停止中の期間における反応度投入事象

炉心損傷の恐れのある反応度投入事象について、図1のフォールトツリーを用いて要因分析を行った。炉心損傷は、臨界到達後にスクラム作動前に大きな反応度が投入されることで急激な出力上昇が発生し炉心損傷に至る場合、又は臨界到達後にスクラムに失敗して継続的に反応度が投入されることで出力上昇を抑えられずに炉心損傷に至る場合が考えられる。

a. 臨界に至るおそれがある事象と b. 大きな反応度投入又は継続的な反応度の投入事象の発生頻度について、以下に示す。

a. 臨界に至るおそれがある事象

臨界に至るおそれのある事象としては、①燃料の誤装荷、②機械的故障による制御棒の引抜け、および③人的過誤による誤引抜きが考えられる。

① 燃料の誤装荷

燃料の誤装荷は誤配置や燃料・制御棒の装荷順序の誤りにより、想定以上の反応度が投入されることが考えられる。これらは燃料交換が燃料取替機(FHM)により自動で装荷位置まで移動され、かつ作業員による配置の確認や燃料移動監視装置による確認や運転員による出力の監視も行われる。この事象による反応度の急激な投入は考えられないことから、これらの検知機能にも十分期待でき、発生頻度は極めて小さいものになると考える。

② 機械的故障による制御棒の引抜け

機械的故障による引抜けについては、過去に志賀1号機において制御棒の引き抜きにより臨界に至った事象がある（詳細は“*3 過去の反応度投入事象例とその対策について”に示す）。この事象についてはABWRである柏崎刈羽(KK)6, 7号機については志賀1号機と制御棒駆動機構が異なり（ABWRではFMCRD）、物理的に同様の引き抜き事象は発生しない構造となっている。

なお、志賀1号機と同じBWR-5プラントにおいても対策として、CRDポンプのインターロックの改造（ハード面）、HCU隔離時にノンリターン運転を実施しないこ

となどの安全措置の見直しや作業手順の見直し（ソフト面）を実施することにより、再発防止を図っている。

さらに、仮に志賀と同様の事象が起きた場合についても、炉心挙動解析により炉心は損傷しないことが確認されている。

以上より、機械的故障による制御棒の引抜けによる炉心損傷の可能性は極めて小さい。

③ 人的過誤による誤引抜き

制御棒の引き抜きにより臨界に至るには、燃料の誤装荷と重畳しない場合において、隣接する制御棒を2本以上引き抜く必要がある。原子炉モードスイッチの「起動」以外のモードについては、1本制御棒引抜インターロックにより2本目の制御棒（ABWRの場合異なるHCUの制御棒）引き抜きが阻止される。停止時において「起動」モードとし制御棒を2本以上引き抜く操作は「原子炉停止余裕検査」と「停止時冷温臨界試験」の場合のみである。これらの試験における過誤事象は、操作する制御棒の本数は異なるものの、その失敗確率はいずれも図2のHRAツリーで表すことができる。

(1) 原子炉停止余裕検査

原子炉停止余裕検査とは、最大価値制御棒を全引き抜きし、反応度を補正した状態(補正位置Nまで挿入)で、斜め隣接の制御棒を補正位置Nまで引き抜き、原子炉が臨界未満であることを確認する試験である。

(2) 停止時冷温臨界試験

停止時冷温臨界試験とは、炉心核熱水力学解析コードの精度向上のためのデータ蓄積を目的とする試験で、臨界判定が行われるまで、制御棒の引き抜きを行い、臨界後データ収集する。

なお、過去にKK6号機試運転時において人的過誤による制御棒の引き抜き事象が発生しているが（詳細は“*3 過去の反応度投入事象例とその対策について”に示す）、この事例に対して対策が実施されている。

b. 大きな反応度投入又は継続的な反応度の投入事象

スクラム作動前に大きな反応度が投入される事象については、反応度価値の大きな制御棒の連続引き抜きが要因として考えられるが、これらを考慮しても炉心損傷に至らないことは今回申請した設置許可申請書の反応度投入事象において評価されている。この評価においてはスクラム機能が健全であることが前提となり、スクラムに失敗する確率は図3のようになる。

c. 炉心損傷

a及びbで示したように炉心損傷のおそれのある反応度投入事象は極めて起こりにくく、その発生確率は「原子炉停止余裕検査」と「停止時冷温臨界試験」のそれぞれの場合において[]/[定期検査]程度となる。また、これらの反応度投入事象が発生した場合においても、その多くは緩和機能に期待出来るため、炉心損傷には至らない、または炉心損傷するものの、影響が限定的となる。

そのため、原子炉停止中の期間における反応度投入事象についてもリスク評価上の重要性は低いと判断できる。

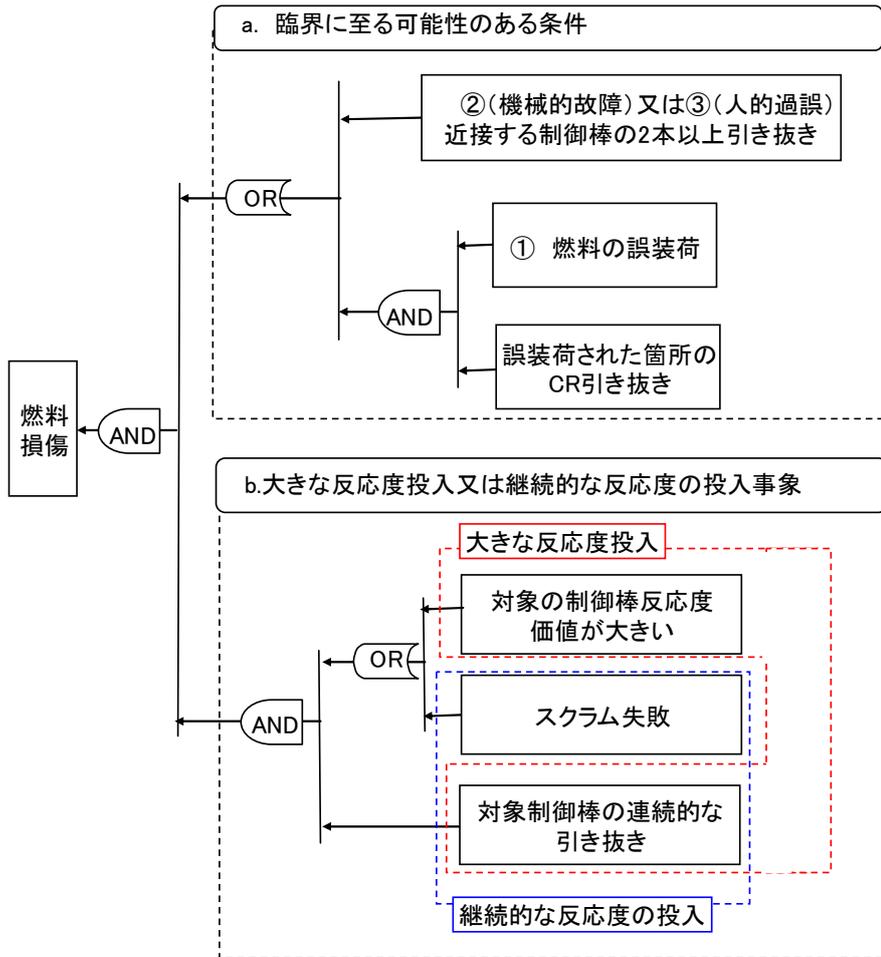
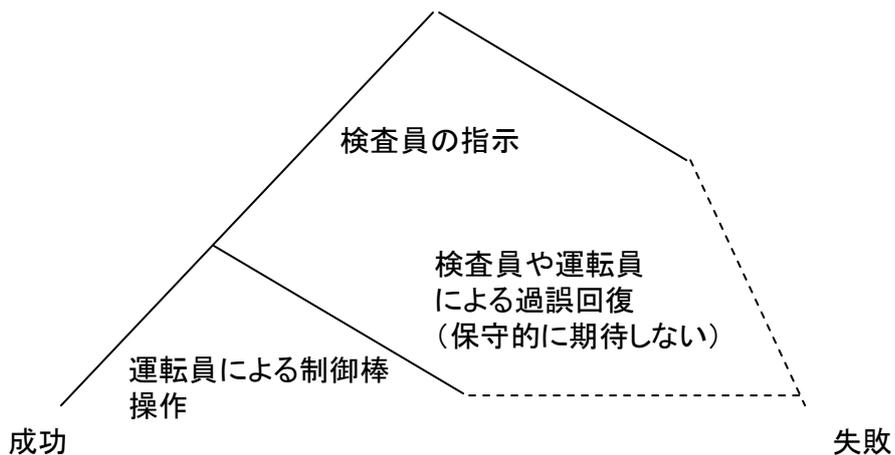


