

高浜発電所審査資料	資料2	R0
提出年月日	2021年	2月 4日

高浜発電所原子炉施設保安規定に係る説明資料

(保安規定と手順書との関連)

関西電力株式会社

目 次

1. 重要事故シーケンス等と保安規定記載内容について
2. 火災、内部溢水、火山影響等、自然災害および有毒ガス発生時の対応に係る保安規定記載内容について

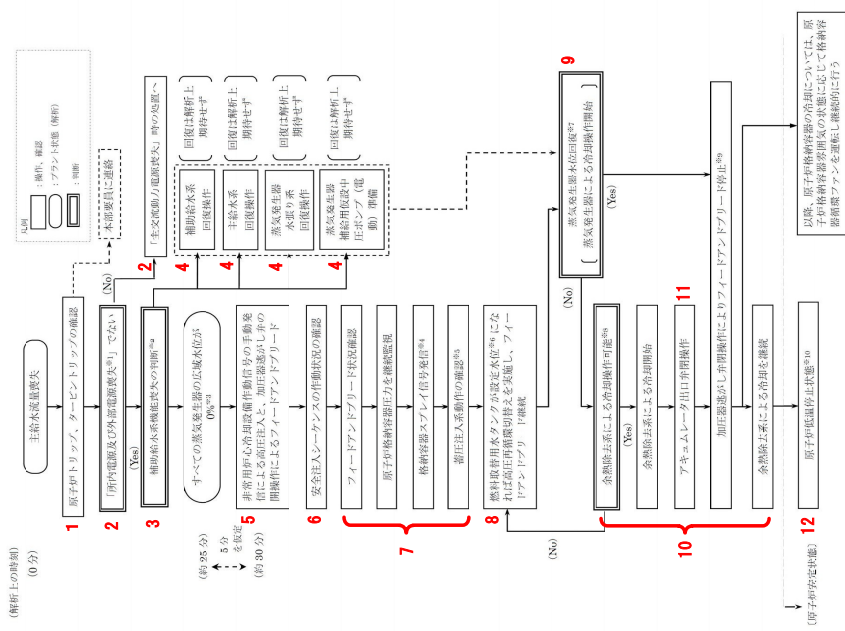
1. 重要事故シーケンス等と保安規定記載内容について

高浜発電所原子炉保安規定添付1「異常時の運転操作基準」及び添付3「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に定める各基準が有効性評価における重要事故シーケンス等における対応手順を満足していることを確認する。

目次

1. 2次冷却系からの除熱機能喪失「主給水流量喪失+補助給水失敗」.....	4
2. 全交流動力電源喪失「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」.....	15
3. 全交流動力電源喪失「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」.....	40
4. 原子炉格納容器の除熱機能喪失「中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗」.....	64
5. 原子炉停止機能喪失「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」.....	77
6. ECCS注水機能喪失「中破断LOCA（6インチ破断）+高圧注入失敗」.....	84
7. ECCS再循環機能喪失「大破断LOCA+低圧再循環失敗」.....	100
8. 格納容器バイパス「インターフェースシステムLOCA」.....	111
9. 格納容器バイパス「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗」.....	121
10. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」.....	132
11. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」.....	156
12. 水素燃焼「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」.....	183
13. 想定事故1「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」.....	201
14. 想定事故2「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」.....	205
15. 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）「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」.....	209
16. 崩壊熱除去機能喪失（全交流動力電源喪失）「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」.....	224
17. 原子炉冷却材の流出「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」.....	244
18. 反応度の誤投入「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」.....	257

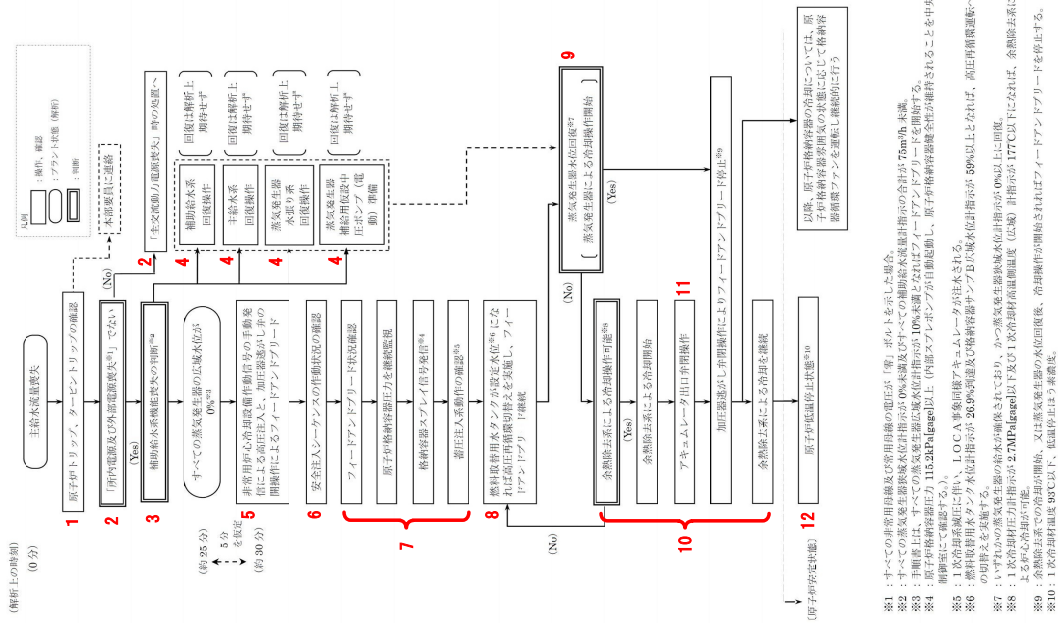
保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
1	添付1 表-1 原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御盤が全挿入し原子炉トリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしおければ、手動によりトリップを行う。	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
2	添付11 表-8 全交流動力電源喪失 「導入条件」 全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失(原子炉運転モード1,2,3,4 [余熱除去運転中以外])」
3	添付1 表-1 原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 添付1 表-12 蒸気発生器除熱機能の維持 「導入条件」 蒸気発生器水位異常低値警報の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 全蒸気発生器喪失水位が下端以下および補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の注水流量未満	事故時操作所則 「原子炉トリップ」 第二部 「蒸気発生器除熱機能の維持」
4	添付1 表-12 蒸気発生器除熱機能の維持 「蒸気発生器注水の確保」 補助給水系による蒸気発生器の注水回復を図る。 回復できなければ主給水系または蒸気発生器水取り系により、蒸気発生器への注水を回復させる。	事故時操作所則 第二部 「蒸気発生器除熱機能の維持」 SA所選
5	添付1 表-12 蒸気発生器除熱機能の維持 「1次冷却系のフィードアンドリード運転」 添付3 表-2 原子炉冷却材圧力(バウンス)列高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 「フロントライン系機能喪失時 1次冷却系のフィードアンドリード」 補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん/高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドリードにより原子炉を冷却する。	事故時操作所則 第二部 「蒸気発生器除熱機能の維持」
6	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 非常用炉心冷却系作動機器的確認 非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。	事故時操作所則 「安全注入自動作動」



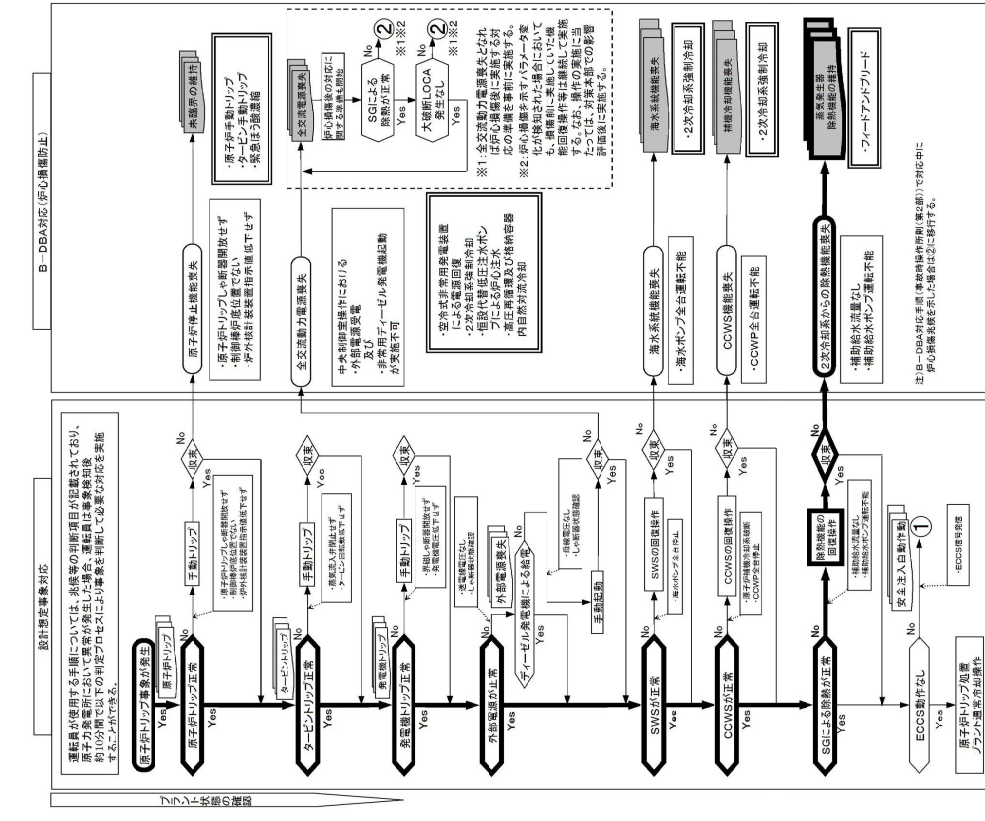
※1：すべての非常用自励及び非常用自励の電圧が「停」ボルトを示した場合。
 ※2：すべての蒸気発生器除熱機能指示が0%未満及びすべての補助給水流量指示の合計が75m³/h未満。
 ※3：手順書上は、すべての蒸気発生器除熱機能指示が10%未満となればフィードアンドリードを開始する。
 ※4：原子炉格納容器圧力115.2kPa(gage)以上(内部スプレッドポンプが自動起動し、原子炉格納容器健全性が維持されることを中央制御室にて確認する)。
 ※5：燃料取替用水タンク水位指示が2.7MPa(gage)以上(内部スプレッドポンプが自動起動し、原子炉格納容器健全性が維持されることを中央制御室にて確認する)。
 ※6：燃料取替用水タンク水位指示が2.8MPa(gage)未満及び格納容器タンク水位指示が50%以上となれば、高圧再循環運転へ移行する。
 ※7：いずれかの蒸気発生器の給水が確保されており、かつ蒸気発生器除熱機能指示が0%以上に戻れば、余熱除去系による炉心冷却が可能。
 ※8：1次冷却材圧力指示が2.7MPa(gage)以下及び1次冷却材高圧温度(広域)計指示が177℃以下になれば、余熱除去系による炉心冷却が可能。
 ※9：蒸気発生器の冷却機能喪失、又は蒸気発生器の水回復後、冷却操作が開始されればフィードアンドリードを下を停止する。
 ※10：1次冷却材温度50℃以下、且つ停止は行う。

第 7.1.1.3 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
(「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)

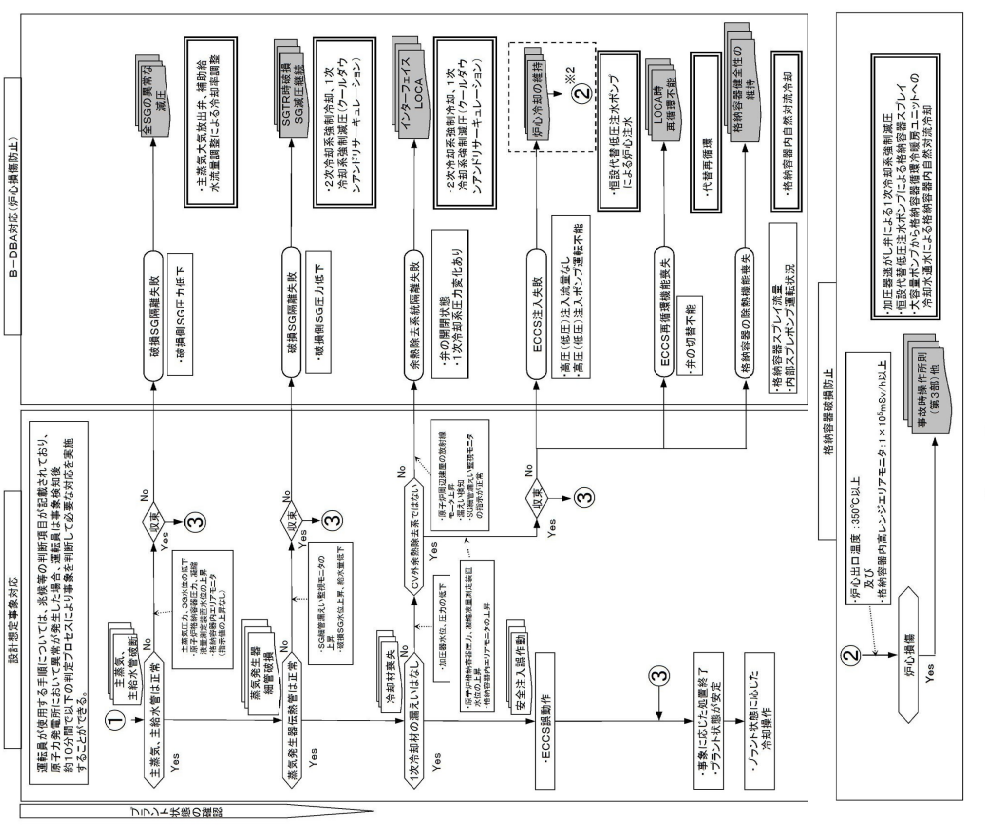
保安規定		社内規定
添付資料	表-20 (要員・時間)	
添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 【原子炉格納容器スレイ系作動】信号の確認 添付1 表-7 原子炉格納容器スレイ系作動 【原子炉格納容器スレイ系作動】信号の確認 各バメモータの確認を行う。 ・加圧器圧力および水位 ・蒸気発生器圧力および水位 ・原子炉格納容器圧力およびバンプ水位 ・各非常用炉心冷却系流量 原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スレイ系作動』も確認する。	-	事故時操作所則 「安全注入自動 作動」
添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 【非常用炉心冷却系再循環切替】 低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サブBに切替える。	-	
添付1 表-12 蒸気発生器除熱機能の維持 【1次冷却系のフィードアンドリード停止】 添付3 表-2 原子炉冷却材圧カバワングリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順 等 【フロントラン系機能喪失時 1次冷却系のフィードアンドリード】 蒸気発生器 2次側による原子炉の冷却機能が回復すれば、蒸気発生器 2次側による1次冷却系の冷却を行い、1次冷却系フィードアンドリード運転を停止する。	-	事故時操作所則 第二部 「蒸気発生器除 熱機能の維持」
添付1 表-12 蒸気発生器除熱機能の維持 【1次冷却系のフィードアンドリード停止】 添付3 表-2 原子炉冷却材圧カバワングリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順 等 【フロントラン系機能喪失時 1次冷却系のフィードアンドリード】 蒸気発生器 2次側による原子炉の冷却機能が回復すれば、蒸気発生器 2次側による1次冷却系の冷却を行い、1次冷却系フィードアンドリード運転を停止する。	-	
添付3 表-2 原子炉冷却材圧カバワングリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順 等 【フロントラン系機能喪失時 1次冷却系のフィードアンドリード】 蒸気発生器 2次側による原子炉の冷却機能が回復すれば、蒸気発生器 2次側による1次冷却系の冷却を行い、1次冷却系フィードアンドリード運転を停止する。	-	
添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 【モード5（低温停止）への移行】 ほつ類による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード5（低温停止）に移行する。	-	事故時操作所則 「冷却材喪失(小 破断)」



第7.1.1.3 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
(「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)



第 7.1.1.2 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)



第 7.1.1.2 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)

添付 1 表 - 1

表 - 1 (1号炉および2号炉)

事象ベース運転操作基準	
1. 原子炉トリップ	
① 目的	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。
② 導入条件	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合
③ 主な監視操作内容	<p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示 ・制御棒炉底位置表示の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。
	<p>タービン・発電機トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。
	<p>蒸気発生器による除熱確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。
	<p>加圧器圧力・水位の整定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。

1

1

3

添付－１ 表－２

表－２（１号炉および２号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>２．非常用炉心冷却系作動</p>
<p>① 目的</p> <p>・ １次冷却材喪失事象、２次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。</p>
<p>② 導入条件</p> <p>・ 非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>非常用炉心冷却系警報の確認</p> <p>１．非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。</p> <p>非常用炉心冷却系作動信号の確認</p> <p>１．非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <p>１．非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。</p> <p>非常用炉心冷却系作動機器の確認</p> <p>１．非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならない場合は回復を試みる。</p> <p>２．ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。</p> <p>３．非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。</p> <p>主給水系隔離状態の確認</p> <p>１．主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。</p> <p>中央制御室換気系隔離状態の確認</p> <p>１．中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。</p>

6

添付 1 表 - 2

主蒸気系隔離状態の確認

1. 主蒸気系隔離作動信号が発信されれば、当該信号により自動作動する弁が正規の状態となることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。

原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認

1. 原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スプレイ系作動』も確認する。

7

原子炉冷却系の状況確認

1. 各パラメータの確認を行う。
 - ・ 加圧器圧力および水位
 - ・ 1次冷却材圧力および温度
 - ・ 蒸気発生器圧力および水位
 - ・ 原子炉格納容器圧力およびサンプル水位
 - ・ 各非常用炉心冷却系流量
 - ・ 放射線モニタ

7

事象判別

1. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
 - ・ 原子炉格納容器圧力の上昇
 - ・ 原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇
 - ・ 原子炉格納容器サンプル水位の上昇
2. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】』へ移行する。
 - ・ 加圧器水位の低下
 - ・ 加圧器圧力の低下
 - ・ 原子炉格納容器外での漏えい確認、または補助建屋内放射線モニタの指示上昇
 - ・ 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および高感度型主蒸気管モニタの指示に有意な変化がない。
 - ・ 余熱除去ポンプ出口圧力上昇

添付－１ 表－３

表－３（１号炉および２号炉）

<p>事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動 （１）１次冷却材喪失事象収束操作</p>	
<p>① 目的 ・ １次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。</p>	
<p>② 主な監視操作内容 【原子炉格納容器内の１次冷却材喪失事象】 非常用炉心冷却系の停止条件の確認 １．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 ・ １次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・ 加圧器水位が下端以上 ・ 電動補助給水ポンプ１台分の注水、または１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 ２．非常用炉心冷却系の停止条件を満足せず、燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕へ移行する。</p>	
<p>モード５（低温停止）への移行 １．ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード５（低温停止）に移行する。</p>	12
<p>〔非常用炉心冷却系再循環切替〕 １．低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプルＢに切替える。 ・ 非常用炉心冷却系の格納容器サンプルＢ切替が不能となった場合は、〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕へ移行する。 ２．格納容器サンプルＢを水源として長期的な冷却を継続する。 ・ 非常用炉心冷却系の格納容器サンプルＢ切替後に、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が設計どおり作動していなければ、〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕へ移行する。</p>	8

添付－1 表－7

表－7（1号炉および2号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>3. 原子炉格納容器スプレイ系作動</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の健全性を確保する。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉格納容器スプレイ系警報の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スプレイ系作動、格納容器隔離作動の警報発信を確認する。 <p>原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信していることを確認する。なお、原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて発信させる。 <p>原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スプレイ系不作動の場合は、『安全機能ベース運転操作基準「原子炉格納容器健全性の確保」』へ移行する。 原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。 燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スプレイ系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプBに切替える。 原子炉格納容器スプレイ系の格納容器サンプB切替が不能となった場合は、〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕へ移行する。

7

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失</p>
<p>① 目的</p> <p>・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。</p>
<p>② 導入条件</p> <p>・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <p>1. 原子炉トリップの確認を行う。</p> <p>タービン・発電機トリップの確認</p> <p>1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。</p> <p>補助給水流量の確認</p> <p>1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失判断</p> <p>1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。</p> <p>2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。</p> <p>代替電源からの受電</p> <p>1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。</p> <p>代替炉心注水他準備</p> <p>1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p> <p>1次冷却系からの漏えいの有無の確認</p> <p>1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却</p> <p>1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。</p> <p>2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。</p>

2

添付-1 表-12

表-12 (1号炉および2号炉)

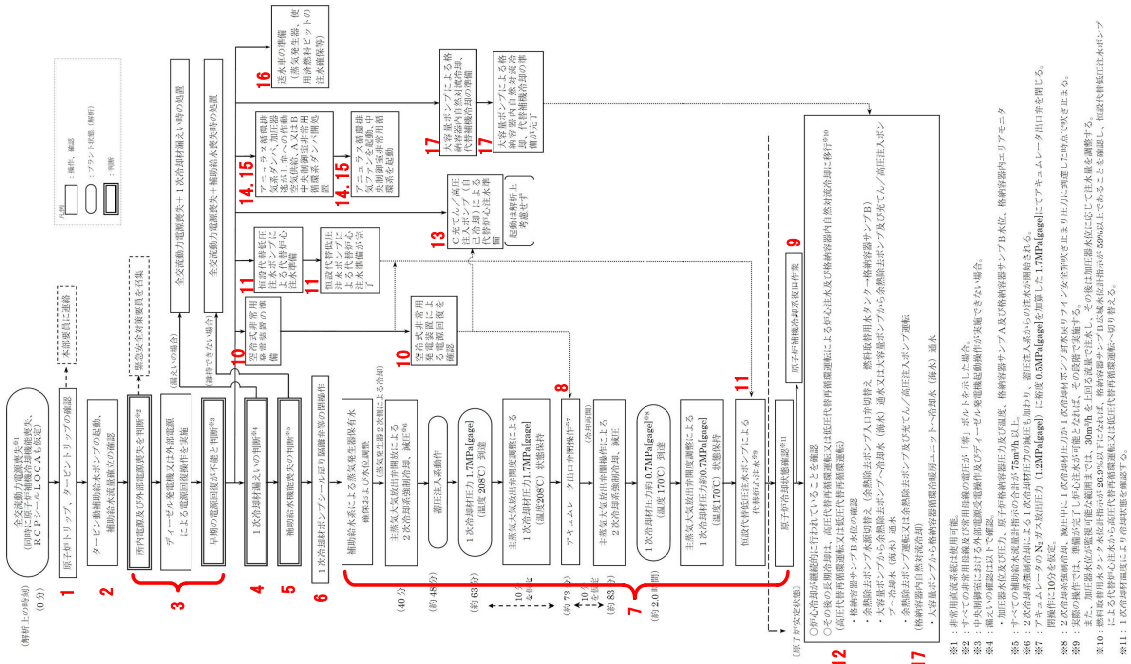
安全機能ベース運転操作基準	
3. 蒸気発生器除熱機能の維持	
① 目的	
・ 蒸気発生器2次側の保有水を回復し、蒸気放出経路を確保するための適切な運転操作を行い、蒸気発生器除熱機能を維持する。	
② 導入条件	④ 脱出条件
<p>3</p> <ul style="list-style-type: none"> 全蒸気発生器狭域水位が下端以下および補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の注水流量未満 いずれかの蒸気発生器圧力が主蒸気安全弁作動設定値圧力以上で上昇継続 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力が健全蒸気発生器圧力より低い場合 または 余熱除去系による除熱ができる場合 または 補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の注水流量以上、またはいずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上
③ 主な監視操作内容	
蒸気発生器蒸気放出経路の確保	
1. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁による蒸気放出経路の回復を図る。	
蒸気発生器注水の確保	
<p>4</p> <p>1. 補助給水系による蒸気発生器の注水回復を図る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 回復できなければ主給水系または蒸気発生器水張り系により、蒸気発生器への注水を回復させる。 蒸気発生器への注水が回復せず、全蒸気発生器広域水位が可視範囲以下となれば、1次冷却系のフィードアンドブリード運転へ移行する。 	
1次冷却系のフィードアンドブリード運転	
<p>5</p> <p>1. 非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。</p> <p>2. 加圧器逃がし弁を強制開とし1次冷却系のフィードアンドブリード運転を開始する。</p>	
1次冷却系のフィードアンドブリード停止	
<p>9</p> <p>1. 蒸気発生器2次側による除熱機能が回復すれば、蒸気発生器2次側による1次冷却系の冷却を行い、1次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。</p> <p>10</p> <ul style="list-style-type: none"> 回復できなければ、余熱除去系による1次冷却系の冷却を行い、1次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。 <p>2. 蒸気発生器2次側による1次冷却系の冷却後、余熱除去系による冷却を行う。</p>	

添付－3 表－2

表－2（1号炉および2号炉）

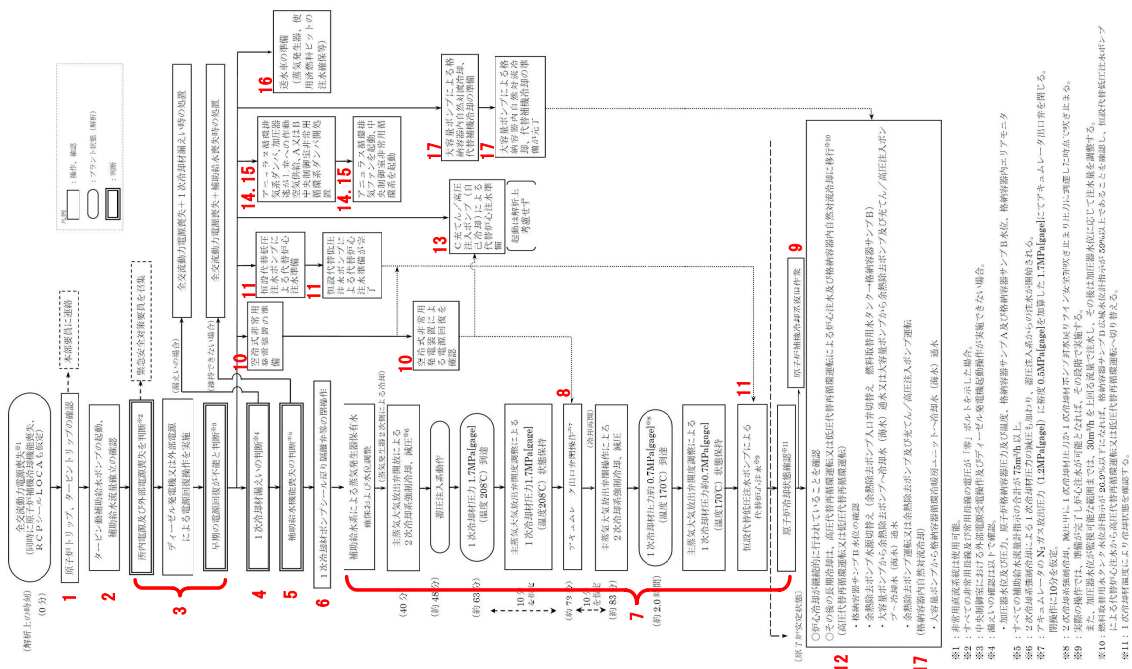
<p>操作手順</p> <p>2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	
<p>① 方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリードまたは蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を冷却することを目的とする。また、原子炉を冷却するために1次冷却系および2次冷却系の保有水を監視および制御することを目的とする。</p>	
<p>② 対応手段等</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p>	
<p>1. 1次冷却系のフィードアンドブリード</p> <p>当直課長は、補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。燃料取替用水タンク水位および格納容器サンブB水位を確認し、再循環切替水位となれば中央制御室で再循環運転に切り替える。</p>	5
<p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより低温停止状態とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系または蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合に、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</p>	9, 10 11
<p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却による原子炉の冷却を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。</p>	

保安規定		社内規定
添付資料	表-20 (要員・時間)	
添付1 表-1 原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップな ければ、手動によりトリップを行う。	-	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
添付1 表-1 原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ 注水されることを確認する。	-	
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「導入条件」 「全交流動力電源喪失判別」 全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト 外部電源喪失、ディーゼルの発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認す る。	-	
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「1次冷却系からの漏えいの有無の確認」 1次冷却材漏えいの有無を確認する。	-	
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「補助給水流量の確認」 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。	-	
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「1次冷却材圧力バフの封水系、原子炉補助機冷却水系の隔離」 添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バフ/タンク列低圧時に発電用原子炉を冷却するための手 順等 「1次冷却材圧力バフが閉じている場合 サポート系機能喪失時 格納容器隔離弁 の閉止」 1次冷却材ポンプの封水系および原子炉補助機冷却水系の隔離を行う。 全交流動力電源喪失時、RCPシール部へのシール水注水機能およびバフマレ/バフの 冷却機能が喪失することにより、RCP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、封水戻りライン格納容器第2隔離弁等を閉止する。	事故時操作所則 第二部 「全交流動力電源喪失」 (原子炉運転モード 1,2,3,4 [余熱除 去運転中以外])	
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却」 添付3 表-3 原子炉冷却材圧力バフ/タンク列を減圧するための手順等 「サポート系機能喪失時 主蒸気大気放出弁の機能回復 (蒸気発生器2次側による 炉心冷却 (蒸気放出))」 炉心冷却機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次 冷却系の強制冷却を行う。1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系の動作が停止していることを 確認する。	8人 25分	
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「アキムレータ隔離」 1次冷却材圧力バフがアキムレータからの蒸気ガスの混入を防止するための圧力となり、代 替電源からの給電が可能となればアキムレータの出口弁を閉止する。	-	
添付1 表-9 原子炉補助機冷却機能喪失 「原子炉補助機冷却機能回復の場合 1次系冷却ポンプ運転可能な場合」 健全ヘッダの1次系冷却ポンプを起動する。	-	



