

監視計器一覧（12／16）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (3) 加圧器逃がし弁の機能回復		
d. 空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器による加圧器逃がし弁の機能回復	判断基準	電源
		・ 4－3 A 1、A 2、B、C、D 電圧計
		・ A、B 直流母線電圧計
	操作	原子炉圧力容器内の圧力
		・ 冷却材圧力計（広域）
		原子炉圧力容器内の温度
		・ 1 次冷却材高温側広域温度計 ・ 1 次冷却材低温側広域温度計
e. 大容量ポンプを用いた B 計器用空気圧縮機（海水冷却）による加圧器逃がし弁の機能回復	判断基準	電源
		・ 4－3 A 1、A 2、B、C、D 電圧計
		補機冷却
		・ B 計器用空気圧縮機シリンダ出口冷却水温度計
	操作	原子炉圧力容器内の圧力
		・ 冷却材圧力計（広域）
		原子炉圧力容器内の温度
		・ 1 次冷却材高温側広域温度計 ・ 1 次冷却材低温側広域温度計
		補機冷却水（海水）通水は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.2(2)d.「大容量ポンプを用いた B 計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。 加圧器逃がし弁の開操作は 1.3.4「炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する対応手段及び設備」にて整備する。

監視計器一覧（13／16）

対応手段		重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する対応手段及び設備			
—	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉内温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 冷却材圧力計（広域）
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
	操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉内温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 冷却材圧力計（広域）
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順			
—	判断基準	信号	・安全注入作動警報
		最終ヒートシンク の確保	・蒸気発生器水位計（広域）
			・蒸気発生器水位計（狭域）
			・主蒸気圧力計
		格納容器バイパス の監視	・加圧器水位計
			・冷却材圧力計（広域）
			・復水器空気抽出器ガスモニタ
			・蒸気発生器ブローダウン水モニタ
			・高感度型主蒸気管モニタ
			・蒸気発生器水位計（狭域）
			・主蒸気圧力計
	操作	最終ヒートシンク の確保	・主蒸気圧力計
			・補助給水流量計
			・蒸気発生器水位計（広域）
			・蒸気発生器水位計（狭域）
		原子炉圧力容器内 の温度	・1次冷却材高温側広域温度計
			・1次冷却材低温側広域温度計
		原子炉圧力容器内 の圧力	・冷却材圧力計（広域）
		格納容器バイパス の監視	・加圧器水位計
		原子炉圧力容器内 への注水量	・安全注入流量計
			・充てん流量計
		水源の確保	・ほう酸タンク水位計
			・復水タンク水位計
			・燃料取替用水タンク水位計
			・1次系純水タンク水位計
			・2次系純水タンク水位計

監視計器一覧（１５／１６）

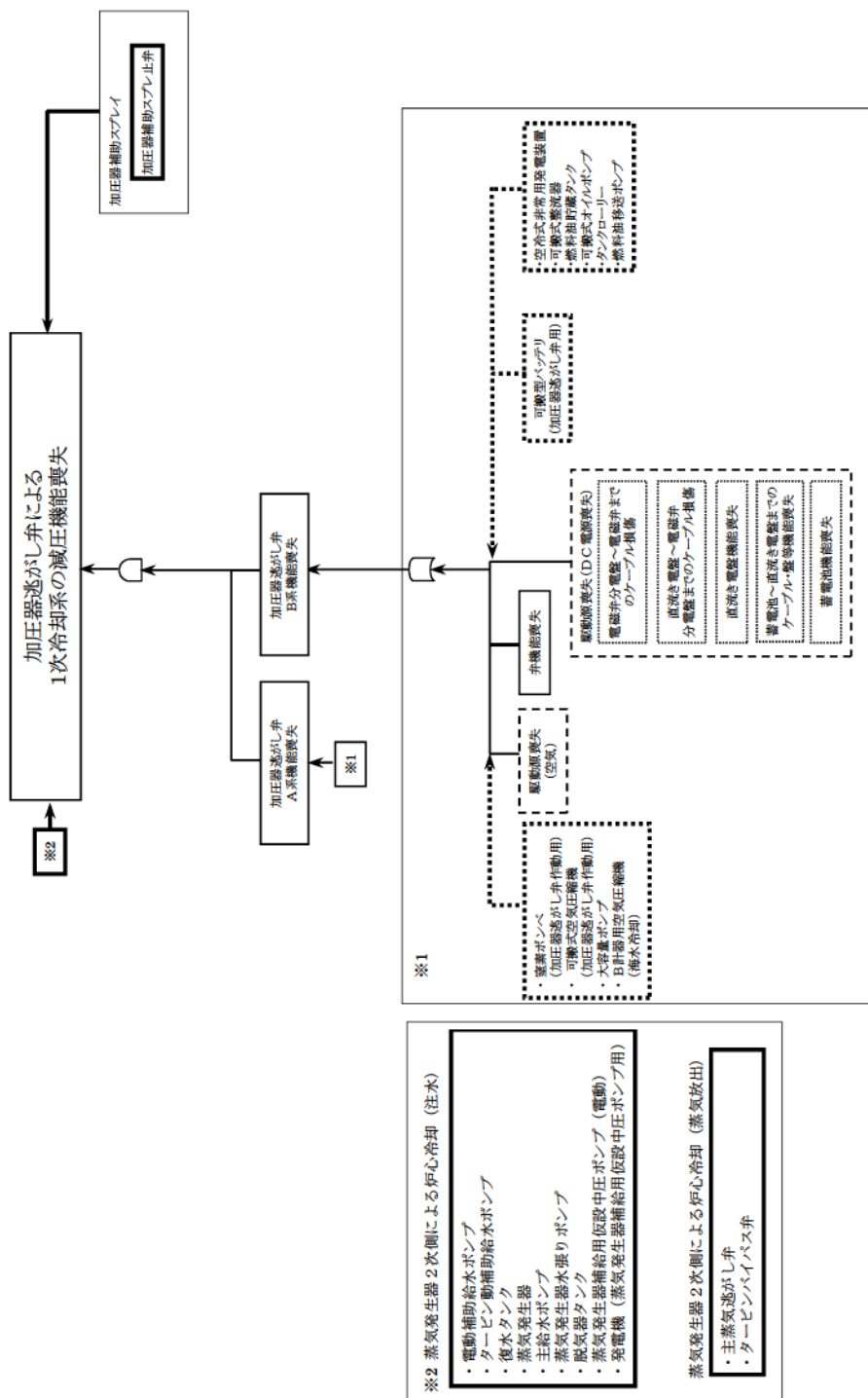
対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器
1.3.6 インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の手順		
—	判断基準	信号
		・安全注入作動警報
		格納容器バイパス の監視
		・冷却材圧力計（広域）
		・加圧器水位計
		・補助建屋サンプ水位計
		・補助建屋排気筒ガスモニタ
		・余熱除去ポンプ出口圧力計
		・加圧器逃がしタンク水位計
		・加圧器逃がしタンク圧力計
		・加圧器逃がしタンク温度計

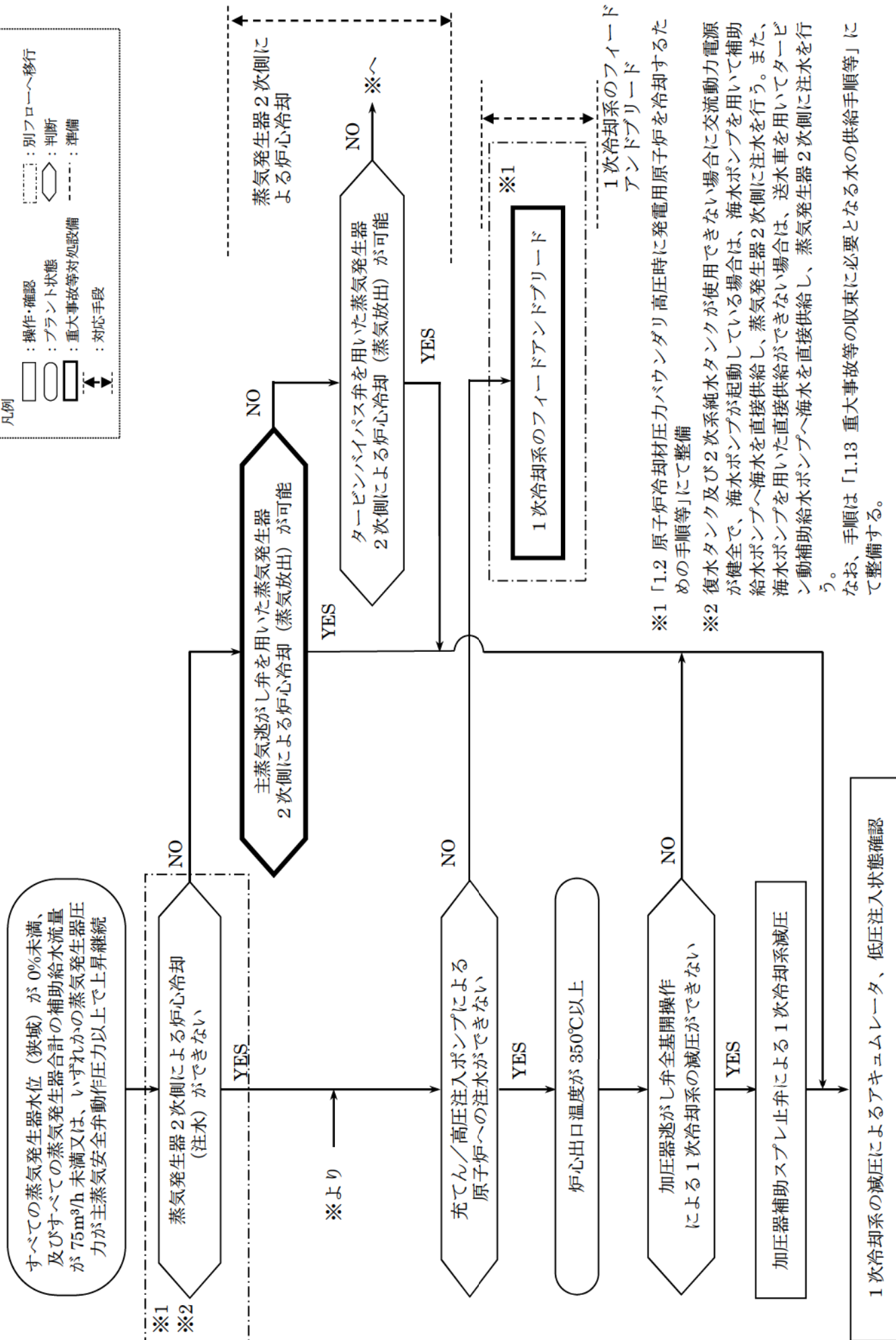
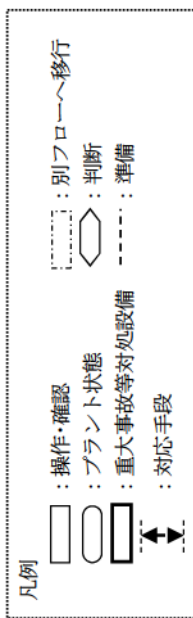
監視計器一覧（１６／１６）

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器
1.3.6 インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の手順		
—	操作	格納容器バイパス の監視
		・加圧器水位計
		原子炉圧力容器内 の温度
		・１次冷却材高温側広域温度計 ・１次冷却材低温側広域温度計
		原子炉圧力容器内 の圧力
		・冷却材圧力計（広域）
		最終ヒートシンク の確保
		・補助給水流量計 ・蒸気発生器水位計（狭域） ・主蒸気圧力計
		原子炉圧力容器内 への注水量
		・安全注入流量計 ・充てん流量計
		水源の確保
		・燃料取替用水タンク水位計
		・１次系純水タンク水位計
		・ほう酸タンク水位計
		・２次系純水タンク水位計
		・復水タンク水位計