図1. 炉心燃料損傷に至る恐れのある反応度投入事象のフォールトツリー



人的過誤の種類	過誤確率(中央値)	EF	備考
検査員による指示の誤り	0.001	3	NUREG/CR-1278手順書を用いる時のオMISSIONエラー「チェック表が正しく用いられている場合の短い操作」
運転員による制御棒操作誤り	0.001	3	同上

過誤確率(平均値)	EF
2.5E-03	3

図2. 制御棒引き抜き操作時の人的過誤

スクラム失敗	スクラム失敗の種類			確率
	機械的なスクラム失敗*	核計装不良によるスクラム失敗	スクラム回路制御不良等によるスクラム失敗	
			合計	

* 冷温未臨界試験を考慮して、複数本ある制御棒(実績を考慮して 10 本)が1本でも挿入されないと失敗とする保守的な想定

図 3. スクラム失敗の故障確率

*1 設置許可申請書添付10号 2.3.1.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き（過渡）及び3.3.1制御棒落下（事故）

*2 過渡：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.1 倍の圧力以下であること及び燃料エンタルピが許容設計限界値を越えないこと

事故：燃料エンタルピは、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値を超えないこと及び原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍の圧力以下であること、公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと

*3 過去の反応度投入事象例とその対策について

・H8年 KK 6 号機 FMC RD 試運転時 CR 引き抜き事象（当社）

6号機試運転中（建設段階）FMC RD 制御盤改造及び試験の準備のため、FMC RD の安全処置（アイソレ）による隔離を実施し、シミュレータにて制御棒位置を模擬的に引き抜きする試験を実施。この時、アイソレミスにより一部の電源アイソレが実施されておらず、実際の4本の制御棒が128ステップの位置まで引き抜かれた（この間、未臨界であることは確認されている）。

制御盤改造及び試験時特有の事象であること、再発防止策（制御棒の駆動電源 OFF と制御電源 OFF の安全処置の多重化）が実施されていることから対策済みであると考えられる。また、この事象では核計装系により監視・安全系が機能していることから炉心損傷には至らない。

・H11年 志賀原子力発電所 1 号機 原子炉緊急停止事故（北陸）

原子炉停止機能強化工事の機能確認試験時にアイソレ誤り及び弁のシートパスにより制御棒が引き抜かれ、アキュムレータに圧力が充填されていなかったことで、ただちに制御棒が挿入されず、臨界に至った。

この事象は当社の KK6, 7号炉の制御棒駆動機構が異なるため、発生しない（FMC RD の HCU では物理的に引き抜けが起こらない）。

また、仮に同様の事象が起きた場合についての炉心挙動解析が実施されており、即発臨界に至る可能性はあるものの、炉心は損傷しないことが確認されている（参考文献 日本原子力学会誌 Vol. 49, No. 10 (2007) 671-675 北陸電力(株)志賀原子力発電所 1 号機で発生した臨界時の炉心挙動解析）。

21. G 値について

1. これまでの許認可解析に用いた G 値と今回の申請で採用した G 値について

従来、G値は可燃性ガス濃度制御系性能評価解析で使用しており、以前にはその値として、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)の記載に基づき、 $G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.5/0.25$ が使用されていた。この値はRegulatory Guide 1.7の前身であるSafety Guide7(1971年3月)に既に記載されている。当時、既に、一般的知見として水の放射線分解の短時間内の1次反応に基づくG値(以下「初期G値」という。)は $G(\text{H}_2)=0.43\sim 0.45$ となることが知られており、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)のG値はこの初期G値を包絡するものとなっている。

しかし、この初期G値は水の放射線分解の1次反応に基づく値であるため、その後の2次反応、つまり水素と酸素の再結合反応を含めた最終的な水素、酸素の発生割合を示す実効的なG値(以下「実効G値」という。)に比べてかなり大きい値となる。

格納容器内の可燃性ガス濃度の評価においても必要となるのは正味の発生割合を表すこの実効G値である。これに関して電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和61年～62年度)(以下「電共研」という。)にて水の放射線分解に関する実験を実施し、可燃性ガス濃度制御系性能評価条件下での実効G値として次の結果を得た。

沸騰状態 : $G(\text{H}_2)<0.4$, $G(\text{O}_2)<0.2$
 非沸騰状態 : $G(\text{H}_2)<0.25$, $G(\text{O}_2)<0.125$

この結果に基づき、柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉(昭和63年申請)では、可燃性ガス濃度の評価において、沸騰状態で $G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.4/0.2$ 、非沸騰状態で $G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.25/0.125$ を採用している。

電共研では、苛酷事故条件を想定した環境下でも実験を実施しており、実効G値として次の結果を得ている。

沸騰状態 : $G(\text{H}_2)<0.27$, $G(\text{O}_2)\doteq 0$
 非沸騰状態 : $G(\text{H}_2)<0.06$, $G(\text{O}_2)<0.03$

この結果に基づき、今回の申請では、水素燃焼の評価において、非沸騰状態でのG値($G(\text{H}_2)/G(\text{O}_2)=0.06/0.03$)を採用している。