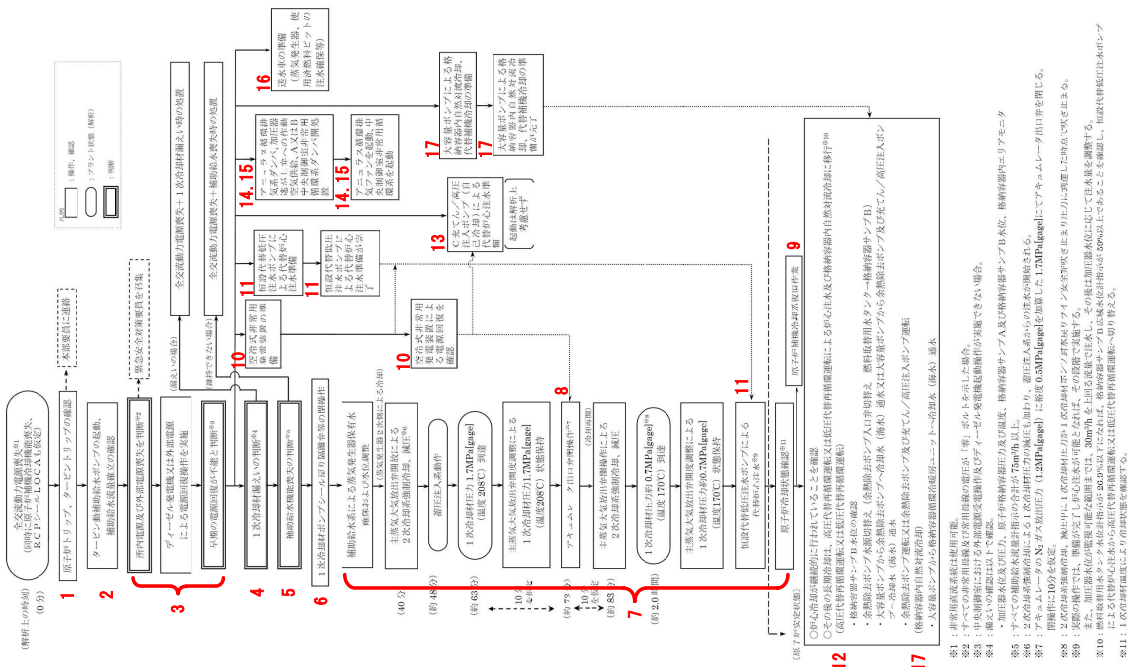
第7.1.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(「外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失 + 原子炉補助機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA」の事象進展)

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替電源からの受電」 添付3 表-14 電源の確保に関する手順等 「代替電源（交流）」の給電 全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。	6人 20分	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4 [余熱除去 運転中以外])」
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替電源からの受電」 添付3 表-14 電源の確保に関する手順等 「代替電源（交流）」の給電 全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。	4人 25分	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4 [余熱除去 運転中以外])」
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替電源からの受電」 添付3 表-14 電源の確保に関する手順等 「代替電源（交流）」の給電 全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。	-	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4 [余熱除去 運転中以外])」
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替電源からの受電」 添付3 表-14 電源の確保に関する手順等 「代替電源（交流）」の給電 全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。	14人 90分	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4 [余熱除去 運転中以外])」 S A 所達
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替電源からの受電」 添付3 表-14 電源の確保に関する手順等 「代替電源（交流）」の給電 全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。	4人 35分	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4 [余熱除去 運転中以外])」

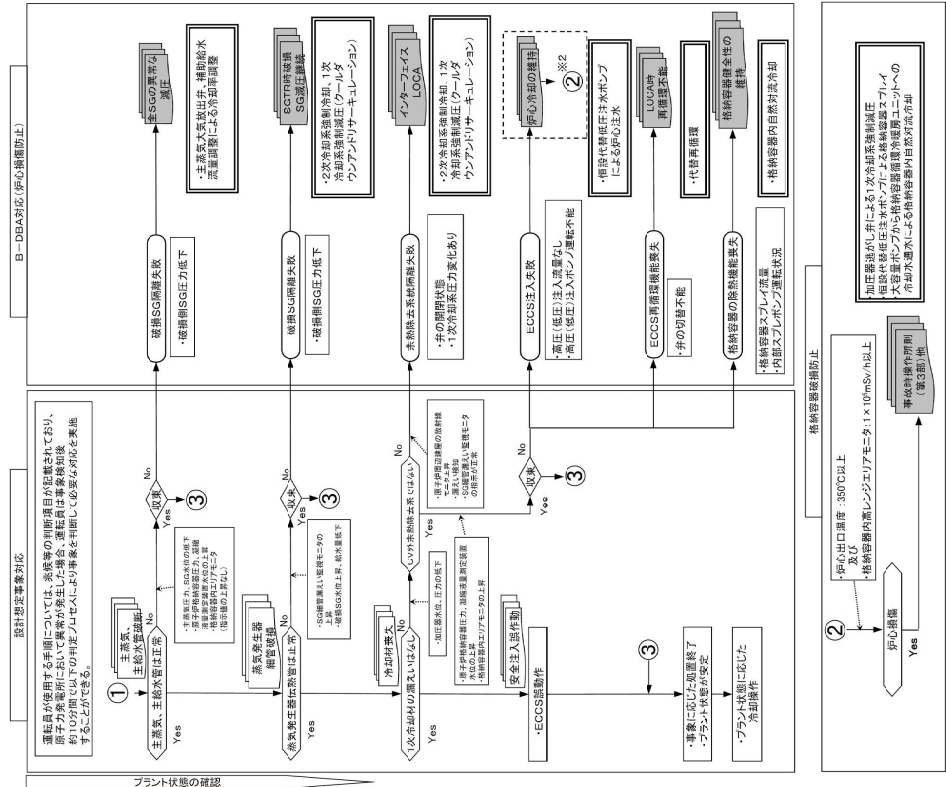


第 7.1.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(「外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シー ル L O C A」の事象進展)

保安規定		社内規定
添付資料	表-20 (要員・時間)	
<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」</p> <p>添付3 表-16 中央制御室の居住性に関する手順等 「居住性の確保」</p> <p>15 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるクバの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気設備を運転する。</p>	3人 65分	事故時操作所別 第一部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4 [余熱除去運転中以外])」 S A所連
<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」</p> <p>16 蒸気発生器、使用済燃料ピットの注水準備を行う。</p>	-	
<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」</p> <p>添付3 表-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 「フロントライン系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却」</p> <p>添付3 表-6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 「サブポート系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却」</p> <p>17 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置・接続し、A格納容器循環冷却回路ユニットが冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷却回路ユニットに海水を通過させることにより格納容器内自然対流冷却を行う。</p>	22人 7.5時間	

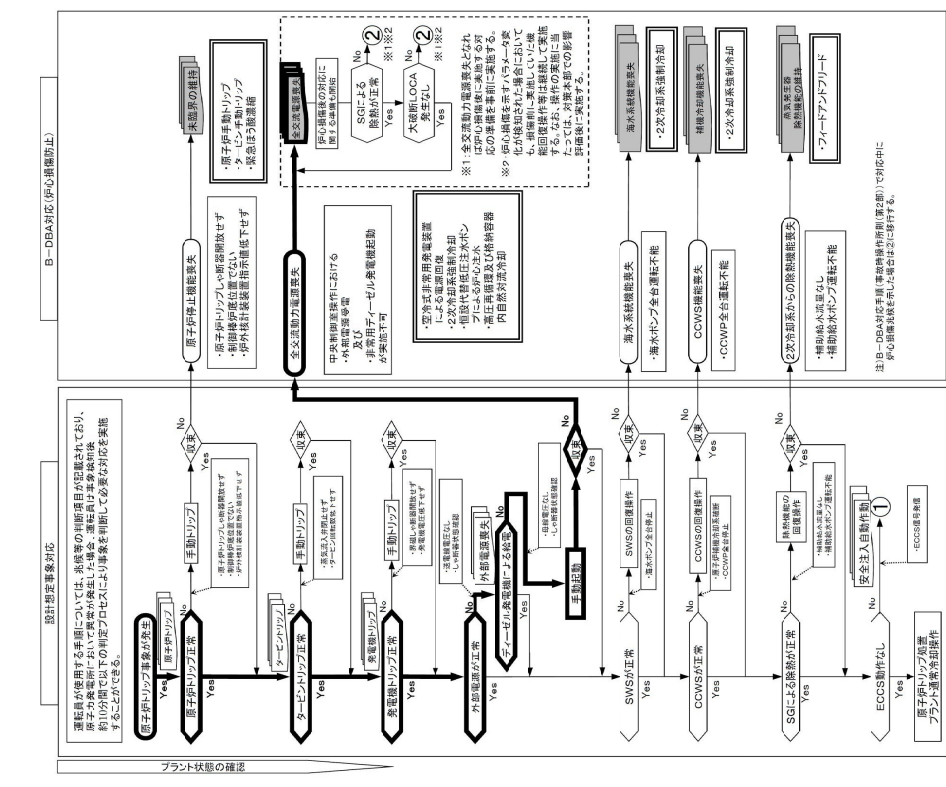


第 7.1.1.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
 (「外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA」の事象進展)



凡例：設計想定事象対応(事故時操作所制) B-DBA対応手順(事故時操作所制(第3部))
 注:本報はプロセスの流れを示す

第 7.1.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)



凡例：設計想定事象対応(事故時操作所制) B-DBA対応手順(事故時操作所制(第2部))
 注:本報はプロセスの流れを示す

第 7.1.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)

添付1 表-1

表-1 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>1. 原子炉トリップ</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示 ・制御棒炉底位置表示の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。
<p>タービン・発電機トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。
<p>蒸気発生器による除熱確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。
<p>加圧器圧力・水位の整定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。

1

1

2

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

事象ベース運転操作基準	
4. サポート系の確保	
(1) 全交流動力電源喪失	
① 目的	・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。
② 導入条件	・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト
③ 主な監視操作内容	
原子炉トリップの確認	1. 原子炉トリップの確認を行う。
タービン・発電機トリップの確認	1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。
補助給水流量の確認	1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。
全交流動力電源喪失判断	1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。 2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。
代替電源からの受電	1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。
代替炉心注水他準備	1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。
1次冷却系からの漏えいの有無の確認	1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。
蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却	1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。 2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。

3

5

3

10

11, 13
14, 15
16, 17

4

7

添付 1 表 - 8

<p>所内直流電源の確保</p>	<p>1. 代替電源からの給電が長期にわたり行えない場合は、蓄電池からの受電や不要な直流負荷を切り離す。</p>	
<p>1次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離</p>	<p>1. 1次冷却材ポンプの封水系および原子炉補機冷却水系の隔離を行う。</p>	6
<p>アキュムレータ隔離</p>	<p>1. 1次冷却材圧力がアキュムレータからの窒素ガスの混入を防止するための圧力となり、代替電源からの給電が可能となればアキュムレータの出口弁を閉止する。</p>	8
<p>代替炉心注水</p>	<p>1. 1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力未満となり、代替炉心注水系の準備が整えば代替炉心注水を開始する。</p>	11
<p>再循環運転</p>	<p>1. 格納容器サンプルB水位が、再循環可能水位となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば、代替炉心注水から再循環運転に切替え、炉心冷却を継続する。</p>	12
<p>原子炉格納容器内自然対流冷却の開始</p>	<p>1. 原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。</p>	

添付 1 表 - 9

<p>【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】</p> <p>1 次系冷却水ポンプ運転可能の場合</p> <p>1. 健全ヘッダの 1 次系冷却水ポンプを起動する。</p> <p>2. 充てん系ポンプの冷却を行っていた場合は、原子炉補機冷却水系ドレンを停止する。</p> <p>3. 充てん系ポンプによる充てん、封水注入を再開する。</p> <p>4. 制御用空気系を起動し、雑用空気系からの空気供給を停止する。</p> <p>5. モード 5（低温停止）に移行する。</p> <p>【海水冷却機能喪失の場合】</p> <p>1. 手動による原子炉トリップを行い、1 次冷却材ポンプを全台停止、代替炉心注水他準備、および制御用空気系の空気供給を雑用空気系に切替え、1 次冷却材漏えいの有無および原子炉補機冷却水温度を確認し、以下の措置を実施する。</p> <p>〔安全系補機の冷却水制限温度未満の場合〕</p> <p>1. 蒸気発生器 2 次側による 1 次冷却系の減温、減圧を実施し、海水冷却機能が回復すればモード 5（低温停止）に移行する。</p> <p>〔安全系補機の冷却水制限温度以上の場合〕</p> <p>1. 充てん系ポンプを全台停止し、1 次冷却材ポンプの封水系隔離、1 次系冷却水ポンプを全台停止後、【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。</p> <p>海水冷却機能回復の確認</p> <p>1. 海水冷却機能が回復すれば、海水系、原子炉補機冷却水系を復旧後、必要な補機を起動しモード 5（低温停止）に移行する。</p> <ul style="list-style-type: none">・海水冷却機能が回復していなければ、大容量ポンプを用いてモード 5（低温停止）に移行する。	9
---	----------

添付－3 表－3

<p>(3) 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復 当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 空冷式非常用発電装置により非常用母線が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合</p>
<p>2. 主蒸気大気放出弁の機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））</p> <p>(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復 当直課長は、主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失した場合、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気大気放出弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却により1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失し、中央制御室からの開操作ができないことを蒸気発生器蒸気圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合</p>
<p>3. 加圧器逃がし弁の機能回復</p> <p>(1) 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 当直課長は、全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）から空気配管に窒素を供給し、中央制御室から加圧器逃がし弁を開操作し、1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時において、1次冷却材圧力等により加圧器逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合</p> <p>(2) 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 当直課長は、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が不能時は、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 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ができない場合に、加圧器逃がし弁を中央から遠隔で操作する必要がある場合</p> <p>(3) 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</p>

7

添付－3 表－4

<p>当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に原子炉への注水機能が喪失し、1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p>
<p>(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した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。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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時において、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</p>
<p>(2) C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時に、恒設代替低圧注水ポンプの機能喪失により、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、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</p> <p>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</p>
<p>(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>C、D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、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合</p>
<p>2. 代替再循環運転</p> <p>(1) 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</p> <p>a. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転</p> <p>当直課長は、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を冷却する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>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サブBの水位が確保されている場合</p>

11

12

添付－3 表－4

12

b. B余熱除去ポンプ（海水冷却）および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

当直課長は、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）および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を冷却する。

(a) 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、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サンプBの水位が確保されている場合

(2) 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. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、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。

(a) 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、低圧代替再循環をするために必要な格納容器サンプBの水位が確保されている場合

b. B余熱除去ポンプ（海水冷却）および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

当直課長は、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）および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。

(a) 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、高圧代替再循環をするために必要な格納容器サンプBの水位が確保されている場合

3. 格納容器隔離弁の閉止

当直課長は、全交流動力電源喪失時、RCPシール部へのシール水注水機能およびサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、RCP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、封水戻りライン格納容器第2隔離弁等を閉止す

6

る。

隔離は、空冷式非常用発電装置より電源を確保すれば、中央制御室にて封水戻りライン格納容器第2隔離弁を閉止し、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止を確認する。なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

- (1) 手順着手の判断基準
全交流動力電源が喪失した場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

- (1) 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、注水流量が大きく、準備時間の早い恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるC、D内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRSCSS連絡ライン使用）等を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。
- (2) 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが準備時間が短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）またはB余熱除去ポンプ（海水冷却）およびB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。
- (3) 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器サブBが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

全交流動力電源喪失時または原子炉補機冷却機能喪失時に、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へ注水する。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。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。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。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。また、全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が重畳した場合は、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。

添付-3 表-5

表-5 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器2次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、大容量ポンプによる代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</p> <p>(1) 電動補助給水ポンプまた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</p> <p>当直課長は、海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプまた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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管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</p> <p>2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）</p> <p>(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復</p> <p>当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合</p> <p>3. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 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</p> <p>当直課長は、海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、1次冷却材喪失事象が発生した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、</p>

17

添付－3 表－5

17

格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉補機冷却水または原子炉補機冷却海水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合

4. 代替補機冷却

(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水

当直課長は、海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりB充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。

a. 手順着手の判断基準

海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水または原子炉補機冷却海水の通水を原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプの系統構成が完了している場合

サポート系機能喪失時

1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(1) タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプまたは空冷式非常用発電装置から受電した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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、蒸気発生器へ注水されていること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の水位が確保されている場合

2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失し、主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失した場合において、中央制御室から主蒸気大気放出弁を操作できないことを蒸気発生器圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認できた場合

添付-3 表-6

を格納容器へスプレイする。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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、1次冷却材喪失事象が発生し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131 kPa [gage]）以上かつ、内部スプレポンプの機能喪失により、格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位以上確保され恒設代替低圧注水ポンプを代替炉心注水に使用していない場合。

また、格納容器圧力が最高使用圧力（261 kPa [gage]）以上かつ、内部スプレポンプの機能喪失により、格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合に、燃料取替用水タンク等の水位が確保され恒設代替低圧注水ポンプを代替炉心注水に使用していない場合

(2) 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

当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電した原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。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。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131 kPa [gage]）以上かつ、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをB内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位以上確保されている場合

また、格納容器圧力が最高使用圧力（261 kPa [gage]）以上かつ、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをB内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

2. 格納容器内自然対流冷却

(1) 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

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能が喪失している場合

17

添付-3 表-8

<p>よる代替格納容器スプレイに使用していない場合</p>
<p>全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失</p> <p>1. 代替炉心注水</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p> <p>(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して空冷式非常用発電装置により受電した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。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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心が損傷し、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時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、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに使用していない場合</p>
<p>(2) C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</p>
<p>熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全・</p> <p>全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>(1) 交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全</p> <p>交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止する手段の優先順位は、中央制御室操作により早期に運転可能な充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプにより高圧または低圧注入ラインを用いた原子炉への注水を優先する。次にC、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注水、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。</p> <p>(2) 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失</p> <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、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行っていないければ恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。</p>

13

添付－3 表－10

表－10（1号炉および2号炉）

<p>操作手順</p> <p>10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>	
<p>② 対応手段等</p> <p><u>水素排出</u></p>	
<p>1. アニュラス循環排気ファン起動による水素排出</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス循環排気ファンが起動し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスからアニュラス循環排気フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内の圧力の低下にて確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Aアニュラス循環排気系の弁に窒素ポンペ（アニュラス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス循環排気ファンを運転する。</p>	
<p>(1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p>	14
<p>(2) 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合</p>	14
<p><u>水素濃度監視</u></p>	
<p>1. 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定</p> <p>当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。また、常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度が 350 °C 以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が 1×10^5 mSv/h 以上の場合</p>	

添付-3 表-14

表-14 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>14. 電源の確保に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>代替電源（交流）の給電</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電したことを確認する。</p> <p>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</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合</p> <p>2. 号機間電力融通恒設ケーブル（1号～2号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>緊急時対策本部は、他号炉のディーゼル発電機が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号機間電力融通恒設ケーブルを使用し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>予備変圧器の故障等により予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合において、他号炉のディーゼル発電機等の必要台数（他号炉のモード1、2、3および4においては2台、他号炉のモード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間においては1台）が健全であることをディーゼル発電機電圧等にて確認できた場合</p> <p>3. 電源車による代替電源（交流）からの受電</p> <p>緊急時対策本部は、電源車から受電準備を行った後、電源車を起動し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合</p>

10

添付－3 表－16

表－16（1号炉および2号炉）

<p>操作手順 16. 中央制御室の居住性に関する手順等</p>
<p>① 方針目的 重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等 居住性の確保 当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で100 mSvを超えないよう、中央制御室遮蔽および中央制御室換気設備の外気を遮断した状態で閉回路循環運転（以下、「中央制御室換気系隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p>
<p>1. 中央制御室換気設備の運転手順等 当直課長は、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系隔離モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタおよび微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。 全交流動力電源が喪失した場合は、手動による系統構成を行い、代替交流電源設備により受電し中央制御室換気設備を運転する。</p>
<p>(1) 交流動力電源が正常な場合 当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信または中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードで運転中であることを確認する。 また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。 a. 手順着手の判断基準 非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号または中央制御室エリアモニタ指示値上昇により中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合</p>
<p>(2) 全交流動力電源が喪失した場合 当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中</p>

15

15

中央制御室換気設備を運転する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合

2. 中央制御室の照明を確保する手順

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（SA）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、中央制御室非常用照明が使用できない場合

3. 中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

当直課長は、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

(1) 手順着手の判断基準

中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合

4. その他の放射線防護措置等に関する手順等

(1) 重大事故等時の全面マスクの着用手順

当直課長は、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合または発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、全面マスクの着用を指示する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合または炉心損傷の兆候が見られた場合

または、発電所対策本部長が運転員等および緊急安全対策要員のマスク着用が必要と判断した場合

(2) 重大事故等時の運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化

当直課長は、運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化のため、発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を確立する。

また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性（1/7）（1号炉および2号炉）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	(成立性が要求される対応手段なし)	—	—	—
2	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	34分
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
3	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	No. 2にて整備する。		
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復※1	運転員等 （中央制御室、現場）	4×2	25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機能回復※1	運転員等 （中央制御室、現場）	3	36分
	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	運転員等 （中央制御室、現場）	3	27分
4	C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※1	運転員等 （中央制御室、現場）	2×2	25分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	5時間
		緊急安全対策要員	18	
C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	運転員等 （中央制御室）	1	5分	

2ユニット
8人

7

2ユニット
4人

11

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(2/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
4	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水 ^{※1}	運転員等 (中央制御室、現場)	4 × 2	90分
		緊急安全対策要員	3 × 2	
	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による蒸気放出	No. 3にて整備する。 (主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復と同様)		
	アキュムレータによる炉心注水	運転員等 (中央制御室、現場)	2	20分
	電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	大容量ポンプへの燃料補給 ^{※1}	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	送水車への燃料補給 ^{※1}	緊急安全対策要員	2	2.3時間
5	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
	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	No. 7にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水 ^{※1}	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間
緊急安全対策要員		16		
6	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	No. 7にて整備する。		
	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	No. 7にて整備する。		

2ユニット
14人

13

2ユニット
22人
7.5時間

17

2ユニット
22人
7.5時間

17

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(3/7) (1号炉および2号炉)

操作手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
7	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※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	2	67分
		緊急安全対策要員	1	
	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※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	7.5時間
		緊急安全対策要員	16×1	
8	C、D内部スプレポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水	No.4にて整備する。		
9	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度監視※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3	45分
10	水素排出(アニュラス空気再循環設備) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合の操作手順※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	2×2	35分
		運転員等 (中央制御室)	1	70分
	緊急安全対策要員	2		

2ユニット
22人

17

2ユニット
14人
90分

13

2ユニット
4人

14

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性（5/7）（1号炉および2号炉）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間	
13	C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	No. 4にて整備する。			
	海水から使用済燃料ピットへの注水	No. 11にて整備する。			
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	No. 11にて整備する。			
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 12にて整備する。 （大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制と同様）			
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による格納容器およびアニュラス部への放水	No. 12にて整備する。		2ユニット 6人	
14	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電※ ¹	運転員等 （中央制御室、現場）	3×2	20分	
	号機間電力融通恒設ケーブル（1号～2号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.3時間	
		緊急安全対策要員	2		
	電源車による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.8時間	
		緊急安全対策要員	2		
	号機間電力融通予備ケーブル（1号～2号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.6時間	
		緊急安全対策要員	16		
	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電※ ¹	不要直流負荷切離し	運転員等 （中央制御室）	1	10分
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40分
	可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電	可搬式整流器接続	運転員等（現場）	1	2.0時間
緊急安全対策要員			2		
運転コンソール復旧		緊急安全対策要員	2	40分	

10

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (6/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
14	代替所内電気設備による交流および直流の給電 (空冷式非常用発電装置)	運転員等 (中央制御室、現場)	2	3.8 時間
		緊急安全対策要員	2	
	空冷式非常用発電装置への燃料(重油)補給(タンクローリーを使用する場合)	緊急安全対策要員	2	2.4 時間
	空冷式非常用発電装置への燃料(重油)補給 ^{※1} (空冷式非常用発電装置用給油ポンプを使用する場合)	緊急安全対策要員	1	30 分
	電源車への燃料 (重油) 補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
15	可搬型計測器によるパラメータの計測または監視 ^{※1}	緊急安全対策要員	1	25 分
16	中央制御室換気設備の運転手順等 (全交流動力電源が喪失した場合) ^{※1}	運転員等 (中央制御室)	1×1	65 分
		保修班	2×1	
16	アニュラス空気再循環設備の運転手順等 (全交流動力電源または直流電源が喪失した場合)	No. 10にて整備する。 (水素排出 (アニュラス空気再循環設備) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合の操作手順と同様)		
17	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	5	3.2 時間
	可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量の測定	放射線管理班	4	75 分 ^{※2}
	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60 分
	移動式放射能測定装置 (モニタ車) による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	70 分
	可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	120 分
	可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60 分

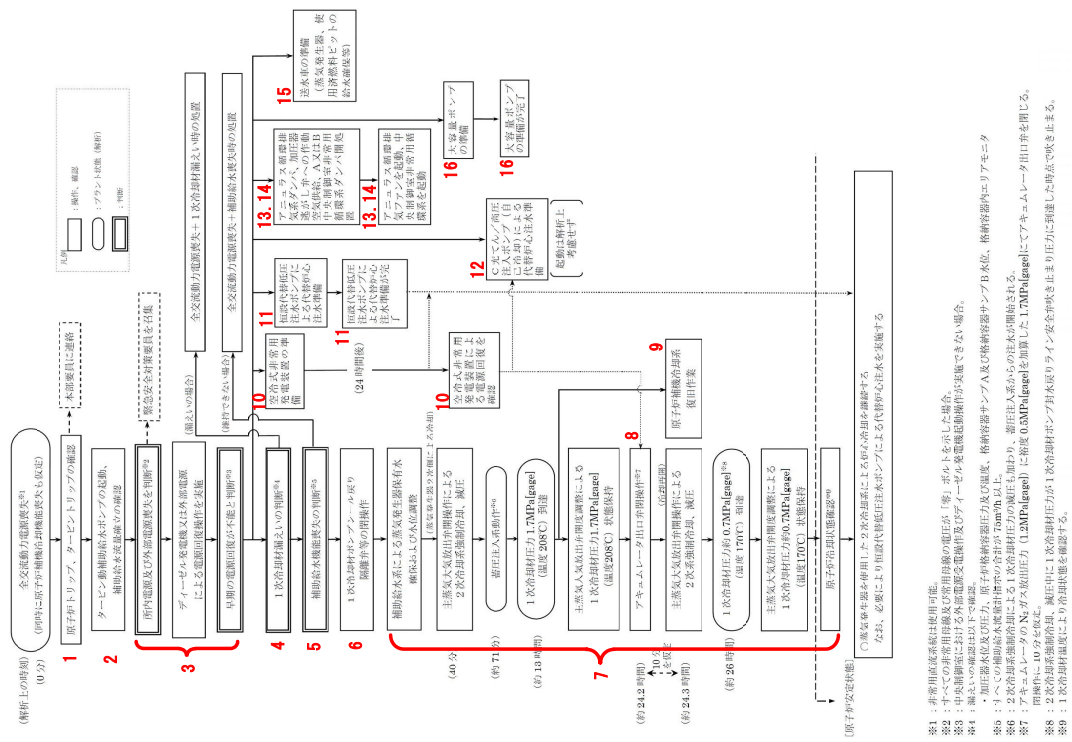
2ユニット
3人

15

※1 : 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

※2 : 可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない2方位に設置した場合に想定される作業時間。

