

泊発電所 3号炉審査資料	
資料番号	SAE713 r. 3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3号炉

重大事故等対策の有効性評価

令和3年10月
北海道電力株式会社

目 次

- 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 6.1 概要
 - 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 6.3 評価にあたって考慮する事項
 - 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 6.6 解析の実施方針
 - 6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
 - 6.9 参考文献

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.1 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
 - 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - 7.1.2 全交流動力電源喪失
 - 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
 - 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - 7.1.5 原子炉停止機能喪失
 - 7.1.6 ECCS注水機能喪失
 - 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
 - 7.1.8 格納容器バイパス

 - 7.2 重大事故
 - 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 7.2.4 水素燃焼
 - 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

 - 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.3.1 想定事故1
 - 7.3.2 想定事故2

 - 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 7.4.2 全交流動力電源喪失
- 7.4.3 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4 反応度の誤投入

7.5 必要な要員及び資源の評価

- 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録

- 付録1 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（後日提出）
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失

7.1.3.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において，炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」及び「原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では，原子炉の出力運転中に，原子炉補機冷却水ポンプの故障等により，すべての原子炉補機冷却機能が喪失する。このため，緩和措置がとられない場合には，高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水並びに原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送ができなくなるとともに，補機冷却を必要とする制御用空気供給機能が喪失することにより中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による1次系の減温，減圧ができなくなる。また，RCPシール部へのシール注水機能及びサーマルバリアの冷却機能の喪失によるRCPシール部からの1次冷却材の漏えい，加圧器逃がし弁又は安全弁からの1次冷却材の流出により1次系保有水量の減少が生じ，炉心損傷に至る。

したがって，本事故シーケンスグループでは，2次系を強制

的に減圧することにより1次系を減温，減圧し，炉心注水を行うことにより，炉心損傷を防止する。長期的には最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」における機能喪失に対して，炉心が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするため，補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却，代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びに充てんポンプによる炉心注水を整備する。また，長期的な冷却を可能とするため，格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却，高圧注入系による高圧再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第7.1.3.1図に，対応手順の概要を第7.1.3.2図に示すとともに，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第7.1.3.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち「7.1.3.2(1) 有効性評価の方法」に示す「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」における重大事故等対策時に必要な要員は，中央制御室の運転員，災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され，合計14名であり，事象発生3時間以降は参集要員も考慮する。具体的には，初動に必要な要員として，中央制御室の運転員が，中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名，運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐して

いる要員のうち災害対策要員が5名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。この必要な要員と作業項目について第7.1.3.3図に示す。なお、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」以外の事故シーケンスについては、作業項目を「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」と比較し、必要な要員数を確認した結果、14名で対処可能である。

a. 原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認

原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉の手動停止を行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。

補助給水流量確立の確認に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作

原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行う。

d. 原子炉補機冷却機能喪失時の対応

代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、アニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給、使用済燃料ピットへの注水確保、可搬型大型送水ポンプ車に

よる格納容器内自然対流冷却並びに中央制御室非常用循環系のダンパ開放の準備を開始する。

e. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位・圧力の低下，原子炉格納容器圧力・温度の上昇，格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇，格納容器内エリアモニタの上昇等により，1次冷却材の漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は，加圧器水位等である。

f. 補助給水系の機能維持の判断

すべての蒸気発生器への補助給水流量指示の合計が $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。

補助給水系の機能維持の判断に必要な計装設備は補助給水流量等である。

g. 1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の閉止

充てんポンプの起動時の1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために，1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁及び格納容器隔離弁の閉止を行う。また，非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。

h. 蒸気発生器2次側による炉心冷却

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し，主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開放することで，1次冷却材圧力（広域）指示 $1.7\text{MPa}[\text{gage}]$ （1次冷却材温度（広域－高温側）指示 208°C ）を目標に減温，減圧を行う。また，目標値と

なれば温度，圧力を維持する。

また，その後の蒸気発生器への注水量確保として，可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの供給を行う。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に必要な計装設備は，1 次冷却材温度（広域－高温側）等である。

（添付資料7.1.2.4）

i. 蓄圧注入系動作の確認

1 次冷却材圧力の低下に伴い，蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は，1 次冷却材圧力（広域）である。

j. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として，現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給（窒素ボンベ接続）及びダンパの手動開操作を行い，B－アニュラス空気浄化ファンを起動する。

