美浜発電所審査資料　資料２		R3
提出年月日	２０２０年　３月　２日	

美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と保安規定記載内容について .... 資料 2-3

2. 火災、内部溢水、火山影響等および自然災害発生時の対応に係る保安規定記載内容について .... 資料 2-258

3. 補足説明資料 .... 資料 2-272

-1 保安規定と手順書との関連のうち美浜３号炉特有の事項について

-2 美浜３号炉 重大事故等対策における手順と有効性評価との関係

-3 資料２「保安規定と手順書との関連」のうち「１．重要事故シーケンスと保安規定記載内容」の説明内容について

１． 重要事故シーケンス等と保安規定記載内容について

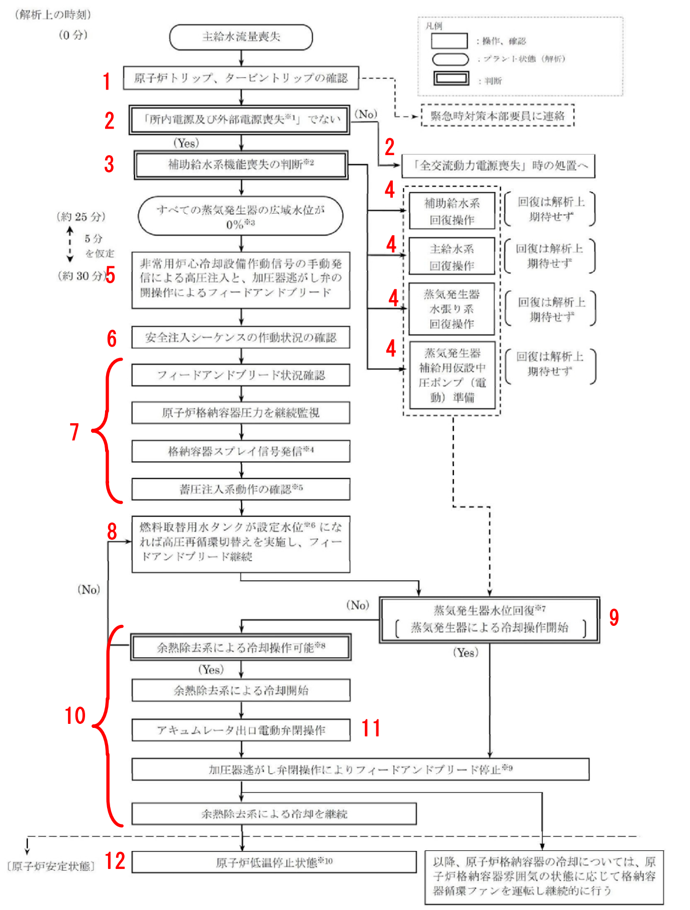
美浜発電所原子炉施設保安規定添付１「異常時の運転操作基準」及び添付３「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に定める各基準が有効性評価における重要事故シーケンス等における対応手順を満足していることを確認する。

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」....39
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」....62
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」....74
６． ＥＣＣＳ注水機能喪失「中破断ＬＯＣＡ（６インチ破断）＋高圧注入失敗」....80
７．ＥＣＣＳ再循環機能喪失「大破断ＬＯＣＡ＋低圧再循環失敗」....95
８．格納容器バイパス「インターフェースシステムＬＯＣＡ」....106
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」....117
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」....128
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」....152
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」....180
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」....197
１４．想定事故２「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」....201
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」....205
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」....220
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」....242
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....253