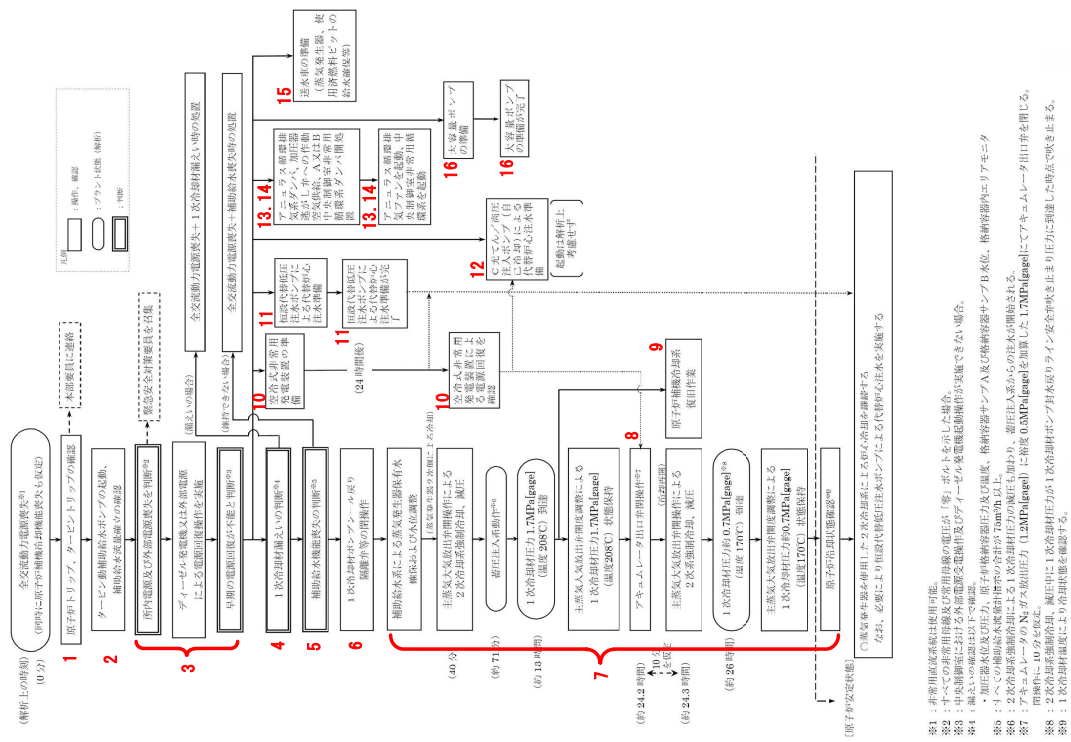
保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
添付1 表-1 原子炉トリップ	「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御機構が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなれば、手動によりトリップを行う。	-
添付1 表-1 原子炉トリップ	「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御機構が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなれば、手動によりトリップを行う。	-
添付1 表-1 原子炉トリップ	「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御機構が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなれば、手動によりトリップを行う。	-
添付1 表-8 全交流動力電源喪失	「導入条件」 「全交流動力電源喪失判断」 全ての非常用母線および常用母線の電圧が導ボルト外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。	-
添付1 表-8 全交流動力電源喪失	「1次冷却系からの漏れの有無の確認」 1次冷却材漏れの有無を確認する。	-
添付1 表-8 全交流動力電源喪失	「補助給水流量の確認」 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。	-
添付1 表-8 全交流動力電源喪失	「1次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離」 添付3 表-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 「1次冷却材喪失発生している場合 サポート系機能喪失時 格納容器隔離」 1次冷却材ポンプの封水系および原子炉補機冷却水系の隔離を行う。 全交流動力電源喪失時、RCPシール部へのシール水注水機能およびサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、RCP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、封水戻りライン格納容器第2隔離弁等を閉止する。	8人 25分
添付1 表-8 全交流動力電源喪失	「1次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離」 添付3 表-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 「サポート系機能喪失時 主蒸気大気放出弁の機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）」 補助給水機能が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。	-
添付1 表-8 全交流動力電源喪失	「1次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離」 添付3 表-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 「サポート系機能喪失時 主蒸気大気放出弁の機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）」 補助給水機能が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。	-
添付1 表-8 全交流動力電源喪失	「1次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離」 添付3 表-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 「サポート系機能喪失時 主蒸気大気放出弁の機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）」 補助給水機能が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。	-



第 7.1.2.4 図 「全交流動力電源喪失 + 非正常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失」の対芯手順の概要

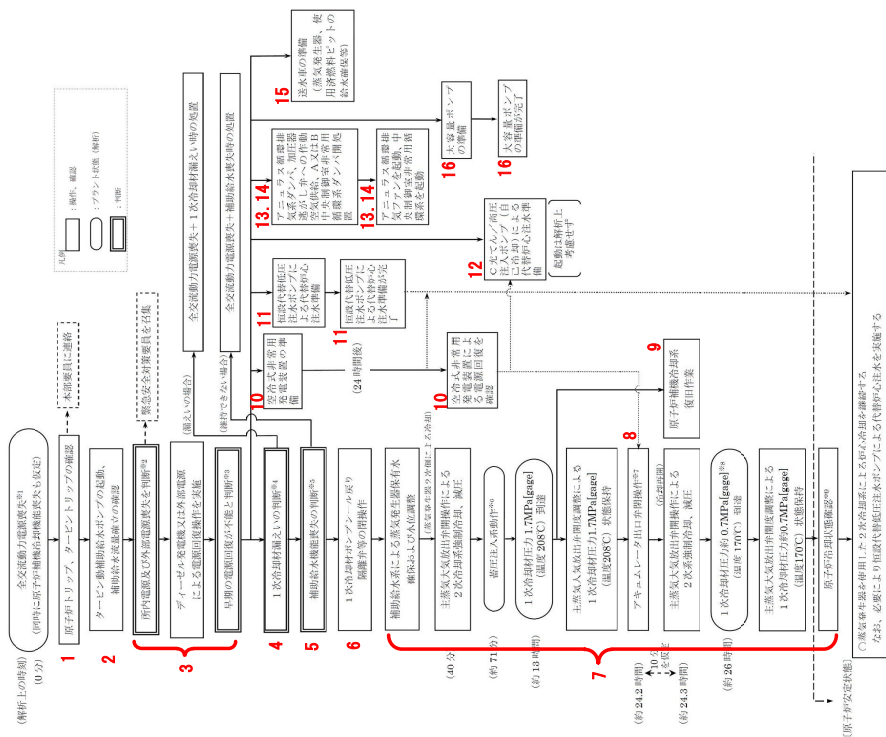
（「外部電源喪失 + 非正常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展）

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
9	添付1 表-9 原子炉補機冷却機能喪失 「原子炉補機冷却水機能回復の場合 1次系冷却水ポンプ運転可能な場合」 健全ヘッダの1次系冷却水ポンプを起動する。	-
10	添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替電源からの受電」 添付3 表-14 電源の確保に関する手順等 「代替電源（交流）の給電」 全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の配電等が確立しない場合、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。	6人 20分
11	添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」、「代替炉心注水」 添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンズ/低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 「1次冷却材喪失事象が発生している場合 サポート系機能喪失時 代替炉心注水」 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、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、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンクの水を原子炉へ注水する。	4人 25分
12	添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3 表-8 原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能喪失 代替炉心注水」 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、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、空冷式非常用発電装置により受電した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の水を原子炉へ注水する。	14人 90分
13	添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3 表-10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 「水素排出」 全交流動力電源または常設直流通電源が喪失した場合は、Aアニュウス循環排気系の弁に窒素ポンベ（アニュウス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュウス循環排気ファンを運転する。	4人 35分



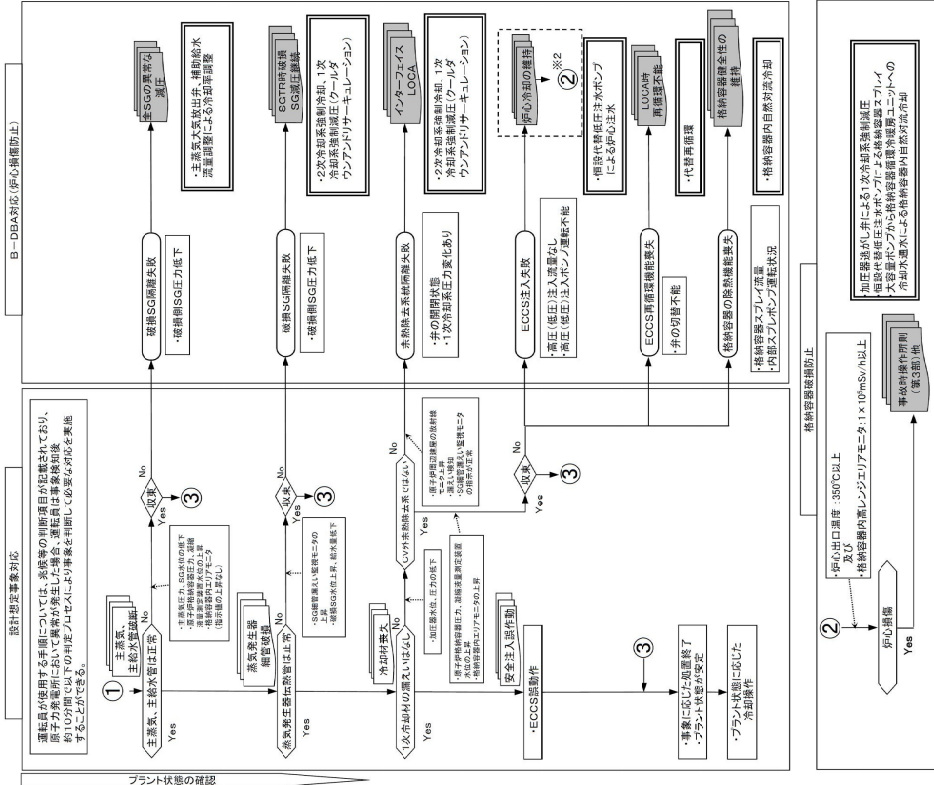
第 7.1.2.4 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
 (「外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展)

保安規定		社内規定
添付資料	表-20 (要員・時間)	
<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替炉心注水他準備〕</p> <p>添付3 表-16 中央制御室の居住性に関する手順等 14 〔居住性の確保〕</p> <p>全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるダンプの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気設備を運転する。</p>	3人 65分	<p>事故時操作所則 第一部 〔全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4〔余熱除 去運転中以外〕)〕</p> <p>S/A所達</p>
<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替炉心注水他準備〕</p> <p>添付1 表-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 〔フロントライン系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却〕 原子炉格納容器内自然対流冷却の準備を行う。</p>	-	<p>事故時操作所則 第二部 〔全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4〔余熱除 去運転中以外〕)〕</p> <p>S/A所達</p>
<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替炉心注水他準備〕</p> <p>添付3 表-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 〔フロントライン系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却〕 原子炉格納容器内自然対流冷却の準備を行う。</p>	22人 7.5時間	<p>事故時操作所則 第二部 〔全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4〔余熱除 去運転中以外〕)〕</p> <p>S/A所達</p>



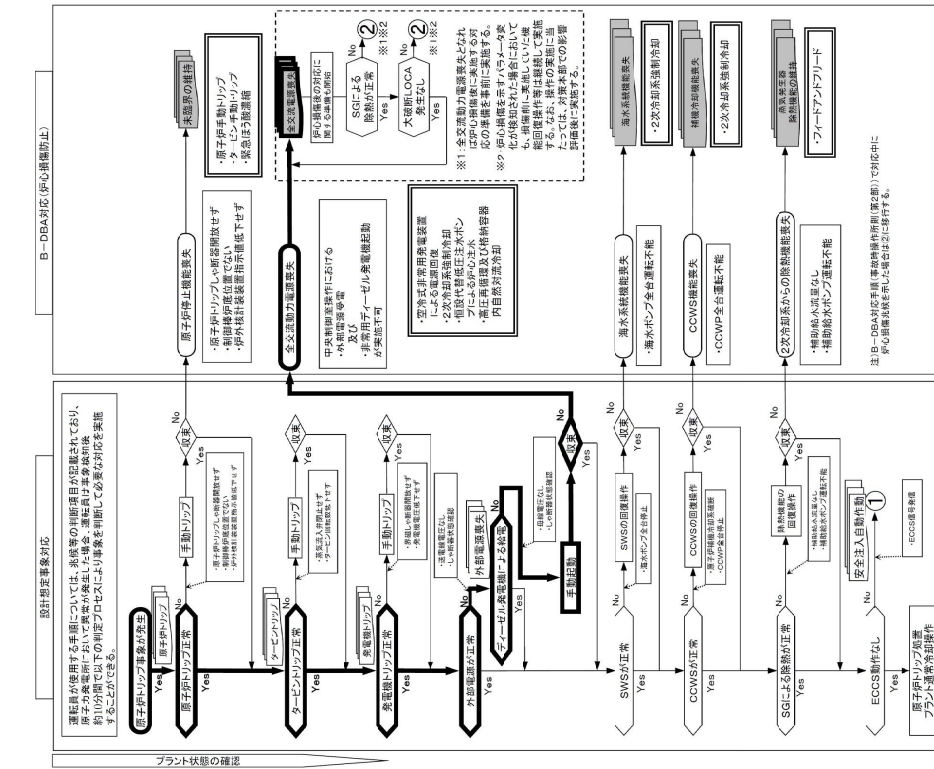
- *31：非常用直流電源は使用可能。
- *32：すべての非常用燃料及び常用燃料の電圧が「零」を示した場合。
- *33：中央制御室における外部電源電圧及びディーゼル発電機動作が失敗できない場合。
- *34：運転に際しては、運転員は、格納容器圧力及び温度、格納容器内圧力及び格納容器内エアモニタ
- *35：1・18での補助給水装置の合計が70m³以上。
- *36：2次冷却系隔離弁による1次冷却材圧力の減圧は加わり、副注入系からの注水を開始される。
- *37：アキュムレータのN₂ガス放出圧力(1.2MPaGage)に到達した1.2MPaGageを加算した1.7MPaGageにてアキュムレータ用弁を開く。
- *38：閉鎖中に10分を越え、副注入系に1次冷却材圧力が1.2MPaGageに到達し、副注入系が注水を開始する。
- *39：1次冷却材圧力により放熱機を駆動する。

第 7.1.2.4 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(「外部電源喪失 + 非常用内交流電源喪失 + 原子炉補給冷却機能喪失」の事象進展)



凡例: 設計対象事象(事故時操作前) B-DBA対応手順(事故時操作前(第2期))及び事故時操作前(第3期)
 注: 本報はプロセスの流れを示す

第 7.1.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)



凡例: 設計対象事象(事故時操作前) B-DBA対応手順(事故時操作前(第2期))
 注: 本報はプロセスの流れを示す

第 7.1.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)

添付 1 表-1

表-1 (1号炉および2号炉)

事象ベース運転操作基準	
1. 原子炉トリップ	
① 目的	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。
② 導入条件	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合
③ 主な監視操作内容	
	原子炉トリップの確認
	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示 ・制御棒炉底位置表示の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。
	タービン・発電機トリップの確認
	<ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。
	蒸気発生器による除熱確認
	<ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。
	加圧器圧力・水位の整定
	<ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。

1

1

2

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

事象ベース運転操作基準 4. サポート系の確保 (1) 全交流動力電源喪失	
① 目的	・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。
② 導入条件	・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト
③ 主な監視操作内容	
原子炉トリップの確認 1. 原子炉トリップの確認を行う。	3
タービン・発電機トリップの確認 1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。	
補助給水流量の確認 1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。	5
全交流動力電源喪失判断 1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。 2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。	3
代替電源からの受電 1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。	10
代替炉心注水他準備 1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	11, 12 13, 14 15, 16
1次冷却系からの漏えいの有無の確認 1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。	4
蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却 1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。 2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。	7

添付 1 表 - 8

<p>所内直流電源の確保</p> <p>1. 代替電源からの給電が長期にわたり行えない場合は、蓄電池からの受電や不要な直流負荷を切り離す。</p>	
<p>1次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離</p> <p>1. 1次冷却材ポンプの封水系および原子炉補機冷却水系の隔離を行う。</p>	6
<p>アキュムレータ隔離</p> <p>1. 1次冷却材圧力がアキュムレータからの窒素ガスの混入を防止するための圧力となり、代替電源からの給電が可能となればアキュムレータの出口弁を閉止する。</p>	8
<p>代替炉心注水</p> <p>1. 1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力未満となり、代替炉心注水系の準備が整えば代替炉心注水を開始する。</p>	11
<p>再循環運転</p> <p>1. 格納容器サンプルB水位が、再循環可能水位となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば、代替炉心注水から再循環運転に切替え、炉心冷却を継続する。</p>	
<p>原子炉格納容器内自然対流冷却の開始</p> <p>1. 原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。</p>	

添付 1 表 - 9

<p>【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】</p> <p>1次系冷却水ポンプ運転可能の場合</p> <p>1. 健全ヘッダの1次系冷却水ポンプを起動する。</p> <p>2. 充てん系ポンプの冷却を行っていた場合は、原子炉補機冷却水系ドレンを停止する。</p> <p>3. 充てん系ポンプによる充てん、封水注入を再開する。</p> <p>4. 制御用空気系を起動し、雑用空気系からの空気供給を停止する。</p> <p>5. モード5（低温停止）に移行する。</p> <p>【海水冷却機能喪失の場合】</p> <p>1. 手動による原子炉トリップを行い、1次冷却材ポンプを全台停止、代替炉心注水他準備、および制御用空気系の空気供給を雑用空気系に切替え、1次冷却材漏えいの有無および原子炉補機冷却水温度を確認し、以下の措置を実施する。</p> <p>〔安全系補機の冷却水制限温度未満の場合〕</p> <p>1. 蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を実施し、海水冷却機能が回復すればモード5（低温停止）に移行する。</p> <p>〔安全系補機の冷却水制限温度以上の場合〕</p> <p>1. 充てん系ポンプを全台停止し、1次冷却材ポンプの封水系隔離、1次系冷却水ポンプを全台停止後、【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。</p> <p>海水冷却機能回復の確認</p> <p>1. 海水冷却機能が回復すれば、海水系、原子炉補機冷却水系を復旧後、必要な補機を起動しモード5（低温停止）に移行する。</p> <ul style="list-style-type: none">・海水冷却機能が回復していなければ、大容量ポンプを用いてモード5（低温停止）に移行する。	9
--	----------

添付－３ 表－３

<p>(3) 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復 当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから２次系純水タンクへの切り替えまたは復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系または蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 空冷式非常用発電装置により非常用母線が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合</p>
<p>2. 主蒸気大気放出弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））</p> <p>(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復 当直課長は、主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失した場合、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気大気放出弁を開操作することで、蒸気発生器２次側による炉心冷却により１次冷却系の減圧を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失し、中央制御室からの開操作ができないことを蒸気発生器蒸気圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合</p>
<p>3. 加圧器逃がし弁の機能回復</p> <p>(1) 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 当直課長は、全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）から空気配管に窒素を供給し、中央制御室から加圧器逃がし弁を開操作し、１次冷却系の減圧を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時において、１次冷却材圧力等により加圧器逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合</p> <p>(2) 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 当直課長は、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が不能時は、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 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ができない場合に、加圧器逃がし弁を中央から遠隔で操作する必要がある場合</p> <p>(3) 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</p>

7

添付-3 表-4

<p>当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に原子炉への注水機能が喪失し、1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p>
<p>(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した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。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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時において、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</p>
<p>(2) C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時に、恒設代替低圧注水ポンプの機能喪失により、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、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</p> <p>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</p>
<p>(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>C、D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、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合</p>
<p>2. 代替再循環運転</p> <p>(1) 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</p> <p>a. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転</p> <p>当直課長は、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を冷却する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>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サンプBの水位が確保されている場合</p>

11

添付-3 表-4

b. B余熱除去ポンプ（海水冷却）および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

当直課長は、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）および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を冷却する。

(a) 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、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サンプBの水位が確保されている場合

(2) 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. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

当直課長は、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。

(a) 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、低圧代替再循環をするために必要な格納容器サンプBの水位が確保されている場合

b. B余熱除去ポンプ（海水冷却）および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

当直課長は、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）および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。

(a) 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、高圧代替再循環をするために必要な格納容器サンプBの水位が確保されている場合

3. 格納容器隔離弁の閉止

当直課長は、全交流動力電源喪失時、RCPシール部へのシール水注水機能およびサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、RCP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、封水戻りライン格納容器第2隔離弁等を閉止す

6

る。

隔離は、空冷式非常用発電装置より電源を確保すれば、中央制御室にて封水戻りライン格納容器第２隔離弁を閉止し、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止を確認する。なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

- (1) 手順着手の判断基準
全交流動力電源が喪失した場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

- (1) 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、注水流量が大きく、準備時間の早い恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるC、D内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRSCSS連絡ライン使用）等を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。
- (2) 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが準備時間が短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）またはB余熱除去ポンプ（海水冷却）およびB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。
- (3) 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器サブBが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について

全交流動力電源喪失時または原子炉補機冷却機能喪失時に、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へ注水する。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。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。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。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。また、全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が重畳した場合は、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。

添付－3 表－5

表－5（1号炉および2号炉）

<p>操作手順</p> <p>5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器2次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、大容量ポンプによる代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</p> <p>(1) 電動補助給水ポンプまた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</p> <p>当直課長は、海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプまた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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管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</p> <p>2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）</p> <p>(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復</p> <p>当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合</p> <p>3. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 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</p> <p>当直課長は、海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、1次冷却材喪失事象が発生した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、</p>

格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉補機冷却水または原子炉補機冷却海水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合

4. 代替補機冷却

(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水

当直課長は、海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりB充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。

a. 手順着手の判断基準

海水ポンプまたは1次系冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水または原子炉補機冷却海水の通水を原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプの系統構成が完了している場合

サポート系機能喪失時

1. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(1) タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプまたは空冷式非常用発電装置から受電した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。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、蒸気発生器へ注水されていること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の水位が確保されている場合

2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失し、主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失した場合において、中央制御室から主蒸気大気放出弁を操作できないことを蒸気発生器圧力等にて確認した場合に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認できた場合

添付-3 表-8

よる代替格納容器スプレイに使用していない場合	
全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失	
1. 代替炉心注水 当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。	
(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 当直課長は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して空冷式非常用発電装置により受電した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。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。	
a. 手順着手の判断基準 炉心が損傷し、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時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、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに使用していない場合	
(2) C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水 当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した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。	
a. 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合	
熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	
交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全・	
全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失	
(配慮すべき事項)	
○ 優先順位	
(1) 交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全 交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止する手段の優先順位は、中央制御室操作により早期に運転可能な充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプにより高圧または低圧注入ラインを用いた原子炉への注水を優先する。次にC、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注水、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。	
(2) 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、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行っていないなければ恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。	

12

添付-3 表-10

表-10 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>	
<p>② 対応手段等</p> <p>水素排出</p>	
<p>1. アニュラス循環排気ファン起動による水素排出</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス循環排気ファンが起動し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスからアニュラス循環排気フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内の圧力の低下にて確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Aアニュラス循環排気系の弁に窒素ポンペ（アニュラス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス循環排気ファンを運転する。</p>	
<p>(1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p>	13
<p>(2) 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合</p>	13
<p>水素濃度監視</p>	
<p>1. 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定</p> <p>当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。また、常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度が 350 °C 以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が 1×10^5 mSv/h 以上の場合</p>	

添付－3 表－14

表－14（1号炉および2号炉）

<p>操作手順</p> <p>14. 電源の確保に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>代替電源（交流）の給電</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電したことを確認する。</p> <p>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</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合</p> <p>2. 号機間電力融通恒設ケーブル（1号～2号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>緊急時対策本部は、他号炉のディーゼル発電機が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号機間電力融通恒設ケーブルを使用し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>予備変圧器の故障等により予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合において、他号炉のディーゼル発電機等の必要台数（他号炉のモード1、2、3および4においては2台、他号炉のモード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間においては1台）が健全であることをディーゼル発電機電圧等にて確認できた場合</p> <p>3. 電源車による代替電源（交流）からの受電</p> <p>緊急時対策本部は、電源車から受電準備を行った後、電源車を起動し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合</p>

10

添付-3 表-16

表-16 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順 16. 中央制御室の居住性に関する手順等</p>	
<p>① 方針目的 重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。</p>	
<p>② 対応手段等 居住性の確保 当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で100 mSvを超えないよう、中央制御室遮蔽および中央制御室換気設備の外気を遮断した状態で閉回路循環運転(以下、「中央制御室換気系隔離モード」という。)により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント(マスク等)による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p>	
<p>1. 中央制御室換気設備の運転手順等 当直課長は、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系隔離モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタおよび微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。 全交流動力電源が喪失した場合は、手動による系統構成を行い、代替交流電源設備により受電し中央制御室換気設備を運転する。</p>	14
<p>(1) 交流動力電源が正常な場合 当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信または中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードで運転中であることを確認する。 また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。 a. 手順着手の判断基準 非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号または中央制御室エリアモニタ指示値上昇により中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合</p>	
<p>(2) 全交流動力電源が喪失した場合 当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中</p>	14

中央制御室換気設備を運転する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合

2. 中央制御室の照明を確保する手順

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（SA）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、中央制御室非常用照明が使用できない場合

3. 中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

当直課長は、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

(1) 手順着手の判断基準

中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合

4. その他の放射線防護措置等に関する手順等

(1) 重大事故等時の全面マスクの着用手順

当直課長は、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合または発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、全面マスクの着用を指示する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合または炉心損傷の兆候が見られた場合

または、発電所対策本部長が運転員等および緊急安全対策要員のマスク着用が必要と判断した場合

(2) 重大事故等時の運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化

当直課長は、運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化のため、発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を確立する。

また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性（1/7）（1号炉および2号炉）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	(成立性が要求される対応手段なし)	—	—	—
2	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	34分
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
3	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	No. 2にて整備する。		
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復※1	運転員等 （中央制御室、現場）	4×2	25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機能回復※1	運転員等 （中央制御室、現場）	3	36分
	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	運転員等 （中央制御室、現場）	3	27分
4	C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※1	運転員等 （中央制御室、現場）	2×2	25分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	5時間
	緊急安全対策要員	18		
	C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	運転員等 （中央制御室）	1	5分

2ユニット
8人

7

2ユニット
4人

11

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(2/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
4	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水 ^{※1}	運転員等 (中央制御室、現場)	4×2	90分
		緊急安全対策要員	3×2	
	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による蒸気放出	No. 3にて整備する。 (主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復と同様)		
	アキュムレータによる炉心注水	運転員等 (中央制御室、現場)	2	20分
	電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	大容量ポンプへの燃料補給 ^{※1}	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	送水車への燃料補給 ^{※1}	緊急安全対策要員	2	2.3時間
5	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
	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	No. 7にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水 ^{※1}	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間
緊急安全対策要員		16		
6	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	No. 7にて整備する。		
	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	No. 7にて整備する。		

2ユニット
14人
12

2ユニット
22人
7.5時間
16

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性（3/7）（1号炉および2号炉）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
7	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※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	2	67分
		緊急安全対策要員	1	
	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※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	7.5時間
		緊急安全対策要員	16×1	
8	C、D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	No. 4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる 代替炉心注水	No. 4にて整備する。		
	C充てん/高圧注入ポンプ（自己 冷却）による代替炉心注水	No. 4にて整備する。		
9	可搬型格納容器内水素濃度計測 装置による水素濃度監視※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3	45分
10	水素排出（アニュラス空気再循環 設備） 全交流動力電源または常設直流 電源が喪失した場合の操作手順※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	2×2	35分
		運転員等 (中央制御室)	1	70分
	可搬型アニュラス内水素濃度計 測装置による水素濃度測定※ ¹	緊急安全対策要員	2	

2ユニット
22人
16

2ユニット
14人
90分
12

2ユニット
4人
13

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (5/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間	
13	C、D内部スプレポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転	No. 4にて整備する。			
	海水から使用済燃料ピットへの注水	No. 11にて整備する。			
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	No. 11にて整備する。			
	大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 12にて整備する。 (大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による大気への拡散抑制と同様)			
	大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による格納容器およびアニュラス部への放水	No. 12にて整備する。			
14	空冷式非常用発電装置による代替電源 (交流) からの給電 ^{※1}	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	20分	
	号機間電力融通恒設ケーブル (1号~2号) を使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.3時間	
		緊急安全対策要員	2		
	電源車による代替電源 (交流) からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.8時間	
		緊急安全対策要員	2		
	号機間電力融通予備ケーブル (1号~2号) を使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.6時間	
		緊急安全対策要員	16		
	蓄電池 (安全防护系用) による代替電源 (直流) からの給電 ^{※1}	不要直流負荷切離し	運転員等 (中央制御室)	1	10分
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40分
	可搬式整流器による代替電源 (直流) からの給電	可搬式整流器接続	運転員等 (現場)	1	2.0時間
緊急安全対策要員			2		
運転コンソール復旧		緊急安全対策要員	2	40分	

2ユニット
6人

10

※1 : 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (6/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
14	代替所内電気設備による交流および直流の給電 (空冷式非常用発電装置)	運転員等 (中央制御室、現場)	2	3.8 時間
		緊急安全対策要員	2	
	空冷式非常用発電装置への燃料(重油)補給(タンクローリーを使用する場合)	緊急安全対策要員	2	2.4 時間
	空冷式非常用発電装置への燃料(重油)補給 ^{※1} (空冷式非常用発電装置用給油ポンプを使用する場合)	緊急安全対策要員	1	30 分
	電源車への燃料 (重油) 補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
15	可搬型計測器によるパラメータの計測または監視 ^{※1}	緊急安全対策要員	1	25 分
16	中央制御室換気設備の運転手順等 (全交流動力電源が喪失した場合) ^{※1}	運転員等 (中央制御室)	1 × 1	65 分
		保修班	2 × 1	
16	アニュラス空気再循環設備の運転手順等 (全交流動力電源または直流電源が喪失した場合)	No. 10にて整備する。 (水素排出 (アニュラス空気再循環設備) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合の操作手順と同様)		
17	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	5	3.2 時間
	可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量の測定	放射線管理班	4	75 分 ^{※2}
	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60 分
	移動式放射能測定装置 (モニタ車) による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	70 分
	可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	120 分
	可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60 分