2. 電力共研「事故時放射線分解に関する研究」(昭和 61 年～62 年度)の概要

(1) 実験装置及び実験方法

電力共研「事故時放射線分解に関する研究」では、BWR の実機事故条件を模擬した水の放射線分解実験を実施することにより、種々の事故条件下で生成される可燃性ガスの生成割合(G 値)の検討を行った。

実験に使用した実験装置を添付図 1-1 及び添付図 1-2 に示す。非沸騰実験では 15 リットルの硬質ガラス製照射容器を使用。また沸騰実験では 1.8 リットルのステンレス製照射容器を使用している。

実験は照射容器内に純水を所定量注入した後、高純度アルゴン(Ar)ガスで脱気し、水素ガス、酸素ガスポンプを用いて雰囲気条件(気液相の水素、酸素初期濃度)を設定する。その後よう素、鉄、銅等の不純物を所定量添加し、循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合、更にマントルヒータにより加熱、沸騰させる。

全ての条件が定常状態に達した後、 ^{60}Co の γ 線源に照射を開始、水の放射線分解で生成される水素、酸素濃度を溶存水素計(DH 計)、溶存酸素計(DO 計)及びガスクロマトグラフで測定する。

実機の事故条件を考慮して、実験では LOCA 条件、FCS 性能解析条件、苛酷事故条件 3 種類の事故条件を想定し、各事故条件下で G 値の実測を実施した。

(2) 実験条件及び実験結果

添付表 1-1 に実験でのパラメータ設定範囲と実機の想定事故条件との比較を示す。実機の想定事故条件は、実機の事故時の環境条件及び照射設備を考慮して設定した。

実験結果を添付表 1-2、添付図 1-3～添付図 1-8 に示す。

実験結果は、 γ 線の吸収線量に対する液相中及び気相中の水素及び酸素濃度(絶対量)で整理している。また、 γ 線の吸収線量とこれによる分子量の増加量から実効 G 値を求めている。

なお、G 値とは 100eV の放射線エネルギー吸収により発生する分子数であるが、水の放射線分解で生成する水素及び酸素は、水中で起こる化学反応により分子数が変化するため、ここでは、化学反応による変化(よう素等の不純物の影響)を考えに入れた値を実効 G 値として評価している。

(a) LOCA ベースの結果：添付図 1-3、4

非沸騰条件の場合には、液相中及び気相中の水素及び酸素濃度にほとんど変化がないことから、実効 G 値は零と見なしうる。

沸騰条件の場合には、水素濃度の実効 G 値は、照射開始初期は約 0.4 分子/100eV と高いが、その後に安定し 0.2 分子/100eV 程度になる。また、酸素濃度の場合には零と見なしうる。

沸騰実験で得られた実効 G 値は、非沸騰実験に比べガスの気相への移行速度が大きくなるため全般に大きくなる。

(b) FCS 性能解析ベースの結果：添付図 1-5、6

非沸騰条件の場合には、得られた実効 G 値として水素は 0.14 分子/100eV、酸素は 0.06 分子/100eV である。

沸騰条件の場合には、照射開始初期の水素は 0.43 分子/100eV だが、その後安定し 0.36 分子/100eV 程度になる。また、酸素は 0.14 分子/100eV である。

FCS 性能解析では、沸騰条件の水素の G 値として実験結果の 0.36 分子/100eV に余裕を見て 0.4 分子/100eV 一定値を用いている。

(c) 苛酷事故ベースの結果：添付図 1-7、8

非沸騰条件の場合には、初期水素濃度が高いことによる抑制効果(再結合効果)によって、得られた実効 G 値として水素は 0.06 分子/100eV、酸素は 0.03 分子/100eV となり、FCS 性能解析ベースの約半分である。

沸騰条件の場合には、非沸騰条件の場合と同様、水素による抑制効果により実効 G 値は低減され、水素は 0.27 分子/100eV、酸素はほぼ零になる。

(3)実験から得られた知見

以上の実験結果及び他のパラメータ実験結果からの知見を以下に示す。

- (a) よう素放出の無い LOCA 条件下、非沸騰状態での実効 G 値は水素、酸素のいずれも零と見なしうる。LOCA 条件下での実効 G 値は以下の値となる。

沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.2$, $G(\text{O}_2) < 0.1$

- (b) 多量のよう素放出と小さな金属-水反応を仮定した FCS 性能解析条件下での実効 G 値は以下の値となる。

沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.4$, $G(\text{O}_2) < 0.2$

非沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.25$, $G(\text{O}_2) < 0.125$

- (c) 多量のよう素放出と大きな金属-水反応を仮定した苛酷事故条件下での実効 G 値は以下の値となる。上記(b)項の FCS 性能解析条件下での値より小さくなる理由は、金属-水反応によって格納容器中に水素が多く存在するため、水素と酸素の再結合反応が促進されたことによるものと考えられる。

沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.27$, $G(\text{O}_2) \doteq 0$

非沸騰状態 : $G(\text{H}_2) < 0.06$, $G(\text{O}_2) < 0.03$

- (d) (a)~(c)項より、実効 G 値はよう素放出量が高くなると増加し、金属-水反応割合(水素放出量)が大きくなると減少する。

- (e) 初期酸素濃度の実効 G 値に及ぼす影響は小さい。ただし、酸素濃度が高くなると若干増加する傾向がある。

- (f) よう素以外の不純物(Fe^{2+} 、 Cu^{2+} 等)の実効 G 値に及ぼす影響は小さく、よう素を多量に含む場合は無視しうる。また、よう素を含まない場合には、実効 G 値を幾分増加させるが、 Fe^{2+} については酸素を減少させる傾向がある。