また，中央制御室の作業環境確保のため，現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い，中央制御室非常用循環系を起動する。

k. 蓄圧タンク出口弁閉止

1 次冷却材圧力（広域）指示が1.7MPa[gage]（1 次冷却材温度（広域－高温側）指示208℃）になれば，蓄圧タンク出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止に必要な計装設備は，1 次冷却材圧力（広域）等である。

(添付資料7.1.2.6)

1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開

蓄圧タンク出口弁を閉止確認後、1次冷却材圧力(広域)指示0.7MPa[gage](1次冷却材温度(広域-高温側)指示170℃)を目標に、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば温度、圧力を維持する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開に必要な計装設備は、1次冷却材温度(広域-高温側)等である。

(添付資料7.1.2.4)

m. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

代替格納容器スプレイポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力(広域)指示0.7MPa[gage](1次冷却材温度(広域-高温側)指示170℃)となれば燃料取替用水ピットを水源とした代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、代替格納容器スプレイポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力(広域)指示が0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。

代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水に必要な計装設備は、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等である。

また、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水が行えない場合、B-充てんポンプ(自己冷却)による炉心注水を

行う。

n. 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転

長期対策として、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D—格納容器再循環ユニット、A—高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。

海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位指示が16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示71%以上を確認し、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水から手動により高圧再循環運転へ切替え、炉心冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等であり、高圧再循環運転に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

o. 原子炉補機冷却系の復旧作業

原子炉補機冷却水系統の機能喪失要因や復旧作業時間を考慮し、参集要員が予備品の原子炉補機冷却海水ポンプ電動機による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。

7.1.3.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

選定した事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の流出量が多く、要求

される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」であるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

本重要事故シーケンスにおける重要現象、適用する解析コード及び不確かさの影響評価方法については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の条件については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の結果については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

7.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおける不確かさの影響評価については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

7.1.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」におい

て、重大事故等対策時に必要な初動の要員は、重要事故シーケンスにおいては、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様15名であり、事象発生3時間以降については参集要員も考慮する。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスにおいては、「7.1.3.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり14名である。したがって「7.5.2 重大事故等対策の必要な要員の評価結果」に示す発電所災害対策要員33名及び参集要員で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において必要な水源、燃料及び電源は、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

7.1.3.5 結 論

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びに充てんポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系による高圧再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、

原子炉補機冷却機能喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」について有効性評価を行った。

上記は、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

発電所災害対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり、供給可能である。

以上のことから、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.3.1 表「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について（1 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認	・原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉の手動停止を行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	-	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	・蒸気発生器水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。	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 補助給水ピット	-	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 補助給水ピット水位
c. 原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作	・原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行う。	-	-	-
d. 原子炉補機冷却機能喪失時の対応	・代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、アニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給、使用済燃料ピットへの注水確保、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却並びに中央制御室非常用循環系のダンパ開放の準備を開始する。	-	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について (2/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
e. 1次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位・圧力の低下, 原子炉格納容器圧力・温度の上昇, 格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇, 格納容器内エアモニタの上昇等により, 1次冷却材の漏えいの判断を行う。 	-	-	加圧器水位 1次冷却材圧力 (広域) 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリア モニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリア モニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
f. 補助給水系の機能維持の判断	<ul style="list-style-type: none"> すべての蒸気発生器への補助給水流量指示の合計が 80m³/h 以上であることを確認する。 	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 補助給水ピット	-	補助給水流量 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水ピット水位
g. 1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の閉止	<ul style="list-style-type: none"> 充てんポンプの起動時の1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために, 1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁及び格納容器隔離弁の閉止を行う。また, 非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。 	-	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について (3 / 5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
h. 蒸気発生器2次側による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開放することで、1次冷却材圧力(広域)指示 1.7MPa[gage] (1次冷却材温度(広域-高温側)指示 208℃)を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば温度、圧力を維持する。 その後の蒸気発生器への注水量確保として、可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの供給を行う。 	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 補助給水ピット ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	1次冷却材温度(広域-高温側) 1次冷却材温度(広域-低温側) 1次冷却材圧力(広域) 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位(狭域) 蒸気発生器水位(広域) 補助給水ピット水位
i. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 	蓄圧タンク	-	1次冷却材圧力(広域)
j. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給(窒素ボンベ接続)及びダンパの手動開操作を行い、B-アンユラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。 	B-アンユラス空気浄化ファン B-アンユラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	アンユラス全量排気弁操作用可搬型窒素ガスボンベ	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.3.1表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について（4 / 5）