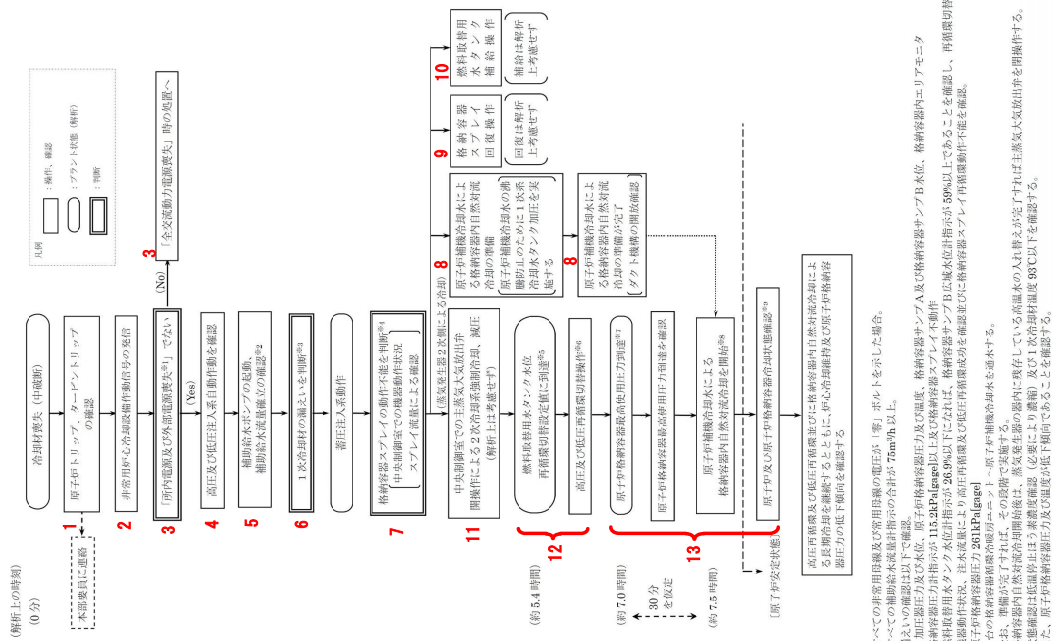
2ユニット
3人

14

※1 : 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

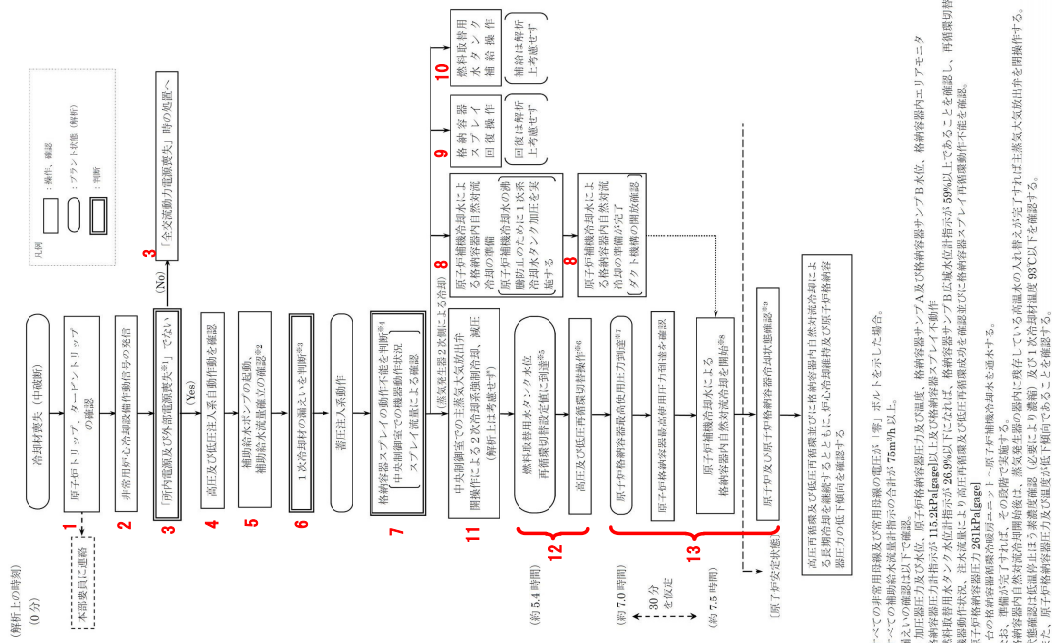
※2 : 可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない2方位に設置した場合に想定される作業時間。

保安規定		社内規定
添付資料	表-20 (要員・時間)	
添付1 表-1 原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなれば、手動によりトリップを行う。	-	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「非常用炉心冷却系警報の確認」「非常用炉心冷却系作動信号の確認」 非常用炉心冷却系作動の警報発生を確認する。 非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。	-	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「導入条件」 全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト	-	事故時操作所則 第二部 「全交流動力電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4 [余熱除去運転中以外])」
添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「非常用炉心冷却系作動シグナスにより、非常用炉心冷却系作動機器が自動作動することを確認する。」	-	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
添付1 表-1 原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。	-	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「事象判別」 以下の状態がある場合は、原子炉格納容器内の1次冷却材喪失事象と判断し、 ・原子炉格納容器圧力の上昇 ・原子炉格納容器内放熱線モニタの指示上昇 ・原子炉格納容器サブ水位の上昇	-	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
添付1 表-13 原子炉格納容器健全性の確保 「導入条件」 原子炉格納容器圧力が、原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上および原子炉格納容器スプレイ系不作用	-	事故時操作所則 第二部 「格納容器健全性の維持」
添付1 表-13 原子炉格納容器健全性の確保 添付3 表-6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 「炉心損傷前 フロントライン系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却」 格納容器圧力が格納容器スプレイ系作動設定値以上かつ内部スプレイポンプによる格納容器のスプレイがでない場合、原子炉格納容器冷却系の機能を防止するため、1次系冷却水タンクを蒸発ポンプ（1次系冷却水タンク加圧用）により加圧する。	6人 67分	事故時操作所則 第二部 「格納容器健全性の維持」
添付1 表-13 原子炉格納容器健全性の確保 1.系統以上の原子炉格納容器スプレイ系の起動を試みる。	-	

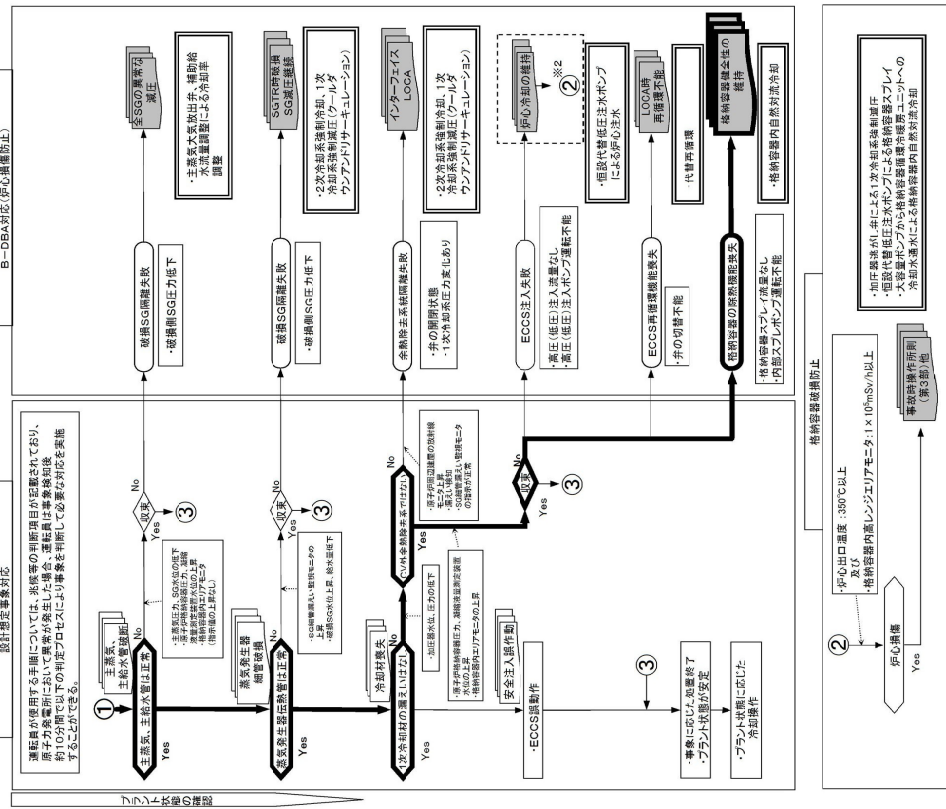


第 7.1.4.3 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
（「中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗」の事象進展）

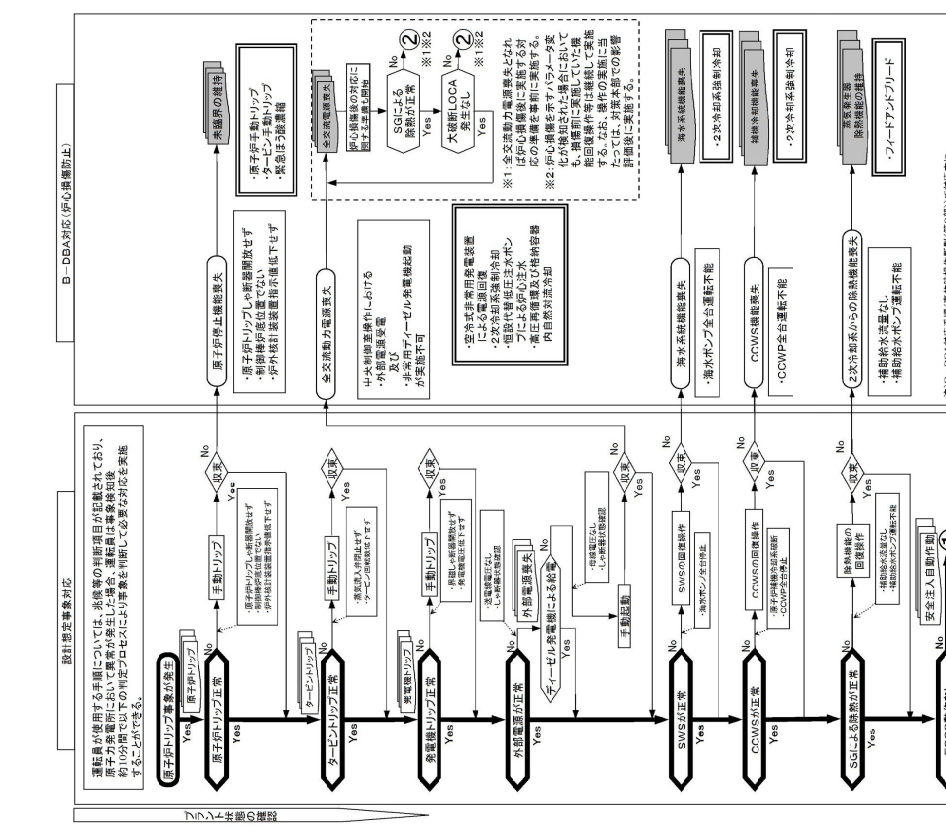
保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
10	<p>添付3 表-13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 「配慮すべき事項 優先順位」 燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多量性拡張設備であるが、復水タンクは恒設代替低圧注水ポンプまたは原子炉下部キャビティ注水ポンプにより復水タンクから補給する。</p>	<p>事故時操作所則 第二部 「共通操作 水の確保」</p>
11	<p>添付1 表-13 原子炉格納容器健全性の確保 「主な監視操作内容」 原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気気放しまたはタービンバイパスにより1次冷却系の冷却を促進させる。</p>	-
12	<p>添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「非常用炉心冷却系再循環切替」 低圧注水系および高圧注水系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サブBに切替える。</p>	<p>事故時操作所則 第二部 「格納容器健全性の維持」</p>
13	<p>添付1 表-13 原子炉格納容器健全性の確保 添付3 表-6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 「フロートライン系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却」 格納容器循環冷却系「原子炉」による原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。</p>	<p>6人 67分</p>



第 7.1.4.3 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
（「中破断LOCA+格納容器スプレイト注水失敗」の事象進展）



第 7.1.4.2 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)



第 7.1.4.2 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)

添付1 表-1

表-1 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>1. 原子炉トリップ</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。 	
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合 	
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示 ・制御棒炉底位置表示の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。 	1
<p>タービン・発電機トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。 	1
<p>蒸気発生器による除熱確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。 	5
<p>加圧器圧力・水位の整定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。 	

添付－１ 表－２

表－２（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動	
① 目的	・ １次冷却材喪失事象、２次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。
② 導入条件	・ 非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合
③ 主な監視操作内容	非常用炉心冷却系警報の確認 １．非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。
	非常用炉心冷却系作動信号の確認 １．非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。
	原子炉トリップの確認 １．非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。
	非常用炉心冷却系作動機器の確認 １．非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならない場合は回復を試みる。 ２．ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。 ３．非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。
	主給水系隔離状態の確認 １．主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。
	中央制御室換気系隔離状態の確認 １．中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。

2

2

4

添付 1 表 - 2

主蒸気系隔離状態の確認

1. 主蒸気系隔離作動信号が発信されれば、当該信号により自動作動する弁が正規の状態となることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。

原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認

1. 原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スプレイ系作動』も確認する。

原子炉冷却系の状況確認

1. 各パラメータの確認を行う。
 - ・加圧器圧力および水位
 - ・1次冷却材圧力および温度
 - ・蒸気発生器圧力および水位
 - ・原子炉格納容器圧力およびサンプル水位
 - ・各非常用炉心冷却系流量
 - ・放射線モニタ

事象判別

1. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
 - ・原子炉格納容器圧力の上昇
 - ・原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇
 - ・原子炉格納容器サンプル水位の上昇
2. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】』へ移行する。
 - ・加圧器水位の低下
 - ・加圧器圧力の低下
 - ・原子炉格納容器外での漏えい確認、または補助建屋内放射線モニタの指示上昇
 - ・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および高感度型主蒸気管モニタの指示に有意な変化がない。
 - ・余熱除去ポンプ出口圧力上昇

6

添付－1 表－3

表－3（1号炉および2号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(1) 1次冷却材喪失事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <p>・ 1次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。</p>
<p>② 主な監視操作内容</p> <p>【原子炉格納容器内の1次冷却材喪失事象】</p> <p>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</p> <p>1. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・ 加圧器水位が下端以上 ・ 電動補助給水ポンプ1台分の注水、または1基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 <p>2. 非常用炉心冷却系の停止条件を満足せず、燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕へ移行する。</p> <p>モード5（低温停止）への移行</p> <p>1. ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード5（低温停止）に移行する。</p> <p>〔非常用炉心冷却系再循環切替〕</p> <p>1. 低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプルBに切替える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系の格納容器サンプルB切替が不能となった場合は、〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕へ移行する。 <p>2. 格納容器サンプルBを水源として長期的な冷却を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系の格納容器サンプルB切替後に、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が設計どおり作動していなければ、〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕へ移行する。

12

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失</p>
<p>① 目的</p> <p>・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。</p>
<p>② 導入条件</p> <p>・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <p>1. 原子炉トリップの確認を行う。</p> <p>タービン・発電機トリップの確認</p> <p>1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。</p> <p>補助給水流量の確認</p> <p>1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失判断</p> <p>1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。</p> <p>2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。</p> <p>代替電源からの受電</p> <p>1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。</p> <p>代替炉心注水他準備</p> <p>1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p> <p>1次冷却系からの漏えいの有無の確認</p> <p>1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却</p> <p>1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。</p> <p>2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。</p>

3

添付 1 表-13

表-13 (1号炉および2号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
4. 原子炉格納容器健全性の確保	
① 目的 ・原子炉格納容器圧力上昇により、原子炉格納容器の健全性が脅かされる可能性がある場合、原子炉格納容器圧力上昇を減少させるための適切な運転操作を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。	
② 導入条件 ・原子炉格納容器圧力が、原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動	④ 脱出条件 ・原子炉格納容器スプレイ系が作動し、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器最高使用圧力以下となった場合
③ 主な監視操作内容	
1. 格納容器隔離信号により、自動作動する弁およびダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。	
2. 1系統以上の原子炉格納容器スプレイ系の起動を試みる。	
3. 2次冷却材喪失事象の場合は、破損蒸気発生器の隔離を行う。	
4. 原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。	
5. 格納容器循環冷暖房ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。	
6. 原子炉格納容器スプレイ系が1系統以上作動し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以下へ低下することが確認できなければ、「順序2」に戻る。	

7

9

11

8, 13

添付－3 表－6

表－6（1号炉および2号炉）

<p>操作手順</p> <p>6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>① 方針目的</p> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度を低下させることを目的とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>炉心損傷前</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 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</p> <p>当直課長は、内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、または格納容器スプレイ再循環運転時に内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、1次系冷却水タンクを窒素ポンベ（1次系冷却水タンク加圧用）により加圧し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A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することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131 kPa [gage]）以上かつ、内部スプレポンプの故障等により格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合または格納容器スプレイ再循環運転時に内部スプレポンプの故障等により格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合</p>
<p>2. 代替格納容器スプレイ</p> <p>内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、以下の手順により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。</p> <p>(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>当直課長は、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、およ</p>

8, 13

添付-3 表-13

<p>2. 燃料取替用水タンクへの補給</p> <p>(1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給</p> <p>当直課長は、重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプによる炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合またはインターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続もしくは充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプによる再循環運転ができない場合において、1次系純水タンクおよびほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができない場合に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンクおよびほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば恒設代替低圧注水ポンプまたは原子炉下部キャビティ注水ポンプにより復水タンクから補給する。</p> <p>○ 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について</p> <p>重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合の恒設代替低圧注水ポンプの注水先については燃料取替用水タンクとする。なお、以下の場合には注水先を切り替える。</p> <p>炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水または代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉または格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替える。</p> <p>炉心損傷後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または代替炉心注水（落下遅延・防止）が必要と判断すれば、注水先をそれぞれ格納容器または原子炉へ切り替える。</p> <p>○ 下部キャビティ注水ポンプの注水先について</p> <p>重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合の原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先については燃料</p>	10
---	----

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(2/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
4	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水 ^{※1}	運転員等 (中央制御室、現場)	4	90分
		緊急安全対策要員	3	
	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による蒸気放出	No. 3にて整備する。 (主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復と同様)		
	アキュムレータによる炉心注水	運転員等 (中央制御室、現場)	2	20分
	電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	大容量ポンプへの燃料補給 ^{※1}	緊急安全対策要員	2	2.3時間
5	送水車への燃料補給 ^{※1}	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
	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	No. 7にて整備する。		
6	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	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間
		緊急安全対策要員	16	
6	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	No. 7にて整備する。		
		No. 7にて整備する。		

2ユニット
6人
67分
8, 13

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

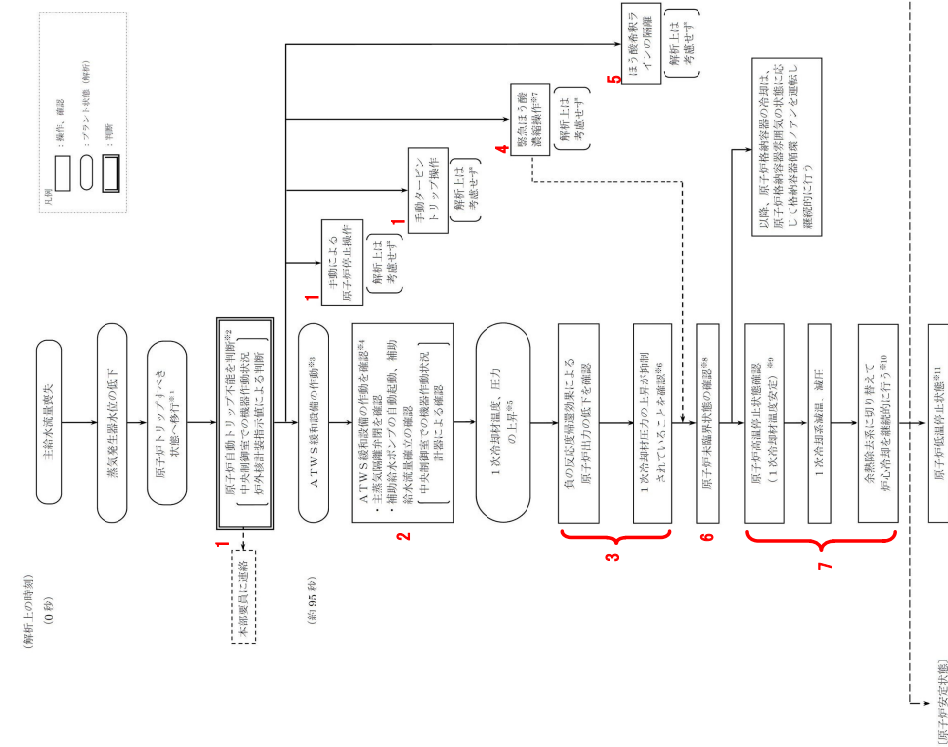
表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (3/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
7	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※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	2×2	67分
		緊急安全対策要員	1×2	
	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※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間
		緊急安全対策要員	16	
8	C、D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	No. 4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる 代替炉心注水	No. 4にて整備する。		
	C充てん/高圧注入ポンプ(自己 冷却)による代替炉心注水	No. 4にて整備する。		
9	可搬型格納容器内水素濃度計測 装置による水素濃度監視※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3	45分
10	水素排出(アニュラス空気再循環 設備) 全交流動力電源または常設直流 電源が喪失した場合の操作手順※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	2	35分
		運転員等 (中央制御室)	1	70分
	可搬型アニュラス内水素濃度計 測装置による水素濃度測定※ ¹	緊急安全対策要員	2	

2ユニット
6人
8, 13

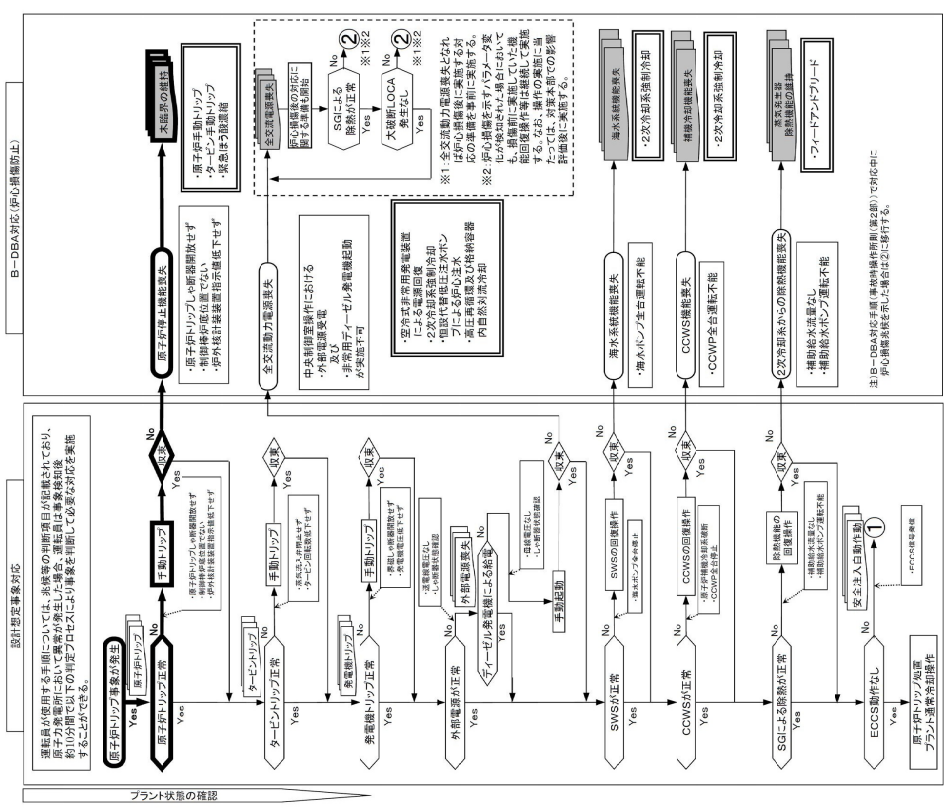
※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

保安規定		社内規定
添付資料	表-20 (要員・時間)	
<p>添付1 表-1 原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」</p> <p>添付1 表-10 未境界の維持 「導入条件」</p> <p>添付3 表-1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未境界にするための手順等 「フロントライン系機能喪失時 手動による原子炉緊急停止」 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、「安全機能ベース運転操作基準「未境界の維持」」へ移行する。</p> <p>原子炉出力が5%以上、または中間領域起動率が正 運転時の異常が過渡変化時において原子炉の運転を緊急停止することができない事象 (以下、「A T W S」という。)が発生するおそれがある場合は当該事象が発生した 場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチ (中央制御室手動操作) 操作に よる原子炉の緊急停止を行う。</p>	-	<p>事故時操作所則 「原子炉トリップ」</p> <p>事故時操作所則 第二部 「未境界の維持」</p>
<p>添付1 表-10 未境界の維持 「原子炉出力が5%以上、または中間領域起動率の正が確認された場合」</p> <p>添付3 表-1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未境界にするための手順等 「原子炉出力抑制 (自動)」</p> <p>A T W Sが発生するおそれがある場合は当該事象が発生した場合、A T W S緩和 設備の自動作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、1次冷却材温度が上昇し減速 材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。</p>	-	
<p>添付3 表-1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未境界にするための手順等 「原子炉出力抑制 (自動)」</p> <p>1次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出 力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の動作により 1次冷却材圧力が所定の圧力以上上昇していないことを確認する。</p>	-	<p>事故時操作所則 第二部 「未境界の維持」</p>
<p>添付1 表-10 未境界の維持 「原子炉出力が5%以上、または中間領域起動率の正が確認された場合」</p> <p>添付3 表-1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未境界にするための手順等 「フロントライン系機能喪失時 ほう酸水注入」 ほう酸水注入を実施する。</p>	-	
<p>添付1 表-10 未境界の維持 「原子炉出力が5%以上、または中間領域起動率の正が確認された場合」</p> <p>添付3 表-1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未境界にするための手順等 「フロントライン系機能喪失時 ほう酸水注入」 ほう酸水注入の隔離を確認する。</p>	-	
<p>添付1 表-10 未境界の維持 「原子炉出力が5%未満、および中間領域起動率が零または負」</p>	-	
<p>添付1 表-1 原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 タービンバypass弁または主蒸気放気弁の制御状態を確認し、モード3 (高温停 止) となることを、1次冷却材温度により確認する。</p>	-	<p>事故時操作所則 「原子炉トリップ」</p>

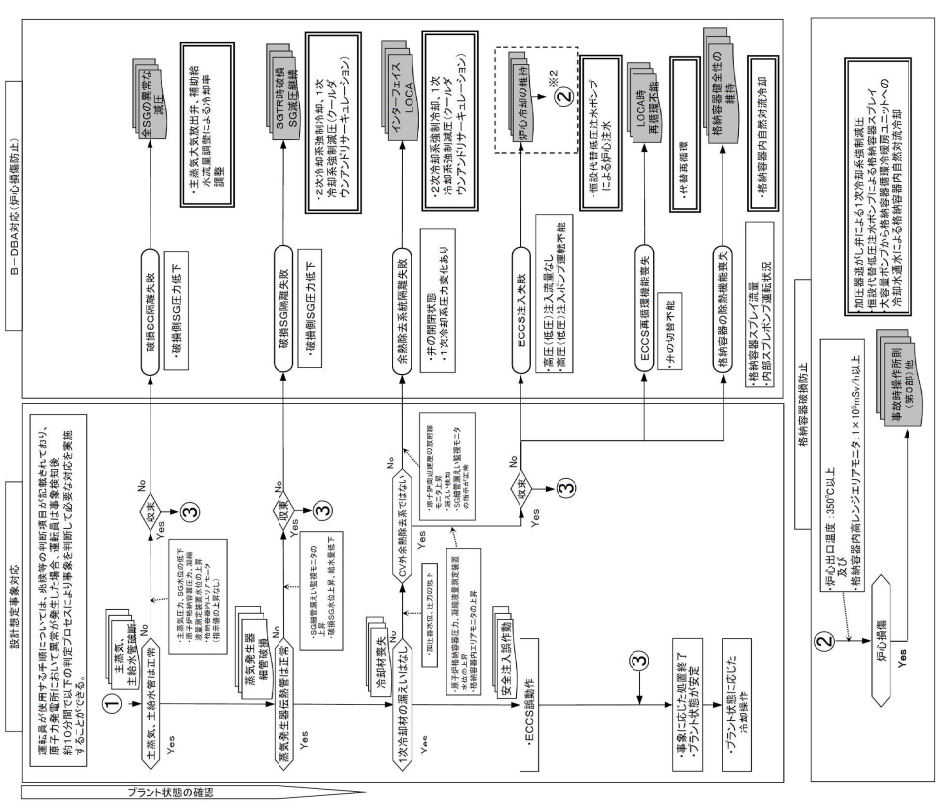


※4: 蒸気発生器水位低下15%以下
※5: 出有蒸気発生器水位低下15%以上又は中間領域起動率が9%以下またはA T W S緩和設備が作動する。
※6: 主給水流量喪失により蒸気発生器水位が9%以下またはタービンバypass弁が閉止するが、解除上、考慮して2分。
※7: A T W S緩和設備の動作確認としてタービンバypass弁が閉止するが、解除上、考慮して2分。
※8: 主蒸気隔離弁閉及び蒸気発生器水位低下による除熱機能の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する。
※9: 原子炉出力の低下及び補助給水による1次冷却材の冷却により圧力が上昇が抑制される。
※10: 原子炉を本境界にするため、緊急はう酸水注入を実施する (待機完了次第実施する。)
※11: 出力降下中、燃料貯留箱はう酸水注入による除熱確認を実施する (待機完了次第実施する。)
※12: 燃料貯留箱はう酸水注入による除熱確認は、燃料貯留箱の水位が5%未満及び中間領域起動率が零または負であることを確認。
※13: 燃料貯留箱はう酸水注入による除熱確認は、燃料貯留箱の水位が5%未満及び中間領域起動率が零または負であることを確認。
※14: 燃料貯留箱はう酸水注入による除熱確認は、燃料貯留箱の水位が5%未満及び中間領域起動率が零または負であることを確認。
※15: 燃料貯留箱はう酸水注入による除熱確認は、燃料貯留箱の水位が5%未満及び中間領域起動率が零または負であることを確認。

第 7.1.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
(「主給水流量喪失 + 原子炉トリップ失敗」の事象進展)



第 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)



第 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)

添付1 表-1

表-1 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>1. 原子炉トリップ</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示 ・制御棒炉底位置表示の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。
<p>タービン・発電機トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。
<p>蒸気発生器による除熱確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。
<p>加圧器圧力・水位の整定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。