添付表 1-1 実験条件のパラメータ範囲と実機の想定事故条件との比較

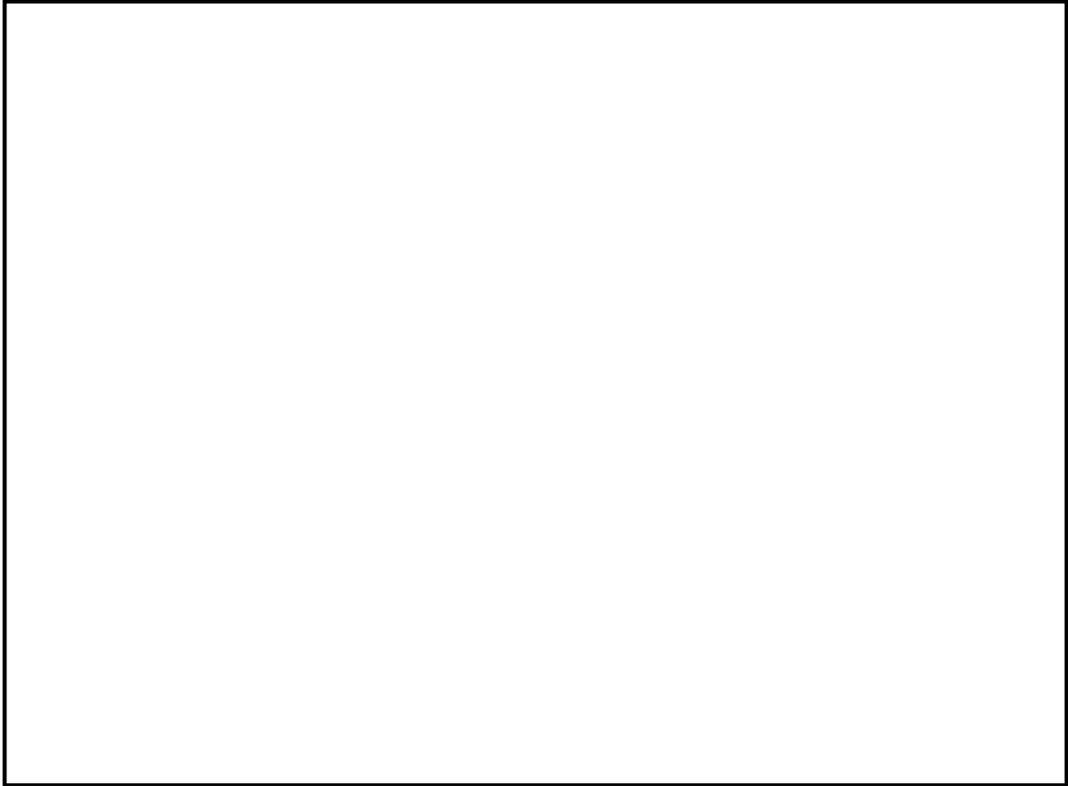
パラメータ	条件	実験条件	想定事故条件		
			LOCA	ECS 性能解析	苛酷事故
初期水素濃度 (金属-水反応)					
初期酸素濃度					
初期よう素濃度 (炉心からの 放出割合)					
不純物					
温度					
pH					

枠内の数値は商業機密に属する情報のため、公開出来ません。

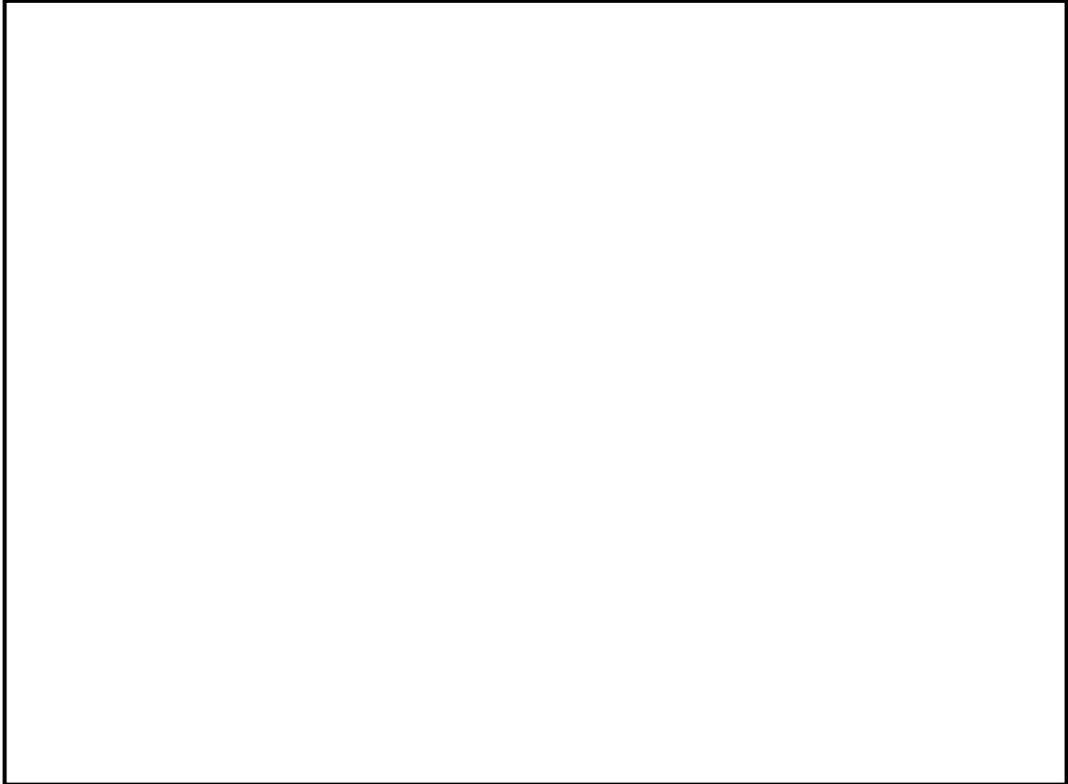
添付表 1-2 主な実験結果

事故条件		パラメータ					実測値(実効 G 値) [分子/100eV]	
		金属-水 反応割合	初期酸素 濃度	よう素放 出割合	不純物 添加	温度	G(H ₂)	G(O ₂)
LOCA 条件	非沸騰							
	沸騰							
FCS 性能 解析条件	非沸騰							
	沸騰							
苛酷事故 条件	非沸騰							
	沸騰							