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」

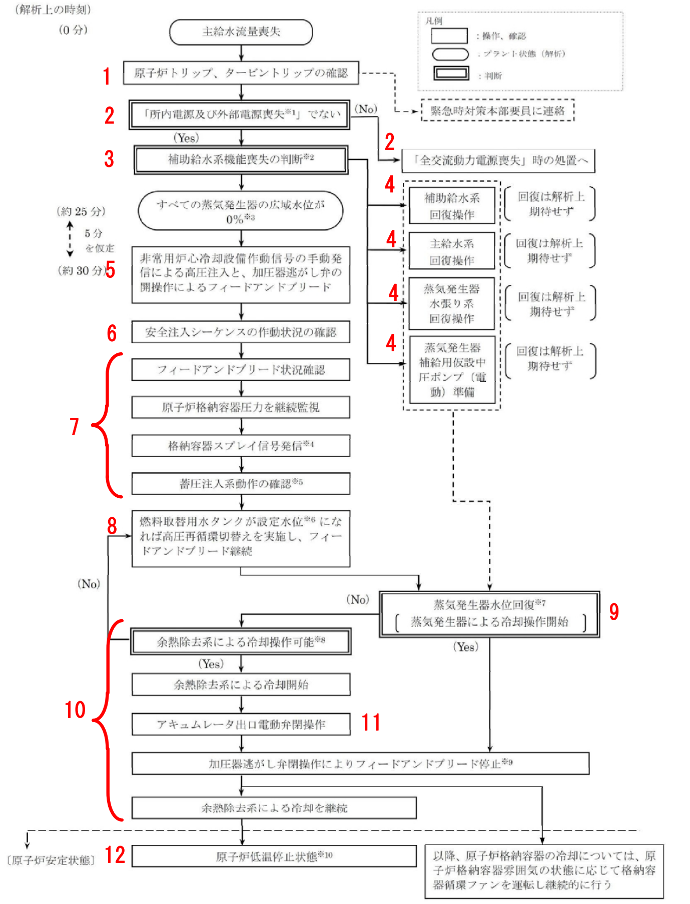
	保 安 規 定		社内規定
	添 付 資 料	表-20 (要員･時間)	
1	添付１　表-1　原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン･発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。	－	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
2	添付1　表-8　全交流動力電源喪失 「導入条件」 全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト	－	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失(原子炉運転モード1,2,3,4 [余熱除去運転中以外])」
3	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。 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	－	事故時操作所則 「原子炉トリップ」 事故時操作所則 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張り系により、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所達
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ブリード運転」 添付3　表-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 「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ブリード」 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（蒸気発生器水位計（広域）指示値が10％未満）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。	－	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の確認」 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水位（狭域）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 $75m^3/h$ 未満。
※3 ：手順書上は、すべての蒸気発生器水位（広域）計指示が 10%未満となればフィードアンドブリードを開始する。
※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 ：１次冷却系減圧に伴い、ＬＯＣＡ事象同様アキュムレータが注水される。
※6 ：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上となれば、高圧再循環運転への切替えを実施する。
※7 ：いずれかの蒸気発生器の給水が確保されており、かつ蒸気発生器水位（狭域）計指示が 0%以上に回復。
※8 ：冷却材圧力（広域）計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側広域温度計指示が 177℃以下になれば、余熱除去系による炉心冷却が可能。
※9 ：余熱除去系での冷却が開始、又は蒸気発生器の水位回復後、冷却操作が開始されればフィードアンドブリードを停止する。
※10：１次冷却材温度 93℃以下、低温停止ほう素濃度。