1

7

添付－１ 表－１０

表－１０（１号炉および２号炉）

安全機能ベース運転操作基準	
１．未臨界の維持	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の未臨界性を確保する。 	
② 導入条件	④ 脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率が正 ・中性子源領域起動率が正、または P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM より大 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力が 5 % 未満、および中間領域起動率が零または負 ・中性子源領域起動率が零または負、および P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM 以下
③ 主な監視操作内容	
【原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率の正が確認された場合】	
<ol style="list-style-type: none"> 原子炉トリップを確認し、できていなければ次のいずれかにより原子炉をトリップさせる。 <ul style="list-style-type: none"> ・手動原子炉トリップ ・MGセットの電源を断 ・制御棒手動挿入 ・MGセット出力しゃ断器の開放 ・現地原子炉トリップしゃ断器の開放 多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）作動警報が発信した場合、多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）による以下の作動状態を確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・タービントリップ ・主蒸気隔離弁の閉止 ・補助給水ポンプの起動 タービントリップを確認し、できていなければ次のいずれかによりタービンをトリップさせる。 <ul style="list-style-type: none"> ・手動タービントリップ ・主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止 ・蒸気加減弁の閉止 ・現地タービントリップ 蒸気発生器 2 次側の注水量を確認し、注水量を調整する。 	

添付 1 表 - 1 0

5. ほう酸水注入を実施する。
6. ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。
7. 1次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。
8. 蒸気発生器2次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。
9. 原子炉出力が5%未満、および中間領域起動率の零または負の確認ができなければ、「順序5」へ戻る。
【中性子源領域起動率が正、またはP-6以上で中間領域起動率が-0.2 DPMより大が確認された場合】
1. ほう酸水注入を実施する。
2. ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。
3. 1次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。
4. 蒸気発生器2次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。
5. 中性子源領域起動率が零、または負、およびP-6以上で中間領域起動率が-0.2 DPM以下を確認できなければ、「順序1」に戻る。

4
5

添付3 表-1

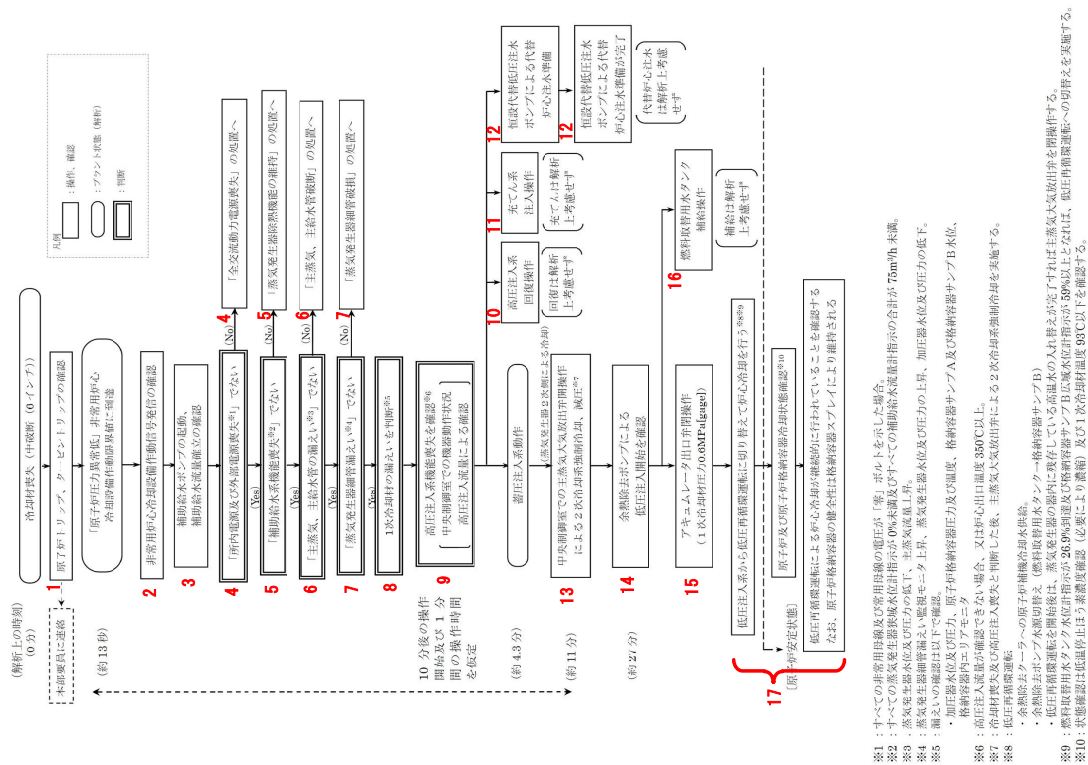
表-1 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>1. 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p>	
<p>① 方針目的</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）を停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の健全性を維持することを目的とする。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行することを目的とする。</p>	
<p>② 対応手段等</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p>	
<p>1. 手動による原子炉緊急停止</p> <p>当直課長は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急停止することができない事象（以下、「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）操作により原子炉の緊急停止を行う。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉トリップ設定値に到達し、原子炉トリップしゃ断器の状態や制御棒炉底位置表示等による原子炉自動トリップ失敗を確認した場合に、原子炉出力が5%以上または中間領域起動率が正となった場合</p>	<p>1</p>
<p>2. 原子炉出力抑制（自動）</p> <p>当直課長は、ATWSが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、ATWS緩和設備の自動作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、1次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないこと、格納容器内の圧力および温度の上昇がないこと、または格納容器内の圧力および温度の上昇がわずかであること、ならびに電動補助給水ポンプおよびタービン動補助給水ポンプ（以下、「補助給水ポンプ」という。）、主蒸気大気放出弁および主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉トリップ設定値に到達したにもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器等の機能喪失による原子炉自動トリップに失敗したことを検知した場合に作動する「安全保護アナログ盤作動」警報が発信した場合</p>	<p>2, 3</p>
<p>3. 原子炉出力抑制（手動）</p> <p>当直課長は、ATWS緩和設備が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場</p>	

添付－3 表－1

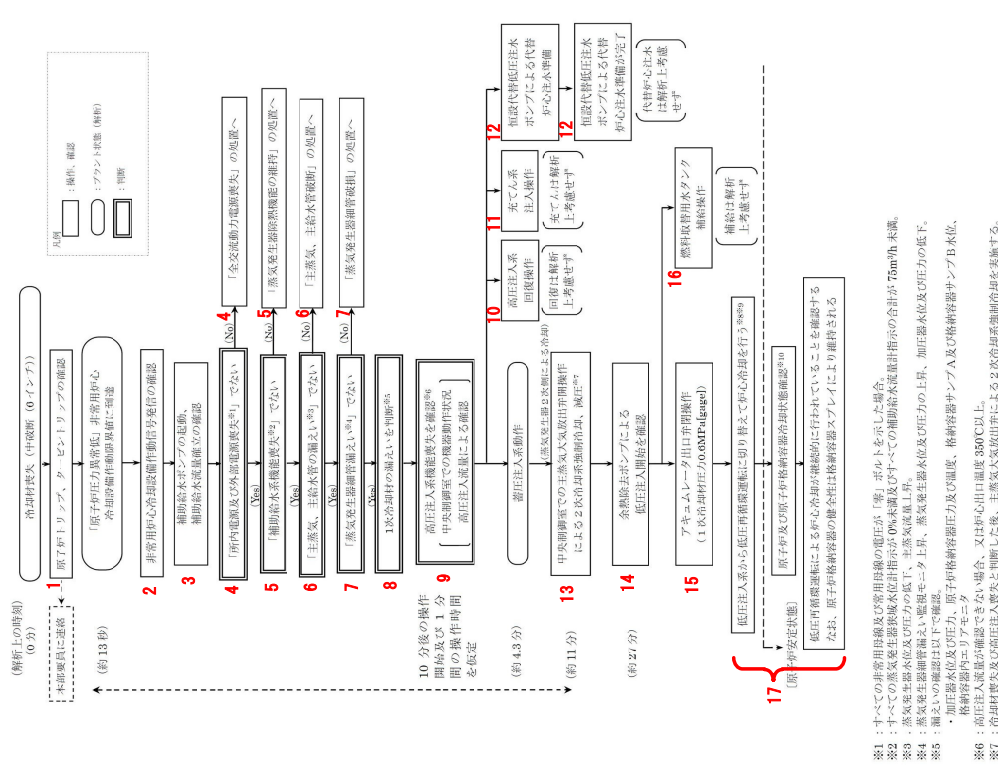
<p>合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ操作、主蒸気隔離弁の閉操作および補助給水ポンプの起動を行うことで、1次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。</p> <p>また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、格納容器内の圧力および温度の上昇がないこと、または格納容器内の圧力および温度の上昇がわずかであること、ならびに補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁および主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>A TWS緩和設備が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合</p>	
<p>4. ほう酸水注入</p> <p>当直課長は、A TWSが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁および充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。</p> <p>ほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸濃縮ラインが使用できない場合は、代替手段として充てん／高圧注入ポンプによりほう酸注入タンクを経由して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインより充てん／高圧注入ポンプを使用して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入する。</p> <p>ほう酸水注入は第81条に定めるほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントを高温停止に維持し、引き続いて低温停止に移行させるために必要となるほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。</p>	4, 5
<p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップしゃ断器の状態、制御棒炉底位置表示等により確認し、原子炉出力が5%以上または中間領域起動率が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合</p>	4, 5
<p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>A TWSが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合（A TWS緩和設備の作動状況確認を含む。）は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）により手動にて原子炉の緊急停止操作を行う。蒸気発生器水位異常低信号によるA TWS緩和設備が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）により手動にて原子炉の緊急停止を行い、その後、A TWS緩和設備の作動状況の確認を行</p>	

保安規定		社内規定
添付資料	表-20 (要員・時間)	
1	添付1 表-1 原子炉トリップ 制御棒が全挿入(原子炉トリップ)したことを確認する。 タービンがトリップし、引き継ぎ発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
2	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 非常用炉心冷却系作動の警報受信を確認する。 非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
3	添付1 表-1 原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
4	添付1 表-8 全交流電源喪失 「導入条件」 全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失(原子炉運転モード1,2,3,4を除く除去運転中以外)」
5	添付1 表-12 蒸気発生器除熱機能の維持 「導入条件」 全蒸気発生器減圧水位が下端以下より補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の注水流量未満	事故時操作所則 第二部 「蒸気発生器除熱機能の維持」
6	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「事象判別」 以下の状態がある場合は、2次冷却材喪失事象と判断し、『2次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。 ・1次冷却材温度が連続して低下 ・1基または全ての蒸気発生器の2次側圧力および水位が異常に低下 ・1基または全ての蒸気発生器の蒸気流量が異常に増加	事故時操作所則 第二部 「蒸気発生器除熱機能の維持」
7	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「事象判別」 以下の状態がある場合は、蒸気発生器伝熱管破損事象と判断し、『蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作』へ移行する。 ・復水器空気抽出器がモニタ、蒸気発生器2ロータモニタおよび高感度主蒸気モニタの指示上昇 ・破損蒸気発生器水位および圧力の上昇	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
8	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 以下の状態がある場合は、原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、『原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇』 ・原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇 ・原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇	事故時操作所則 「安全注入自動作動」



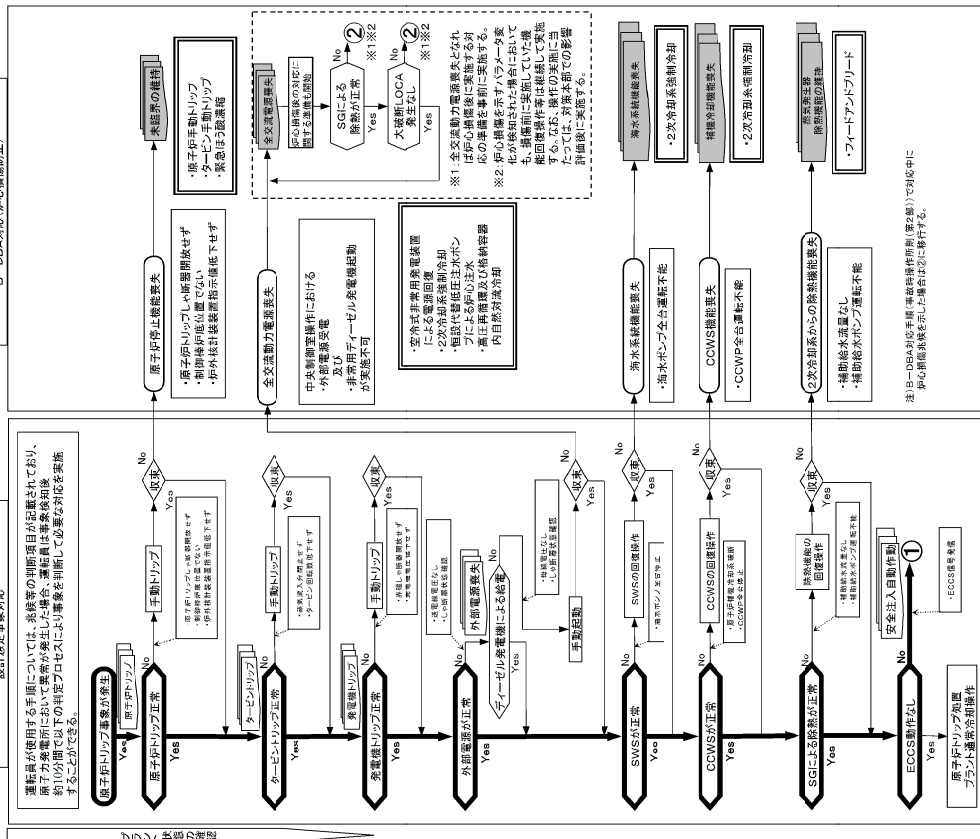
第 7.1.6.3 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
 (「中破断 LOCA (6 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
9	添付1 表-11 炉心冷却の維持 「購入条件」 炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上または安全注入を伴う1次冷却材喪失事象時に高圧および低圧注入流量が確認できない場合	-
10	添付1 表-11 炉心冷却の維持 「炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合」 非常用炉心冷却系による注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。	-
11	添付1 表-11 炉心冷却の維持 「非常用炉心冷却系の確立ができない場合」 充てん系による注水を試みる。	-
12	添付3 表-4 原子炉冷却材圧力パワントラップの低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 「1次冷却材喪失事象が発生している場合」 「プロントラップ系機能喪失時」 代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンクの水を原子炉に注水する。	4人 25分
13	添付1 表-11 炉心冷却の維持 「非常用炉心冷却系の確立ができない場合」 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパスにより1次冷却系の冷却を促進させる。	-
14	添付1 表-11 炉心冷却の維持 「非常用炉心冷却系の確立ができない場合」 低圧注入系による注水を行う。	-
15	添付3 表-3 原子炉冷却材圧力パワントラップの減圧するための手順等 「1次冷却系のフリードアップリード」 蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉止後、1次冷却系のフリードアップリードを停止する。	-
16	添付3 表-13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 「配管すべき事項 優先順位」 燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多量性貯留設備であるがどうかで早期に使用可能な1次系純水タンクおよび貯留タンク等を優先して使用し、準備が整えば代替低圧注水ポンプまたは原子炉下部キャビネット注水タンクから補給する。	-
17	添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「非常用炉心冷却系再循環切替」 低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器タンクに切替える。	-



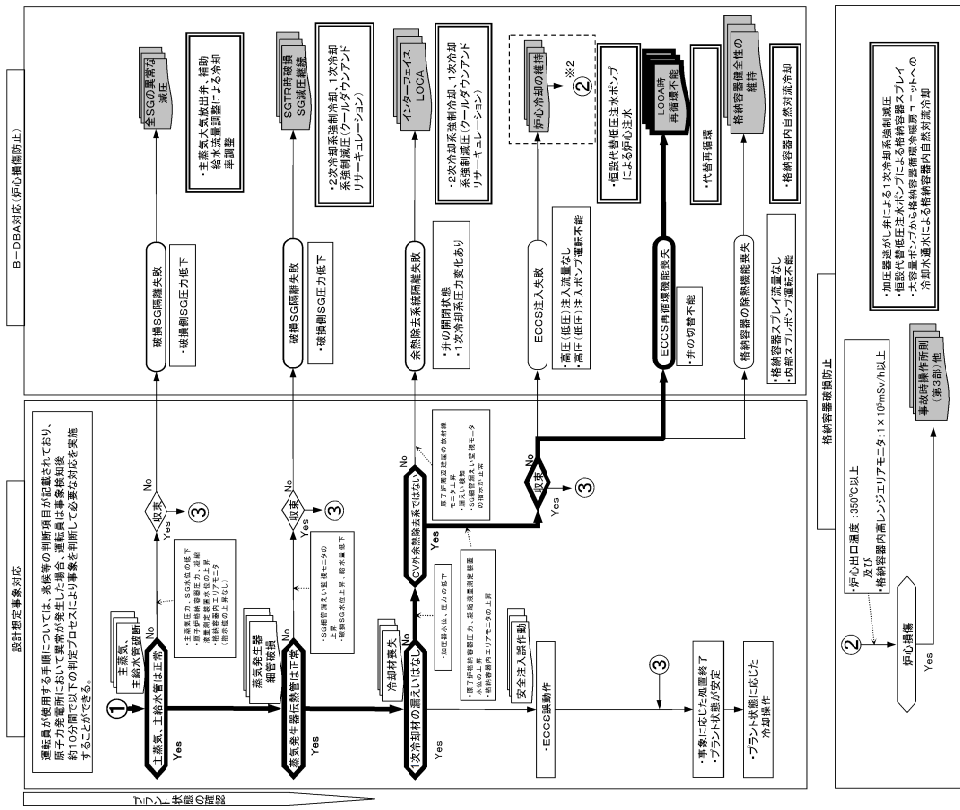
※1：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
 ※2：すべての蒸気発生器低水位計指示が0%未満及びすべての補助給水流量計指示の合計が75m³/h未満。
 ※3：蒸気発生器水位及び炉心の低圧、主蒸気大気放出口の低圧。
 ※4：蒸気発生器補給管の温度が28.9%未満及び炉心の低圧。
 ※5：補給管の温度が28.9%未満及び炉心の低圧。
 ※6：炉心の温度が28.9%未満及び炉心の低圧。
 ※7：炉心の温度が28.9%未満及び炉心の低圧。
 ※8：炉心の温度が28.9%未満及び炉心の低圧。
 ※9：炉心の温度が28.9%未満及び炉心の低圧。
 ※10：炉心の温度が28.9%未満及び炉心の低圧。

第 7.1.6.3 図 「E C C S 注水機能喪失」の対応手順の概要
 (「中破断 L O C A (6 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)



凡例： 設計対象対応手順(事故時操作所制) B-DBA対応手順(事故時操作所制)(第2部) 注:本欄はプロセスの流れを示す

第 7.1.6.2 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)



凡例： 設計対象対応手順(事故時操作所制) B-DBA対応手順(事故時操作所制)(第3部) 注:本欄はプロセスの流れを示す

第 7.1.6.2 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)

添付 1 表-1

表-1 (1号炉および2号炉)

事象ベース運転操作基準 1. 原子炉トリップ	
① 目的	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。
② 導入条件	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合
③ 主な監視操作内容	原子炉トリップの確認 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示 ・制御棒炉底位置表示の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。
	タービン・発電機トリップの確認 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。
	蒸気発生器による除熱確認 1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。
	加圧器圧力・水位の整定 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。

1

1

3

添付－1 表－2

表－2（1号炉および2号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p>	
<p>① 目的</p> <p>・ 1次冷却材喪失事象、2次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。</p>	
<p>② 導入条件</p> <p>・ 非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合</p>	
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>非常用炉心冷却系警報の確認</p> <p>1. 非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。</p>	2
<p>非常用炉心冷却系作動信号の確認</p> <p>1. 非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。</p>	2
<p>原子炉トリップの確認</p> <p>1. 非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。</p>	
<p>非常用炉心冷却系作動機器の確認</p> <p>1. 非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならない場合は回復を試みる。</p> <p>2. ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。</p> <p>3. 非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。</p>	
<p>主給水系隔離状態の確認</p> <p>1. 主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。</p>	
<p>中央制御室換気系隔離状態の確認</p> <p>1. 中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。</p>	

添付1表-2

主蒸気系隔離状態の確認

1. 主蒸気系隔離作動信号が発信されれば、当該信号により自動作動する弁が正規の状態となることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。

原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認

1. 原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スプレイ系作動』も確認する。

原子炉冷却系の状況確認

1. 各パラメータの確認を行う。
 - ・加圧器圧力および水位
 - ・1次冷却材圧力および温度
 - ・蒸気発生器圧力および水位
 - ・原子炉格納容器圧力およびサンプル水位
 - ・各非常用炉心冷却系流量
 - ・放射線モニタ

事象判別

1. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
 - ・原子炉格納容器圧力の上昇
 - ・原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇
 - ・原子炉格納容器サンプル水位の上昇
2. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】』へ移行する。
 - ・加圧器水位の低下
 - ・加圧器圧力の低下
 - ・原子炉格納容器外での漏えい確認、または補助建屋内放射線モニタの指示上昇
 - ・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および高感度型主蒸気管モニタの指示に有意な変化がない。
 - ・余熱除去ポンプ出口圧力上昇

8

添付 1 表 - 2

<p>3. 以下の徴候がある場合は、2次冷却材喪失事象と判断し、『2次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 1次冷却材温度が連続して低下・ 1基または全ての蒸気発生器の2次側圧力および水位が異常に低下・ 1基または全ての蒸気発生器の蒸気流量が異常に増加	6
<p>4. 以下の徴候がある場合は、蒸気発生器伝熱管破損事象と判断し、『蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作』へ移行する。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 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および高感度型主蒸気管モニタの指示が上昇・ 破損蒸気発生器水位および圧力の上昇	7
<p>5. 以下の場合には、非常用炉心冷却系作動信号の誤作動であると判断し、『非常用炉心冷却系誤作動収束操作』へ移行する。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象、原子炉格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象、2次冷却材喪失事象および蒸気発生器伝熱管破損事象に該当する徴候がみられない。	

添付－１ 表－３

表－３（１号炉および２号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>２．非常用炉心冷却系作動</p> <p>（１）１次冷却材喪失事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <p>・ １次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。</p>
<p>② 主な監視操作内容</p> <p>【原子炉格納容器内での１次冷却材喪失事象】</p> <p>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</p> <p>１．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ １次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・ 加圧器水位が下端以上 ・ 電動補助給水ポンプ１台分の注水、または１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 <p>２．非常用炉心冷却系の停止条件を満足せず、燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕へ移行する。</p> <p>モード５（低温停止）への移行</p> <p>１．ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード５（低温停止）に移行する。</p> <p>〔非常用炉心冷却系再循環切替〕</p> <p>１．低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプルＢに切替える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系の格納容器サンプルＢ切替が不能となった場合は、〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕へ移行する。 <p>２．格納容器サンプルＢを水源として長期的な冷却を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系の格納容器サンプルＢ切替後に、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が設計どおり作動していなければ、〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕へ移行する。

17

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失</p>
<p>① 目的</p> <p>・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。</p>
<p>② 導入条件</p> <p>・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <p>1. 原子炉トリップの確認を行う。</p> <p>タービン・発電機トリップの確認</p> <p>1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。</p> <p>補助給水流量の確認</p> <p>1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失判断</p> <p>1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。</p> <p>2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。</p> <p>代替電源からの受電</p> <p>1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。</p> <p>代替炉心注水他準備</p> <p>1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p> <p>1次冷却系からの漏えいの有無の確認</p> <p>1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却</p> <p>1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。</p> <p>2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。</p>

4

添付－１表－１１

表－１１（１号炉および２号炉）

安全機能ベース運転操作基準	
２．炉心冷却の維持	
① 目的 ・炉心の冷却が不適切な場合、炉心冷却機能の回復を図るための適切な運転操作を行い、炉心冷却を維持する。	
② 導入条件	④ 脱出条件
<p>9</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上または安全注入を伴う１次冷却材喪失事象時に高圧および低圧注入流量が確認できない場合 ・１次冷却系が飽和状態または過熱状態 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下で少なくとも１系統の高圧注入系または低圧注入系による注水がなされていること ・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満
③ 主な監視操作内容	
【炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合】	
<p>10</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注水を確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系により注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。 ・非常用炉心冷却系による注水ができなければ、【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】へ移行する。 2. 蒸気発生器へ注水されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器へ注水されていない場合は、注水の回復を図る。 3. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。 4. 炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下であることが確認できなければ、「順序２」に戻る。 	
【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】	
<p>11</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 充てん系による注水を試みる。 	
<p>14</p> <ol style="list-style-type: none"> 2. 蒸気発生器へ注水されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・注水されていない場合は、注水の回復を図る。 ・注水の回復ができず、蓄圧注入系、低圧注入系による注水が可能であれば、加圧器逃がし弁の強制開により１次冷却系を減圧し、蓄圧注入系、低圧注入系による注水を行う。 	

添付 1 表 - 1 1

<p>3. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を促進させる。</p> <p>4. 炉心出口温度が飽和温度以下、および少なくとも 1 系統の高圧注入系または低圧注入系による注水が確認できなければ、「順序 2」に戻る。</p> <p>【1 次冷却系が飽和状態または過熱状態となった場合】</p> <p>1. 少なくとも 1 系統の非常用炉心冷却系による注水を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none">・非常用炉心冷却系により注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。 <p>2. 加圧器逃がし弁の閉止を確認する。なお、閉止されていない場合は、手動による閉止または元弁を閉止する。</p> <p>3. 蒸気発生器へ注水されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none">・蒸気発生器へ注水されていない場合は、注水の回復を図る。 <p>4. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を促進させる。</p> <p>5. 炉心出口温度が 1 次冷却材圧力に対する飽和温度未満であることが確認できなければ、「順序 3」に戻る。</p>
--

13

添付－１ 表－１２

表－１２（１号炉および２号炉）

安全機能ベース運転操作基準	
３．蒸気発生器除熱機能の維持	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器２次側の保有水を回復し、蒸気放出経路を確保するための適切な運転操作を行い、蒸気発生器除熱機能を維持する。 	
② 導入条件	④ 脱出条件
<p>5</p> <ul style="list-style-type: none"> 全蒸気発生器狭域水位が下端以下および補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の注水流量未満 いずれかの蒸気発生器圧力が主蒸気安全弁作動設定値圧力以上で上昇継続 	<ul style="list-style-type: none"> １次冷却材圧力が健全蒸気発生器圧力より低い場合 <p>または</p> <ul style="list-style-type: none"> 余熱除去系による除熱ができる場合 <p>または</p> <ul style="list-style-type: none"> 補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の注水流量以上、またはいずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上
③ 主な監視操作内容	
蒸気発生器蒸気放出経路の確保	
<ol style="list-style-type: none"> 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁による蒸気放出経路の回復を図る。 	
蒸気発生器注水の確保	
<ol style="list-style-type: none"> 補助給水系による蒸気発生器の注水回復を図る。 <ul style="list-style-type: none"> 回復できなければ主給水系または蒸気発生器水張り系により、蒸気発生器への注水を回復させる。 蒸気発生器への注水が回復せず、全蒸気発生器広域水位が可視範囲以下となれば、<u>１次冷却系のフィードアンドブリード運転</u>へ移行する。 	
１次冷却系のフィードアンドブリード運転	
<ol style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。 加圧器逃がし弁を強制開とし１次冷却系のフィードアンドブリード運転を開始する。 	
１次冷却系のフィードアンドブリード停止	
<ol style="list-style-type: none"> 蒸気発生器２次側による除熱機能が回復すれば、蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行い、１次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。 <ul style="list-style-type: none"> 回復できなければ、余熱除去系による１次冷却系の冷却を行い、１次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。 蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却後、余熱除去系による冷却を行う。 	

添付－3 表－3

表－3（1号炉および2号炉）

<p>操作手順</p> <p>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</p> <p>① 方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、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。）の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧することを目的とする。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出および格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧することを目的とする。</p> <p>さらに、蒸気発生器伝熱管破損またはインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 1次冷却系のフィードアンドブリード</p> <p>当直課長は、補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になり、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。燃料取替用水タンク水位および格納容器サンプB水位を確認し、再循環切替水位になれば中央制御室で再循環運転に切り替える。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行い、低温停止状態とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系または蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合に、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</p>

15

添付－3 表－4

表－4（1号炉および2号炉）

<p>操作手順</p> <p>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</p>
<p>① 方針目的</p> <p>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。）の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注水、代替再循環運転により、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注水、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により原子炉を冷却することを目的とする。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ため、格納容器水張りにより原子炉を冷却することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生している場合 フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 代替炉心注水</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプおよ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、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p> <p>(1) C、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水</p> <p>当直課長は、C、D内部スプレポンプ（RHRS－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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>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低温側安全注入流量および余熱除去クーラ出口流量等により確認できない場合または、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</p>
<p>(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、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。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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>C、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）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、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</p>
<p>(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、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。</p>

12

<p>2. 燃料取替用水タンクへの補給</p> <p>(1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給</p> <p>当直課長は、重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプによる炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合またはインターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続もしくは充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプによる再循環運転ができない場合において、1次系純水タンクおよびほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができない場合に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>燃料取替用水タンクへの補給の優先順位は、あらかじめ復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンクおよびほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば恒設代替低圧注水ポンプまたは原子炉下部キャビティ注水ポンプにより復水タンクから補給する。</p> <p>○恒設代替低圧注水ポンプの注水先について</p> <p>重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合の恒設代替低圧注水ポンプの注水先については燃料取替用水タンクとする。なお、以下の場合には注水先を切り替える。</p> <p>炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水または代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉または格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替える。</p> <p>炉心損傷後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または代替炉心注水（落下遅延・防止）が必要と判断すれば、注水先をそれぞれ格納容器または原子炉へ切り替える。</p> <p>○下部キャビティ注水ポンプの注水先について</p> <p>重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合の原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先については燃料</p>	<p>16</p>
---	-----------