枠内の数値は商業機密に属する情報のため、公開出来ません。

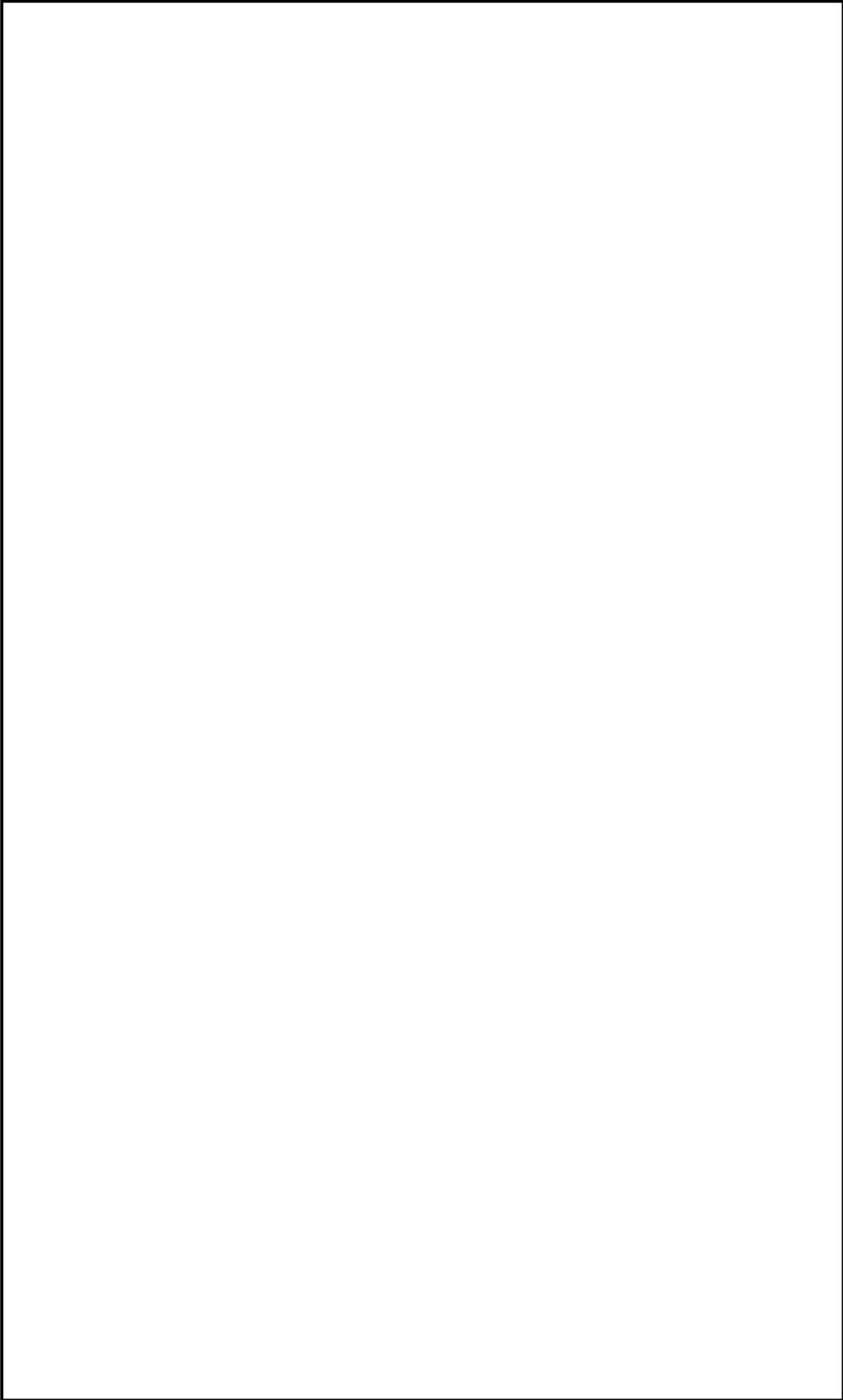


添付図 1-1 非沸騰実験装置の概要



添付図 1-2 非沸騰実験装置の概要

枠内の数値は商業機密に属する情報のため、公開出来ません。



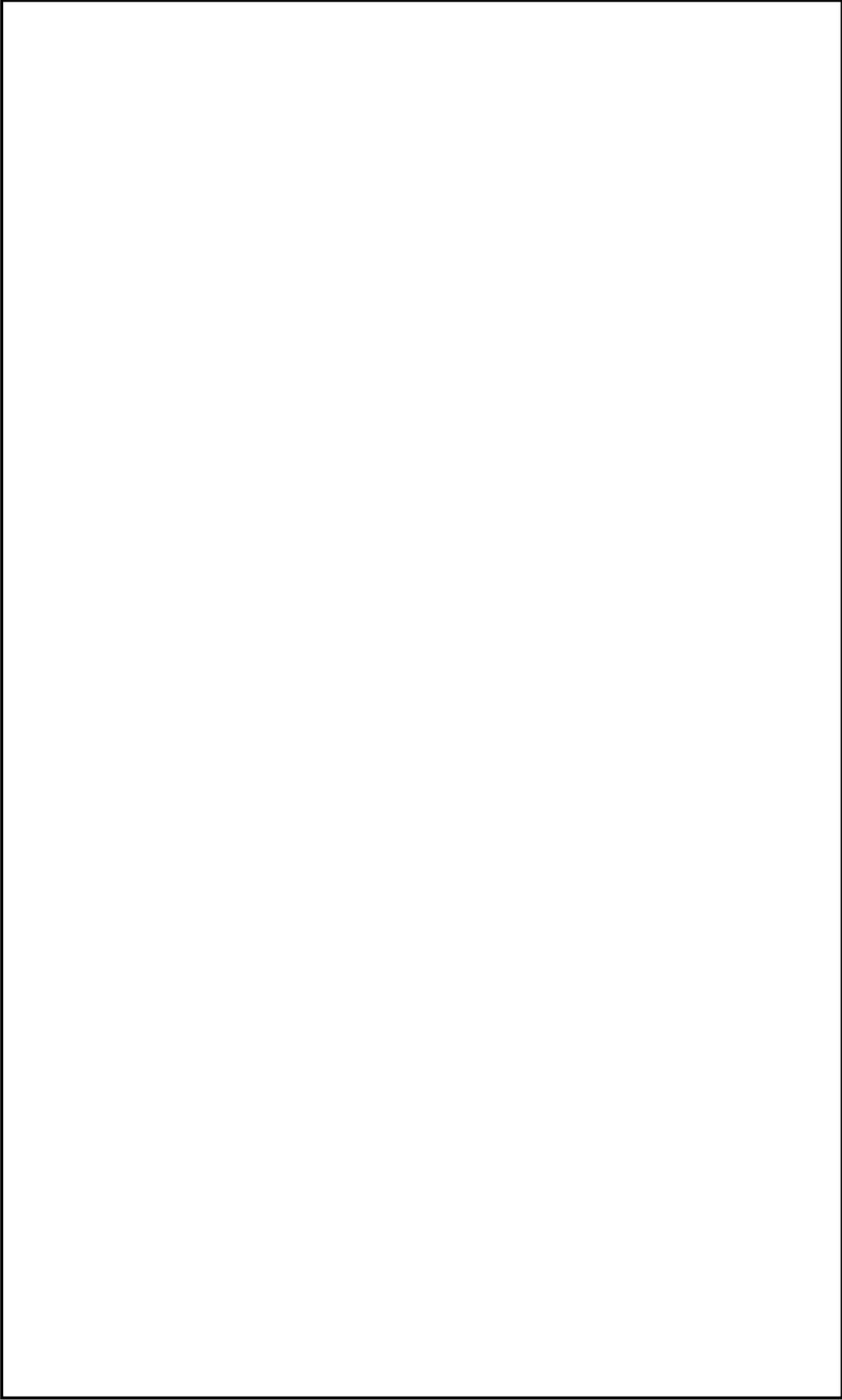
添付図 1-4 気相部と液相部における水素及び酸素濃度

(LOCA ベース：沸騰状態)

添付図 1-3 気相部と液相部における水素及び酸素濃度

(LOCA ベース：非沸騰状態)