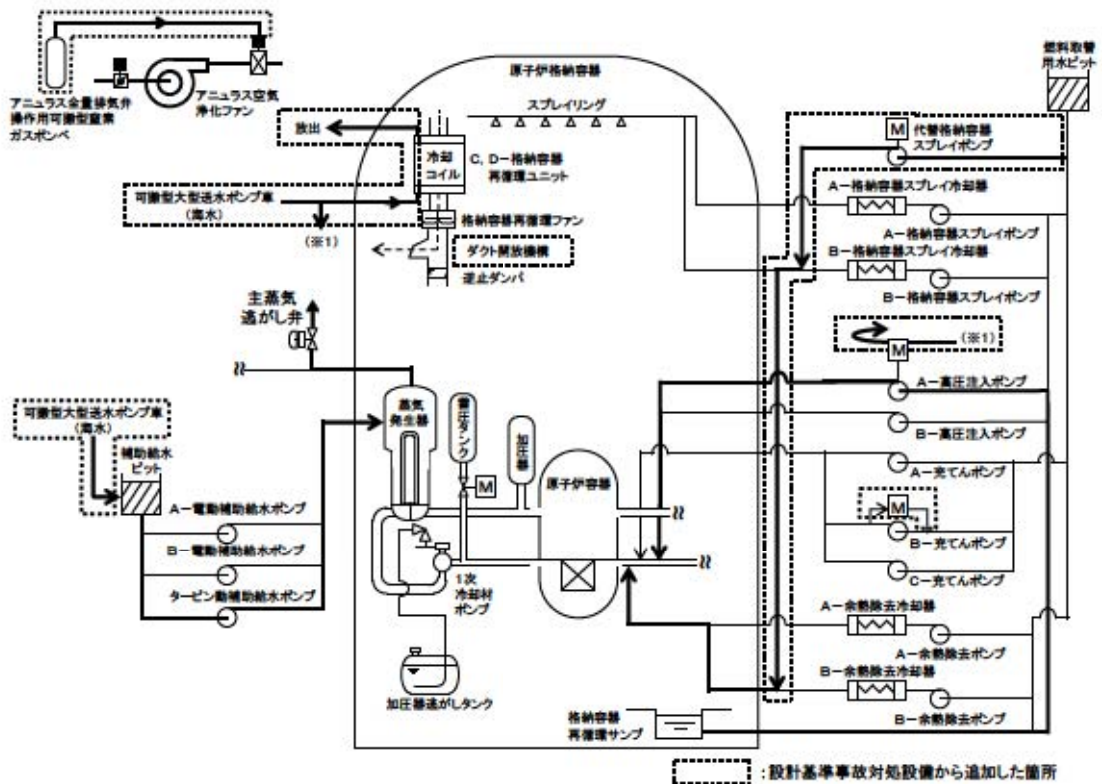
判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
k. 蓄圧タンク出口弁閉止	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力（広域）指示が1.7MPa[gage]（1次冷却材温度（広域－高温側）指示208℃）になれば、蓄圧タンク出口弁を閉止する。 	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力（広域） 1次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材温度（広域－低温側）
l. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開	<ul style="list-style-type: none"> 蓄圧タンク出口弁を閉止確認後、1次冷却材圧力（広域）指示0.7MPa[gage]（1次冷却材温度（広域－高温側）指示170℃）を目標に、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば温度、圧力を維持する。 	主蒸気逃がし弁 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 補助給水ピット	—	1次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材温度（広域－低温側） 1次冷却材圧力（広域） 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 補助給水ピット水位
m. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力（広域）指示0.7MPa[gage]（1次冷却材温度（広域－高温側）指示170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。 代替格納容器スプレイポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力（広域）指示が0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。 代替格納容器スプレイポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水が行えない場合、B-充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。 	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 【B-充てんポンプ（自己冷却）】	—	1次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材温度（広域－低温側） 1次冷却材圧力（広域） 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位 原子炉容器水位 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