添付-3 表-20

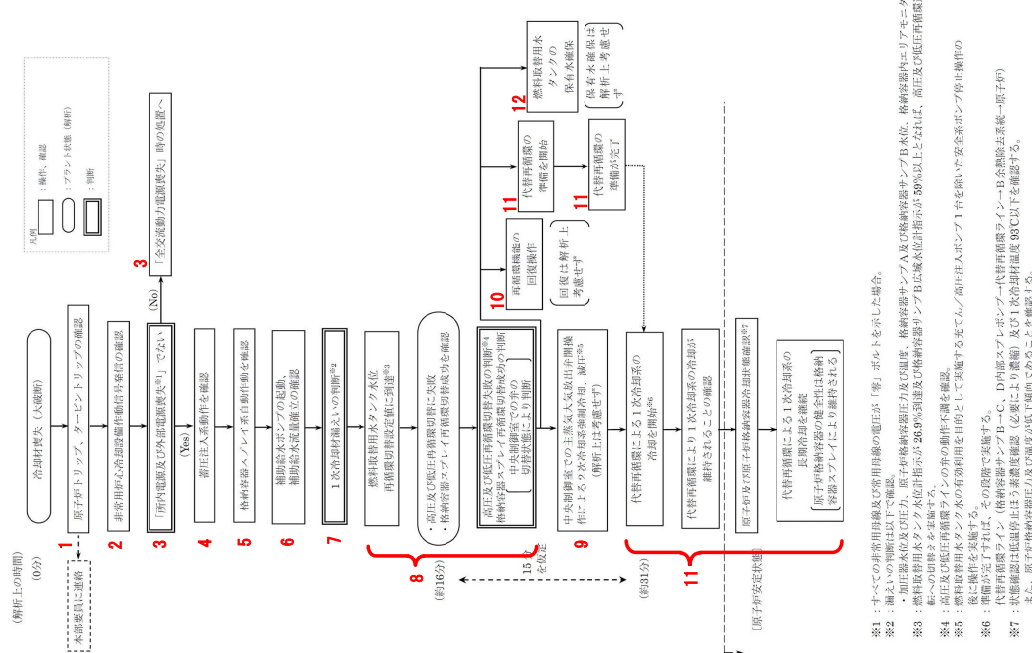
表-20 重大事故等対策における操作の成立性（1/7）（1号炉および2号炉）

操作手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1	(成立性が要求される対応手段なし)	—	—	—
2	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	34分
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
3	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	No. 2にて整備する。		
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復※ ¹	運転員等 （中央制御室、現場）	4	25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機能回復※ ¹	運転員等 （中央制御室、現場）	3	36分
	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	運転員等 （中央制御室、現場）	3	27分
4	C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※ ¹	運転員等 （中央制御室、現場）	2×2	25分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	5時間
		緊急安全対策要員	18	
C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	運転員等 （中央制御室）	1	5分	

2ユニット
4人
12

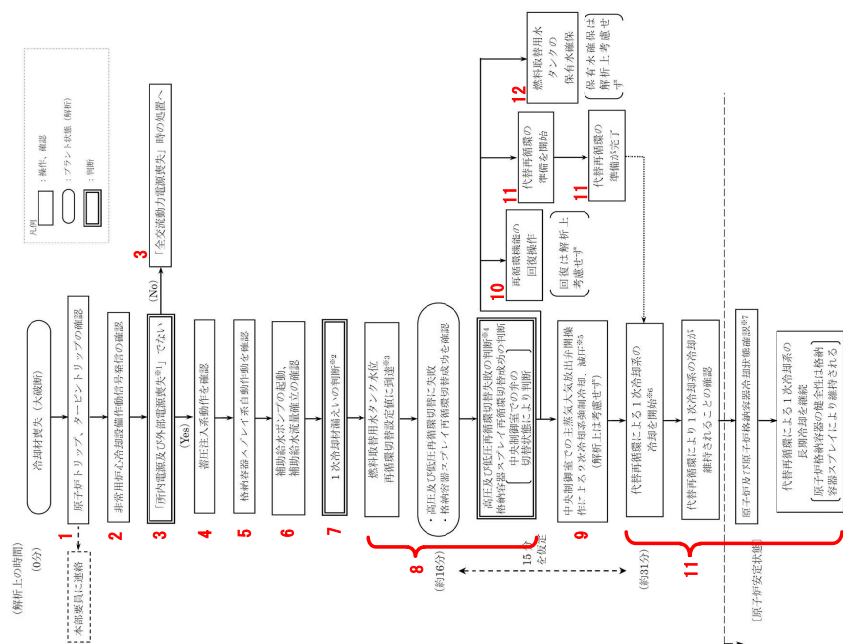
※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
1	添付1 表-1 原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。	-
2	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「非常用炉心冷却系警報の確認」「非常用炉心冷却系作動信号の確認」 非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。 非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。	-
3	添付1 表-8 全交流流動力電源喪失 「導入条件」 全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト	-
4	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「原子炉冷却系の状況確認」 各パラメータの確認を行う。 ・加圧器圧力および水位 ・1次冷却器圧力および温度 ・蒸気発生器圧力および水位 ・原子炉格納容器圧力およびサンブ水位 ・各非常用炉心冷却系流量 ・放射線モニタ	-
5	添付1 表-7 原子炉格納容器スプレイ系作動 「原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認」 原子炉格納容器スプレイ系作動信号により、機器が正規の状態になることを確認する。	-
6	添付1 表-1 原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。	-
7	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「事象判別」 以下の状態がある場合は、原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、 『1次冷却材喪失事象取束操作』へ移行する。 ・原子炉格納容器圧力の上昇 ・原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇 ・原子炉格納容器サンブ水位の上昇	-



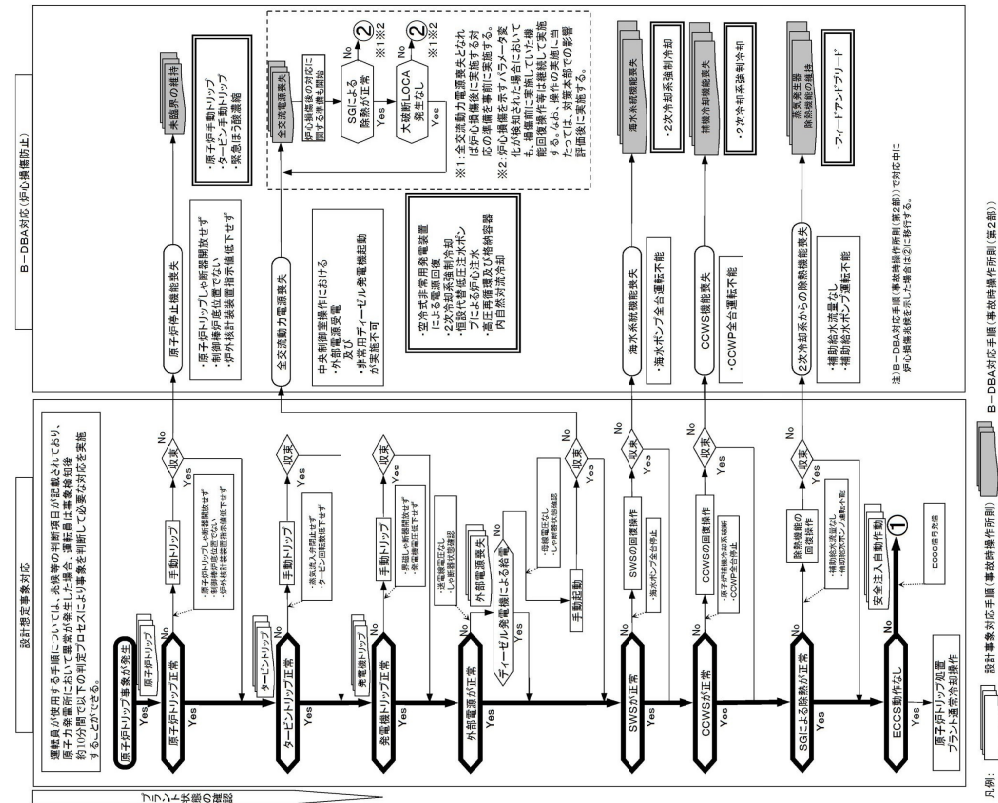
第 7.1.7.3 図 「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要
（「大破断 LOCA + 低圧再循環失敗」の事象進展）

保安規定		社内規定	
添付資料		表-20 (要員・時間)	
8	添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「非常用炉心冷却系再循環切替」 添付1 表-7 原子炉格納容器スプレイ系作動 「原子炉格納容器スプレイ系作動機種の確認」 低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サブBに切替える。非常用炉心冷却系の格納容器サブB切替が不能となった場合は、(非常用炉心冷却系再循環切替不能)へ移行する。	-	事故時操作所則 「冷却材喪失(大破断)」
9	添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「非常用炉心冷却系再循環切替不能」 主蒸気大放出弁またはタービンバイパスにより1次冷却系の冷却を促進させ、破断流を減少させる。	-	事故時操作所則 第二部 「LOCA時再循環不能」
10	添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「非常用炉心冷却系再循環切替不能」 非常用炉心冷却系の格納容器サブBへの切替を試みる。	-	事故時操作所則 「冷却材喪失(大破断)」
11	添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「非常用炉心冷却系再循環切替不能」 添付3 表-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 「1次冷却材喪失事象が発生している場合、プロントライン系機能喪失時、代替再循環運転」 原子炉格納容器スプレイ系と低圧注入系との接続による非常用炉心冷却系の代替再循環を開始し、格納容器サブBを水源として長期的な冷却を継続する。	-	事故時操作所則 第二部 「LOCA時再循環不能」
12	添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「非常用炉心冷却系再循環切替不能」 1次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクの注水を補給する。	-	事故時操作所則 第二部 「LOCA時再循環不能」

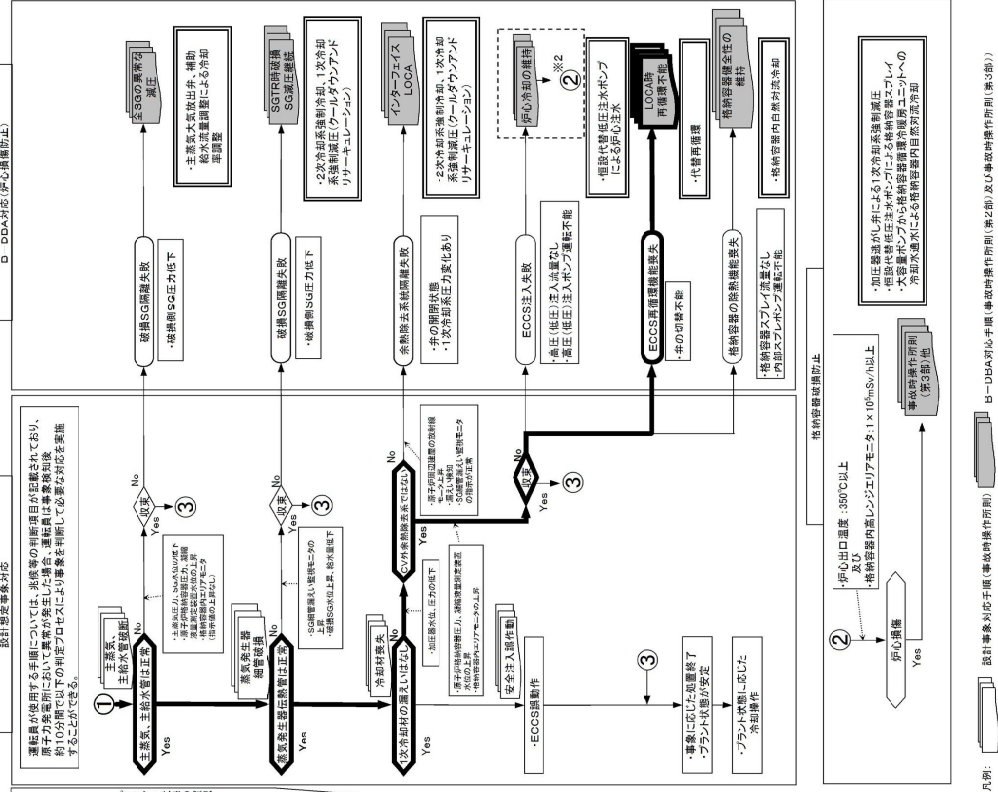


- ※1：すべての非常用再循環及び非常用再循環の電圧が「降」ボルトを示した場合。
- ※2：降圧：高圧注水タンクの水圧が、原子炉格納容器サブA及び格納容器サブB水位、格納容器内エアモーターへの注水タンク水位が36.9%未満及び格納容器サブBは凝縮器サブB水位が50%以上となれば、高圧及び低圧再循環運転への切替を実施する。
- ※3：燃料取替用水タンク水位計が36.9%未満及び格納容器サブBは凝縮器サブB水位が50%以上となれば、高圧及び低圧再循環運転への切替を実施する。
- ※4：高圧及び低圧再循環ラインの弁の開閉を確認する。
- ※5：燃料取替用水タンクの水の有効利用を目的として実施するまで、高圧注水ポンプ1台を稼働させたまま高圧再循環運転を継続する。
- ※6：高圧注水ポンプ1台が故障した場合、高圧注水ポンプ2台を稼働させる。
- ※7：格納容器サブA、C、D内エアスプレッドー代替再循環ラインとは別系統(主系統-原子炉)の格納容器サブB、C、D内エアスプレッドー代替再循環ライン(格納容器サブA)及び1次冷却材再循環(93℃以下)を確認する。また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

第 7.1.7.3 図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要 (「大破断LOCA+低圧再循環失敗」の事象進展)



第 7.1.7.2 図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)



第 7.1.7.2 図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)

添付 1 表-1

表-1 (1号炉および2号炉)

事象ベース運転操作基準	
1. 原子炉トリップ	
① 目的	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。
② 導入条件	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合
③ 主な監視操作内容	
	原子炉トリップの確認
	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示 ・制御棒炉底位置表示の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。
	タービン・発電機トリップの確認
	<ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。
	蒸気発生器による除熱確認
	<ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。
	加圧器圧力・水位の整定
	<ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。

1

1

6

添付－１ 表－２

表－２（１号炉および２号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>２．非常用炉心冷却系作動</p>	
<p>① 目的</p> <p>・ １次冷却材喪失事象、２次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。</p>	
<p>② 導入条件</p> <p>・ 非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合</p>	
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>非常用炉心冷却系警報の確認</p> <p>１．非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。</p>	2
<p>非常用炉心冷却系作動信号の確認</p> <p>１．非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。</p>	2
<p>原子炉トリップの確認</p> <p>１．非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。</p>	
<p>非常用炉心冷却系作動機器の確認</p> <p>１．非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならない場合は回復を試みる。</p> <p>２．ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。</p> <p>３．非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。</p>	
<p>主給水系隔離状態の確認</p> <p>１．主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。</p>	
<p>中央制御室換気系隔離状態の確認</p> <p>１．中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。</p>	

添付 1 表 - 2

主蒸気系隔離状態の確認
1. 主蒸気系隔離作動信号が発信されれば、当該信号により自動作動する弁が正規の状態となることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。
原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認
1. 原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スプレイ系作動』も確認する。
原子炉冷却系の状況確認
1. 各パラメータの確認を行う。 <ul style="list-style-type: none">・ 加圧器圧力および水位・ 1次冷却材圧力および温度・ 蒸気発生器圧力および水位・ 原子炉格納容器圧力およびサンプル水位・ 各非常用炉心冷却系流量・ 放射線モニタ
事象判別
1. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。 <ul style="list-style-type: none">・ 原子炉格納容器圧力の上昇・ 原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇・ 原子炉格納容器サンプル水位の上昇
2. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】』へ移行する。 <ul style="list-style-type: none">・ 加圧器水位の低下・ 加圧器圧力の低下・ 原子炉格納容器外での漏えい確認、または補助建屋内放射線モニタの指示上昇・ 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および高感度型主蒸気管モニタの指示に有意な変化がない。・ 余熱除去ポンプ出口圧力上昇

4

7

添付－１ 表－３

表－３（１号炉および２号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>２．非常用炉心冷却系作動</p> <p>（１）１次冷却材喪失事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <p>・ １次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。</p>
<p>② 主な監視操作内容</p> <p>【原子炉格納容器内の１次冷却材喪失事象】</p> <p>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</p> <p>１．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ １次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・ 加圧器水位が下端以上 ・ 電動補助給水ポンプ１台分の注水、または１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 <p>２．非常用炉心冷却系の停止条件を満足せず、燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕へ移行する。</p> <p>モード５（低温停止）への移行</p> <p>１．ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード５（低温停止）に移行する。</p> <p>〔非常用炉心冷却系再循環切替〕</p> <p>１．低圧注入系および高圧注入系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプルＢに切替える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系の格納容器サンプルＢ切替が不能となった場合は、〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕へ移行する。 <p>２．格納容器サンプルＢを水源として長期的な冷却を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系の格納容器サンプルＢ切替後に、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系が設計どおり作動していなければ、〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕へ移行する。

8

添付 1 表 - 3

〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕	
1. 非常用炉心冷却系の格納容器サブBへの切替を試みる。	10
2. 燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系1系統のみとする。	
3. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させ、破断流を減少させる。	9
4. 1次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。	12
5. 原子炉格納容器スプレイ系と低圧注入系との接続による非常用炉心冷却系の代替再循環を開始する。	11
6. 燃料取替用水タンク水位が、水位異常低以下となれば、燃料取替用水タンクを水源としている全てのポンプを停止し、水位が回復すれば、運転を再開する。	
7. 非常用炉心冷却系の再循環切替が成功すれば、非常用炉心冷却系の代替再循環を停止する。	
〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕	
1. 原子炉補機冷却水が供給されている機器を停止する。	
2. 1次系冷却水ポンプおよび海水ポンプの運転台数に合わせた系統構成に組み合わせ、〔非常用炉心冷却系再循環切替〕に戻る。	
3. 1次系冷却水ポンプ全台停止中の場合は、低圧注入系の冷却のため空調用冷水系により代替補機冷却を開始する。	
・空調用冷水系による代替補機冷却ができない場合は、大容量ポンプを用いた海水通水による代替補機冷却を行い、低圧または高圧再循環運転を実施する。	
4. 代替補機冷却を開始した低圧注入系を起動する。	

添付－１ 表－７

表－７（１号炉および２号炉）

<p>事象ベース運転操作基準 ３．原子炉格納容器スプレイ系作動</p>
<p>① 目的 ・原子炉格納容器の健全性を確保する。</p>
<p>② 導入条件 ・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉格納容器スプレイ系警報の確認 １．原子炉格納容器スプレイ系作動、格納容器隔離作動の警報発信を確認する。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認 １．原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信していることを確認する。なお、原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて発信させる。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認 １．原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 ・原子炉格納容器スプレイ系不作動の場合は、『安全機能ベース運転操作基準「原子炉格納容器健全性の確保」』へ移行する。 ２．原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。 ３．燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スプレイ系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプBに切替える。 ・原子炉格納容器スプレイ系の格納容器サンプB切替が不能となった場合は、〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕へ移行する。</p>

5

8

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失</p>
<p>① 目的</p> <p>・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。</p>
<p>② 導入条件</p> <p>・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <p>1. 原子炉トリップの確認を行う。</p> <p>タービン・発電機トリップの確認</p> <p>1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。</p> <p>補助給水流量の確認</p> <p>1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失判断</p> <p>1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。</p> <p>2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。</p> <p>代替電源からの受電</p> <p>1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。</p> <p>代替炉心注水他準備</p> <p>1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p> <p>1次冷却系からの漏えいの有無の確認</p> <p>1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却</p> <p>1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。</p> <p>2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。</p>

3

添付－３ 表－４

a. 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、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合

2. 代替再循環運転

(1) C、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転

当直課長は、非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプまたは余熱除去クーラの故障等により格納容器サンプB水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、C、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）およびB内部スプレクーラにより格納容器サンプB水を原子炉へ注水する。

a. 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サンプBの水位が確保されている場合

(2) 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

当直課長は、再循環運転中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は、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ1台運転とし流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、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台により原子炉への注水を行う。燃料取替用水タンクへの補給に成功している場合は、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水または恒設代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水により原子炉への注水を行う。

また、格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気大気放出弁を開操作し蒸気発生器2次側による炉心冷却および原子炉補機冷却水を使用し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原子炉格納容器内の冷却を行う。

原子炉への注水は、格納容器内水位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となれば停止する。

a. 手順着手の判断基準

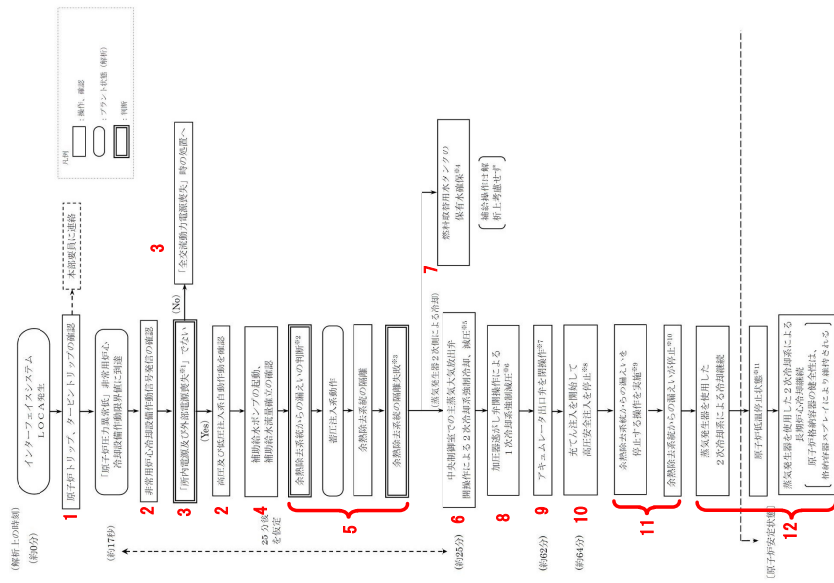
余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプおよび内部スプレポンプによる再循環運転で原子炉へ注水を行っている場合に、格納容器サンプB水位の低下、ポンプの流量低下、ポンプ出口圧力および電動機電流の変動または低下など格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候を確認した場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、準備時間の短いC、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）を優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば

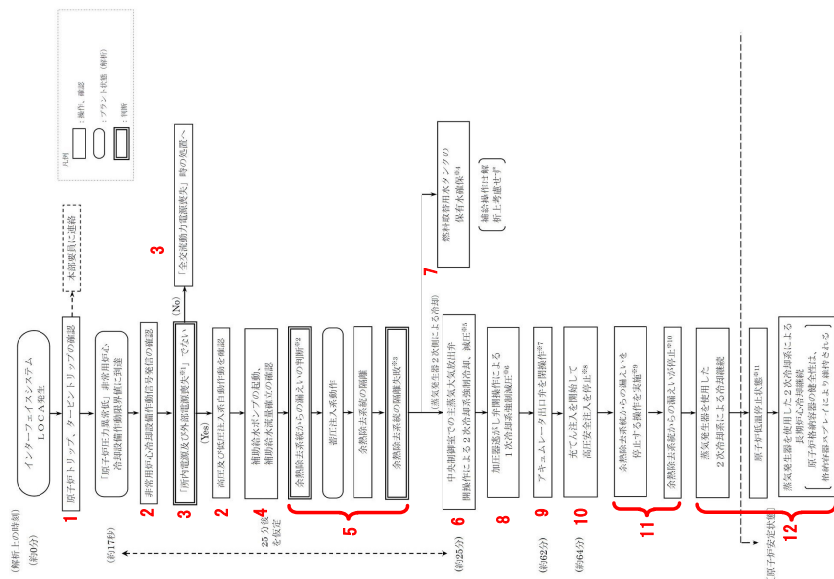
保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
1	添付1 表-1 原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしな ければ、手動によりトリップを行う。	-
2	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「非常用炉心冷却系警報の確認」「非常用炉心冷却系作動信号の確認」「非常用炉 心冷却系作動機器の確認」 非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認するとともに、非常用炉心冷却 系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。	-
3	添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「導入条件」 全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト	-
4	添付1 表-1 原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ 注水されることを確認する。	-
5	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「事象判別」 添付3 表-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 「インターフェイス(ALOCA)」 1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインター フェイス(ALOCA)の発生を判断し、格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止 するため破損箇所を早期に発見し隔離する。	-
6	添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操 作 「原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合 破断点が隔離できな い場合」 添付3 表-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 「インターフェイス(ALOCA)」 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。	-
7	添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操 作 「原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合 破断点が隔離できな い場合」 1次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。	-



※1 本ページの非常時対応手順は、原子炉トリップ発生時の「等」ガットを止めた場合。
 ※2 1. 全熱除去系からの漏えいによる隔離できないものとする。
 2. 補助給水ポンプ出口圧力、補助給水水位及び圧力、補助給水タンク水位
 3. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。
 ※3 1. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。
 ※4 1. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。
 ※5 1. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。
 ※6 1. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。
 ※7 1. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。
 ※8 1. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。
 ※9 1. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。
 ※10 1. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。
 ※11 1. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。
 ※12 1. 蒸気発生器からの漏えいによる隔離できないものとする。

第 7.1.8.4 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
 (「インターフェイス(ALOCA)」の事象進展)

保安規定		社内規定
添付資料	表-20 (要員・時間)	
<p>添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合 破断点が隔離できない場合」</p> <p>添付3 表-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 「インターフェイスシステムLOCA」 加圧器逃し弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保する。</p>	-	
<p>添付3 表-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 「フロントライン系機能喪失時 1次冷却系のフィードアンドドリフト」 蒸気発生器 2次側による炉心冷却を開始し、アキムレー外出口弁を閉止する。</p>	-	
<p>添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合 破断点が隔離できない場合」 高圧注入系を充てん系に切替える。</p>	-	事故時操作所則 第二部 「インターフェイスシステムLOCA」
<p>添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合」</p> <p>添付3 表-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 「インターフェイスシステムLOCA」 余熱除去系を1次冷却系より隔離する。 余熱除去系の系統分離を行い、破断系統を確認する。</p>	-	
<p>添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合」</p> <p>添付3 表-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 「インターフェイスシステムLOCA」 主蒸気大気放出弁またはタービンバypassにより1次冷却系の冷却を促進させる。</p>	-	



- ※1 : すべてが正常動作の場合、自動制御の動作が「等」ガットを示した場合は、
- ※2 : 余熱除去系からの漏えい、補助電源系統からの漏えい、加圧器水位及び圧力、補助電源システム水位、補助電源ポンプ出口圧力
- ※3 : 余熱除去系からの漏えい、補助電源系統からの漏えい、加圧器水位及び圧力、補助電源システム水位
- ※4 : 原子炉格納容器の破断
- ※5 : 1次冷却材喪失事象発生後、約25分後の閉止しているが、
- ※6 : 1次冷却材喪失事象発生後、約25分後の閉止しているが、
- ※7 : 1次冷却材喪失事象発生後、約25分後の閉止しているが、
- ※8 : 1次冷却材喪失事象発生後、約25分後の閉止しているが、
- ※9 : 1次冷却材喪失事象発生後、約25分後の閉止しているが、
- ※10 : 1次冷却材喪失事象発生後、約25分後の閉止しているが、
- ※11 : 1次冷却材喪失事象発生後、約25分後の閉止しているが、
- ※12 : 1次冷却材喪失事象発生後、約25分後の閉止しているが、

第 7.1.8.4 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
(「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展)