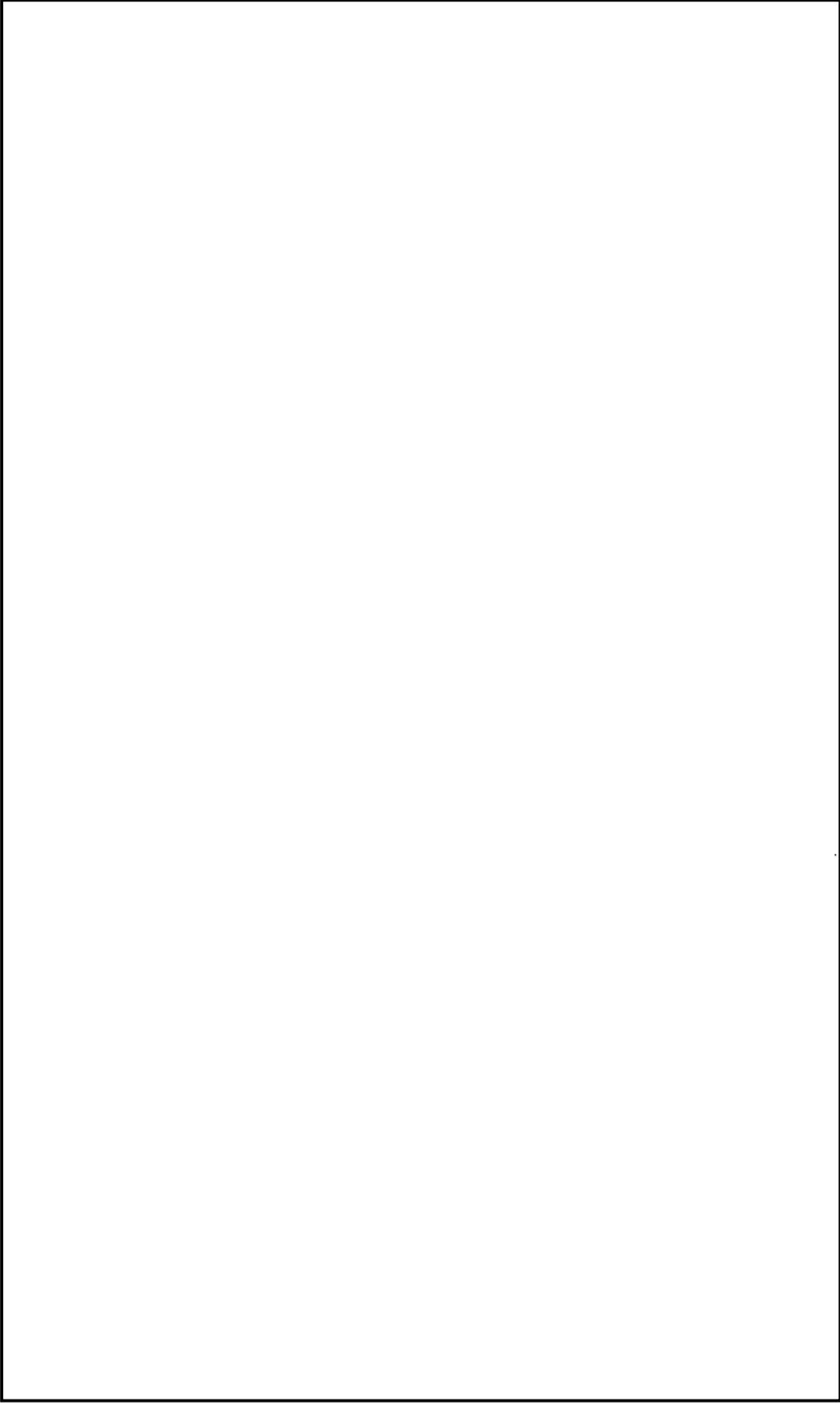
枠内の数値は商業機密に属する情報のため、公開出来ません。



添付図 1-5 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(FCS 性能解析ベース：非沸騰状態)

添付図 1-6 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(FCS 性能解析ベース：沸騰状態)

枠内の数値は商業機密に属する情報のため、公開出来ません。



添付図 1-8 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(苛酷事故ベース：沸騰状態)

添付図 1-7 気相部と液相部における水素及び酸素濃度
(苛酷事故ベース：非沸騰状態)

枠内の数値は商業機密に属する情報のため、公開出来ません。

2.2. 使用済燃料貯蔵プール監視設備の仕様等について

1. 概要

重大事故等時に使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する設備として、使用済燃料貯蔵プール水位計、使用済燃料貯蔵プール温度計、重大事故時燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、使用済燃料貯蔵プール監視カメラを設ける。

2. 仕様

表1 使用済燃料貯蔵プール監視設備の仕様

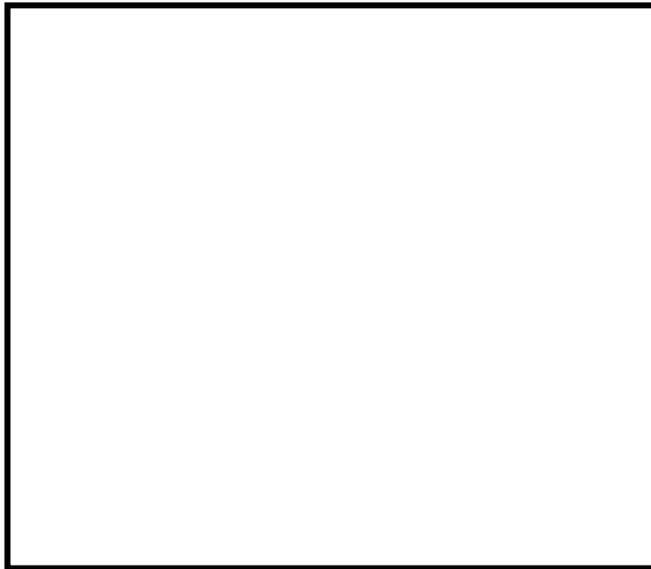
名称	仕様 ^{※3}
使用済燃料貯蔵プール水位計 (SA)	検出器種類：水位検出器 (熱電対式) 計測範囲 ^{※1} ：6号炉：T.M.S.L. 23, 420mm～30, 420mm, 7号炉：T.M.S.L. 23, 373mm～30, 373mm, 個数：6号炉：1個, 7号炉：1個 取付場所：原子炉建屋4階
使用済燃料貯蔵プール水位計 (広域)	検出器種類：水位検出器 (熱電対式) 計測範囲 ^{※1} ：6号炉：T.M.S.L. 20, 180mm～31, 170mm, 7号炉：T.M.S.L. 20, 180mm～31, 123mm, 個数：6号炉：1個, 7号炉：1個 取付場所：原子炉建屋4階
使用済燃料貯蔵プール温度計 (SA)	検出器種類：温度検出器 (熱電対) 計測範囲：6号炉：0～120℃, 7号炉：0～100℃ 個数：6号炉：1個, 7号炉：1個 (検出点8箇所 ^{※2}) 取付場所：原子炉建屋4階
使用済燃料貯蔵プール温度計 (広域)	検出器種類：温度検出器 (熱電対) 計測範囲：6号炉：0～120℃, 7号炉：0～120℃ 個数：6号炉：1個, 7号炉：1個 (検出点14箇所 ^{※2}) 取付場所：原子炉建屋4階
重大事故時燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	検出器種類：イオンチェンバ検出器 計測範囲：6号炉：10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h (低レンジ), 10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h (高レンジ), 7号炉：10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h (低レンジ), 10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h (高レンジ), 個数：6号炉：各1個, 7号炉：各1個 取付場所：原子炉建屋4階
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	種類：赤外線カメラ 個数：6号炉：1個, 7号炉：1個 取付箇所：原子炉建屋4階