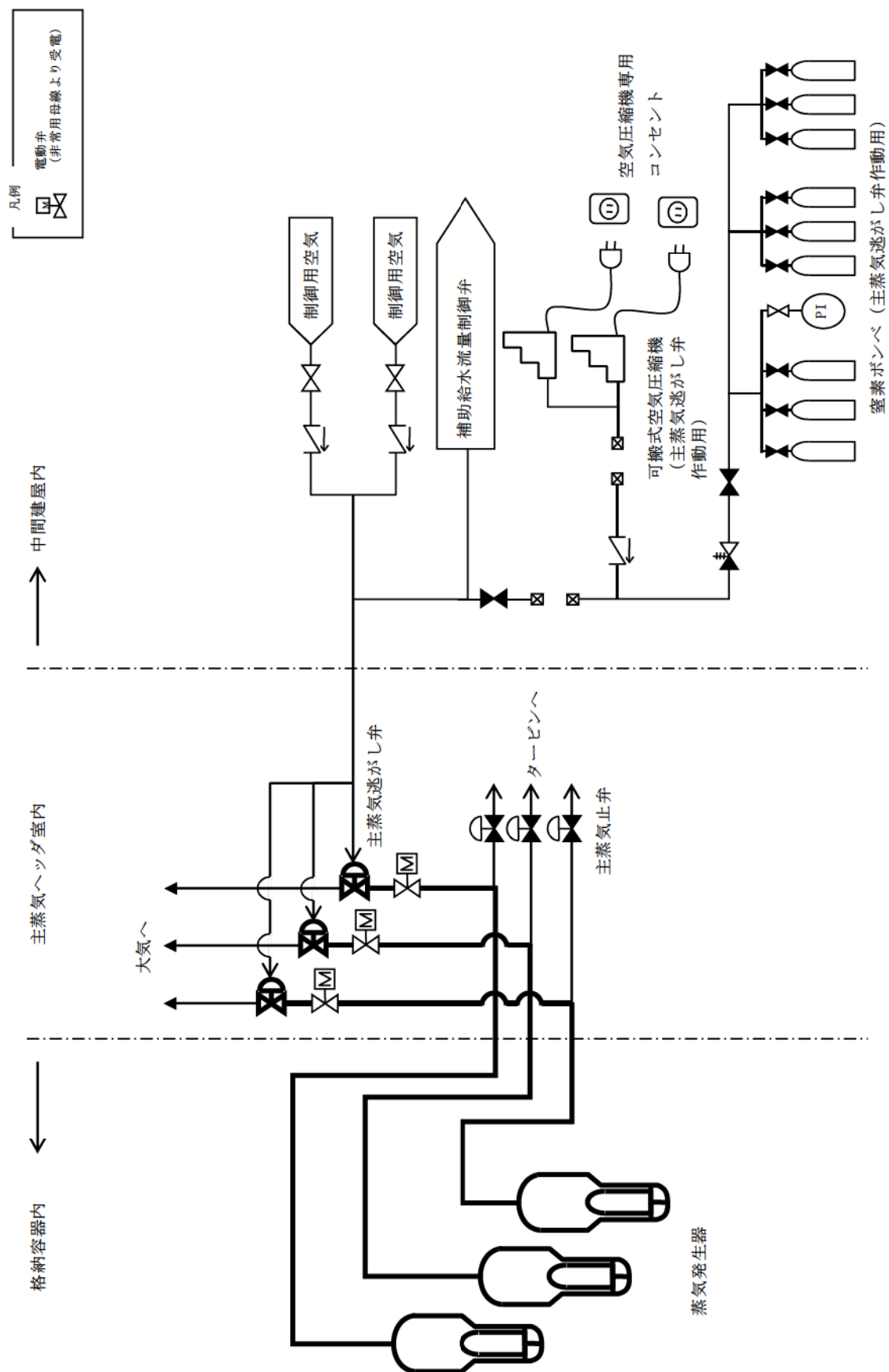
第1.3.6表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	A 充てん／高圧注入ポンプ	4－3 C 非常用高圧母線
	C 1 充てん／高圧注入ポンプ	
	B 充てん／高圧注入ポンプ	4－3 D 非常用高圧母線
	C 2 充てん／高圧注入ポンプ	
	A 余熱除去ポンプ	4－3 C 非常用高圧母線
	B 余熱除去ポンプ	4－3 D 非常用高圧母線
	A 電動補助給水ポンプ	4－3 C 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	4－3 D 非常用高圧母線
	A 主蒸気逃がし弁	A 3 ソレノイド弁分電盤
	B 主蒸気逃がし弁	B 4 ソレノイド弁分電盤
	C 主蒸気逃がし弁	A 3 ソレノイド弁分電盤
	A 加圧器逃がし弁	A 1 ソレノイド弁分電盤
	B 加圧器逃がし弁	B 1 ソレノイド弁分電盤
	可搬式空気圧縮機 (加圧器逃がし弁作動用)	計器用空気系統代替 空気供給圧縮機分電盤





第 1.3.3 図 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却機能喪失に対する対応手順
 （フロントライン系機能喪失時）

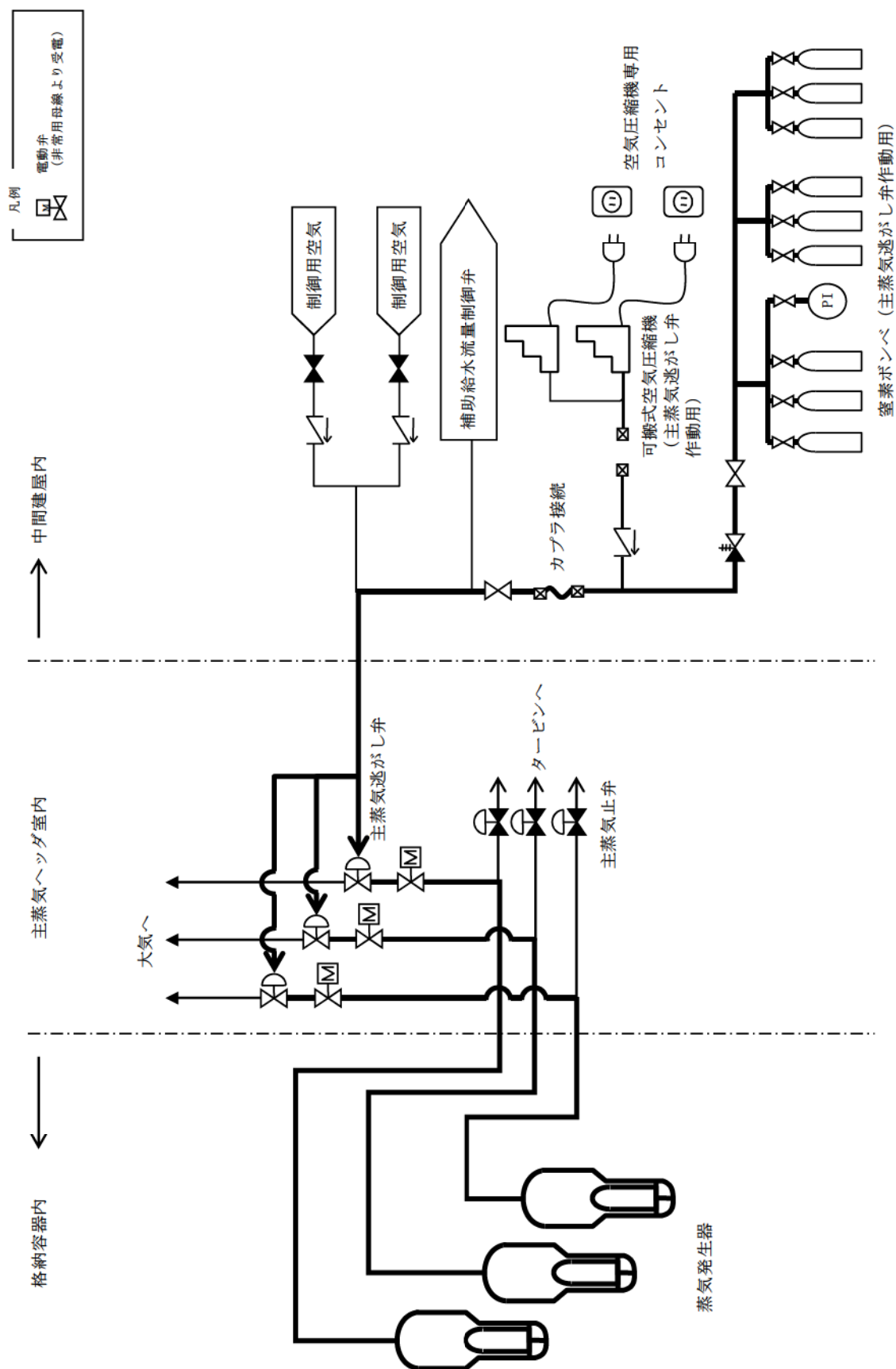


第 1.3.4 図 主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) による主蒸気逃がし弁の機能回復 概略系統

		経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	要員 (数)	主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) による 2次冷却系強制冷却開始 ▽約26分											
主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員等 (現場)	1											
			移動	▽A主蒸気逃がし弁全開									
		1		開操作									
		1											
			移動	▽B主蒸気逃がし弁全開									
		1		開操作									
		1											
			移動	▽C主蒸気逃がし弁全開									
			開操作										

※ 現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

第1.3.5図 主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) による主蒸気逃がし弁の機能回復 タイムチャート

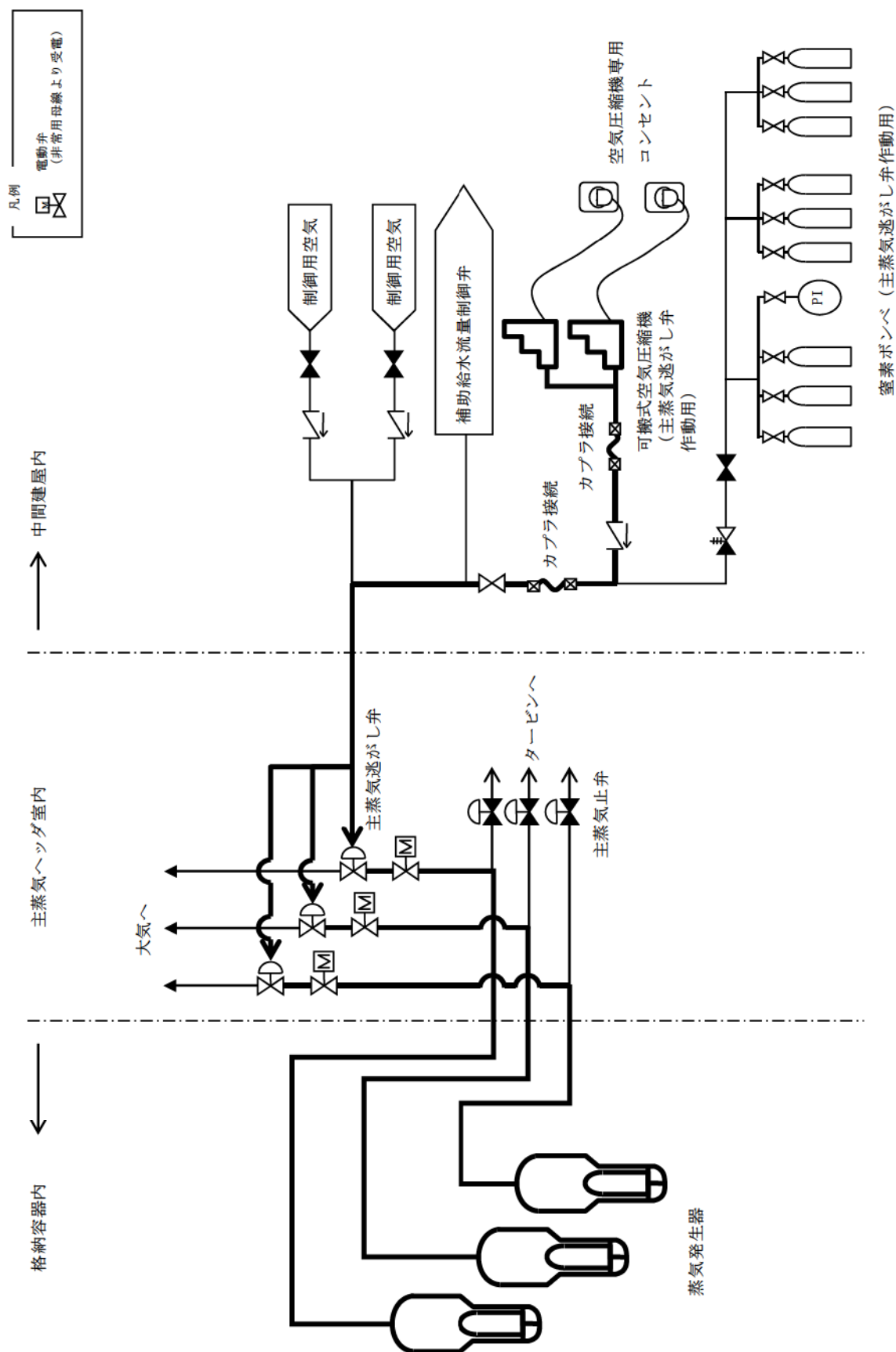


第 1.3.6 図 窒素ポンプ (主蒸気逃がし弁作動用) による主蒸気逃がし弁の機能回復 概略系統

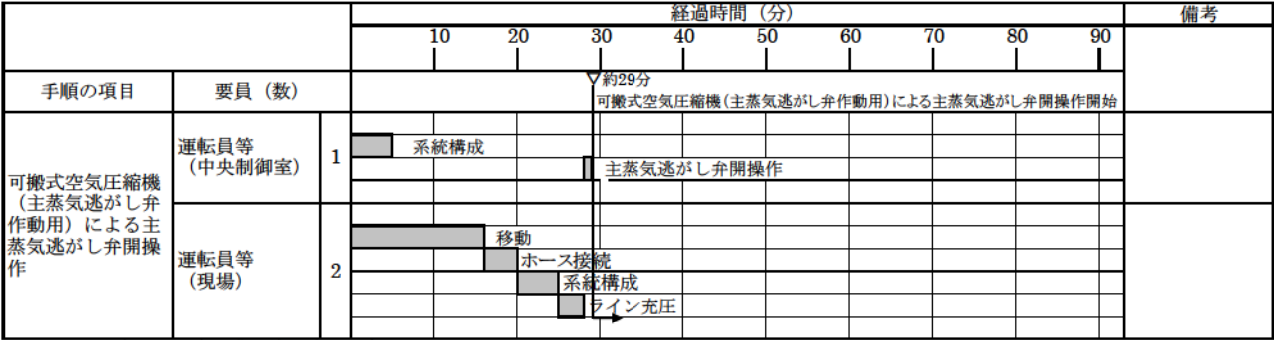
		経過時間（分）										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	要員（数）	約29分 窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁開操作開始											
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁開操作	運転員等 （中央制御室）	1	系統構成										
	運転員等 （現場）	2											
			移動										
				ホース接続									
					系統構成								
						ライン充圧							