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）

7.1.1-27

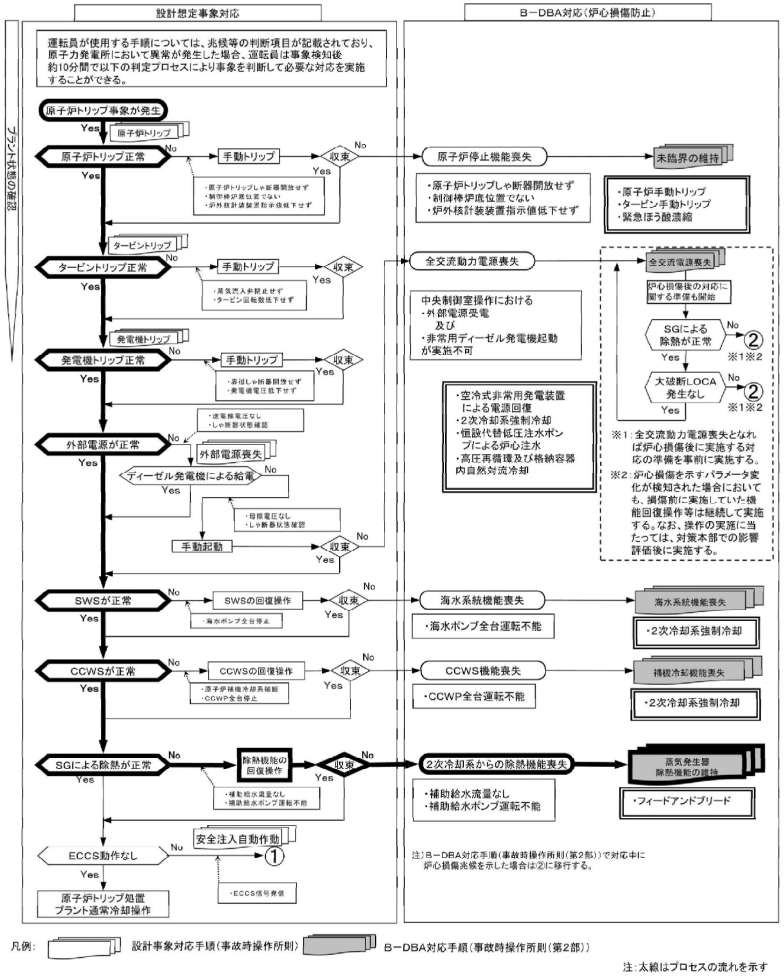


※1 ：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
※2 ：すべての蒸気発生器水位（狭域）計指示が 0%未満及びすべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 未満。
※3 ：手順書上は、すべての蒸気発生器水位（広域）計指示が 10%未満となればフィードアンドブリードを開始する。
※4 ：原子炉格納容器圧力 115.2kPa[gage]以上（内部スプレポンプが自動起動し、原子炉格納容器健全性が維持されることを中央制御室にて確認する。）。
※5 ：１次冷却系減圧に伴い、ＬＯＣＡ事象同様アキュムレータが注水される。
※6 ：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上となれば、高圧再循環運転への切替えを実施する。
※7 ：いずれかの蒸気発生器の給水が確保されており、かつ蒸気発生器水位（狭域）計指示が 0%以上に回復。
※8 ：冷却材圧力（広域）計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側広域温度計指示が 177℃以下になれば、余熱除去系による炉心冷却が可能。
※9 ：余熱除去系での冷却が開始、又は蒸気発生器の水位回復後、冷却操作が開始されればフィードアンドブリードを停止する。
※10：１次冷却材温度 93℃以下、低温停止ほう素濃度。