※ 1：T.M.S.L.は、東京湾平均海面

※ 2：検出器は水位検出と兼用

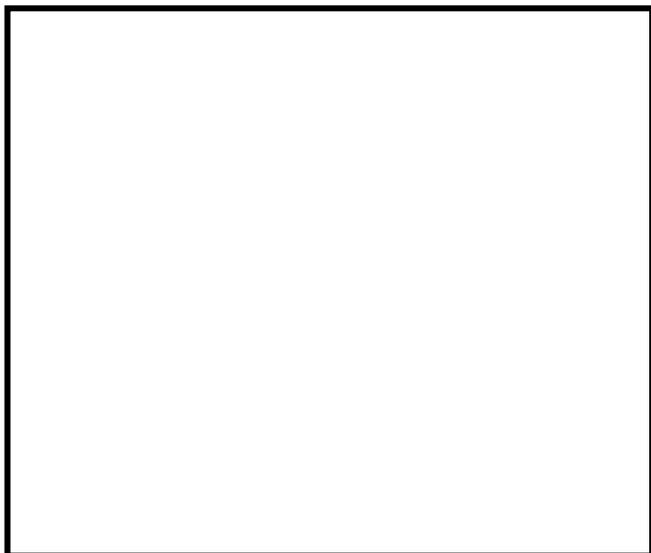
※ 3：現在の計画値

3. 設備概要
(1) 配置図



- : 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計 (SA)
- ▲ : 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計 (広域) (設置予定)
- : 重大事故時燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ (設置予定)
- ★ : 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

図 1 使用済燃料貯蔵プール監視設備配置図 (6号炉)



- : 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計 (SA)
- ▲ : 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計 (広域) (設置予定)
- : 重大事故時燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ (設置予定)
- ★ : 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

図 2 使用済燃料貯蔵プール監視設備配置図 (7号炉)



: 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

(2) 系統概略図

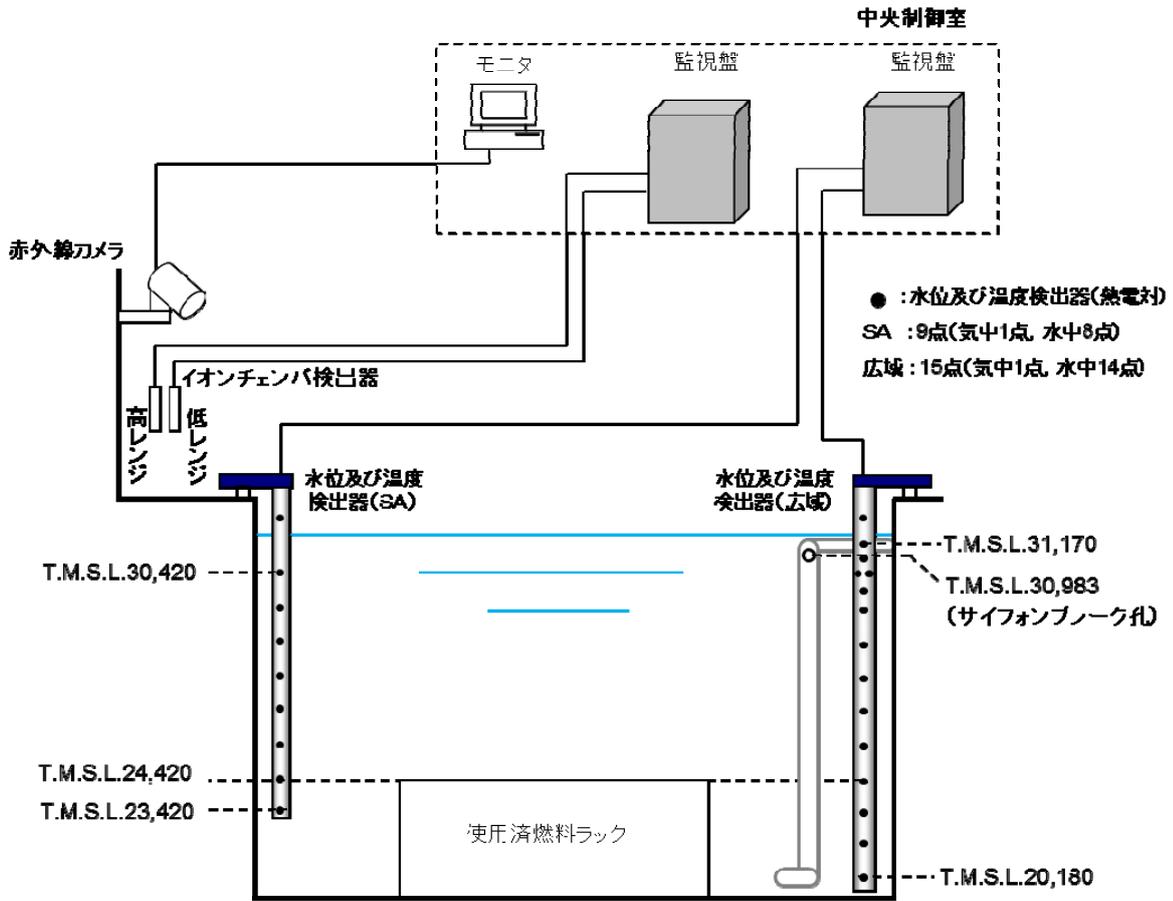


図3 使用済燃料貯蔵プール監視設備概略図 (6号炉の例)

以上

○柏崎刈羽 6, 7 号機 SFP プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

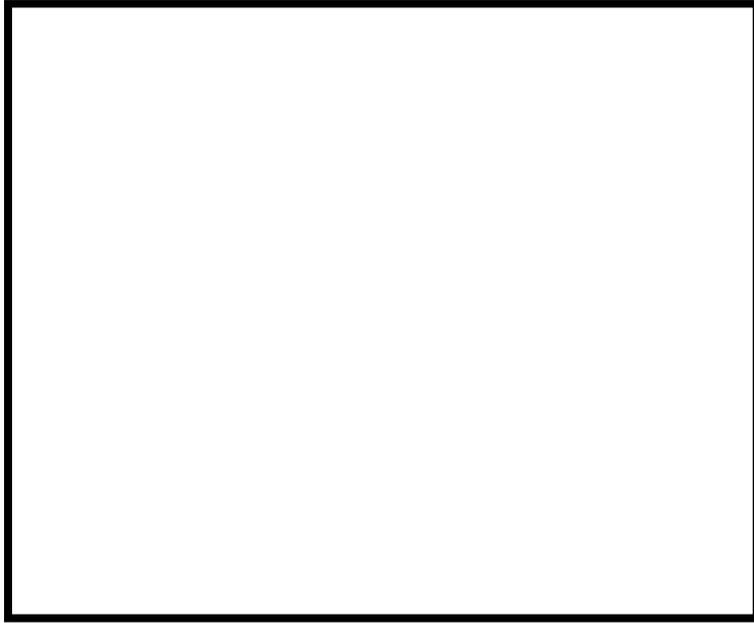
柏崎刈羽 6, 7 号機の SFP では、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。SFP には、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