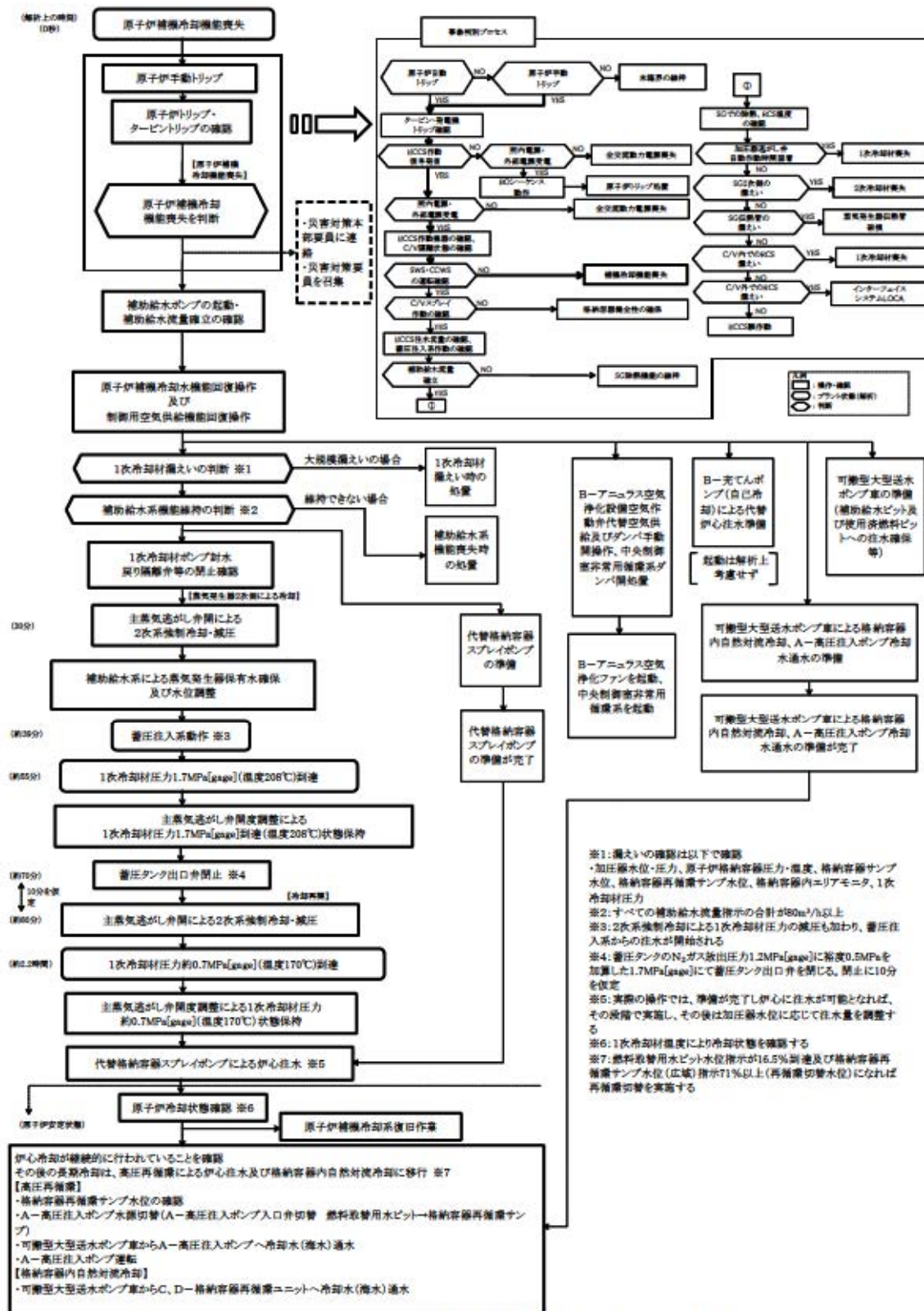
第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について（5 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
n. 格納容器内自然対流冷却及び 高圧再循環運転	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、可搬型大型送水ポンプ車を用いた C、D-格納容器再循環ユニット、A-高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。 海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。 燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位指示が 16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示 71%以上を確認し、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水から手動により高圧再循環運転へ切替え、炉心冷却を行う。 	燃料取替用水ピット A-高圧注入ポンプ（海水冷却） 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 C、D-格納容器再循環ユニット ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー 可搬型温度計測装置	格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプル水位（広域） 格納容器再循環サンプル水位（狭域） 高圧注入流量 加圧器水位 1次冷却材温度（広域-高温側） 1次冷却材温度（広域-低温側）
o. 原子炉補機冷却系の復旧作業	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水システムの機能喪失要因や復旧作業時間を考慮し、参集要員が予備品の原子炉補機冷却海水ポンプ電動機による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水システムの復旧を図る。 	-	-	-