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）

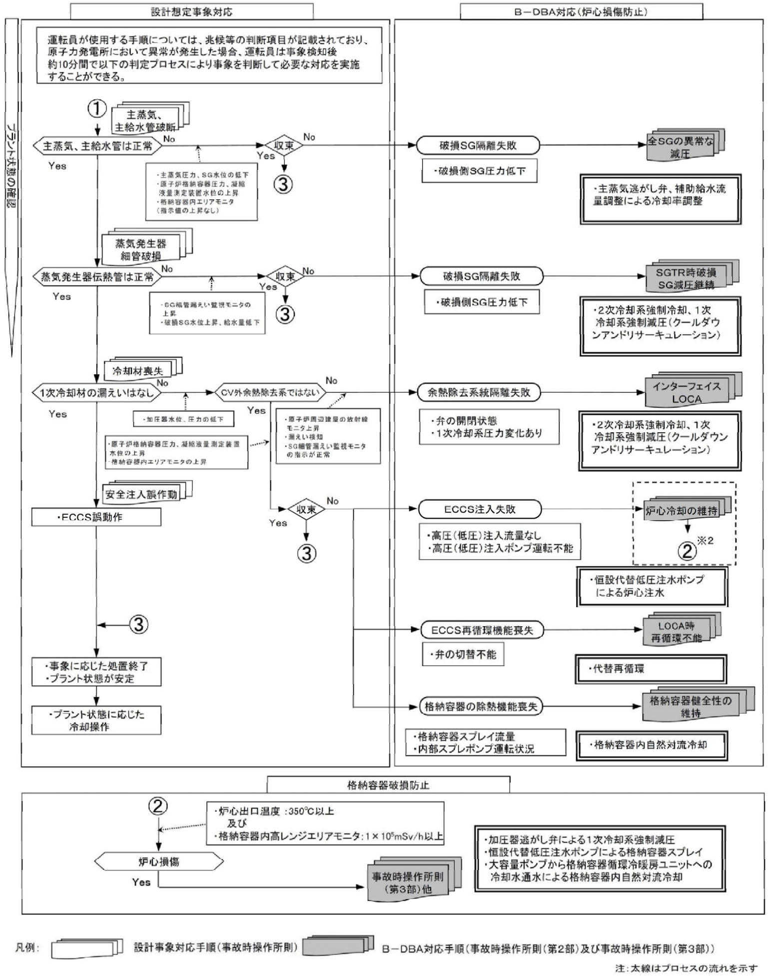
7.1.1-27

	保安規定		社内規定
	添付資料	表-20 (要員・時間)	
7	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」「原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認」 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信号の確認」 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水位 ・各非常用炉心冷却系流量 ・放射線モニタ 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。	－	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
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」 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再循環サンプに切替える。	－	事故時操作所則 第二部 「蒸気発生器除熱機能の維持」
9	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ブリード停止」 添付3　表-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 「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ブリード」 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ブリード運転を停止する。	－	
10	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ブリード停止」 添付3　表-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 「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ブリード」 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。	－	
11	添付3　表-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 「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ブリード」 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電動弁を閉止後、１次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。	－	
12	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。	－	事故時操作所則 「冷却材喪失(小破断)」



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)

表－１

事象ベース運転操作基準 １．原子炉トリップ
① 目　的 ・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 ・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。 ・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逃がし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

表－２

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。　6 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。

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。 7
- 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

表－３

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
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。
② 主な監視操作内容 【原子炉格納容器内での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。 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。 12 〔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再循環サンプに切替える。 8 ・非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプ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．格納容器再循環サンプ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再循環サンプ切替後に、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。

表－７

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
① 目　的 ・原子炉格納容器の健全性を確保する。
② 導入条件 ・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合
③ 主な監視操作内容 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。 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。 7 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再循環サンプに切替える。 ・原子炉格納容器スプレイ系の格納容器再循環サンプ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。

表－８

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　2 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、全交流動力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、主蒸気逃がし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。

表－１２

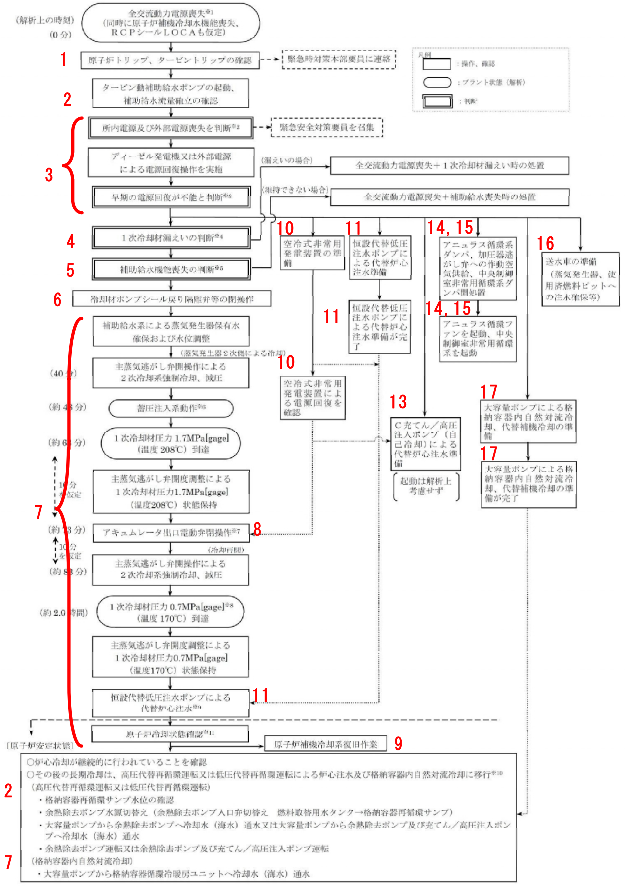
安全機能ベース運転操作基準 ３．蒸気発生器除熱機能の維持	
① 目　的 ・蒸気発生器２次側の保有水を回復し、蒸気放出経路を確保するための適切な運転操作を行い蒸気発生器除熱機能を維持する。	
② 導入条件 3 ・全蒸気発生器狭域水位が下端以下および補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の注水流量未満 ・いずれかの蒸気発生器圧力が主蒸気安全弁作動設定値圧力以上で上昇継続	④ 脱出条件 ・１次冷却材圧力が健全蒸気発生器圧力より低い場合 または ・余熱除去系による除熱ができる場合 または ・補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の注水流量以上、またはいずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上
③ 主な監視操作内容 蒸気発生器蒸気放出経路の確保 １．主蒸気逃がし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 １．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張り系により、蒸気発生器への注水を回復させる。 4 ・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 １．非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。 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。 5 １次冷却系のフィードアンドブリード停止 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。 9 ・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。 10 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。	