仮に SFP プール水が沸騰や喪失した状態、SFP スプレーが作動する状態を想定し、プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

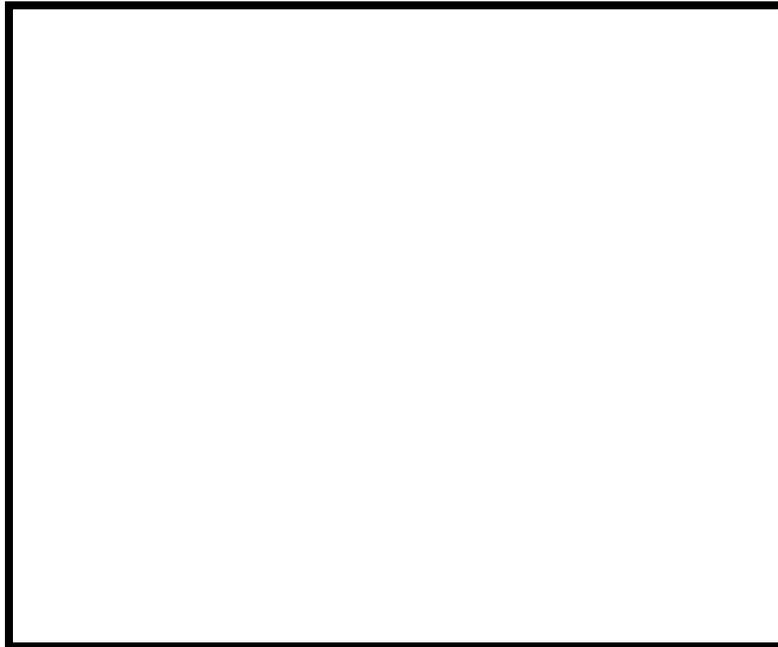
低水密度状態を想定した場合の SFP の実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、柏崎刈羽 6, 7 号機の SFP において水密度を $1.0 \sim 0.0 \text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米国原子力規制委員会 (NRC) の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。



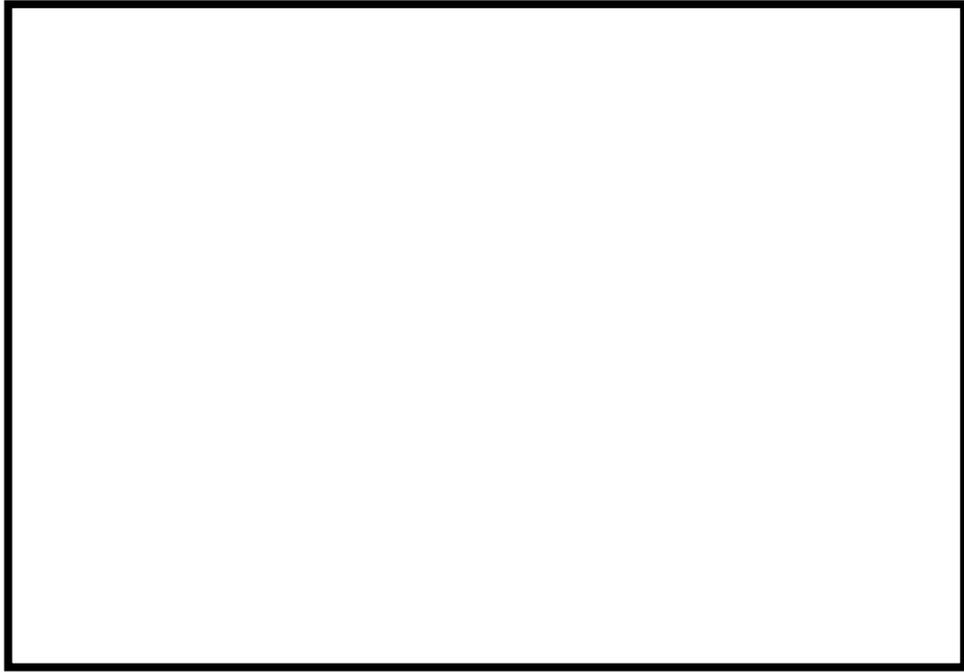
柏崎刈羽6号機 角管型ラックの計算体系



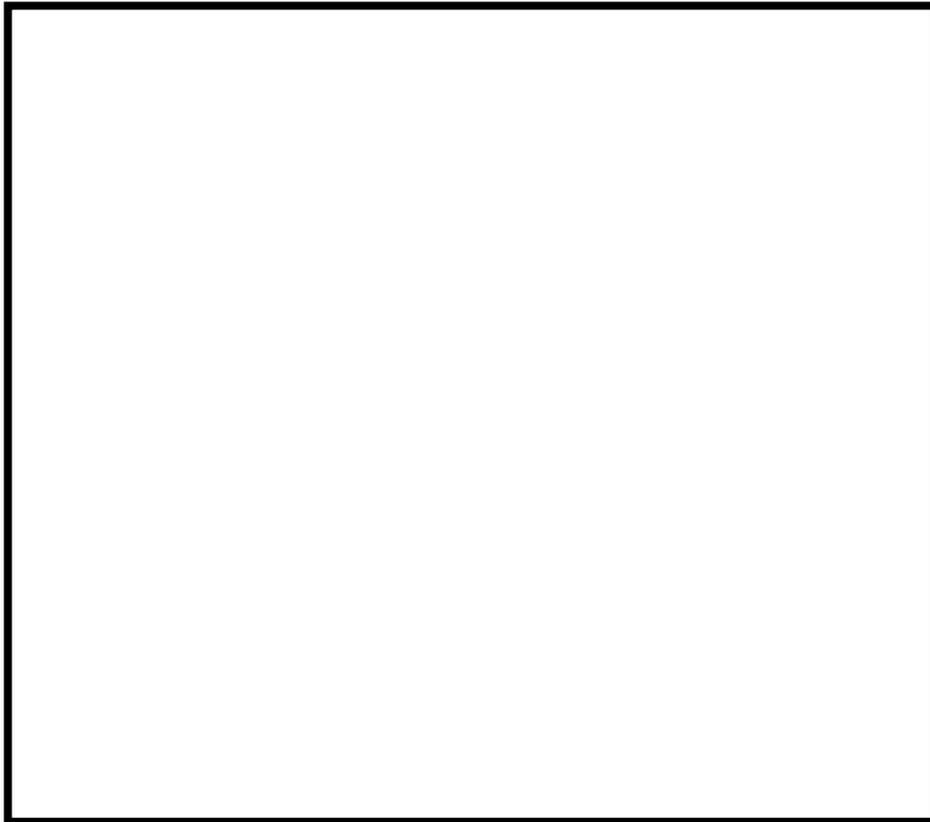
柏崎刈羽6号機 格子型ラックの計算体系



柏崎刈羽7号機 角管型ラックの計算体系



実効増倍率の水密度依存性 (K6)



実効増倍率の水密度依存性 (K7)