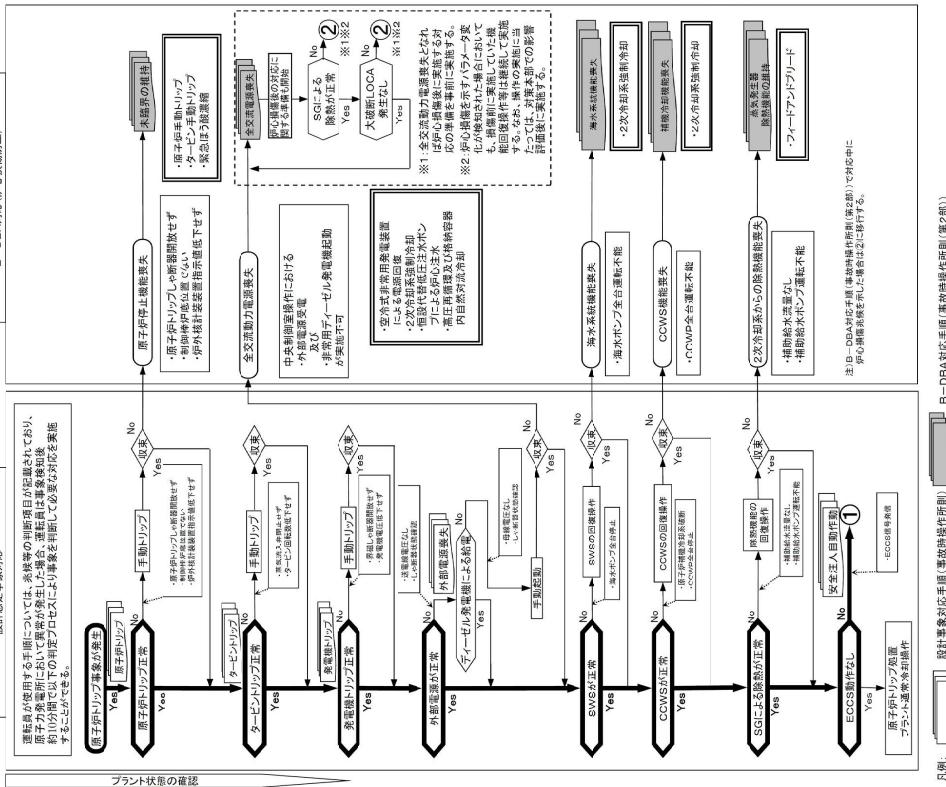


図 7.1.8.3-1 B-DBA対応手順(事故時操作所別)(第2期)
注:本欄はプロセスの流を示す

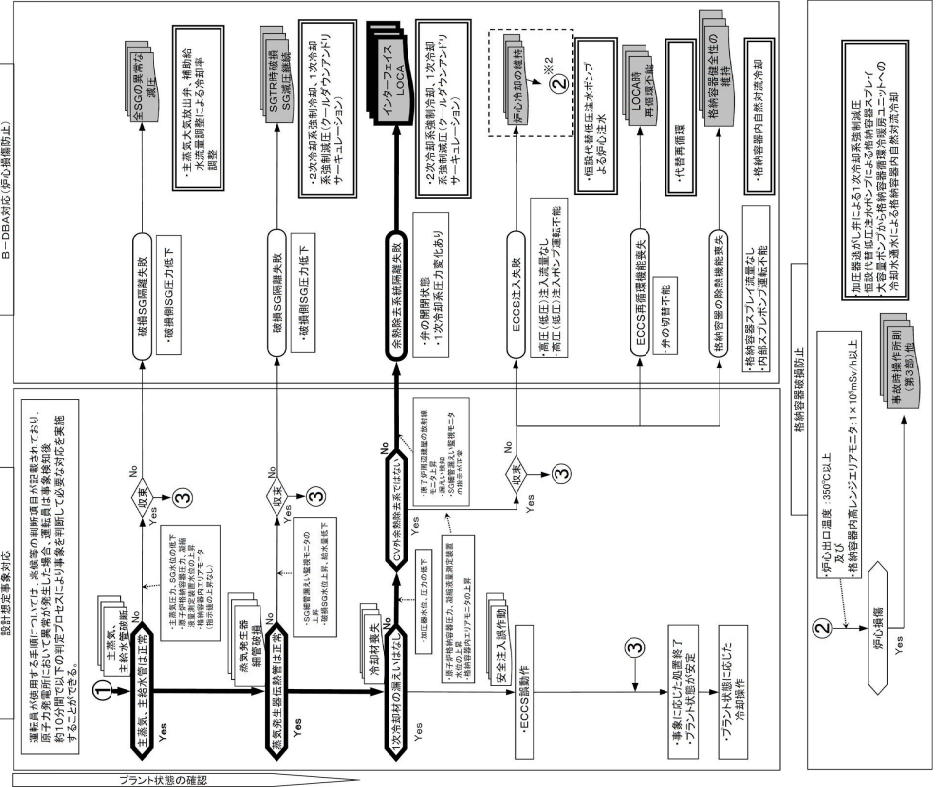


図 7.1.8.3-2 B-DBA対応手順(事故時操作所別)(第2期)及び事故時操作所別(第3期)
注:本欄はプロセスの流を示す

第 7.1.8.3 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
(判定プロセス)
(インターフェイスシステム L O C A) (1/2)

第 7.1.8.3 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
(判定プロセス)
(インターフェイスシステム L O C A) (2/2)

添付1 表-1

表-1 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>1. 原子炉トリップ</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示 ・制御棒炉底位置表示の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。
<p>タービン・発電機トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。
<p>蒸気発生器による除熱確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。
<p>加圧器圧力・水位の整定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。

1

1

4

添付－１ 表－２

表－２（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動	
① 目的	・ １次冷却材喪失事象、２次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。
② 導入条件	・ 非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合
③ 主な監視操作内容	非常用炉心冷却系警報の確認 １．非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。
	非常用炉心冷却系作動信号の確認 １．非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。
	原子炉トリップの確認 １．非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。
	非常用炉心冷却系作動機器の確認 １．非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 ２．ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。 ３．非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。
	主給水系隔離状態の確認 １．主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。
	中央制御室換気系隔離状態の確認 １．中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。

2

2

2

添付 1 表 - 2

主蒸気系隔離状態の確認

1. 主蒸気系隔離作動信号が発信されれば、当該信号により自動作動する弁が正規の状態となることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。

原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認

1. 原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スプレイ系作動』も確認する。

原子炉冷却系の状況確認

1. 各パラメータの確認を行う。
 - ・加圧器圧力および水位
 - ・1次冷却材圧力および温度
 - ・蒸気発生器圧力および水位
 - ・原子炉格納容器圧力およびサンプル水位
 - ・各非常用炉心冷却系流量
 - ・放射線モニタ

事象判別

1. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。
 - ・原子炉格納容器圧力の上昇
 - ・原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇
 - ・原子炉格納容器サンプル水位の上昇
2. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】』へ移行する。
 - ・加圧器水位の低下
 - ・加圧器圧力の低下
 - ・原子炉格納容器外での漏えい確認、または補助建屋内放射線モニタの指示上昇
 - ・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および高感度型主蒸気管モニタの指示に有意な変化がない。
 - ・余熱除去ポンプ出口圧力上昇

5

添付 1 表 - 3

<p>【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】</p> <p>1. 燃料取替用水タンク水が、破断点から流出するのを防止するため、余熱除去系を燃料取替用水タンクより隔離する。</p>	
<p>2. 1次冷却材圧力が低下傾向で、炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達すれば、主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。</p>	12
<p>3. 余熱除去系を1次冷却系より隔離する。 ・隔離できていなければ、〔破断点が隔離できない場合〕へ移行する。</p>	11
<p>4. 余熱除去系の系統分離を行い、破断系統を確認する。</p> <p>5. モード5（低温停止）に移行する。</p> <p>〔破断点が隔離できない場合〕</p> <p>1. 燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系1系統のみとする。</p>	
<p>2. 1次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。</p>	7
<p>3. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。</p>	6
<p>4. 非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、満足している場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。 ・満足していない場合には、充てん系による崩壊熱除去が可能となった時点で、高圧注入系を充てん系に切替える。</p>	10
<p>5. 余熱除去系の系統分離を行い、健全側余熱除去系による1次冷却系の冷却を行う。 ・余熱除去系による1次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保する。</p>	8
<p>6. 非常用炉心冷却系再循環運転を行う。</p> <p>7. 健全側余熱除去系が確認できない場合は、蒸気発生器2次側による1次冷却系の冷却を行う。</p>	

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失</p>
<p>① 目的</p> <p>・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。</p>
<p>② 導入条件</p> <p>・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <p>1. 原子炉トリップの確認を行う。</p> <p>タービン・発電機トリップの確認</p> <p>1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。</p> <p>補助給水流量の確認</p> <p>1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失判断</p> <p>1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。</p> <p>2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。</p> <p>代替電源からの受電</p> <p>1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。</p> <p>代替炉心注水他準備</p> <p>1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p> <p>1次冷却系からの漏えいの有無の確認</p> <p>1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却</p> <p>1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。</p> <p>2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。</p>

3

添付-3 表-3

表-3 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順 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</p>
<p>① 方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、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。）の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧することを目的とする。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出および格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧することを目的とする。 さらに、蒸気発生器伝熱管破損またはインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等 フロントライン系機能喪失時</p>
<p>1. 1次冷却系のフィードアンドブリード 当直課長は、補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になり、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。燃料取替用水タンク水位および格納容器サンプB水位を確認し、再循環切替水位になれば中央制御室で再循環運転に切り替える。 蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行い、低温停止状態とする。 蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系または蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。 (1) 手順着手の判断基準 補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合に、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</p>

9

添付-3 表-3

⑤ 蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順

蒸気発生器伝熱管破損

1. 当直課長は、蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止および非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。

破損側蒸気発生器を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位および高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損側蒸気発生器を隔離する。破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器の圧力の低下が継続し破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。

1次冷却系を減圧後、充てん/高圧注入ポンプによる原子炉への注水を安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力の低下、破損側蒸気発生器水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断した場合

また、破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器圧力の低下が継続していることにより破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合

⑥ インターフェイスシステムLOCA発生時の手順

インターフェイスシステムLOCA

1. 当直課長は、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止および非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。

1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。

破損箇所を隔離できない場合、主蒸気大気放出弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の格納容器外への漏えいを抑制する。低温停止状態に移行するにあたり、余熱除去系による原子炉の冷却が困難な場合、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し蒸気発生器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。

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合

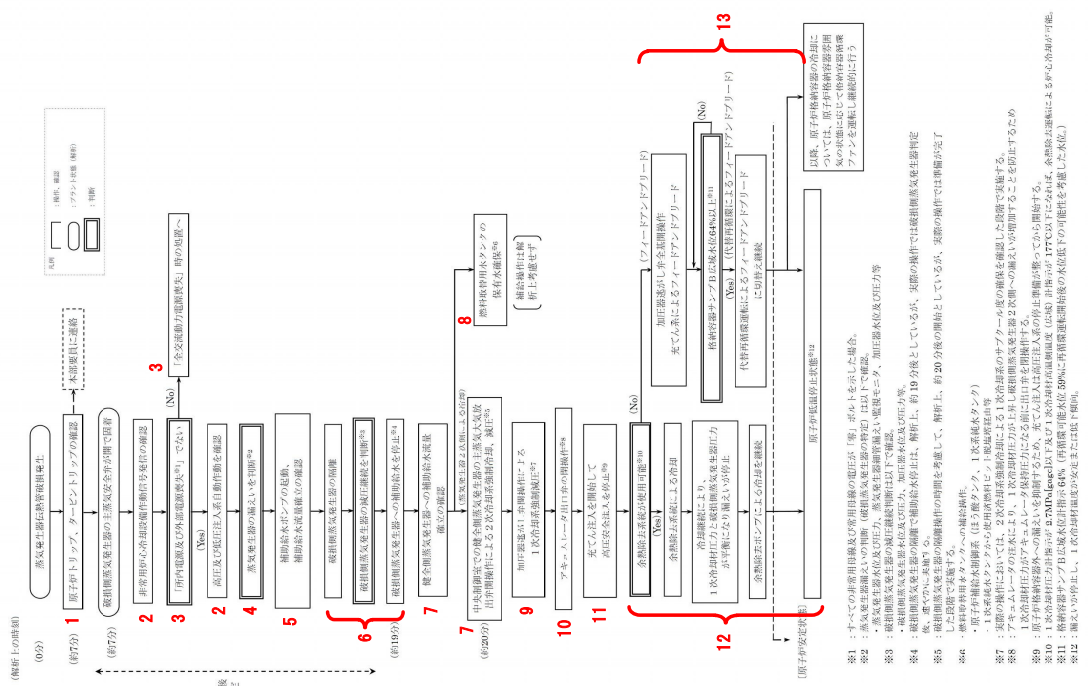
(配慮すべき事項)

○ インターフェイスシステムLOCA時の漏えい箇所について

インターフェイスシステムLOCAの漏えい箇所の特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラおよび火災報知器等により行う。

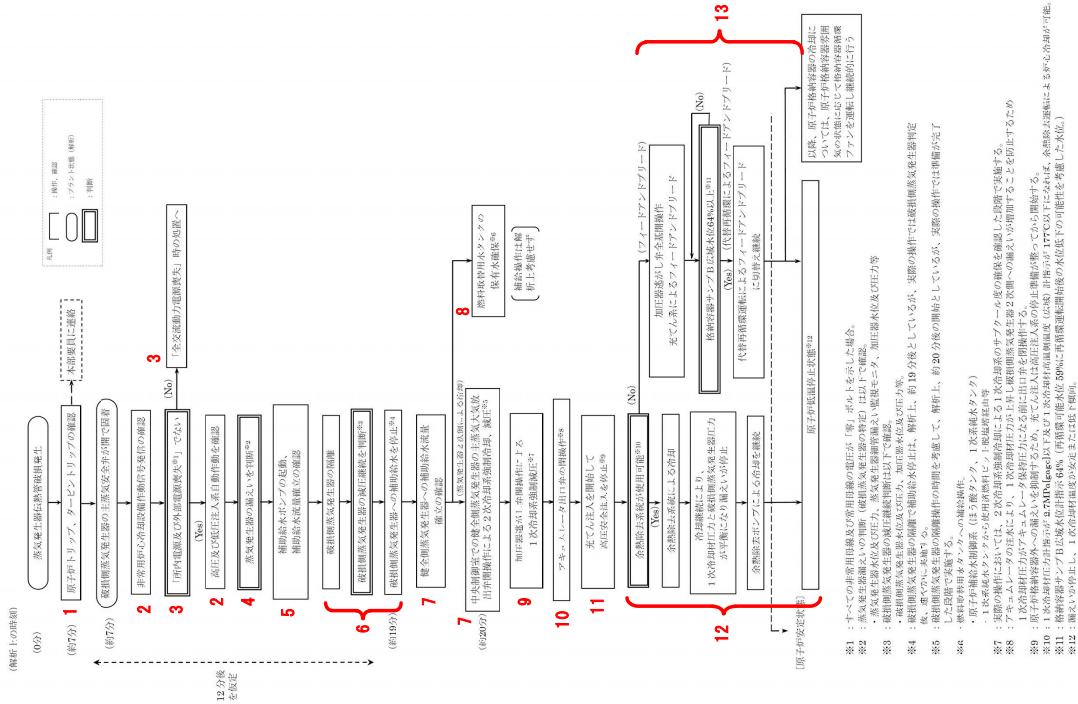
5, 6,
8, 11,
12

保 安 規 定		社内規定
添 付 資 料		表-20 (要員・時間)
1	<p>添付1 表-1 原子炉トリップ</p> <p>「原子炉トリップの確認」[タービン・発電機トリップの確認]</p> <p>制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。</p> <p>タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。</p>	-
2	<p>添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動</p> <p>「非常用炉心冷却系警報の確認」[非常用炉心冷却系作動信号の確認]「非常用炉心冷却系作動機器の確認」</p> <p>非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認するとともに、非常用炉心冷却系作動シークエンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。</p>	-
3	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失</p> <p>「導入条件」</p> <p>全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>	-
4	<p>添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動</p> <p>「事象判別」</p> <p>添付3 表-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</p> <p>「蒸気発生器伝熱管破損」</p> <p>以下の徴候がある場合は、蒸気発生器伝熱管破損事象と判断し、『蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作』へ移行する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水器空気抽出器 ガスモニタ、蒸気発生器プローダクウォーターおよび高感度主蒸気管モニタの指示が上昇 ・破損蒸気発生器水位 および圧力の上昇 	-
5	<p>添付1 表-1 原子炉トリップ</p> <p>「蒸気発生器水位異常低信号」の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。</p>	-
6	<p>添付1 表-5 蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作</p> <p>「破損蒸気発生器の隔離」</p> <p>添付3 表-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</p> <p>破損蒸気発生器を隔離する。当該蒸気発生器2次側圧力の低下が継続する場合は、(蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続)へ移行する。</p>	-
7	<p>添付1 表-5 蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作</p> <p>「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」</p> <p>添付3 表-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</p> <p>「蒸気発生器伝熱管破損」</p> <p>健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出またはタービンバイパスにより1次冷却系の冷却を促進させる。</p>	<p>事故時操作所則</p> <p>【SGTR時破損SG減圧継続】</p>

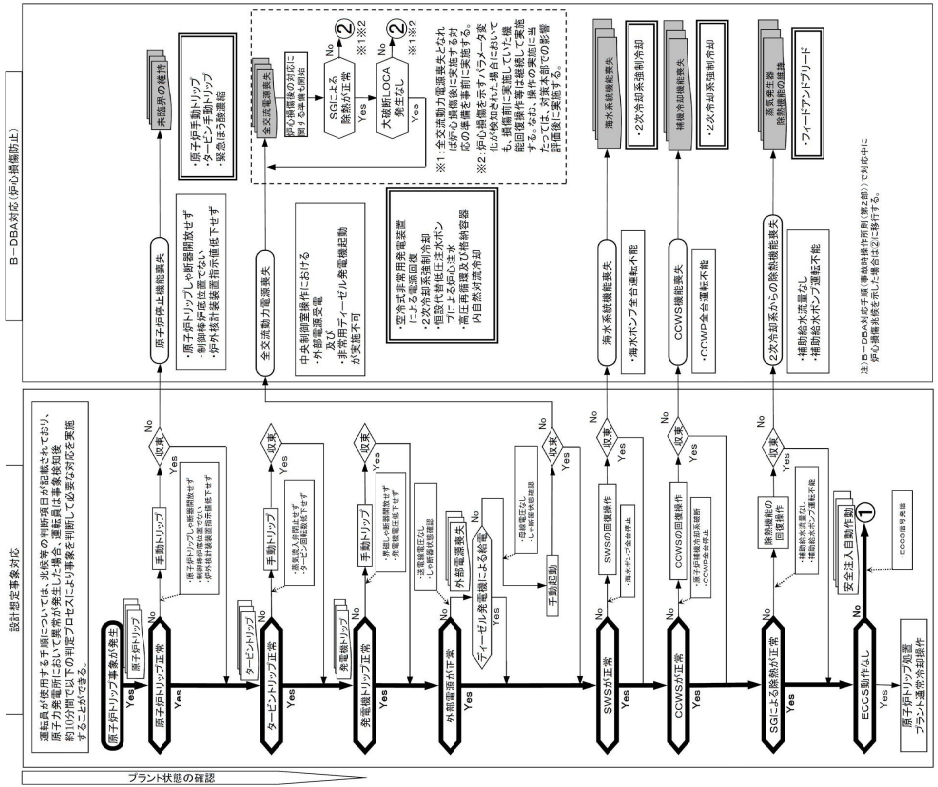


第 7.1.1.8.6 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
 (「蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展)

保 安 規 定		社内規定
添 付 資 料		表-20 (要員・時間)
8	添付1 表-5 1次冷却材喪失事象収束操作 「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」 1次冷却系への注水を長時間続けるため、燃料取替用水タンクへ水を補給する。	-
9	添付1 表-5 蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作 「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」 添付3 表-3 原子炉冷却材圧力パワントリを減圧するための手順等 「蒸気発生器伝熱管破損」 破損蒸気発生器 2次側への漏えいを低減するため、サブクールを確保できる範囲で1次冷却系を減圧する。	-
10	添付3 表-3 原子炉冷却材圧力パワントリを減圧するための手順等 「1次冷却系のフィードアンドブリード」 蒸気発生器 2次側 による炉心冷却を開始し、アキムレレータ出口弁を閉止する。	-
11	添付1 表-5 蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作 「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」 添付3 表-3 原子炉冷却材圧力パワントリを減圧するための手順等 「蒸気発生器伝熱管破損」 1次冷却系を減圧後、充てん/高圧注入ポンプによる原子炉への注水を安全注入から充てんに切り替える。	-
12	添付1 表-5 蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作 「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」 添付3 表-3 原子炉冷却材圧力パワントリを減圧するための手順等 「蒸気発生器伝熱管破損」 余熱除去系による1次冷却系の冷却を行い、モード5（低溫停止）に移行する。	-
13	添付1 表-5 蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作 「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」 余熱除去系による1次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系を再循環運転に必要な水量を満足する水量を確保する。	-

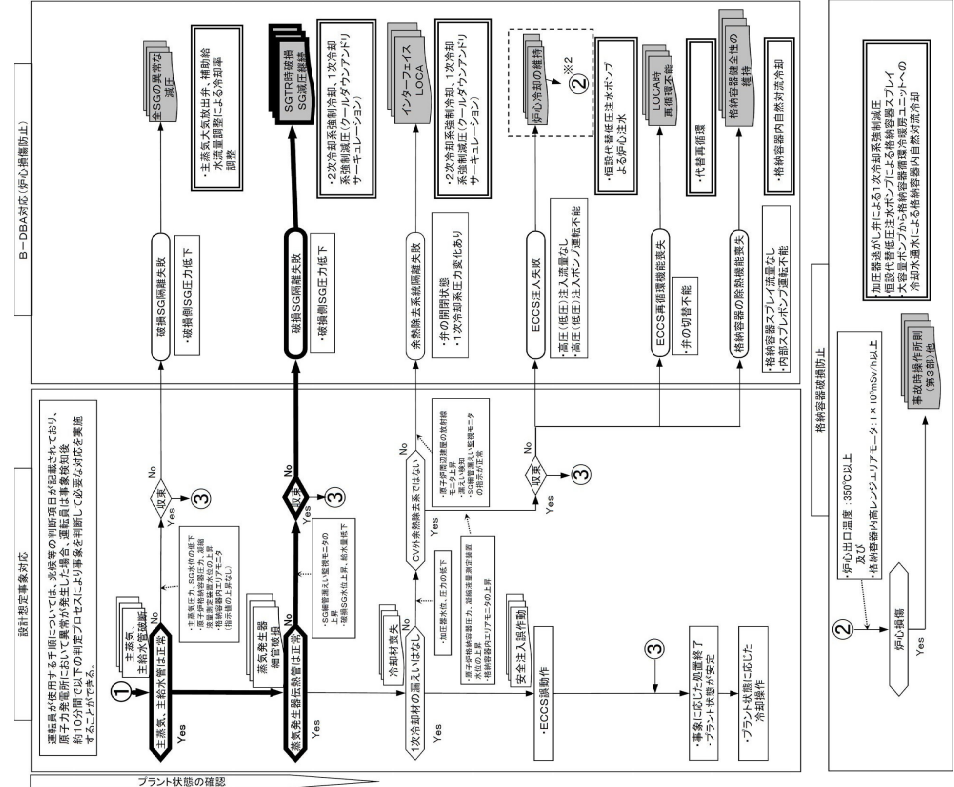


第 7.1.8.6 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
(「蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展)



第 7.1.8.5 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
(判定プロセス)

(蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗) (1/2)



第 7.1.8.5 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
(判定プロセス)

(蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗) (2/2)

添付 1 表-1

表-1 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>1. 原子炉トリップ</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。 	
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合 	
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示 ・制御棒炉底位置表示の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。 	1
<p>タービン・発電機トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。 	1
<p>蒸気発生器による除熱確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。 	5
<p>加圧器圧力・水位の整定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。 	

添付－１ 表－２

表－２（１号炉および２号炉）

事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動	
① 目的	・ １次冷却材喪失事象、２次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。
② 導入条件	・ 非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合
③ 主な監視操作内容	非常用炉心冷却系警報の確認 １．非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。
	非常用炉心冷却系作動信号の確認 １．非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。
	原子炉トリップの確認 １．非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。
	非常用炉心冷却系作動機器の確認 １．非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。 ２．ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。 ３．非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。
	主給水系隔離状態の確認 １．主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。
	中央制御室換気系隔離状態の確認 １．中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。

添付 1 表 - 2

<p>3. 以下の徴候がある場合は、2次冷却材喪失事象と判断し、『2次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 1次冷却材温度が連続して低下・ 1基または全ての蒸気発生器の2次側圧力および水位が異常に低下・ 1基または全ての蒸気発生器の蒸気流量が異常に増加
<p>4. 以下の徴候がある場合は、蒸気発生器伝熱管破損事象と判断し、『蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作』へ移行する。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 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および高感度型主蒸気管モニタの指示が上昇・ 破損蒸気発生器水位および圧力の上昇
<p>5. 以下の場合には、非常用炉心冷却系作動信号の誤作動であると判断し、『非常用炉心冷却系誤作動収束操作』へ移行する。</p> <ul style="list-style-type: none">・ 原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象、原子炉格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象、2次冷却材喪失事象および蒸気発生器伝熱管破損事象に該当する徴候がみられない。

4

添付－1 表－5

表－5（1号炉および2号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>2. 非常用炉心冷却系作動</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管破損事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。
<p>② 主な監視操作内容</p> <p>破損蒸気発生器の隔離</p> <p>1. 破損蒸気発生器を隔離する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当該蒸気発生器2次側圧力の低下が継続する場合は、〔蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続〕へ移行する。
<p>2次冷却系からの汚染拡大防止措置</p> <p>1. 復水器の排気が隔離されていることを確認する。</p> <p>2. 2次冷却材の系外への排水を停止する。</p>
<p>1次冷却系の減圧</p> <p>1. 破損蒸気発生器2次側圧力の飽和温度を目標に、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を行う。</p> <p>2. 健全側の1次冷却材高温側温度が破損蒸気発生器2次側圧力の飽和温度未満になれば、1次冷却材圧力を破損蒸気発生器2次側圧力まで減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却系の減圧ができなければ、〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕へ移行する。
<p>非常用炉心冷却系の停止条件の確認</p> <p>1. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材温度が1次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・加圧器水位が下端以上 ・1次冷却材圧力が減圧操作停止後に安定または上昇
<p>モード5（低温停止）への移行</p> <p>1. ほう酸による負の反応度を添加し、停止余裕を確保した後、モード5（低温停止）に移行する。</p>

6

添付 1 表 - 5

〔蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続〕	
1. 破損蒸気発生器の隔離を確認する。 ・ 隔離に成功し、破損蒸気発生器 2 次側圧力の低下が停止すれば、1 次冷却系の減圧に戻る。	7
2. 健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を促進させる。	
3. 1 次冷却系への注水を長期間続けるため、燃料取替用水タンクへ水を補給する。	8
4. 破損蒸気発生器 2 次側への漏えいを低減するため、サブクールを確保できる範囲で 1 次冷却系を減圧する。	9
5. 以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、全て満足していれば、非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 ・ 1 次冷却材温度が 1 次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・ 加圧器水位が下端以上 ・ 電動補助給水ポンプ 1 台分の注水、または 1 基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上	11
6. 余熱除去系による 1 次冷却系の冷却を行い、モード 5（低温停止）に移行する。余熱除去系による 1 次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を満足する水量を確保する。	12, 13
7. 非常用炉心冷却系再循環運転を行う。	13
〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕	
1. 1 次冷却系の減圧機能の回復を試みる。 ・ 1 次冷却系の減圧機能が回復すれば、1 次冷却系の減圧に戻る。	
2. 破損蒸気発生器水位が、水位異常高以上の場合、または加圧器水位が下端以上に回復した場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。	
3. 健全側の 1 次冷却系ループのサブクールを確保するため、健全側の主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を行う。 ・ 1 次冷却系の減圧機能が回復されるまで、1 次冷却系の冷却を継続し、減圧機能が回復すれば、1 次冷却系の減圧に戻る。	

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失</p>
<p>① 目的</p> <p>・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。</p>
<p>② 導入条件</p> <p>・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p>原子炉トリップの確認</p> <p>1. 原子炉トリップの確認を行う。</p> <p>タービン・発電機トリップの確認</p> <p>1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。</p> <p>補助給水流量の確認</p> <p>1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失判断</p> <p>1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。</p> <p>2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。</p> <p>代替電源からの受電</p> <p>1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。</p> <p>代替炉心注水他準備</p> <p>1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p> <p>1次冷却系からの漏えいの有無の確認</p> <p>1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却</p> <p>1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。</p> <p>2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。</p>

3

添付-3 表-3

表-3 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>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</p> <p>① 方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、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。）の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧することを目的とする。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出および格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧することを目的とする。</p> <p>さらに、蒸気発生器伝熱管破損またはインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 1次冷却系のフィードアンドブリード</p> <p>当直課長は、補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になり、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。燃料取替用水タンク水位および格納容器サンプB水位を確認し、再循環切替水位になれば中央制御室で再循環運転に切り替える。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行い、低温停止状態とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉止後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系または蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合に、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</p>

10

添付-3 表-3

⑤ 蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順

蒸気発生器伝熱管破損

1. 当直課長は、蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止および非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。

破損側蒸気発生器を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位および高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損側蒸気発生器を隔離する。破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器の圧力の低下が継続し破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。

1次冷却系を減圧後、充てん/高圧注入ポンプによる原子炉への注水を安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力の低下、破損側蒸気発生器水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断した場合

また、破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器圧力の低下が継続していることにより破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合

4, 6,
7, 9,
11, 12

⑥ インターフェイスシステムLOCA発生時の手順

インターフェイスシステムLOCA

1. 当直課長は、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止および非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。

1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。

破損箇所を隔離できない場合、主蒸気大気放出弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の格納容器外への漏えいを抑制する。低温停止状態に移行するにあたり、余熱除去系による原子炉の冷却が困難な場合、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し蒸気発生器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。