※ 現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

第1.3.7図 窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁開操作 タイムチャート



第 1.3.8 図 可搬式空気圧縮機 (主蒸気逃がし弁作動用) による主蒸気逃がし弁の機能回復 概略系統



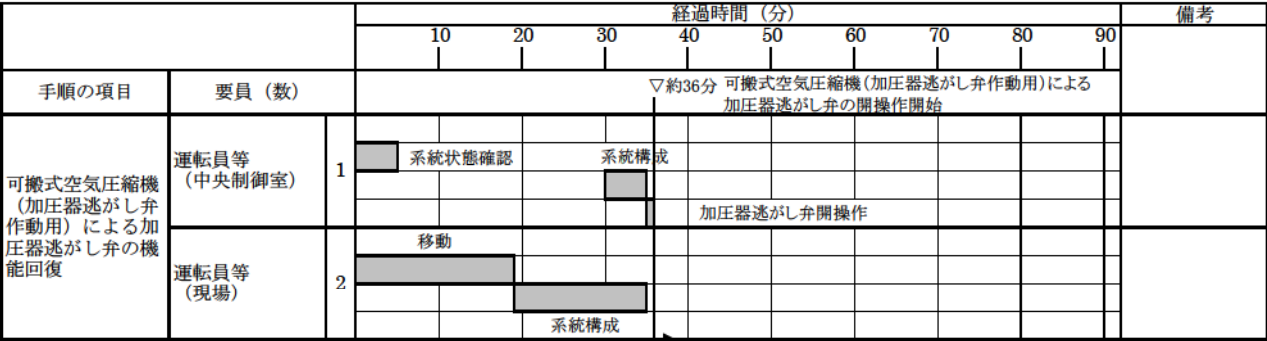
※ 現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

第1.3.9図 可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁開操作 タイムチャート

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		▽約36分 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による 加圧器逃がし弁の開操作開始										
窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室）	1											
			系統状態確認	系統構成									
	運転員等 （現場）	2											
			移動										
			系統構成										

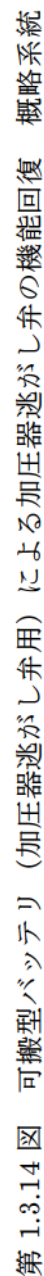
※ 現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

第1.3.11図 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復 タイムチャート



※ 現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

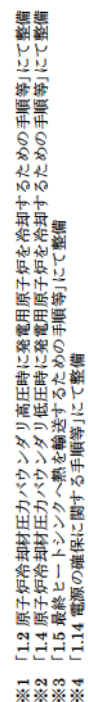
第1.3.13図 可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復 タイムチャート



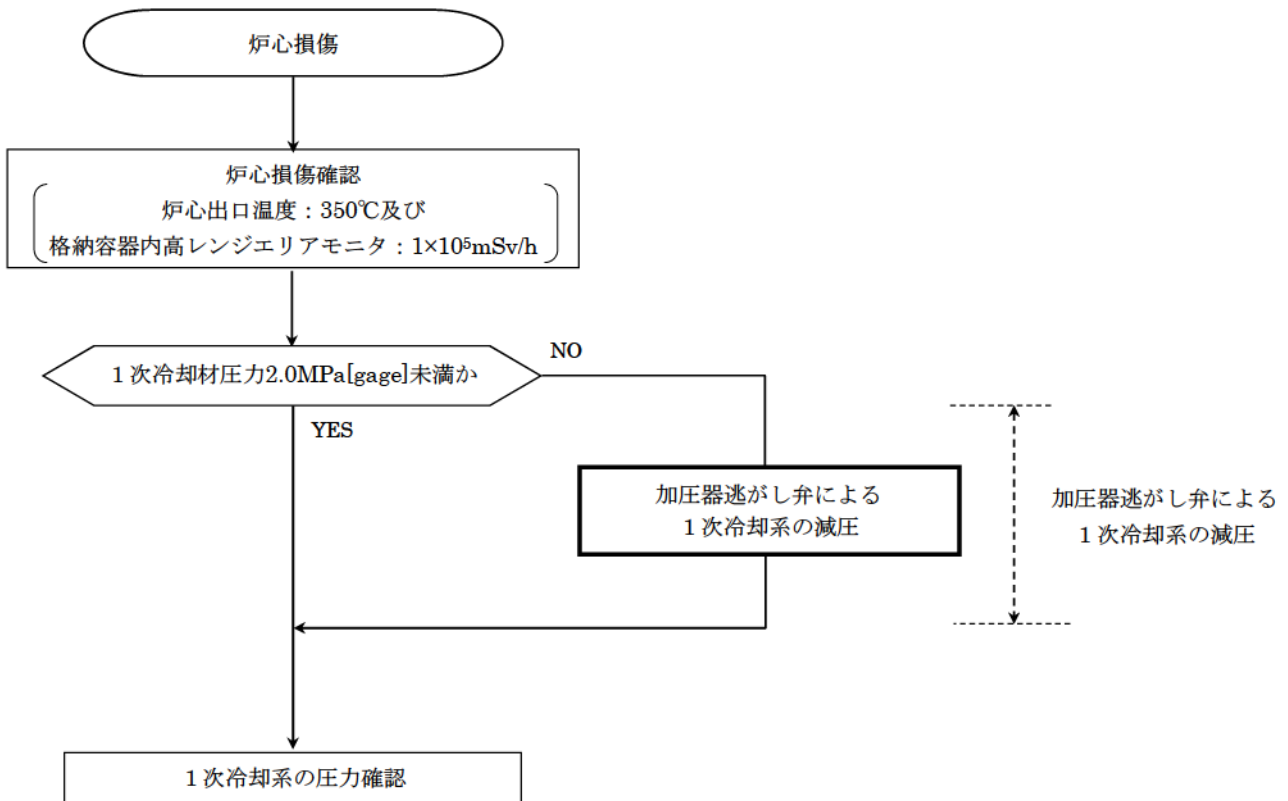
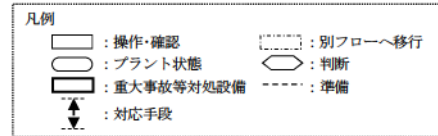
		経過時間（分）										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
手順の項目	要員（数）	約38分 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による ▽ 加圧器逃がし弁開操作開始										
可搬型バッテリー （加圧器逃がし弁用）による 加圧器逃がし弁 の機能回復	緊急安全対策 要員	2										
	運転員等 （中央制御室）	1										

※ 現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

第1.3.15図 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復 タイムチャート



1.3-87

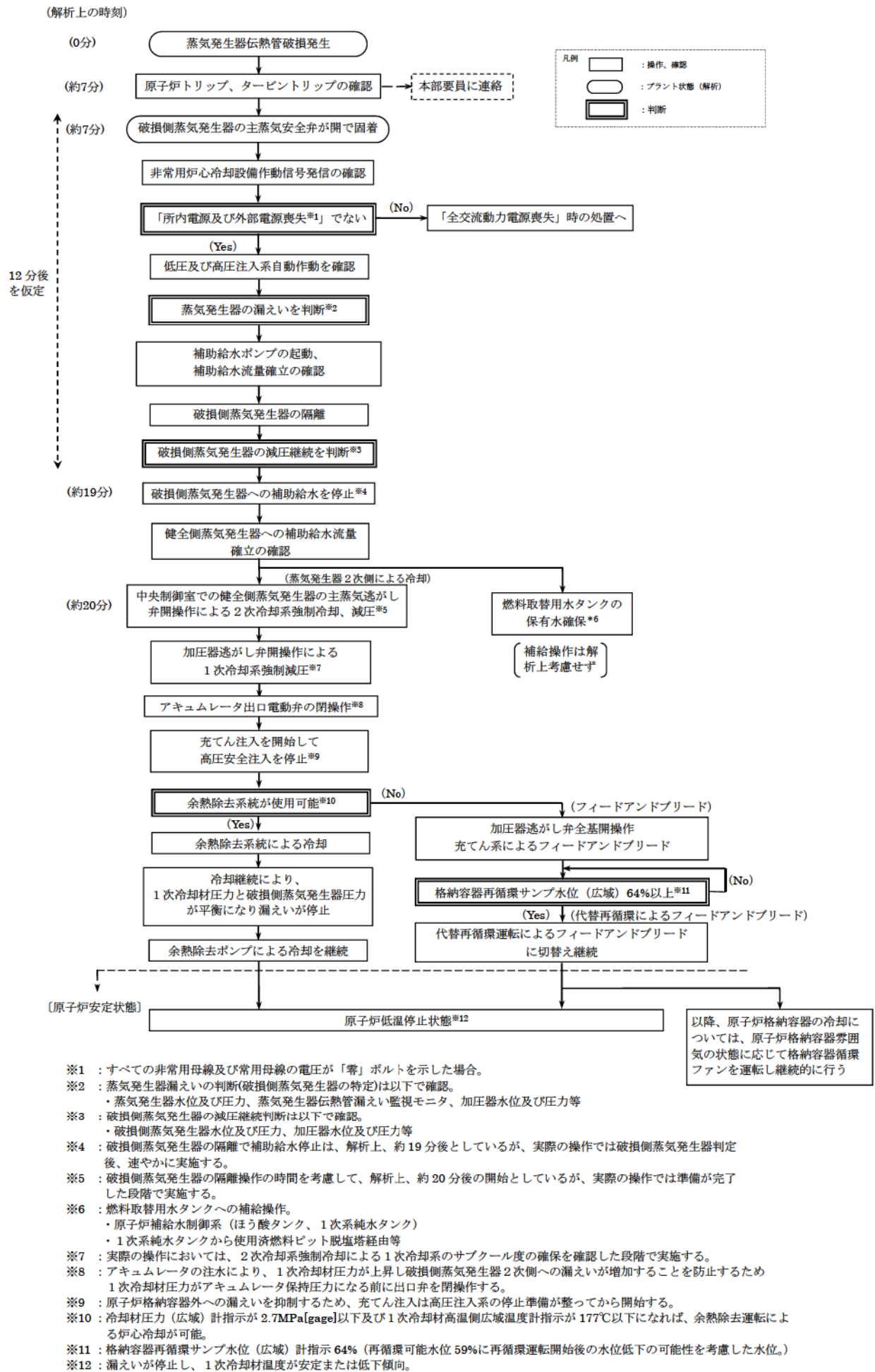


第 1.3.17 図 加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧
(高压熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
		事象発生 蒸気発生装置伝熱管破損発生 ▽ 約7分 原子炉トリップ、破損側蒸気発生装置主蒸気安全弁閉鎖 ▽ 約19分 破損側蒸気発生装置隔離、破損側蒸気発生器への補助給水停止完了 ▽ 約20分 2次冷却系強制冷却開始 プラント状況判断													
状況判断	当直課長	●運転操作指揮 ●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●蒸気発生装置の漏えいを判断 (中央制御室確認)	10分												
破損側蒸気発生装置隔離操作	運転員A	●破損側蒸気発生装置の隔離操作、破損側蒸気発生器への補助給水停止操作 (中央制御室確認)													破損側蒸気発生装置の隔離操作が、原子炉トリップ後10分間で開始できる。
	運転員C	●破損側蒸気発生装置隔離弁閉鎖操作(解析上考慮せず) (現場操作)	2分												
1次冷却系強制減圧操作		●加圧動力がし弁閉鎖操作 (中央制御室操作)			21分										※1:冷却側主系が制御可能な場合 ※2:冷却側主系が制御不能な場合
	運転員A			1分											
2次冷却系強制冷却操作		●補助給水ポンプ起動確認、健全側蒸気発生器への補助給水流量確立の確認 (中央制御室操作)													
	運転員B			4分											
アキュムレータ出口電動弁操作		●アキュムレータ出口電動弁閉鎖操作 (中央制御室操作)													
	運転員B			5分											
充てん開始、安全注入停止操作		●充てん注入開始操作 (中央制御室操作)													
	運転員B			5分											
燃料貯留用水タンク補給操作 (解析上考慮せず)		●燃料貯留用水タンク補給系統構成 (現場操作)													
	運転員D				25分										
	運転員A	●燃料貯留用水タンク補給操作 (中央制御室操作)											10分		

上記要員に加え、本部要員4名にて関係各所に通報連絡を行う。
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動をきき、作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
また、運転員が解析上設定した操作系始動時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機組については想定時間により算出。)