表－２

操作手順 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
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。
② 対応手段等 フロントライン系機能喪失時 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再循環サンプ水位を確認し、再循環切替可能水位となれば中央制御室で再循環運転に切り替える。 5 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電動弁を閉止後、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消防ポンプ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。 9 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電動弁を閉止後、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。 10, 11 (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 ２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水） (1) 送水車を用いたタービン動補助給水ポンプ への直接供給による蒸気発生器への注水

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」

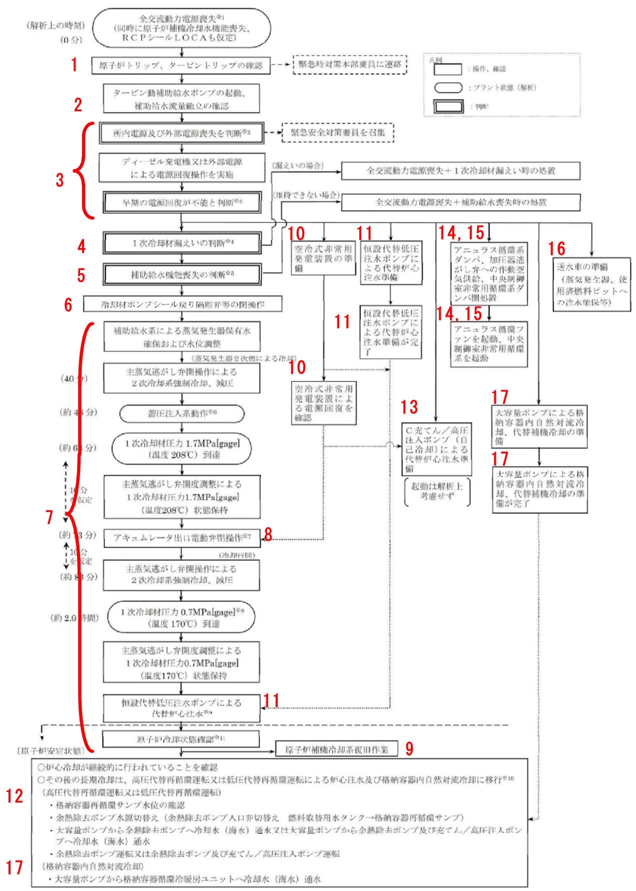
	保 安 規 定 添 付 資 料	表-20 (要員・時間)	社内規定
1	添付１　表-1　原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。	－	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
2	添付1　表-1　原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 蒸気発生器水位低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。	－	
3	添付1　表-8　全交流動力電源喪失 「導入条件」 「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零ボルト 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。	－	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次冷却系からの漏えいの有無の確認」 １次冷却材漏えいの有無を確認する。	－	
5	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。	－	
6	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次冷却材喪失事象が発生している場合　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機冷却水系の隔離を行う。 全交流動力電源喪失時、１次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能およびサーマルバリア冷却機能が喪失することにより、１次冷却材ポンプシール部から１次冷却材が漏えいするおそれがあるため、封水戻り第２隔離弁等を閉止する。	－	
7	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ウンダリを減圧するための手順等 「サポート系機能喪失時　主蒸気逃がし弁の機能回復（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ていれば、主蒸気逃がし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。	4人 26分	
8	添付1　表-8　全交流動力電源喪失 「アキュムレータ隔離」 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。	－	
9	添付1　表-9　原子炉補機冷却機能喪失 「原子炉補機冷却水系機能回復の場合　１次系冷却水ポンプ運転可能の場合」 健全ヘッダの１次系冷却水ポンプを起動する。	－	