(1) 手順着手の判断基準

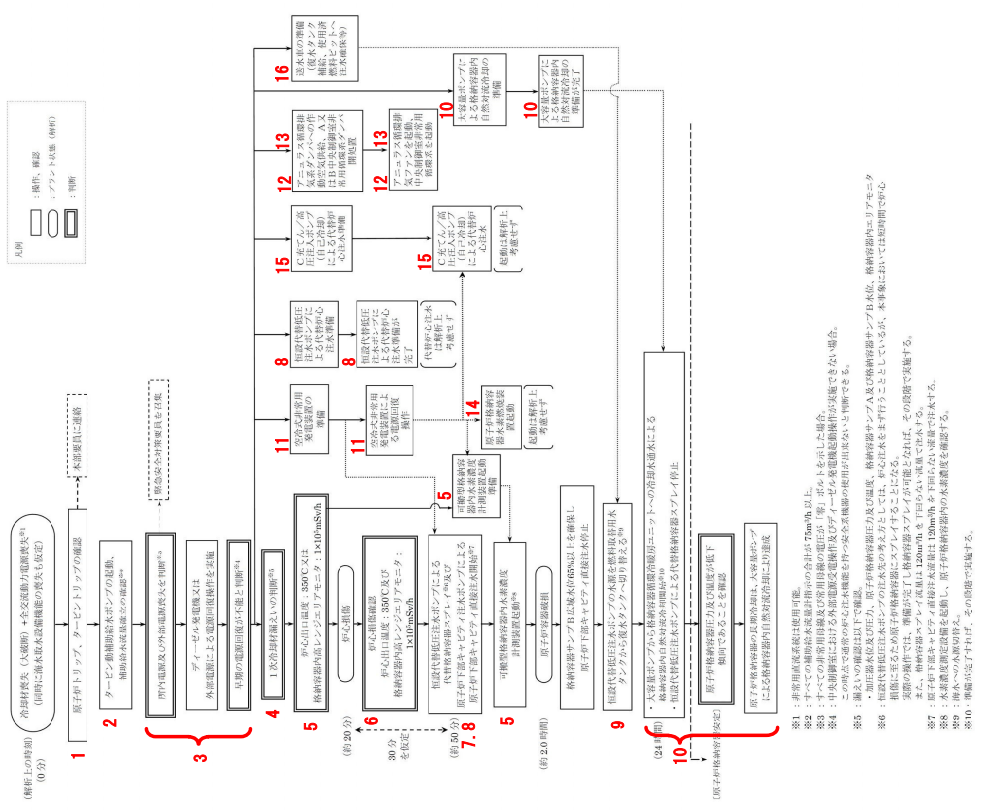
1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合

(配慮すべき事項)

○ インターフェイスシステムLOCA時の漏えい箇所について

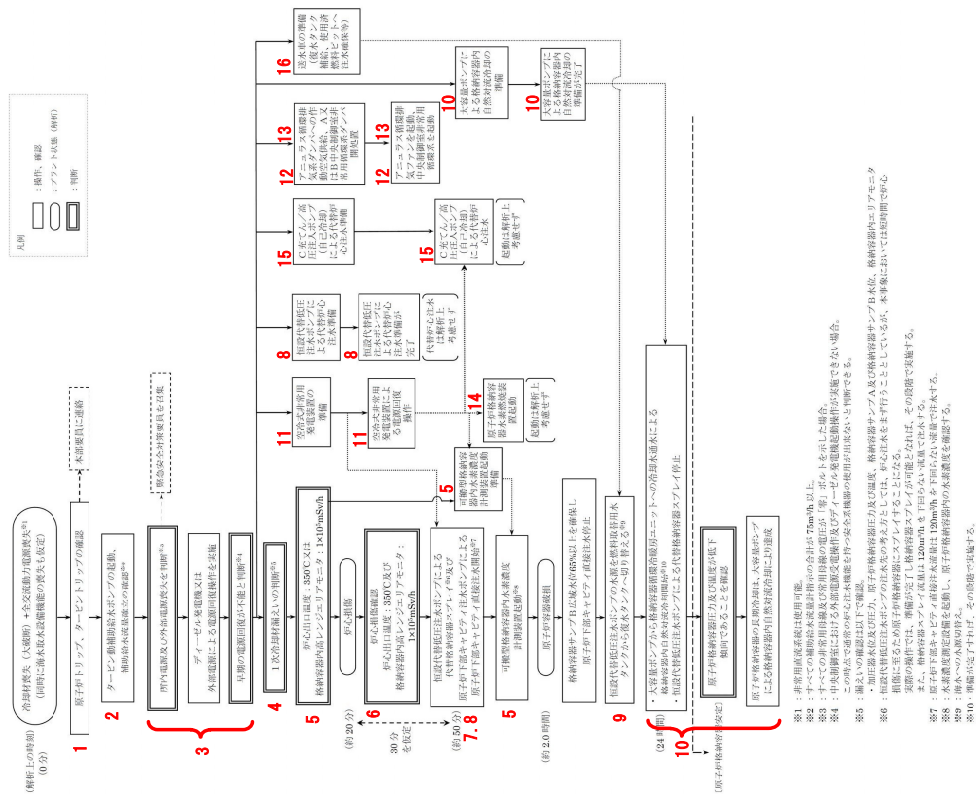
インターフェイスシステムLOCAの漏えい箇所の特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラおよび火災報知器等により行う。

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
1	添付1 表-1 原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなれば、手動によりトリップを行う。	- 事故時操作所則 「原子炉トリップ」
2	添付1 表-1 原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。	-
3	添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「挿入条件」 全交流動力電源喪失判断 全ての非常用母線および常用母線の電圧が等ホルト 外部電源喪失、ディーゼルの発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4 [余熱 除去運転中以外])」
4	添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「1次冷却系からの漏れの有無の確認」 1次冷却系漏れを確認する。	-
5	添付3 表-9 水素発生による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 「水素濃度監視 可搬型格納容器内水素濃度計測装置」 炉心出口温度が350℃以上または格納容器内高リンゲン/エリモニタ (高リンゲン) の指示が 1×10^{-6} mSv/h以上に到達した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型格納容器カラム圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。	6人 45分 事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4 [余熱 除去運転中以外])」
6	添付3 1.重大事故等対策 1.3 手順書の整備 炉心の重い損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項による対応で、事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の重い損傷が発生した場合に对应する事項に移行し対応処置を実施する。	事故時操作所則 第三部
7	添付3 表-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 「原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 全交流動力電源または原子炉補熱冷却機能喪失 原子炉下部キャビティ注水」 炉心の重い損傷が発生した場合において、原子炉下部キャビティへ直接注水するため必要となる燃料取扱用水タンク等の水位が確保されている場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取扱用水タンクの水を原子炉下部キャビティへ直接注水する。	- 事故時操作所則 第三部



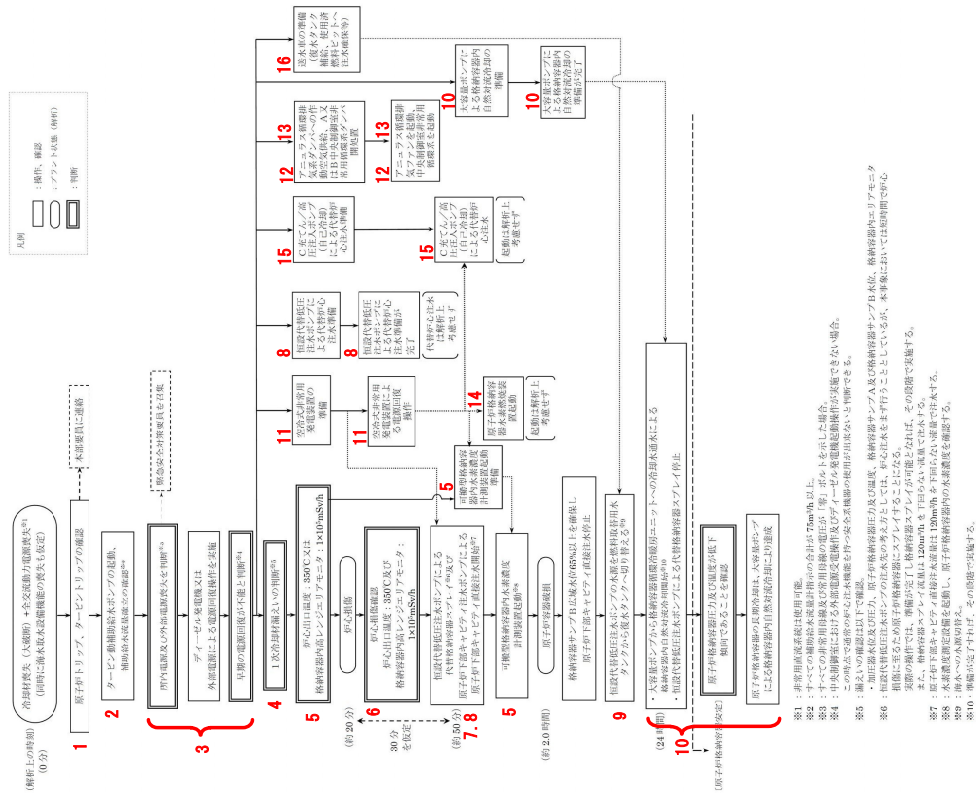
第 7.2.1.1.5 図 「炉内気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) 」
の事象進展 (対応手順の概要)
(大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
8	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替炉心注水他準備〕</p> <p>添付3 表-8 原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失、代替格納容器スプレー 炉心の覆い機構が発生した場合には、格納容器へスプレーするために必要な燃料取扱替用水タンク等の水位が確保されている場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取扱替用水タンクの水を格納容器へスプレーする。</p>	<p>事故時操作所則 第二部 〔全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4〔余熱除去運転中以外)〕〕</p> <p>事故時操作所則 第三部</p>
9	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替炉心注水他準備〕</p> <p>添付3 表-13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 〔格納容器スプレーのための代替手段および燃料取扱替用水タンクへの供給 燃料取扱替用水タンクへの注水〕</p> <p>後水タンクを水源として恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレーにより格納容器へスプレーする。また、送水車により復水タンクに海水を供給する。</p>	<p>事故時操作所則 第三部 SA所達</p>
10	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替炉心注水他準備〕</p> <p>添付3 表-5 最終ヒートシフトの熱を輸送するための手順等</p> <p>添付3 表-7 最終ヒートシフトの格納容器の過圧破壊を防止するための手順等</p> <p>〔全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失、格納容器内自然対流冷却〕 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、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合、大容量ポンプを配備、接続し、A格納容器補機冷却ポンプにて海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。</p>	<p>事故時操作所則 第二部 〔全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4〔余熱除去運転中以外)〕〕</p> <p>SA所達</p>
11	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替電源からの受電〕</p> <p>添付3 表-14 電源の確保に関する手順等</p> <p>〔代替電源(交流)の給電〕</p> <p>全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。</p>	<p>事故時操作所則 第二部 〔全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4〔余熱除去運転中以外)〕〕</p>
12	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替炉心注水他準備〕</p> <p>添付3 表-10 水素構築による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>〔水素排出〕</p> <p>A・A2ユニット循環排気弁の弁に窒素ポンプ(A2ユニット排気弁等)を用い、A2ユニット排気弁を供給するための系構築を行い、代替電源設備から給電した後、A2ユニット循環排気ファンを運転する。</p>	<p>事故時操作所則 第二部 〔全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4〔余熱除去運転中以外)〕〕</p>



第 7.2.1.1.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊）」の事象進展（対応手順の概要）
（大破断 L O C A 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び格納容器スプレー注入機能が喪失する事象）

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
13	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替炉心注水他準備〕</p> <p>添付3 表-16 中央制御室の居住性に関する手順等 〔居住性の確保〕</p> <p>手動によるタンクの開閉作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気設備を運転する。</p>	<p>事故時操作所則 第二部 〔全交流電源喪失 (原子炉運転モード1.2.3.4 [余熱除去運転中以外])〕</p> <p>3人 65分</p> <p>SA所達</p>
14	<p>添付3 表-9 水素発生による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 〔水素濃度低減、原子炉格納容器水素燃焼装置〕</p> <p>代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。また、原子炉格納容器水素燃焼装置の温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。</p>	<p>事故時操作所則 第二部</p> <p>-</p>
15	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替炉心注水他準備〕</p> <p>添付3 表-8 原子炉格納容器下部の冷却炉心を冷却するための手順等 〔代替炉心の格納容器下部への落下置延・防止 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能喪失 代替炉心注水〕</p> <p>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。</p>	<p>事故時操作所則 第二部 〔全交流電源喪失 (原子炉運転モード1.2.3.4 [余熱除去運転中以外])〕</p> <p>14人 90分</p> <p>事故時操作所則 第三部 SA所達</p>
16	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 〔代替炉心注水他準備〕</p> <p>蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p>	<p>事故時操作所則 第二部 〔全交流電源喪失 (原子炉運転モード1.2.3.4 [余熱除去運転中以外])〕</p> <p>-</p>



第 7.2.1.1.5 図 「零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
の事象進展（対応手順の概要）
（大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入
機能が喪失する事故）

添付1 表-1

表-1 (1号炉および2号炉)

事象ベース運転操作基準	
1. 原子炉トリップ	
① 目的	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止し、未臨界を維持する。 ・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。
② 導入条件	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップ設定値に達した場合 ・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合
③ 主な監視操作内容	<p>原子炉トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。 2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップしゃ断器の開放表示 ・制御棒炉底位置表示の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。 <p>タービン・発電機トリップの確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。 <p>蒸気発生器による除熱確認</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。 2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。 <p>加圧器圧力・水位の整定</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。 2. 加圧器水位が正常であることを確認する。

1

1

2

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

事象ベース運転操作基準 4. サポート系の確保 (1) 全交流動力電源喪失	
① 目的	・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。
② 導入条件	・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト
③ 主な監視操作内容	
原子炉トリップの確認 1. 原子炉トリップの確認を行う。	
タービン・発電機トリップの確認 1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。	
補助給水流量の確認 1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。	
全交流動力電源喪失判断 1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。 2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。	3
代替電源からの受電 1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。	11
代替炉心注水他準備 1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	8, 9, 10 12, 13 15, 16
1次冷却系からの漏えいの有無の確認 1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。	4
蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却 1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。 2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。	

添付－3 1.3手順書の整備

- c 故障および設計基準事象に対処する事項
運転時の異常な過渡変化および設計基準事故の対応措置に使用
- d 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項
安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用
- e 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項
炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和および原子炉格納容器の破損を防止するために実施する対応措置に使用
- (4) 支援組織用の社内標準に緊急時対策本部が重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に定める。
- (5) 運転員用の社内標準は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、各項目間を的確に移行できるよう、移行基準を明確に定める。
 - a 故障および設計基準事故に対処する事項により事故判別ならびに初期対応を行う。
 - b 多重故障等により設計基準事故を超えた場合は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器破損を防止する事項（事象ベース）に移行する。
 - c 事象の判別ならびに初期対応を行っている場合または事象ベースの事項にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項の、安全機能ベースの事項に移行する。
 - d 原因が明確で、かつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの事項には移行せず、その原因に対する事象ベースの事項を優先する。
 - e 多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障および設計基準事故に対処する事項に戻り処置を行う。
 - f 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項による対応で、事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項に移行し対応処置を実施する。

6

カ 安全・防災室長および発電室長は、重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力および温度等の計測可能なパラメータを整理し、社内標準に定めるとともに、以下の重大事故等に対処するための事項についても定める。

具体的な手順については、表－15「事故時の計装に関する手順等」参照。

- (7) 監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけること。
- (イ) 通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法に関すること。
- (ウ) 記録が必要なパラメータおよび直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定すること。
- (エ) パラメータ挙動予測、影響評価すべき項目および監視パラメータ等に関すること。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握および進展予測ならびに対応処置の参考情報とし、

<p>3. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 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</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合</p>	10
<p>4. 大容量ポンプによる代替補機冷却</p> <p>(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりB充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合</p>	
<p>フロントライン系機能喪失時・サポート系機能喪失時</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければ、タービン動補助給水ポンプを使用する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。</p> <p>○ 作業性</p> <p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係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に大容量ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても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。</p> <p>主蒸気大気放出弁は、現場において専用工具を用いて容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。</p> <p>○ 主蒸気大気放出弁現場操作時の環境条件</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損または主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気大気放出弁操作を行う必要がある場合、初動対</p>	

添付－3 表－7

<p>等により格納容器へのスプレイができない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、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格納容器へスプレイする。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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が最高使用圧力(261 kPa [gage])以上かつ、内部スプレポンプの故障等により格納容器へのスプレイが内部スプレクーラ出口流量等にて確認できない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合に、格納容器へスプレイ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</p> <p>(2) 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</p> <p>当直課長は、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原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをB内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、格納容器へスプレイ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、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</p>
<p>全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失</p> <p>1. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 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</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の圧力および温度を低下させるために、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源または原子炉補機冷却機能が喪失している場合に、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、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合</p> <p>2. 代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の圧力および温度を低下させるために、以下の手順により燃料取替用水タンクの水を格納容器へスプレイする。</p>

10

添付－3 表－8

<p>a. 手順着手の判断基準 格納容器サンプB広域水位が 65 % 未満もしくは原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない、かつ、内部スプレポンプ3台以上の故障等により、必要な格納容器へのスプレイ流量が内部スプレクーラ出口流量等にて確認できない場合、または、原子炉下部キャビティ注水完了後に原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接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</p> <p>3. 代替格納容器スプレイ (1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、内部スプレポンプ全台の故障等により格納容器内への注水機能が喪失し、熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、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格納容器へスプレイする。熔融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。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。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 格納容器サンプB広域水位が 65 % 未満で、かつ、内部スプレポンプ全台の故障等により、格納容器へのスプレイが内部スプレクーラ出口流量等にて確認できない場合に、格納容器へスプレイ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</p>
<p>全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失</p>
<p>1. 原子炉下部キャビティ注水 (1) 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 当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、以下の手順により原子炉下部キャビティへ直接注水する。 空冷式非常用発電装置により受電した原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉下部キャビティへ直接注水する。熔融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプを停止する。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。 注水完了後に、原子炉下部キャビティの水位が確認できない場合は、原子炉下部キャビティへの直接注水を再開する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合（格納容器サンプB広域水位が 65 % 未満もしくは原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない）または、原子炉下部キャビティ注水完了後に原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接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</p>

7

2. 代替格納容器スプレイ

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、空冷式非常用発電装置により受電した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格納容器へスプレイする。熔融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。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。

a. 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合（格納容器サブB広域水位 65 % 未満）に、格納容器へスプレイ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

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却	
交流動力電源および原子炉補機冷却機能	健全
全交流動力電源または原子炉補機冷却機能	喪失

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段の優先順位は、内部スプレポンプを使用する格納容器スプレイを優先し、次に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および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使用する。

○ 原子炉下部キャビティの水位監視

熔融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器へのスプレイおよび原子炉下部キャビティ直接注水時は原子炉下部キャビティ水位計により確認する。

○ 原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先について

交流動力電源および原子炉補機冷却機能健全または、全交流動力電源もしくは原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉下部キャビティへ直接注水する。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。

炉心損傷前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、炉心損傷を判断すれば、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、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。

炉心損傷後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

添付-3 表-8

よる代替格納容器スプレイに使用していない場合	
全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失	
1. 代替炉心注水 当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。	
(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 当直課長は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して空冷式非常用発電装置により受電した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。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。	
a. 手順着手の判断基準 炉心が損傷し、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時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、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに使用していない場合	
(2) C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水 当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電した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。	
a. 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合	
熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	
交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全・	
全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失	
(配慮すべき事項)	
○ 優先順位	
(1) 交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全 交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止する手段の優先順位は、中央制御室操作により早期に運転可能な充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプにより高圧または低圧注入ラインを用いた原子炉への注水を優先する。次にC、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注水、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。	
(2) 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、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行っていないければ恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。	

15

添付-3 表-9

表-9 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>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</p>	
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム-水反応および水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>	
<p>② 対応手段等</p> <p>水素濃度低減</p> <p>1. 静的触媒式水素再結合装置</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の温度指示上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の指示値を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度 350 °C 以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が 1×10^5 mSv/h 以上に到達した場合</p>	
<p>2. 原子炉格納容器水素燃焼装置</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。また、原子炉格納容器水素燃焼装置の作動状況を、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の指示値を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動確認は、事故時における非常用炉心冷却設備作動信号発信後に実施する</p>	
<p>水素濃度監視</p> <p>1. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置</p> <p>当直課長は、炉心出口温度が 350 °C 以上または格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が 1×10^5 mSv/h 以上に到達した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失および原子炉補機冷却機能喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統</p>	

14

5

添付－3 表－9

構成を行い、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプおよび可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。

常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度を確認する。

(1) 手順着手の判断基準

炉心出口温度 350 °C 以上または格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の指示が 1×10^5 mSv/h 以上に到達した場合

5

水素濃度低減・水素濃度監視

(配慮すべき事項)

○ 電源確保

全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備および水素濃度監視に使用する設備に給電する。代替電源設備により給電する手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動条件

炉心損傷の判断後に、電源の回復が炉心出口温度 350 °C 到達後 60 分を経過した場合および炉心損傷の判断に係るパラメータの確認ができない状況では、緊急時対策本部においてプラント情報等により、水素爆轟による原子炉格納容器破損の可能性を判断するとともに、原子炉格納容器水素燃焼装置起動による原子炉格納容器の健全性への影響を判断して起動可否を決定する。

添付-3 表-10

表-10 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>	
<p>② 対応手段等</p> <p>水素排出</p>	
<p>1. アニュラス循環排気ファン起動による水素排出</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス循環排気ファンが起動し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスからアニュラス循環排気フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内の圧力の低下にて確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Aアニュラス循環排気系の弁に窒素ポンペ（アニュラス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス循環排気ファンを運転する。</p>	
<p>(1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p>	12
<p>(2) 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合</p>	12
<p>水素濃度監視</p> <p>1. 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定</p> <p>当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。また、常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度が 350 °C 以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が 1×10^5 mSv/h 以上の場合</p>	

添付－3 表－13

取替用水タンクとする。なお、以下の場合は注水先を切り替える。

炉心損傷前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が必要と判断すれば、注水先を格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を原子炉下部キャビティへ切り替える。

炉心損傷後に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または代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉下部キャビティまたは格納容器へ切り替える。

○ 送水車吸込ロストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給

1. 燃料取替用水タンクへの供給ができない場合の代替手段

(1) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替

当直課長は、重大事故等の発生により、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、復水タンクを水源として恒設代替低圧注水ポンプまたは原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより格納容器へスプレイする。また、送水車により復水タンクに海水を補給する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合

2. 燃料取替用水タンクへの補給

(1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給

当直課長は、重大事故等の発生時において、内部スプレポンプによる格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。

a. 手順着手の判断基準

内部スプレポンプによる格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合、または内部スプレポンプによる格納容器スプレイ再循環運転ができない場合において、1, 2号機淡水タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができない場合に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

9

添付-3 表-14

表-14 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>14. 電源の確保に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>代替電源（交流）の給電</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電したことを確認する。</p> <p>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</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合</p> <p>2. 号機間電力融通恒設ケーブル（1号～2号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>緊急時対策本部は、他号炉のディーゼル発電機が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号機間電力融通恒設ケーブルを使用し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>予備変圧器の故障等により予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合において、他号炉のディーゼル発電機等の必要台数（他号炉のモード1、2、3および4においては2台、他号炉のモード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間においては1台）が健全であることをディーゼル発電機電圧等にて確認できた場合</p> <p>3. 電源車による代替電源（交流）からの受電</p> <p>緊急時対策本部は、電源車から受電準備を行った後、電源車を起動し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合</p>

11

添付－3 表－16

表－16（1号炉および2号炉）

<p>操作手順 16. 中央制御室の居住性に関する手順等</p>	
<p>① 方針目的 重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。</p>	
<p>② 対応手段等 居住性の確保 当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で100 mSvを超えないよう、中央制御室遮蔽および中央制御室換気設備の外気を遮断した状態で閉回路循環運転（以下、「中央制御室換気系隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p>	
<p>1. 中央制御室換気設備の運転手順等 当直課長は、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系隔離モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタおよび微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。 全交流動力電源が喪失した場合は、手動による系統構成を行い、代替交流電源設備により受電し中央制御室換気設備を運転する。</p>	13
<p>(1) 交流動力電源が正常な場合 当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信または中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードで運転中であることを確認する。 また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。 a. 手順着手の判断基準 非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号または中央制御室エリアモニタ指示値上昇により中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合</p>	
<p>(2) 全交流動力電源が喪失した場合 当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中</p>	13

中央制御室換気設備を運転する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合

2. 中央制御室の照明を確保する手順

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（SA）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、中央制御室非常用照明が使用できない場合

3. 中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

当直課長は、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

(1) 手順着手の判断基準

中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合

4. その他の放射線防護措置等に関する手順等

(1) 重大事故等時の全面マスクの着用手順

当直課長は、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合または発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、全面マスクの着用を指示する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合または炉心損傷の兆候が見られた場合

または、発電所対策本部長が運転員等および緊急安全対策要員のマスク着用が必要と判断した場合

(2) 重大事故等時の運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化

当直課長は、運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化のため、発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を確立する。

また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(2/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
4	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水 ^{※1}	運転員等 (中央制御室、現場)	4×2	90分
		緊急安全対策要員	3×2	
	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による蒸気放出	No. 3にて整備する。 (主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復と同様)		
	アキュムレータによる炉心注水	運転員等 (中央制御室、現場)	2	20分
	電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	大容量ポンプへの燃料補給 ^{※1}	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	送水車への燃料補給 ^{※1}	緊急安全対策要員	2	2.3時間
5	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
	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	No. 7にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水 ^{※1}	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間
緊急安全対策要員		16		
6	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	No. 7にて整備する。		
	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	No. 7にて整備する。		

2ユニット
14人

15

2ユニット
22人
7.5時間

10

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (3/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
7	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※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	2	67分
		緊急安全対策要員	1	
	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※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	7.5時間
		緊急安全対策要員	16×1	
8	C、D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	No. 4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる 代替炉心注水	No. 4にて整備する。		
	C充てん/高圧注入ポンプ (自己 冷却) による代替炉心注水	No. 4にて整備する。		
9	可搬型格納容器内水素濃度計測 装置による水素濃度監視※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	45分
10	水素排出 (アニュラス空気再循環 設備) 全交流動力電源または常設直流 電源が喪失した場合の操作手順※ ¹	運転員等 (中央制御室、現場)	2×2	35分
		運転員等 (中央制御室)	1	70分
	可搬型アニュラス内水素濃度計 測装置による水素濃度測定※ ¹	緊急安全対策要員	2	

2ユニット
22人

10

2ユニット
14人
90分

15

2ユニット
6人
5

2ユニット
4人
12

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(4/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員 数	想定 時間
1 1	海水から使用済燃料ピットへの注水 ^{※1}	緊急安全対策要員	5	2時間
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	緊急安全対策要員	5	2時間
	大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 1 2にて整備する。 (大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による大気への拡散抑制と同様)		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視 ^{※1}	緊急安全対策要員	4	2時間
1 2	大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	3.5時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	緊急安全対策要員	10	5時間
	送水車およびスプレイヘッドによる大気への拡散抑制	No. 1 1にて整備する。 (送水車による使用済燃料ピットへのスプレイと同様)		
	大容量ポンプ(放水砲用)、放水砲および泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	緊急安全対策要員	12	3.5時間
1 3	海水を用いた復水タンクへの補給 ^{※1}	緊急安全対策要員	5	60分
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替(炉心注水時)	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.5時間
		緊急安全対策要員	3	
	海水を用いた復水タンクへの補給(水源切替後)	海水を用いた復水タンクへの補給と同様。		
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替(炉心注水時)	No. 4にて整備する。 (可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水と同様)		
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替(格納容器スプレイ時) ^{※1}	運転員等 (中央制御室、現場)	2×2	2.5時間
		緊急安全対策要員	3×2	
復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	運転員等 (中央制御室、現場)	2	2.4時間	
	緊急安全対策要員	3		

2ユニット
10人
9

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (5/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間	
13	C、D内部スプレポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転	No. 4にて整備する。			
	海水から使用済燃料ピットへの注水	No. 11にて整備する。			
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	No. 11にて整備する。			
	大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 12にて整備する。 (大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による大気への拡散抑制と同様)			
	大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による格納容器およびアニュラス部への放水	No. 12にて整備する。			
14	空冷式非常用発電装置による代替電源 (交流) からの給電 ^{※1}	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	20分	
	号機間電力融通恒設ケーブル (1号~2号) を使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.3時間	
		緊急安全対策要員	2		
	電源車による代替電源 (交流) からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.8時間	
		緊急安全対策要員	2		
	号機間電力融通予備ケーブル (1号~2号) を使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.6時間	
		緊急安全対策要員	16		
	蓄電池 (安全防护系用) による代替電源 (直流) からの給電 ^{※1}	不要直流負荷切離し	運転員等 (中央制御室)	1	10分
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40分
	可搬式整流器による代替電源 (直流) からの給電	可搬式整流器接続	運転員等 (現場)	1	2.0時間
緊急安全対策要員			2		
運転コンソール復旧		緊急安全対策要員	2	40分	

2ユニット
6人

11

※1 : 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (6/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
14	代替所内電気設備による交流および直流の給電 (空冷式非常用発電装置)	運転員等 (中央制御室、現場)	2	3.8 時間
		緊急安全対策要員	2	
	空冷式非常用発電装置への燃料(重油)補給(タンクローリーを使用する場合)	緊急安全対策要員	2	2.4 時間
	空冷式非常用発電装置への燃料(重油)補給 ^{※1} (空冷式非常用発電装置用給油ポンプを使用する場合)	緊急安全対策要員	1	30 分
	電源車への燃料 (重油) 補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
15	可搬型計測器によるパラメータの計測または監視 ^{※1}	緊急安全対策要員	1	25 分
16	中央制御室換気設備の運転手順等 (全交流動力電源が喪失した場合) ^{※1}	運転員等 (中央制御室)	1×1	65 分
		保修班	2×1	
16	アニュラス空気再循環設備の運転手順等 (全交流動力電源または直流電源が喪失した場合)	No. 10にて整備する。 (水素排出 (アニュラス空気再循環設備) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合の操作手順と同様)		
17	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	5	3.2 時間
	可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量の測定	放射線管理班	4	75分 ^{※2}
	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60 分
	移動式放射能測定装置 (モニタ車) による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	70 分
	可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	120 分
	可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60 分

2ユニット
3人

13

※1 : 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

※2 : 可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない2方位に設置した場合に想定される作業時間。