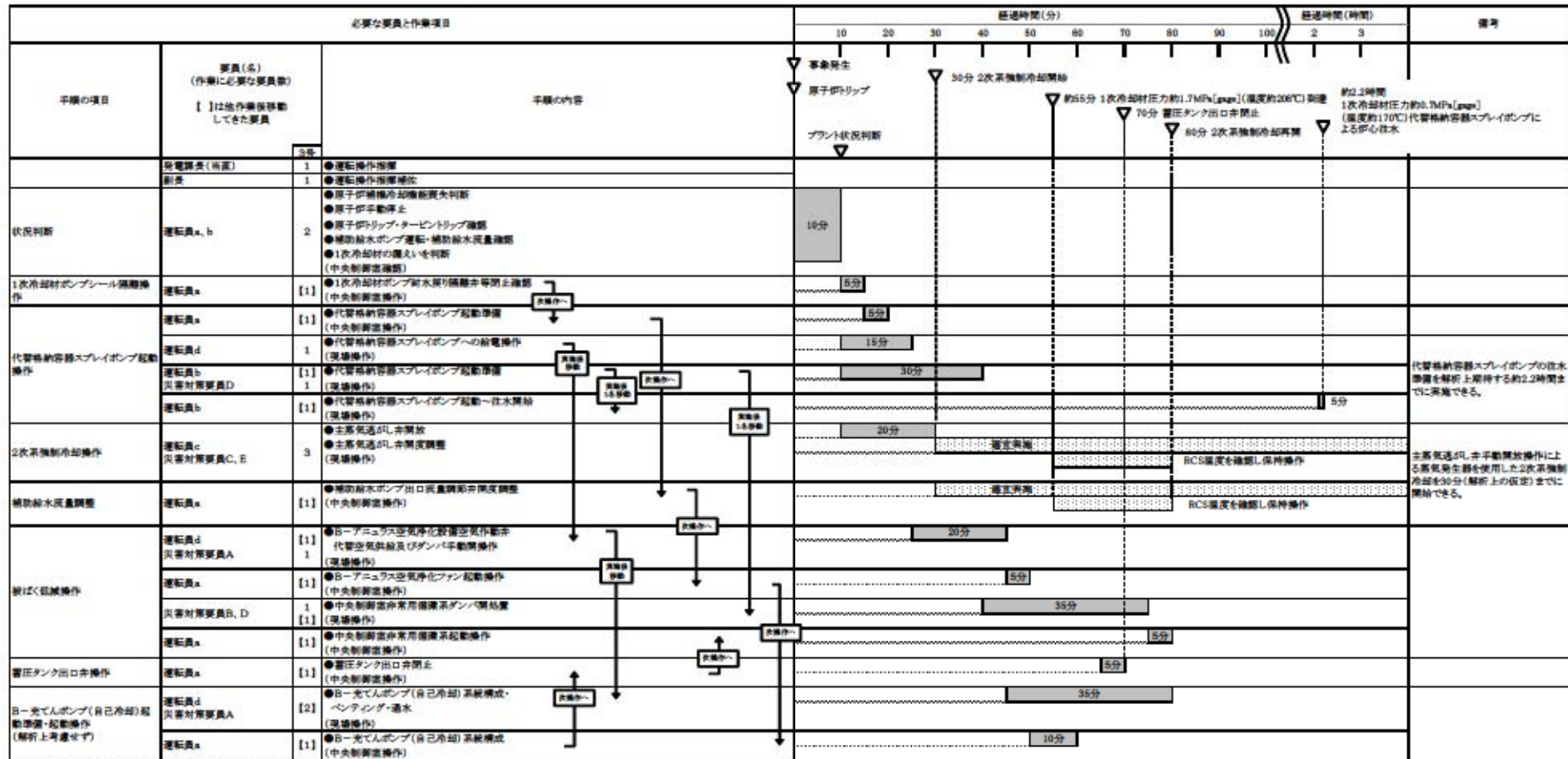
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備