※1：非常用直流系統は使用可能。
※2：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。
※3：中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合。
※4：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※5：すべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 以上。
※6：２次冷却系強制冷却による１次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注入が開始される。
※7：アキュムレータの N_2 ガス放出圧力（1.2MPa[gage]）に裕度 0.5MPa[gage]を加算した 1.7MPa[gage]にてアキュムレータ出口電動弁を閉操作する。閉操作に10分を仮定。
※8：２次冷却系強制冷却、減圧中に１次冷却材圧力が冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力に到達した時点で吹き止まる。
※9：実際の操作では、準備が完了し炉心注水が可能となれば、その段階で実施する。
また、加圧器水位が監視可能な範囲までは、30m³/h を上回る流量で注水し、その後は加圧器水位に応じて注水量を調整する。
※10：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%以下になれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示が 59%以上であることを確認し、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から低圧代替再循環運転又は高圧代替再循環運転へ切り替える。
※11：１次冷却材温度により冷却状態を確認する。

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）

7.1.2-48



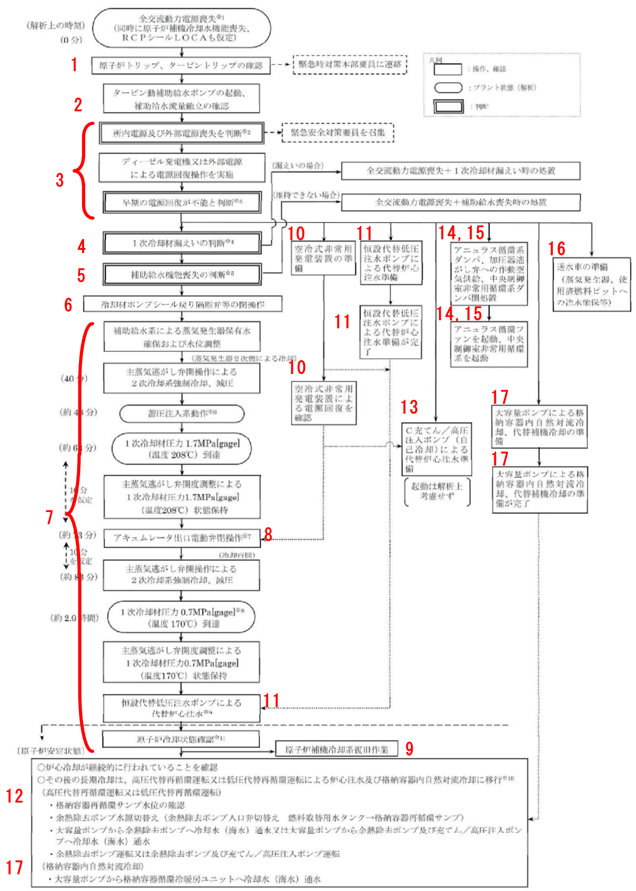
(格納容器内自然対流冷却)
・大容量ポンプから格納容器循環冷暖房ユニットへ冷却水（海水）通水

※1：非常用直流系統は使用可能。
※2：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。
※3：中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合。
※4：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※5：すべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 以上。
※6：２次冷却系強制冷却による１次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注入が開始される。
※7：アキュムレータの N_2 ガス放出圧力（1.2MPa[gage]）に裕度 0.5MPa[gage]を加算した 1.7MPa[gage]にてアキュムレータ出口電動弁を閉操作する。閉操作に10分を仮定。
※8：２次冷却系強制冷却、減圧中に１次冷却材圧力が冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力に到達した時点で吹き止まる。
※9：実際の操作では、準備が完了し炉心注水が可能となれば、その段階で実施する。
また、加圧器水位が監視可能な範囲までは、30m³/h を上回る流量で注水し、その後は加圧器水位に応じて注水量を調整する。
※10：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%以下になれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示が 59%以上であることを確認し、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から低圧代替再循環運転又は高圧代替再循環運転へ切り替える。
※11：１次冷却材温度により冷却状態を確認する。