第1.3.18図 蒸気発生装置伝熱管破損発生時の手順 タイムチャート

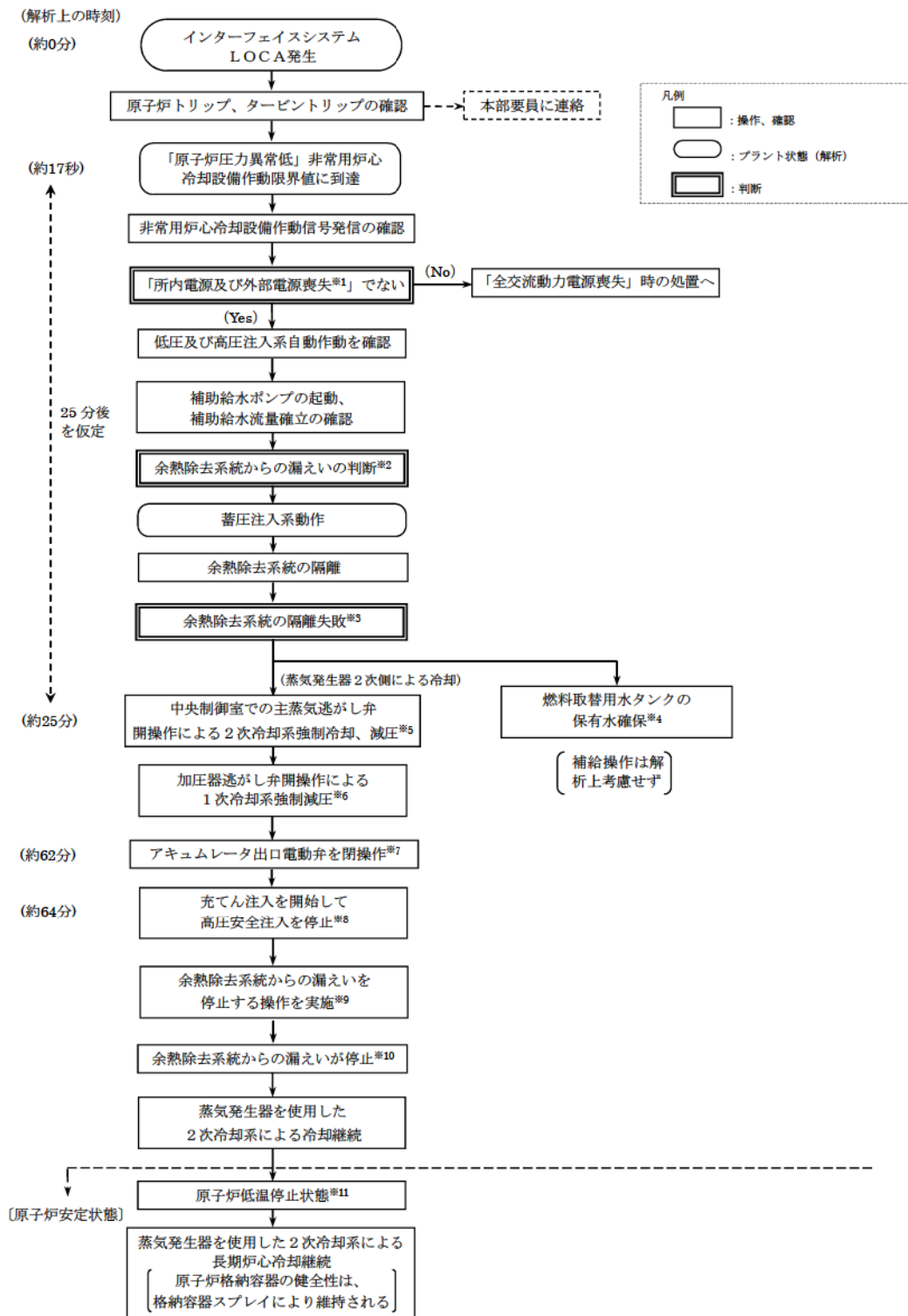


第 1.3.19 図 蒸気発生器伝熱管破損発生時の対応手順 フローチャート

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【1】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	▽ 事象発生 ▽ 原子炉トリップ、安全注入作動 ▽ 約25分 2次冷却系強制冷却開始 ▽ 約64分 充電注入開始、安全注入停止												
状況判断	当直課長	1 ●運転操作指揮 ●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●所内電源及び外部電源の確認 3 ●安全注入シーケンス作動確認 ●余熱除去系統からの漏えいの判断 (中央制御室確認)	10分												
1次冷却系強制減圧操作	運転員A	【1】 ●加圧器過し弁開操作 ※1 (中央制御室操作)	1分												※1:1次冷却系のサブクール度を確保した段階で必要により実施する。今回の解析においては、操作条件に適していない。
余熱除去系統の分離、隔離操作	運転員B	【1】 ●余熱除去系統の燃料取替用水タンクからの隔離操作 (中央制御室操作)	5分												
2次冷却系強制冷却操作	運転員B	【1】 ●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量建立の確認 (中央制御室操作) 【1】 ●主蒸気過し弁開操作 (中央制御室操作)	4分 1分												2次冷却系強制冷却が、解析上、期待している約25分までに実施できる。
燃料取替用水タンク補給操作 (解析上考慮せず)	運転員D	●燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)	25分												※2:余熱除去系隔離操作を適宜実施する。
充電開始、安全注入停止操作	運転員B	【1】 ●充電注入開始操作 ●高圧安全注入停止操作 (中央制御室操作)	10分												※3:電源設備復旧後に要する時間は30分に納められる。その後は細に考えられる原因を調査し回復を試みる。
アキュムレータ出口電動弁閉操作	運転員A	●アキュムレータ出口電動弁閉操作 (中央制御室操作)	5分												復旧に失敗
電源設備確認、復旧操作	運転員C	●電源設備確認、復旧操作 ※3 (現場操作)	30分												適宜実施
機器の復旧作業	保修班等	●電源設備確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※4 (現場操作)	適宜実施												※4:通常の交通状態での作業を期待。

上記要員に加え、緊急時対策本部要員4名にて関係各所に通報連絡を行う。
なお、各認定時間は操作場所、操作条件並びに要員の現場移動を含む作業時間等を含めて設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

第1.3.20図 インターフェイスシステムLOCA発生時の手順 タイムチャート



- ※1 : すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2 : 余熱除去系統からの漏えいは以下で確認。
・補助建屋内放射線監視モニター、蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニター、加圧器水位及び圧力、補助建屋サンプ水位、余熱除去ポンプ出口圧力
- ※3 : 余熱除去系統からの漏えいを隔離できないものとする。
- ※4 : 燃料取替用水タンクへの補給操作。
・原子炉補給水制御系 (ほう酸タンク、1次系純水タンク)
・1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由等。
- ※5 : 漏えいしている余熱除去系統の隔離操作等の時間を考慮して、解析上では、約25分後の開始としているが、実際の操作では、準備が完了した段階で1次冷却系保有水の減少抑制のために実施する。
- ※6 : 実際の操作においては、2次冷却系強制冷却による1次冷却系のサブクール度の確保を確認した段階で必要により実施し、保有水の確保を図る。
また、その後の漏えい量低減のため、操作は適宜実施。
- ※7 : 冷却材圧力(広域)計指示が0.6MPa[gage]になれば開操作する。
- ※8 : 原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、充てん注入は高圧注入系の停止準備が整ってから開始する。
- ※9 : 隔離は余熱除去ポンプ入口弁開操作で可能と想定する。
- ※10 : 余熱除去系統からの漏えい停止は以下で確認。
・余熱除去ポンプ出口圧力、加圧器圧力及び水位、1次冷却材圧力、充てん流量、原子炉水位及び燃料取替用水タンク水位等の挙動から総合的に確認する。
- ※11 : 漏えいが停止し、1次冷却材温度が安定または低下傾向。

第 1.3.21 図 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順

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

< 目 次 >

1.4.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 1次冷却材喪失事象が発生している場合
 - b. 1次冷却材喪失事象が発生していない場合
 - c. 運転停止中の場合
 - d. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順等

1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合

- (1) フロントライン系機能喪失時の手順等
 - a. 代替炉心注水
 - (a) A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水
 - (b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水
 - (c) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水
 - (d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水
 - (e) 海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプへの直接供給による代替炉心注水
 - b. 代替再循環運転
 - (a) A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転
 - (b) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順
 - c. その他の手順項目にて考慮する手順

- d. 優先順位
 - (2) サポート系機能喪失時の手順等
 - a. 代替炉心注水
 - (a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水
 - (b) A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水
 - (c) C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水
 - (d) A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水
 - (e) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水
 - (f) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水
 - b. 代替再循環運転
 - (a) 全交流動力電源喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合
 - i. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転
 - ii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転
 - (b) 1 次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合
 - i. A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転
 - ii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転
 - iii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転
 - c. 格納容器隔離弁の閉止
 - d. その他の手順項目にて考慮する手順
 - e. 優先順位
 - (3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等
- 1.4.2.2 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合
- (1) フロントライン系機能喪失時の手順等
 - a. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）
 - (a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気

発生器への注水

- (b) 主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水
- (c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水
- (d) 海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水
- b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）
 - (a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出
 - (b) タービンバイパス弁による蒸気放出
- c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード
- (2) サポート系機能喪失時の手順等
 - a. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）
 - (a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水
 - (b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水
 - b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）
 - (a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出
 - c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード
- (3) その他の手順項目にて考慮する手順
- (4) 優先順位

1.4.2.3 運転停止中の場合

- (1) フロントライン系機能喪失時の手順等
 - a. 炉心注水
 - (a) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水
 - (b) アクキュムレータによる炉心注水
 - b. 代替炉心注水
 - (a) 燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水
 - (b) A、B 内部スプレポンプ（R H R S－C S S 連絡ライン使用）に

よる代替炉心注水

(c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

(d) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水

(e) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

(f) 海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプへの直接供給による代替炉心注水

c. 代替再循環運転

(a) A、B 内部スプレポンプ（RHR S－C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転

d. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

(b) 主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水

(c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水

(d) 海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水

e. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

(b) タービンバイパス弁による蒸気放出

f. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

g. その他の手順項目にて考慮する手順

h. 優先順位

(2) サポート系機能喪失時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水

(b) アキュムレータによる代替炉心注水

(c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

(d) A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水

- (e) C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水
- (f) A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水
- (g) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水
- (h) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水
- b. 代替再循環運転
 - (a) 運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した場合
 - i. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転
 - ii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転
 - (b) 運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合
 - i. A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転
 - ii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転
 - iii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転
- c. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）
 - (a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水
 - (b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水
- d. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）
 - (a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出
- e. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード
- f. その他の手順項目にて考慮する手順
- g. 優先順位
- (3) 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等
- 1.4.2.4 復旧に係る手順等
- 1.4.2.5 燃料の補給手順等
 - (1) 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの燃料補給
 - (2) 送水車への燃料補給

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

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却

a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。

(2) 復旧

a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の冷却機能は、以下のとおりである。

1 次冷却材喪失事象が発生して 1 次冷却系の保有水量を確保する必要がある場合に、非常用炉心冷却設備を用いて燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する冷却機能。また、長期的な原子炉の冷却として、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切り替えた後の再循環運転による冷却機能。

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中に余熱除去設備を用いた崩壊熱除去機能。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、原子炉を冷却する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態にある場合には、以下の機能により原子炉を冷却する。

なお、選定に当たり 1 次冷却系の保有水量により原子炉の冷却手段が異なるため、1 次冷却材喪失事象が発生している場合、1 次冷却材喪失事象が発生していない場合、運転停止中に分けて整理する。

1 次冷却材喪失事象が発生している場合に、1 次冷却系の保有水量を確保し、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備として、充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを設置する。また、1 次冷却材喪失事象後の再循環運転による原子炉の冷却が必要である場合の設計基準事故対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ、余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第 1 弁）、余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第 2 弁）及び格納容器再循環サンプスクリーンを設置する。

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備により原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備として、余熱除去ポンプ及び余熱除去クーラを設置する。

運転停止中において、崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として余熱除去ポンプ及び余熱除去クーラを設置する。

なお、本条項での運転停止中とは、1 次冷却材温度 177°C 以下、1 次冷却材圧力 2.7MPa 〔gage〕以下で余熱除去設備により原子炉を冷却している期間（すべての燃料が格納容器の外にある場合を除く。）とする。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定し、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する機能喪失に対して対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.4.1図～第1.4.4図）。（以下「機能喪失原因対策分析」という。）

また、1 次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し溶融デブリが原子炉容器

内に残存した場合において、格納容器の破損を防止する対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほか、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因と対策手段の検討、審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.4.1表～第1.4.6表に示す。

a. 1次冷却材喪失事象が発生している場合

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系機能喪失として非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク、余熱除去クーラ又は余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第1弁）若しくは余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第2弁）の故障等を想定する。また、格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞を想定する。

サポート系機能喪失として全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷

却機能喪失を想定する。

また、炉心溶融後において、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合を想定する。

1 次冷却材喪失事象の発生は、加圧器水位、圧力の低下、格納容器内温度、圧力の上昇、格納容器サンプ水位の上昇、凝縮液量測定装置の水位上昇、格納容器内の放射線モニタの指示上昇等により判断する。