第 7.1.3.1 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図

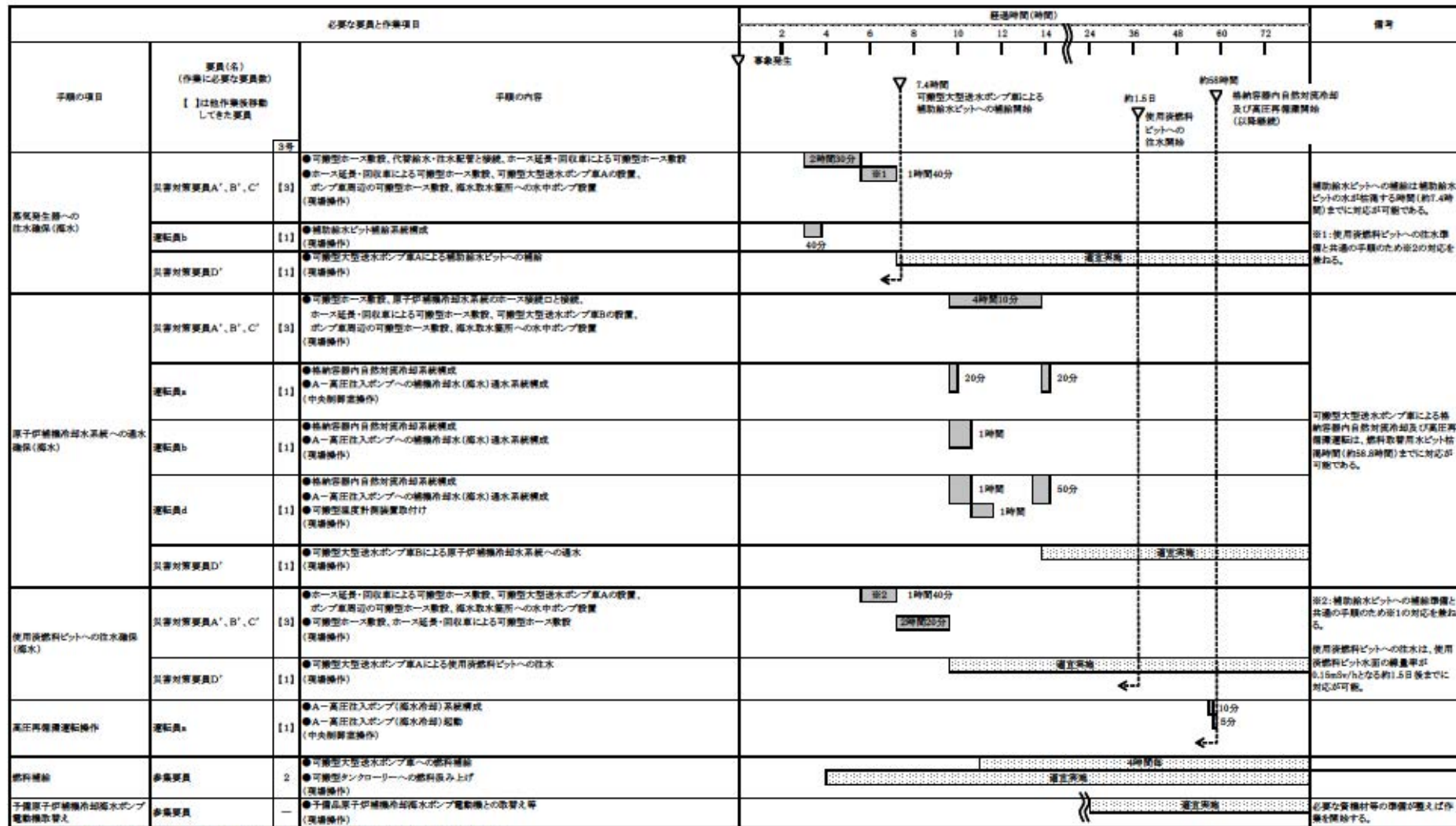


第 7.1.3.2 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要
 (「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」
 の事象進展)



・上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に通報連絡を行う。
 ・機内空通状態による連絡連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作状況、操作条件並びに実際の設備稼働を含む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、運転員は平順表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異なる)

第 7.1.3.3 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間
 (原子炉補機冷却機能喪失時に RCS シール LOCA が発生する事故) (1 / 2)



*災害対策要員の記号に付記した「'」は、災害対策要員同士での横断作業の入替えを行っての対応が可能ということを示す。

第 7.1.3.3 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間
(原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故) (2 / 2)