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）

7.1.2-48

保安規定			社内規定
	添付資料	表-20 (要員・時間)	
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 19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　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、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。	2人 30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])」
12	添付1　表-8　全交流動力電源喪失 「再循環運転」 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　サポート系機能喪失時　代替再循環運転」 格納容器再循環サンプ水位が、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。	－	
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-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 「溶融炉心の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、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。	7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])」 ＳＡ所達
14	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電源が喪失した場合は、Bアニュラス循環系のダンパに窒素ボンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）から代替制御用空気を供給し系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Bアニュラス循環ファンを運転する。	2人 30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])」



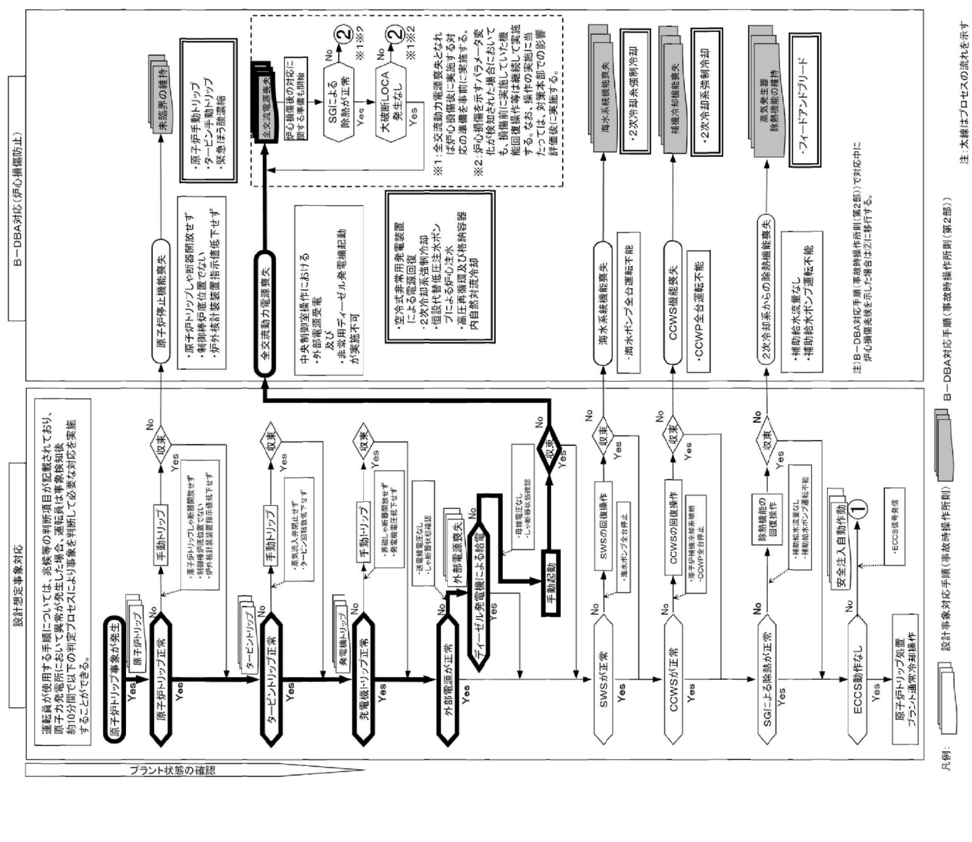
○炉心冷却が継続的に行われていることを確認
○その後の長期冷却は、高圧代替再循環運転又は低圧代替再循環運転によるが心注水及び格納容器内自然対流冷却に移行※10
（高圧代替再循環運転又は低圧代替再循環運転）
・格納容器再循環サンプ水位の確認
・余熱除去ポンプ水源切替え（余熱除去ポンプ入口弁切替え　燃料取替用水タンク→格納容器再循環サンプ）
・大容量ポンプから余熱除去ポンプへ冷却水（海水）通水又は大容量ポンプから余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプへ冷却水（海水）通水
・余熱除去ポンプ運転又は余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプ運転
（格納容器内自然対流冷却）
・大容量ポンプから格納容器循環冷暖房ユニットへ冷却水（海水）通水