(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合は、代替炉心注水※2により原子炉へ注水する手段がある。

代替炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A、B 内部スプレポンプ (R H R S - C S S 連絡ライン使用)
- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ 可搬式オイルポンプ
- ・ タンクローリー
- ・ 燃料油移送ポンプ
- ・ 電動消火ポンプ
- ・ ディーゼル消火ポンプ
- ・ A、B 淡水タンク
- ・ N o . 1、2 淡水タンク
- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプ
- ・ 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)
- ・ 送水車

- ・ 軽油用ドラム缶
- ・ 海水ポンプ

※2 代替炉心注水：非常用炉心冷却設備による炉心注水ができない場合に、その代替手段として原子炉へ注水する手段をいう。また、自己冷却又は空調用冷水を使用した代替補機冷却による注水時も同様。

再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ又は余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプル連絡第1弁）若しくは余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプル連絡第2弁）の故障等により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合は、代替再循環運転※3により原子炉へ注水する手段がある。

代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）
- ・ A内部スプレクーラ
- ・ A・B内部スプレポンプ入口弁（格納容器再循環サンプル側）
- ・ 格納容器再循環サンプル
- ・ 格納容器再循環サンプルスクリーン

※3 代替再循環運転：非常用炉心冷却設備による再循環運転ができない場合に、その代替手段として原子炉へ注水する手段をいう。また、空調用冷水又は海水を使用した代替補機冷却による注水時も同様。

再循環運転中に格納容器再循環サンプルスクリーンが閉塞した場合は、炉心注水※4により原子炉への注水操作を行い、原子炉へ注水ができない場合は代替炉心注水により原子炉へ注水する手段がある。

炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ

- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ ほう酸ポンプ
- ・ ほう酸タンク
- ・ 1次系純水ポンプ
- ・ 1次系純水タンク

※4 炉心注水：設計基準事故対処設備で原子炉へ注水する手段をいう。

代替炉心注水に使用する設備は充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等時に使用する設備と同様。

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、炉心注水、代替炉心注水及び代替再循環運転で使用する設備のうち、A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置、燃料取替用水タンク、復水タンク、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー、燃料油移送ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車、軽油用ドラム缶、A内部スプレクーラ、A・B内部スプレポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ側）、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン及び充てん／高圧注入ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則で要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、非常用炉心冷却設備による原子炉への注水機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却できる。また、以下の設備はそれぞれに示す理由から多様性拡張設

備と位置づける。

- ・ 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、A、B 淡水タンク、No. 1、2 淡水タンク

消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ、海水ポンプ

燃料取替用水タンク及び復水タンクのバックアップであり、ディスタンスピース取替え作業に時間を要するが、恒設代替低圧注水ポンプ及び海水ポンプを使用して継続的に原子炉へ注水を行う代替手段として有効である。

- ・ ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、1 次系純水ポンプ、1 次系純水タンク

原子炉補給系の補給水供給設備である 1 次系純水タンク及び 1 次系純水ポンプは耐震性がないものの、1 次系純水タンク及び 1 次系純水ポンプが健全であれば燃料取替用水タンクの代替手段として有効である。

(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの補機冷却水喪失等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合は、代替炉心注水及び代替再循環運転により原子炉へ注水する手段がある。

代替炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料油貯蔵タンク

- ・ 可搬式オイルポンプ
- ・ タンクローリー
- ・ 燃料油移送ポンプ
- ・ A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）
- ・ ディーゼル消火ポンプ
- ・ N o. 1、2 淡水タンク
- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプ
- ・ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）
- ・ 送水車
- ・ 軽油用ドラム缶
- ・ A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）
- ・ 電動消火ポンプ
- ・ A、B 淡水タンク

代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ B 余熱除去ポンプ（海水冷却）
- ・ B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）
- ・ 大容量ポンプ
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ タンクローリー
- ・ 可搬式オイルポンプ
- ・ 燃料油移送ポンプ
- ・ A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、代替炉心注水、

代替再循環運転で使用する設備のうち、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、燃料取替用水タンク、復水タンク、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー、燃料油移送ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車、軽油用ドラム缶、B 余熱除去ポンプ（海水冷却）、B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）、大容量ポンプ、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定された設備は、審査基準及び基準規則で要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、非常用炉心冷却設備による原子炉への注水機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却できる。また、以下の設備はそれぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）、燃料取替用水タンク

自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却系が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却系に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使うことができず、また、重大事故等対処設備である恒設代替低圧注水ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備となるため系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、A、B 淡水タンク、No. 1、2 淡水タンク

消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）、燃料取替用水タンク、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン

冷却水の供給設備であるチラーユニットは耐震性がないものの、冷水系が健全であれば原子炉補機冷却水の代替手段として有効である。

(c) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の対応手段及び設備

i. 対応手段

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、原子炉容器内に溶融デブリが残存する場合は、格納容器水張り（格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイ）※⁵により残存する溶融デブリを冷却する手段がある。

格納容器水張り（格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイ）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 内部スプレポンプ
- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 送水車
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ 可搬式オイルポンプ
- ・ タンクローリー
- ・ 燃料油移送ポンプ
- ・ 軽油用ドラム缶
- ・ 電動消火ポンプ
- ・ ディーゼル消火ポンプ
- ・ A、B 淡水タンク
- ・ No. 1、2 淡水タンク
- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプ
- ・ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）

- ・ 海水ポンプ

※5 格納容器水張り：格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内にスプレイすることで炉心本体を水で満たすことをいう。

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

審査基準及び基準規則で要求される格納容器水張りで使用する設備のうち、内部スプレポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、空冷式非常用発電装置、燃料取替用水タンク、復水タンク、送水車、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー、燃料油移送ポンプ及び軽油用ドラム缶は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの重大事故等対処設備により、原子炉容器に溶融デブリが残存する場合においても、残存する溶融デブリを冷却できる。また、以下の設備はそれぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、A、B淡水タンク、No. 1、2淡水タンク

消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ格納容器スプレイの代替手段として有効である。

- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車

可搬型ホース等の運搬、接続作業その他に時間を要し、燃料取替用水タンクの枯渇に間に合わないが、格納容器スプレイの代替手段であり、長期的な事故収束手段として有効である。

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、海水ポンプ

燃料取替用水タンク及び復水タンクのバックアップであり、ディスタンスピース取替え作業に時間を要するが、

恒設代替低圧注水ポンプ又は原子炉下部キャビティ注水ポンプ及び海水ポンプを使用して継続的に格納容器へスプレイを行う代替手段として有効である。

b. 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系機能喪失として余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラの故障等を想定する。

また、サポート系機能喪失として全交流動力電源喪失を想定する。

(a) フロントライン系機能喪失の対応手段及び設備

i. 対応手段

余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手段がある。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 主給水ポンプ
- ・ 蒸気発生器水張りポンプ
- ・ 脱気器タンク
- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）
- ・ 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）
- ・ 海水ポンプ

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設備

は以下のとおり。

- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ タービンバイパス弁

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 消防ポンプ

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却で使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、いずれも重大事故等対処設備として位置づける。

これらの重大事故等対処設備により、余熱除去設備による炉心冷却ができない場合においても、原子炉を冷却できる。また、以下の設備はそれぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ 主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ、脱気器タンク
耐震性がないものの、常用母線が健全で、脱気器タンクの保有水があれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。
- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）、発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）、復水タンク

ポンプ吐出圧力が約 3.0MPa [gage] であるため、1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材温度が低下し、蒸気発生器 2 次側の圧力が低下しないと使用できないが、補助給水ポンプの代替手段として長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・ 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、海水ポンプ

復水タンク及び燃料取替用水タンクのバックアップで

あり、ディスタンスピース取替え作業に時間を要するが、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプ及び海水ポンプを使用して継続的に蒸気発生器へ注水を行う代替手段として有効である。

- ・ タービンバイパス弁

耐震性がないものの、常用母線及び復水器真空度が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。

- ・ 消防ポンプ

耐震性がないタービン建屋にアクセスする必要があるが、健全であれば長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

余熱除去設備である余熱除去ポンプの補機冷却水喪失等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手段がある。

蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ 可搬式オイルポンプ
- ・ タンクローリー
- ・ 燃料油移送ポンプ
- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）

- ・ 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 消防ポンプ

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却で使用する電動補助給水ポンプ、空冷式非常用発電装置、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー、燃料油移送ポンプ及び主蒸気逃がし弁（現場手動操作）は、いずれも重大事故等対処設備として位置づける。

これらの重大事故等対処設備により、余熱除去設備による原子炉の冷却ができない場合においても、原子炉を冷却できる。また、以下の設備はそれぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）、発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）、復水タンク

ポンプ吐出圧力が約3.0MPa [gage] であるため、1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材温度が低下し、蒸気発生器 2 次側の圧力が低下しないと使用できないが、補助給水ポンプの代替手段として長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・ 消防ポンプ

耐震性がないタービン建屋にアクセスする必要がある

が、健全であれば長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

c. 運転停止中の場合

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系機能喪失として余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラの故障等を想定する。

また、サポート系機能喪失として全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失を想定する。

(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手段がある。

炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ アキュムレータ
- ・ ほう酸ポンプ
- ・ ほう酸タンク
- ・ 1 次系純水ポンプ
- ・ 1 次系純水タンク

代替炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料取替用水タンク（重力注水）
- ・ A、B 内部スプレポンプ（R H R S－C S S 連絡ライン使用）
- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置

- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ 可搬式オイルポンプ
- ・ タンクローリー
- ・ 燃料油移送ポンプ
- ・ 電動消火ポンプ
- ・ ディーゼル消火ポンプ
- ・ A、B 淡水タンク
- ・ No. 1、2 淡水タンク
- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプ
- ・ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）
- ・ 送水車
- ・ 軽油用ドラム缶
- ・ 海水ポンプ

代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A、B 内部スプレポンプ（R H R S－C S S 連絡ライン使用）
- ・ A 内部スプレクーラ
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 主給水ポンプ
- ・ 蒸気発生器水張りポンプ

- ・ 脱気器タンク
- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）
- ・ 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）
- ・ 海水ポンプ

蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ タービンバイパス弁

蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 消防ポンプ

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転及び蒸気発生器２次側による炉心冷却で使用する設備のうち、充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク、アキュムレータ、A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー、燃料油移送ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車、軽油用ドラム缶、A内部スプレクーラ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則で要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、余熱除去ポンプの故障等で

崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却できる。
また、以下の設備はそれぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、1次系純水ポンプ、1次系純水タンク

原子炉補給系の補給水供給設備である1次系純水タンク及び1次系純水ポンプは耐震性がないものの、1次系純水タンク及び1次系純水ポンプが健全であれば燃料取替用水タンクの代替手段として有効である。

- ・ 燃料取替用水タンク（重力注水）

プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、原子炉へ注水できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、A、B淡水タンク、No. 1、2淡水タンク

消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ、海水ポンプ

燃料取替用水タンク及び復水タンクのバックアップであり、ディスタンスピース取替え作業に時間を要するが、恒設代替低圧注水ポンプ及び海水ポンプを使用して継続的に原子炉へ注水を行う代替手段として有効である。

- ・ 主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ、脱気器タンク

耐震性がないものの、常用母線が健全で、脱気器タンクの保有水があれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。

- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）、発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）、復水タンク

ポンプ吐出圧力が約3.0MPa [gage] であるため、1次冷

却材圧力及び1次冷却材温度が低下し、蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないが、補助給水ポンプの代替手段として長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・ 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、海水ポンプ

復水タンク及び燃料取替用水タンクのバックアップであり、ディスタンスピース取替え作業に時間を要するが、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプ及び海水ポンプを使用して継続的に蒸気発生器へ注水を行う代替手段として有効である。

- ・ タービンバイパス弁

耐震性がないものの、常用母線及び復水器真空度が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。

- ・ 消防ポンプ

耐震性がないタービン建屋にアクセスする必要があるが、健全であれば長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

余熱除去設備である余熱除去ポンプの補機冷却水喪失等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、代替炉心注水、代替再循環運転、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び蒸気発生器2次側のフイードアンドブリードにより原子炉を冷却する手段がある。

代替炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料取替用水タンク（重力注水）
- ・ アクキュムレータ
- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置

- ・ C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ 可搬式オイルポンプ
- ・ タンクローリー
- ・ 燃料油移送ポンプ
- ・ A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）
- ・ ディーゼル消火ポンプ
- ・ N o. 1、2 淡水タンク
- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプ
- ・ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）
- ・ 送水車
- ・ 軽油用ドラム缶
- ・ A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）
- ・ 電動消火ポンプ
- ・ A、B 淡水タンク

代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ B 余熱除去ポンプ（海水冷却）
- ・ B 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）
- ・ 大容量ポンプ
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ タンクローリー
- ・ 可搬式オイルポンプ
- ・ 燃料油移送ポンプ

- ・ A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ 可搬式オイルポンプ
- ・ タンクローリー
- ・ 燃料油移送ポンプ
- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）
- ・ 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）

蒸気発生器 2 次側フィードアンドブリードで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 消防ポンプ

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、代替炉心注水、代替再循環運転及び蒸気発生器 2 次側による炉心冷却で使用する設備のうち、アキュムレータ、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、燃料取替用水タンク、復水タンク、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイル

ポンプ、タンクローリー、燃料油移送ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車、軽油用ドラム缶、B余熱除去ポンプ（海水冷却）、B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）、大容量ポンプ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁（現場手動操作）は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は審査基準及び基準規則で要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、余熱除去ポンプの補機冷却水喪失等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却できる。また、以下の設備はそれぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ 燃料取替用水タンク（重力注水）

プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、原子炉へ注水できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）、燃料取替用水タンク

自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却系が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却系に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使うことができず、また、重大事故等対処設備である恒設代替低圧注水ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断しからの準備となるため系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、A、B淡水タンク、No. 1、2淡水タンク

消火を目的として配備しているが、火災が発生していな

ければ炉心注水の代替手段として有効である。

- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）、発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）、復水タンク

ポンプ吐出圧力が約3.0MPa〔gage〕であるため、1次冷却材圧力及び1次冷却材温度が低下し、蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないが、補助給水ポンプの代替手段として長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・ 消防ポンプ

耐震性がないタービン建屋にアクセスする必要があるが、健全であれば長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・ A余熱除去ポンプ（空調用冷水）、燃料取替用水タンク、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン

冷却水の供給設備であるチラーユニットは耐震性がないものの、冷水系が健全であれば原子炉補機冷却水の代替手段として有効である。

d. 手順等

上記のa.、b.及びc.により選定した対応手段に係る手順及び復旧に必要な手順を整備する。また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備を整備する（第1.4.7表、第1.4.8表）。

これらの手順は、発電所対策本部長^{※6}、当直課長、運転員等^{※7}及び緊急安全対策要員^{※8}の対応として恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順等に定める（第1.4.1表～第1.4.6表）。

※6 発電所対策本部長：重大事故等発生時における発電所原子力防災管理者及び代行者をいう。

※7 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち当直課長の指示に基づき運転対応を実施する要員をいう。

※8 緊急安全対策要員：重大事故等対策要員のうち発電所対策本部長の指示に基づき対応する運転員等以外の要員をいう。

1.4.2 重大事故等時の手順等

1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

1次冷却材喪失事象が発生後、1系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を安全注入流量及び余熱除去クーラ出口流量等により確認できない場合又は、炉心出口温度が350℃以上となった場合、かつ原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第1.4.5図に、タイムチャートを第1.4.6図に示す。

① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にA、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による原子炉への注水準備と系統構成を指示する。

② 運転員等は、中央制御室でA又はB内部スプレポンプが起動し

ていることを確認するとともに、中央制御室及び現場でA、B内部スプレポンプ（R H R S－C S S連絡ライン使用）注水の系統構成を実施する。

- ③ 当直課長は、A、B内部スプレポンプ（R H R S－C S S連絡ライン使用）による原子炉への注水が可能となれば、運転員等に注水開始を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で他の系統と連絡する弁の閉を確認した後、R H R S－C S S連絡ラインの電動弁を開操作する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室でA余熱除去クーラ出口流量等により原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で炉内温度の低下等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等1名、現場にて運転員等1名により作業を実施し、所要時間は約19分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

静的機器の単一故障であるA余熱除去ポンプ出口逆止弁～低温側注入配管の間において配管が損傷した場合は、A、B内部スプレポンプ（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水はできない。これと同時に、B余熱除去ポンプ、A充てん／高圧注入ポンプ、B充てん／高圧注入ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプの4つの動的機器の多重故障の組合せを想定した場合は、原子炉への注水機能が喪失するが、このシーケンスは稀な場合であって、万一の場合は格納容器破損防止策にて対応する。その他の代替炉心注水についても同様。

(b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する手順を整備する。

恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う手順を整備する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。

i. 手順着手の判断基準

A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.7 図に、タイムチャートを第 1.4.8 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水準備作業と系統構成を

指示する。

- ② 運転員等は、中央制御室で空冷式非常用発電装置が起動していることを確認する。起動していない場合は、中央制御室より起動する。
- ③ 運転員等は、中央制御室及び現場で恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水を行うための系統構成を実施する。
- ④ 当直課長は、運転員等に原子炉への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で恒設代替低圧注水ポンプを起動し、恒設代替低圧注水ポンプ出口ラインに設置された恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算等により、恒設代替低圧注水ポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が可視範囲となるまでは最大流量で注水する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で炉内温度等を監視し、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認し、加圧器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場で恒設代替低圧注水ポンプ出口ラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

【恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える場合の手順】

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを確認し、運転員等に恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行うことを指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。
- ③ 運転員等は、中央制御室で恒設代替低圧注水ポンプ出口ラインに設置された恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算等により、

恒設代替低圧注水ポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が可視範囲となるまでは最大流量で注水する。

- ④ 運転員等は、中央制御室で炉心出口温度等を監視し、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認し、加圧器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場で恒設代替低圧注水ポンプ出口ラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等 1 名、現場にて運転員等 1 名により作業を実施し、所要時間は約 30 分と想定する。

R H R S - C S S 連絡ラインの電動弁は、電源が回復しない場合においては現場にて手動で操作する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(c) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ（以下「消火ポンプ」という。）により A、B 淡水タンク水又は No. 1、2 淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

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

i. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が A

余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な A、B 淡水タンク水位又は No. 1、2 淡水タンク水位が確保されており、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

消火ポンプによる代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.9 図に、タイムチャートを第 1.4.10 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に消火ポンプによる原子炉への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室及び現場で消火ポンプ起動のための駆動源や水源が確保されていることを確認して系統構成を実施する。
- ③ 当直課長は、消火ポンプによる原子炉への注水が可能となれば、運転員等に注水開始を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で他の系統と連絡する弁の閉を確認した後、消火ポンプを起動し、消火水ライン弁を開操作する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で内部スプレ系連絡消火水流量積算等により原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で炉内温度等の指示の低下又は炉外核計装装置による原子炉出力の監視等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等 1 名、現場にて運転員等 2 名により作業を実施し、所要時間は約 40 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、

通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水がA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。

概略系統を第 1.4.11 図に、タイムチャートを第 1.4.12 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき発電所対策本部長に可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ③ 緊急安全対策要員は、現場で送水車、取水ポンプ、可搬型ホース等を所定の位置に配置する。
- ④ 緊急安全対策要員は、現場で可搬型ホース等を敷設、接続する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式代替低圧注水ポンプを所定の位置に配置し、可搬型ホースを敷設する。また、可搬式代替低圧注水ポンプの吸込み管及び吐出管の接続を行う。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式代替低圧注水ポンプの可搬

型ホース及び可搬式代替低圧注水ポンプ用主配管を接続する。

- ⑦ 緊急安全対策要員は、現場で電源車の発電機と起動盤のケーブルが接続されていることを確認し、起動盤から可搬式代替低圧注水ポンプまで電源ケーブルの接続を行う。
- ⑧ 緊急安全対策要員は、現場で発電機を起動し、電圧、周波数及び回転数を確認し、遮断器を投入する。
- ⑨ 運転員等は、中央制御室及び現場で安全注入系の弁を操作し代替炉心注水の系統構成を行う。
- ⑩ 緊急安全対策要員は、現場で送水車を起動し、可搬式代替低圧注水ポンプへ送水を行い、可搬式代替低圧注水ポンプ本体への水張りを行う。
- ⑪ 発電所対策本部長は、当直課長に炉外核計装装置により原子炉出力の監視が可能であることを確認する。
- ⑫ 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に原子炉への注水が可能になれば、注水開始を指示する。
- ⑬ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式代替低圧注水ポンプを起動し、運転状態に異常のないことを確認する。
- ⑭ 緊急安全対策要員は、現場で可搬式代替低圧注水ポンプ出口弁を開操作して原子炉への注水を開始するとともに、送水車から可搬式代替低圧注水ポンプへの供給状態に異常のないことを確認する。
- ⑮ 運転員等は、原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ⑯ 運転員等は、中央制御室で炉内温度等の指示の低下及び炉外核計装装置での原子炉出力の監視等により、可搬式代替低圧注水ポンプの運転状態に異常がないこと及び原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑰ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。
- ⑱ 緊急安全対策要員は、現場で発電機及び送水車の運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃

料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、約 4.1 時間の運転が可能。送水車は、約 5.5 時間の運転が可能。）

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等 1 名、現場にて運転員等 1 名及び緊急安全対策要員 18 名により作業を実施し、所要時間は約 8.5 時間と想定する。

R H R S - C S S 連絡ライン弁の電動弁は、電源が回復しない場合においては現場にて手動で操作する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

(e) 海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプへの直接供給による代替炉心注水

原子炉への注水が必要な場合に燃料取替用水タンク、復水タンクの枯渇、破損等により機能喪失し原子炉への注水ができない場合、海水ポンプを用いて恒設代替低圧注水ポンプへ海水を直接供給し、原子炉に注水する手順を整備する。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う手順を整備する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水

先を原子炉から格納容器へ切り替える。

i. 手順着手の判断基準

原子炉への注水が必要な場合において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合に、交流動力電源が健全で、海水ポンプが起動している場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.2(6)「燃料取替用水タンクから海水への水源切替（海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプ直接供給）」にて整備する。

燃料取替用水タンクから海水への水源切替後の代替炉心注水の手順は 1.4.2.1(1)a.(b)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水」にて整備する。

b. 代替再循環運転

1 次冷却材喪失事象が発生している場合に燃料取替用水タンク水を原子炉に注水し、格納容器再循環サンプ水位が再循環切替可能な水位に到達すれば、再循環運転を開始する。このとき、余熱除去ポンプの故障等により再循環運転に移行できない場合に代替再循環運転により原子炉を冷却する。

(a) A、B 内部スプレポンプ（RHR S－C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転

再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラの故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、A、B 内部スプレポンプ（RHR S－C S S 連絡ライン使用）及びA内部スプレクーラにより格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、再循環運転による原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）を用いた代替再循環運転手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.13 図に、タイムチャートを第 1.4.14 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にA、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転による原子炉の冷却操作の準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室でA又はB内部スプレポンプが起動していること及びRHR S－C S S連絡ライン弁の電源が入であることを確認するとともに、中央制御室でA、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転の系統構成を実施する。
- ③ 当直課長は、運転員等にA、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）を用いた代替再循環運転による原子炉の冷却が可能となれば、開始を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で他の系統と連絡する弁の閉を確認した後、RHR S－C S S連絡ライン弁を開操作する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室でA余熱除去クーラ出口流量等により原子炉への注水流量が確保されたことを確認する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で炉内温度の低下等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等 1 名により実施し、所要時間は約 5 分と想定する。

(b) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の 手順

A、B 内部スプレポンプ（RHR S－C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に対応する手段がある。この再循環運転での原子炉への注水に至るまでには、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び内部スプレポンプを使用した再循環運転を行っていることも考えられるため、これらを含めて格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に対応する手順を整備する。

格納容器再循環サンプスクリーンについては、海外で発生した格納容器再循環サンプスクリーン閉塞対策として、必要な設備の対策を行っており閉塞することは考えにくいものの、閉塞が発生した場合に備え対応する。

i. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び内部スプレポンプによる再循環運転で原子炉へ注水を行っている場合に、格納容器再循環サンプ水位の低下、ポンプの流量低下、ポンプ出口圧力の変動又は低下等により格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候を確認した場合。

ii. 操作手順

格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候を確認した場合の手順の概要は以下のとおり。手順内の格納容器内自然対流冷却の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

のうち、1.7.2.1(2)a.「A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却」にて整備する。概略系統を第 1.4.15 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の対応処置の開始を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で再循環運転している場合は格納容器スプレイを停止する。
- ③ 運転員等は、中央制御室で格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁を開操作し蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。
- ④ 運転員等は、中央制御室及び現場で原子炉補機冷却系の窒素加圧操作を行い、窒素加圧が完了すれば格納容器循環冷暖房ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室及び現場で燃料取替用水タンクの水量確保のため、1 次系純水タンク、ほう酸タンク、2 次系純水タンク、A、B 淡水タンク、No. 1、2 淡水タンク及び復水タンクを水源とし燃料取替用水タンクへの補給を行う。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で低圧再循環機能を回復させるため、余熱除去ポンプ 1 台を除き、他の充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを停止する。また、原子炉の注水に使用するポンプがキャビテーションを起こさない範囲で流量を低下させる。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で余熱除去ポンプ 1 台による低圧再循環運転での原子炉の注水に失敗した場合、燃料取替用水タンクを水源とし、充てん／高圧注入ポンプ 1 台による原子炉への注水を行う。充てん／高圧注入ポンプが使用できない場合は代替炉心注水を実施する。
- ⑧ 運転員等は、中央制御室で燃料取替用水タンクの水位を確認し、

燃料取替用水タンク水位計指示が 6.6%以下となった場合は、燃料取替用水タンクを水源とするすべてのポンプを停止する。

- ⑨ 運転員等は、中央制御室で燃料取替用水タンクへの補給状況を確認し、補給に成功している場合は、燃料取替用水タンク水位計指示が 6.6%以下にならないように、充てん／高圧注入ポンプ又は代替炉心注水を断続運転し原子炉への注水を継続する。
- ⑩ 運転員等は、中央制御室及び現場で燃料取替用水タンクへの補給不能の場合は、体積制御タンクへほう酸タンク及び 1 次系純水タンクからの補給を実施し、充てん／高圧注入ポンプ 1 台による充てんモードでの原子炉への注水を行う。
- ⑪ 運転員等は、中央制御室で原子炉への注水量が、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを原子炉格納容器水位等により確認すれば原子炉への注水を停止する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等 1 名、現場にて運転員等 1 名により作業を実施することができる。

対応手順のフローチャートを第 1.4.16 図に示す。

代替再循環運転による原子炉への注水操作が実施できない場合、余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第 1 弁）又は余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第 2 弁）の開操作不能により再循環運転に移行できない場合又は、格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水するとともに、格納容器循環冷暖房ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイを実施する。

余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第 1 弁）及び余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第 2 弁）に

については、定期試験及び定期点検を実施し、信頼性を確保する。

c. その他の手順項目にて考慮する手順

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の復水タンクからの補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.2(3)「燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替」及び1.13.2.2(11)「復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給」にて整備する。

1 次冷却材喪失事象の発生に伴い、炉心損傷の兆候が見られた場合の格納容器下部への注水については「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」のうち、1.8.2.1(1)a.(a)「内部スプレポンプによる格納容器スプレイ」、1.8.2.1(1)b.(a)「原子炉下部キャビティ直接注水」及び1.8.2.1(1)b.(b)「代替格納容器スプレイ」にて整備する。

格納容器内の冷却については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1 (1)a.(a)「A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却」又は1.6.2.1 (1)b.「代替格納容器スプレイ」にて整備する。

空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

d. 優先順位

1 次冷却材喪失事象時に、非常用炉心冷却設備による原子炉への注

水機能が喪失した場合の原子炉の冷却手段の優先順位を以下に示す。

代替炉心注水による原子炉への注水については、重大事故等対処設備であるA、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）と恒設代替低圧注水ポンプを使用した注水手段を優先する。A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）と恒設代替低圧注水ポンプの優先順位については、準備時間の短いA、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）を優先し、それができない場合に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。

A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）及び恒設代替低圧注水ポンプが使用できず、常用母線が健全であれば、電動消火ポンプを使用し、電動消火ポンプが使用できなければディーゼル消火ポンプを使用する。ただし、構内で火災が発生している場合においては、消火活動に優先して使用する。消火ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。

可搬式代替低圧注水ポンプは重大事故等対処設備であるが、使用準備に時間を要することから、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水手段を失った場合に消火ポンプによる代替炉心注水と同時に準備を開始する。

なお、燃料取替用水タンク、復水タンクが使用できない場合、海水ポンプが運転中であれば、海水ポンプを用いて恒設代替低圧注水ポンプへ海水を直接供給し、原子炉に注水を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.17図に示す。

1次冷却材喪失事象時に、余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の冷却手段を以下に示す。

炉心注水、代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、余熱除去ポンプによる再循環運転が不能であれば、A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉を冷

却する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.18図に示す。

(2) サポート系機能喪失時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う手順を整備する。

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水側とするよう準備を行い、空冷式非常用発電装置より受電すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。なお、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器スプレイ側へ変更し、代替格納容器スプレイを行うとともに、その後、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。

i. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(b)と同様。

(b) A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水

原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却機能喪失が発生し恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

A余熱除去ポンプ（空調用冷水）の起動操作は、中央制御室での遠隔起動が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第1.4.19図示す。

なお、冷水系による冷却水通水操作は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(5)b.「冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却」にて整備する。

(c) C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

C充てん／高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

i. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水がA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

原子炉補機冷却機能喪失時の対応であるA余熱除去ポンプ（空調用冷水）の故障等により、原子炉への注水がA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による原子炉への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.20 図に、タイムチャートを第 1.4.21 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による原子炉への注水操作の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき発電所対策本部長にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による原子炉への注水操作の準備作業と系統構成を指示する。
- ③ 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による原子炉への注水操作の準備作業と系統構成を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室及び現場でC充てん／高圧注入ポンプの自己冷却運転準備のため、安全注入系の弁や原子炉補機冷却系の弁等を隔離する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場でC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）ディスタンスピース 2 箇所の取替え及びベンディングホースの接続を実施する。

- ⑥ 運転員等は、現場でディスタンスピース取替え完了後に、化学体積制御系の弁を操作しC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）冷却水通水のための系統構成及び系統ベンディングを行う。
- ⑦ 当直課長は、運転員等にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による原子炉への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ⑧ 運転員等は、中央制御室でC充てん／高圧注入ポンプを起動する。ポンプ起動後、中央制御室及び現場でポンプ出口圧力、冷却水流量及び起動状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 運転員等は、現場で中央制御室と連絡を密にし、充てん流量制御弁バイパスラインに設置された手動弁により充てん流量を調整し、1次冷却系の保有水量を回復させる。
- ⑩ 運転員等は、中央制御室で1次冷却材温度の低下、充てん／高圧注入ポンプ出口圧力等により、原子炉が冷却状態であること及びC充てん／高圧注入ポンプの運転状態に異常がないことを継続して確認する。
- ⑪ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により1次冷却系の保有水量が回復したことを確認し、加圧器水位を監視可能な範囲に維持するため、現場で充てん流量制御弁バイパスラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等1名、現場にて運転員等3名及び緊急安全対策要員3名により作業を実施し、所要時間は約90分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

ディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

(d) A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の故障等により、原子炉への注水を充てん流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.22 図に、タイムチャートを第 1.4.23 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にA、B内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき発電所対策本部長にA、B内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ③ 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員にA、B内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室及び現場で、A、B内部スプレポンプ自己冷却運転準備のため、安全注入系の弁や原子炉補機冷却

系の弁等を隔離する。

- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場でA、B内部スプレポンプ自己冷却運転準備のため、ディスタンスピース 2 箇所を取替え及びベンテイングホースの接続を実施する。
- ⑥ 運転員等は、現場でディスタンスピースの取替え完了後に、格納容器スプレイ系の弁を操作しA、B内部スプレポンプ冷却水通水のための系統構成及び系統ベンテイングを行う。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室及び現場でA、B内部スプレポンプ起動準備のために他の系統と連絡する弁の閉を確認した後、R H R S - C S S 連絡ライン弁を開操作する。
- ⑧ 当直課長は、A、B内部スプレポンプによる原子炉への注水が可能となれば、運転員等に原子炉への注水開始を指示する。
- ⑨ 運転員等は、中央制御室及び現場でA又はB内部スプレポンプを起動し、ポンプ起動後、冷却水流量及び起動状態に異常がないことを確認する。また、中央制御室でA余熱除去クーラ出口流量等により原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ⑩ 運転員等は、中央制御室で炉内温度の低下等により、A又はB内部スプレポンプの運転状態に異常がないこと及び原子炉が冷却状態であることを継続して確認する。
- ⑪ 運転員等は、中央制御室で原子炉水位等により1次冷却系の保有水量が回復することを確認し、加圧器水位を監視可能な範囲に維持するため、中央制御室及び現場で注水流量を調整する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等1名、現場にて運転員等3名及び緊急安全対策要員3名により作業を実施し、所要時間は約105分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同

程度である。

ディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

(e) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりNo. 1、2淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

また、原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによりNo. 1、2淡水タンク水又はA、B淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

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

i. 手順着手の判断基準

A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なNo. 1、2淡水タンク水位又はA、B淡水タンク水位が確保されており、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(c)と同様。

(f) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉へ海水を注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S 連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水が A 余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(d)と同様。

b. 代替再循環運転

(a) 全交流動力電源喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合

i. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

全交流動力電源喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合、B 余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.24 図、タイムチャートを第 1.4.25 図に示す。

大容量ポンプによる冷却水通水操作は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(5)a.「大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水」にて整備する。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にB余熱除去ポンプ(海水冷却)による低圧代替再循環運転の準備と系統構成が完了すれば低圧代替再循環運転の開始を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で低圧代替再循環運転のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員等は、中央制御室でB余熱除去ポンプを起動し、原子炉へ注水されていることをB余熱除去クーラ出口流量等で確認するとともに1次冷却材温度の低下等でB余熱除去ポンプの起動状態に異常がないことを継続して確認する。

(iii) 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等1名により実施することができる。

ii. B余熱除去ポンプ(海水冷却)及びB充てん／高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧代替再循環運転

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ(海水冷却)及びB充てん／高圧注入ポンプ(海水冷却)を用いた高圧代替再循環運転を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

B余熱除去ポンプ(海水冷却)による低圧代替再循環運転による原子炉への注水が、B余熱除去クーラ出口流量等にて確

認できない場合に、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.26 図に、タイムチャートを第 1.4.27 図示す。

大容量ポンプによる冷却水通水操作は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(5)a.「大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水」にて整備する。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転の準備と系統構成が完了すれば高圧代替再循環運転の開始を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で高圧代替再循環運転のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員等は、中央制御室でB余熱除去ポンプ及びB充てん／高圧注入ポンプを起動し、ポンプ出口圧力等によりB余熱除去ポンプ及びB充てん／高圧注入ポンプの起動状態に異常がないことを確認するとともに原子炉へ注水されていることを安全注入流量等で確認する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で1次冷却材温度の低下や安全注入流量等により、原子炉の冷却状態並びにB余熱除去ポンプ及びB充てん／高圧注入ポンプの運転状態に異常がないことを継続して確認する。

(iii) 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等 1 名により実施することができる。

(b) 1 次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合

i. A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転

1 次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

1 次冷却材喪失時における再循環運転時において原子炉補機冷却機能が喪失し原子炉補機冷却水の通水を 1 次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、冷水系が運転中で、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）の起動は、中央制御室での遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.28 図に示す。

なお、冷水系による冷却水通水操作は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1 (5)b. 「冷水ポンプによる A 余熱除去ポンプ代替補機冷却」にて整備する。

ii. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

1 次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B 余熱除去ポンプを用いた低圧代替再循環運転

による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却機能喪失時に、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）の機能喪失により、原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

1.4.2.1(2)b.(a)i.と同様。

iii. B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転による原子炉への注水がB余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

1.4.2.1(2)b.(a) ii .と同様。

c. 格納容器隔離弁の閉止

全交流動力電源が喪失した場合、R C P シール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、R C P シール部から 1 次冷却材が漏えいするおそれがあるため、封水戻り第 2 隔離弁等を閉操作する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合。

(b) 操作手順

空冷式非常用発電装置により電源が確保されれば、中央制御室にて、封水戻り第 2 隔離弁を閉操作し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、動作する格納容器隔離弁の閉を確認する。

なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。タイムチャートを第1.4.29図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の対応は現場にて運転員等2名により作業を実施し、所要時間は約3.5時間と想定する。

円滑に作業ができるように移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

隔離操作については、R C P シール部からの 1 次冷却材漏えいを防止するため、封水戻り第 2 隔離弁を優先して閉操作する。

d. その他の手順項目にて考慮する手順

1 次冷却材喪失事象に伴い、炉心損傷の兆候が見られる場合の格納容器下部への注水については「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」のうち、1.8.2.1(2)a.(a)「原子炉下部キャビティ直接注水」及び1.8.2.1(2)a.(b)「代替格納容器スプレイ」にて整備する。

格納容器内の冷却については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(2)a.「代替格納容器スプレイ」又は1.6.2.1(2)b.(a)「大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却」にて整備する。

空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の復水タンクからの補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.2(3)「燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替」及び1.13.2.2(11)「復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

e. 優先順位

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

代替炉心注水による原子炉への注水は、空冷式非常用発電装置から電源を確保できる場合、重大事故等対処設備であり、注水流量が大きく、準備時間の短い恒設代替低圧注水ポンプを優先して使用する。次

に高揚程であるC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。

恒設代替低圧注水ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水ができない場合は、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水を行う。これらの手段ができない場合は消火ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、構内で火災が発生している場合は、消火活動に優先して使用する。消火ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、海水を水源とした可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。可搬式代替低圧注水ポンプは重大事故等対処設備であるが、使用準備に時間を要することから、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用）による原子炉への注水手段を失った場合に準備を開始し、使用準備が完了し、多様性拡張設備を含む他の原子炉への注水手段がなければ原子炉へ海水の注水を行う。

原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は上記手段に加えて空調用冷水を使用したA余熱除去ポンプ及び電動消火ポンプによる原子炉への注水手段がある。A余熱除去ポンプ（空調用冷水）は恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水ができない場合に使用する。電動消火ポンプは原子炉補機冷却機能喪失時でも使用可能なためA、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水ができない場合に使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.30図に示す。

代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、大容量ポンプによる補機冷却水が確保できれば格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて大容量ポンプからの海水を格納容器循環冷暖房ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転ができない場合は、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運

転により原子炉へ注水を行う。

1 次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失し、余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合は、準備時間の短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた低压代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて大容量ポンプからの海水を格納容器循環冷暖房ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。

A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低压代替再循環運転ができない場合は、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低压代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて大容量ポンプからの海水を格納容器循環冷暖房ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低压代替再循環運転ができない場合は、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.31図に示す。

(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水することで溶融炉心を冷却する。

原子炉容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくい。が、原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内へのスプレイによる残存溶融デブリの冷却（格納容器水張り）手順として整備する。

炉心の著しい損傷、溶融発生時に恒設代替低压注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプ

レイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。

炉心の著しい損傷、溶融発生時に原子炉下部キャビティ注水ポンプにより代替格納容器スプレイを行う場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心の著しい損傷、溶融発生時に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。

なお、炉心損傷後の格納容器の減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば停止する手順としており、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。格納容器圧力は格納容器圧力計又は格納容器圧力計（広域）により監視するが、これらの計器が機能喪失により監視できない場合においては、格納容器内温度を監視することで圧力と飽和温度の関係から格納容器圧力を推定する。

a. 手順着手の判断基準

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用）等の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であると判断した場合。ただし、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより代替格納容器スプレイを行う場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプを原子炉下部キャビティ直接注水に使用していない場合。

b. 操作手順

格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる残存溶融デブリの冷却（格納容器水張り）の手順の概要は以下のとおり。

手順内の格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイの手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」のうち1.8.2.1(1)a.(a)「内部スプレポンプによる格納容器スプレイ」及び「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち1.6.2.2(1)b.「代替格納容器スプレイ」にて整備し、格納容器内自然対流冷却の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」のうち、1.7.2.1(2)a.「A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却」にて整備する。また、可搬型格納容器内水素濃度計測装置により水素濃度を監視する手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち、1.9.2.1(2)「水素濃度監視」で整備する。概略系統を第1.4.32図、第1.4.33図に示す。

- ① 当直課長は、発電所対策本部長と連絡を密にし、手順着手の判断基準に基づき運転員等に格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる格納容器へのスプレイ開始を指示する。また、代替炉心注水を実施していた場合は、代替格納容器スプレイへの切替えを指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で格納容器循環冷暖房ユニットにより格納容器内自然対流冷却が実施されていることを確認する。
- ③ 運転員等は、中央制御室で1次冷却材圧力を継続的に監視し、格納容器圧力より高い場合は、加圧器逃がし弁により減圧する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で格納容器の圧力を監視し、最高使用圧力に到達すれば、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる格納容器へのスプレイを開始する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で格納容器の圧力が最高使用圧力から50kPa 低下したことを確認すれば格納容器へのスプレイを停止する。その後、最高使用圧力となれば格納容器へのスプレイを開始し、これを繰り返す。

- ⑥ 運転員等は、中央制御室で格納容器の圧力、温度により格納容器内が減圧、冷却されていることを継続的に監視する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で格納容器への注水により、残存溶融デブリを冷却して格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを原子炉格納容器水位等により確認すれば格納容器への注水を停止する。

c. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等1名により実施することができる。

格納容器へスプレイするために使用する設備は、内部スプレポンプを優先し、それが使用できない場合は、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、消火ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプの順とする。

恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクを使用し、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.34図に示す。

格納容器水張り操作を実施する際は、1次冷却材圧力を監視する。1次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は、溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作して原子炉容器内と格納容器内を均圧させる。

格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位計、内部スプレクーラ出口流量計、格納容器スプレ流量積算計、内部スプレ系連絡消火水流量積算計、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算計、原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算計及び燃料取替用水タンク水位計の収支により注水量を把握する。

残存溶融デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却して格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとする。

格納容器水張りに使用した水が、ほう酸水と海水の混合水の場合でも、海水にも中性子吸収効果が見込まれるため、再臨界に至る可能性は低いが、制御できない臨界状態に至ることを避けるため、注水に当たっては可能な限りほう酸水を用いる。

なお、炉心が損傷した場合において、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え、内部スプレポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器の圧力の推移及び周辺放射線量の影響を監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施可否を検討する。

1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気

発生器への注水は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.35 図に示す。

(b) 主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備である主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2 次冷却系の設備が運転中であり、蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)a.「主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。

(c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器

内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプの故障等により蒸気発生器への注水ができないことを蒸気発生器水張り流量等により確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)b.「蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(d) 海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプ故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、海水ポンプを用いて補助給水ポンプへ海水を直接供給し、蒸気発生器に注水する手順を整備する。

なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）が必要な場合において、復水タンク及び 2 次系純水タンクが使用できない場合に交流動力電源が健全で、海水ポンプが起動している場合。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」のうち、1.13.2.1(4)「復水タンクから海水への水源切替（海水ポンプを用いた補助給水ポンプ直接供給）」にて整備する。

復水タンクから海水への水源切替後の蒸気発生器 2 次側による冷却の手順は、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.1(2)a.「電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。

b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合。

ii. 操作手順

主蒸気逃がし弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.35 図に示す。

(b) タービンバイパス弁による蒸気放出

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、

中央制御室にて常用設備であるタービンバイパス弁を開操作し、蒸気発生器から蒸気放出を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁による蒸気放出が蒸気発生器圧力等にて確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2次冷却系の設備が運転中であり復水器真空度が維持されている場合。

ii. 操作手順

タービンバイパス弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

c. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード

主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う手順を整備する。

蒸気発生器2次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンプローダウNTankより排出させ、適時放射性物質濃度等を確認する。

なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合において、低温停止に移行する場合。

(b) 操作手順

操作手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

のうち1.5.2.1(3)a.「消防ポンプを使用した蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード」にて整備する。

(2) サポート系機能喪失時の手順等

a. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クローラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.2(1)a.(a)と同様。

(b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を補助給水流量等により確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)b.「蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水」にて整備する。

b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クローラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを確認できた場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2)a.「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。

c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う手順を整備する。

蒸気発生器 2 次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを經由し、タービンプローダウンタンクより排出させ、適時放射性物質濃度等を確認する。

なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、低温停止に移行する場合。

(b) 操作手順

操作手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち1.5.2.1(3)a.「消防ポンプを使用した蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード」にて整備する。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。

復水タンクが枯渇又は破損時の補給手順等は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.1「蒸気発生器 2 次側

による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給に係る手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(4) 優先順位

1 次冷却材喪失事象でない場合に、フロントライン系又はサポート系機能喪失により原子炉の冷却機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

蒸気発生器が使用可能であれば、蒸気発生器への注水を優先し、注水が確保されれば蒸気放出を実施し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却操作を行う。蒸気発生器 2 次側による炉心冷却手段のうち、蒸気発生器への注水については、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプを用い、これらの補助給水ポンプが使用できない場合は、常用母線が健全であれば脱気器タンクを水源とした主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ又は復水タンクを水源とした蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水操作を行う。蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）は使用準備に時間を要することから主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプを優先して使用する。

また、蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合、水源を復水タンクから 2 次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。2 次系純水タンクも使用できない場合は、主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる注水を優先し、次に補助給水ポンプ及び海水ポンプが運転中であれば、海水ポンプを用いて補助給水ポンプへ海水を直接供給し、蒸気発生器 2 次側に注水を行う。

蒸気放出については主蒸気逃がし弁を用い、主蒸気逃がし弁が使用できない場合は、常用母線が健全であればタービンバイパス弁を使用する。

主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止に移行する場合は、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う。

全交流動力電源喪失時等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合は、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.36図、第1.4.37図に示す。

1.4.2.3 運転停止中の場合

運転停止中とは、1 次冷却材温度 177℃以下、1 次冷却材圧力 2.7MPa [gage] 以下で余熱除去設備により原子炉を冷却している期間（すべての燃料が格納容器の外にある場合を除く。）とする。

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備が使用できない場合において、1 次冷却系が満水状態であれば、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に期待する。

1 次冷却系に開口部（加圧器逃がし弁、加圧器安全弁取り外し中）がある状態であれば、蒸散による炉心冷却に期待する。

運転停止中におけるミッドループ運転中とは、燃料を取り出す前に 1 次冷却系を水抜きし、1 次冷却材配管中心付近（ノズルセンター）まで低下させた状態をいう。

なお、原子炉キャビティが高水位の状態においては、燃料取替用水タンクから原子炉へ注水する水量は限定されるが、原子炉キャビティに保有水があることから、早期に原子炉へ注水する必要はない。蒸散に伴う 1 次冷却系の保有水低下後は、格納容器再循環サンプに水位があることを確認し、低圧再循環運転又は高圧再循環運転を実施する。

また、格納容器内への蒸散に伴い、格納容器内の環境が悪化することから、格納容器内の作業員を退避させる。

これらの対応手順を以下に示す。

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 炉心注水

(a) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等によ

り崩壊熱除去機能が喪失した場合、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する手順を整備する。

充てん／高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、1次系純水ポンプ及び1次系純水タンクが健全であれば、代替水源として使用できる。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

運転停止中の充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.38 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で充てん／高圧注入ポンプ水源を体積制御タンクから燃料取替用水タンクへ切り替え、原子炉への注水のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員等は、充てん／高圧注入ポンプが運転していない場合は、中央制御室で充てん／高圧注入ポンプを起動後、充てん流量制御弁を開操作し、充てんによる注水を行う。
- ④ 運転員等は、中央制御室で1次冷却材温度や充てん流量等により原子炉の冷却状態及び充てん／高圧注入ポンプの運転状態に異常がないことを継続して確認する。また、冷却状態が維持できない場合は、溢水させフィードアンドブリードを行う。

iii. 操作の成立性

充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能である。

(b) アキュムレータによる炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、アキュムレータ水を原子炉に注水する手順を整備する。

アキュムレータによる炉心注水についてはタンク内圧力を利用するためアキュムレータ水位が低下して圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。

i. 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアキュムレータ水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

運転停止中のアキュムレータによる炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.39 図、タイムチャートを第 1.4.40 図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等へアキュムレータによる炉心注水を指示する。
- ② 運転員等は、現場でアキュムレータ出口電動弁の電源を入とする。
- ③ 運転員等は、中央制御室でアキュムレータ出口電動弁を 1 台ずつ開操作し、アキュムレータによる注水を行う。
- ④ 運転員等は、中央制御室でアキュムレータ水位低下及び 1 次冷却系の水位上昇により注水状態に異常がないことを継続して確認する。また、原子炉の冷却状態を維持するために継続的に原子炉への注水ができる手段を確保する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等 1 名、現場にて運転員等 1 名により作業を実施し、所要時間は約 30 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

b. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水

運転停止中のミッドループ運転中において、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

なお、燃料取替用水タンクの重力注水は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水位が低下した場合は、重力注水を停止する。

i. 手順着手の判断基準

充てん／高圧注入ポンプの故障等により、原子炉への注水を充てん流量等にて確認ができない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

運転停止中の燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.41 図に示す。

① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水準備を指示する。

② 運転員等は、中央制御室で燃料取替用水タンクからの重力注水

に必要な系統構成と他の系統と連絡する弁の閉を確認する。

- ③ 当直課長は、運転員等に原子炉への注水が可能となれば、原子炉への注水開始を指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室で余熱除去ポンプ入口弁（燃料取替用水タンク側）及び余熱除去系出口弁を開操作し、余熱除去クーラバイパス流量制御弁の開度を調整することで、燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水を開始する。注水開始後、中央制御室で余熱除去クーラ出口流量、燃料取替用水タンク水位、RCSノズルセンタ水位及び加圧器水位により、原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で1次冷却系の保有水量、1次冷却材温度、余熱除去クーラ出口流量等により原子炉の冷却状態に異常がないことを継続して確認する。また、冷却状態を維持できない場合は、溢水させフィードアンドブリードを行う。

iii. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて運転員等1名により実施することができる。

(b) A、B内部スプレポンプ（RHR S－CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、A、B内部スプレポンプ（RHR S－CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

アキュムレータによる原子炉への注水をアキュムレータ圧力等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(a)と同様。

(c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

i. 手順着手の判断基準

A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等で確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(b)と同様。

(d) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、消火ポンプによりA、B淡水タンク又はNo. 1、2淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

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

i. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水をA

余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なA、B淡水タンク又はNo. 1、2淡水タンク水位が確保されており、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(c)と同様。

(e) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉への注水をA余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)a.(d)と同様。

(f) 海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプへの直接供給による代替炉心注水

原子炉への注水が必要な場合に燃料取替用水タンク、復水タンクの枯渇、破損等により機能喪失し原子炉への注水ができない場合、海水ポンプを用いて恒設代替低圧注水ポンプへ海水を直接供給し、原子炉に注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

原子炉への注水が必要な場合において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合に、交流動力電源が健全で、海

水ポンプが起動している場合。

ii. 操作手順

操作手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.2(6)「燃料取替用水タンクから海水への水源切替（海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプ直接供給）」にて整備する。

燃料取替用水タンクから海水への水源切替後の代替炉心注水の手順は 1.4.2.1(1)a.(b)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水」にて整備する。

c. 代替再循環運転

(a) A、B 内部スプレポンプ（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転

運転停止中に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、A、B 内部スプレポンプ（R H R S－C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1)b.(a)と同様。

d. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、1次冷却系に開口部がなく、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作は、中央制御室での遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(b) 主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備である主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水が補助給水流量等で確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2次冷却系の設備が運