※1：非常用直流系統は使用可能。
※2：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。
※3：中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合。
※4：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※5：すべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 以上。
※6：２次冷却系強制冷却による１次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注入が開始される。
※7：アキュムレータの N_2 ガス放出圧力（1.2MPa[gage]）に裕度 0.5MPa[gage]を加算した 1.7MPa[gage]にてアキュムレータ出口電動弁を閉操作する。閉操作に10分を仮定。
※8：２次冷却系強制冷却、減圧中に１次冷却材圧力が冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力に到達した時点で吹き止まる。
※9：実際の操作では、準備が完了し炉心注水が可能となれば、その段階で実施する。
また、加圧器水位が監視可能な範囲までは、30m³/h を上回る流量で注水し、その後は加圧器水位に応じて注水量を調整する。
※10：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%以下になれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示が 59%以上であることを確認し、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から低圧代替再循環運転又は高圧代替再循環運転へ切り替える。
※11：１次冷却材温度により冷却状態を確認する。

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）

7.1.2-48

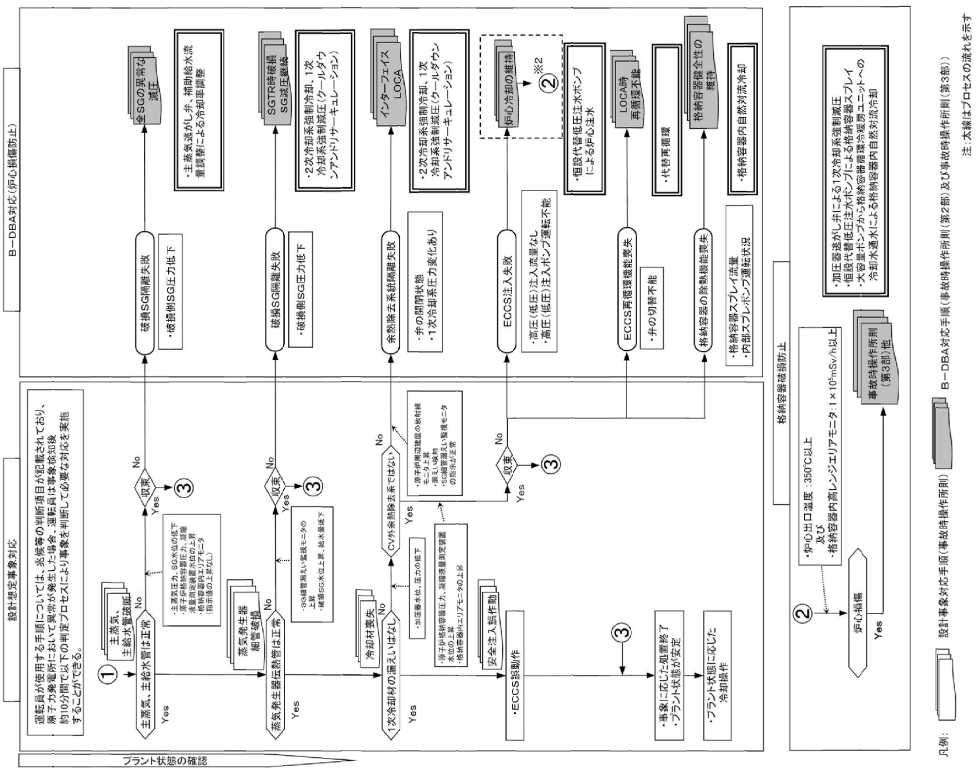
保安規定			社内規定
	添付資料	表-20（要員・時間）	
15	添付1　表-8　全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3　表-16　中央制御室の居住性に関する手順等 「居住性の確保」 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気設備を運転する。	3人 70分	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失(原子炉運転モード1,2,3,4 [余熱除去運転中以外])」 ＳＡ所達
16	添付1　表-8　全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	－	
17	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-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」 添付3　表-6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 「サポート系機能喪失時　格納容器内自然対流冷却」 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。	13人 6時間	



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)

7.1.2-46



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)

7.1.2-47

表－１

事象ベース運転操作基準
１．原子炉トリップ

① 目　的
・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
・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。
 ・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
1
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。 1

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逃がし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。 2
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。

表－８

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 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。　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、全交流動力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, 13 14, 15 16, 17 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、主蒸気逃がし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

表−8

所内直流電源の確保

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。

１次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離

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。 6

アキュムレータ隔離

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。 8

代替炉心注水

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。 11

再循環運転

1．格納容器再循環サンプ水位が、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。 12

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

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。

表−9

代替炉心注水

１．１次冷却材圧力が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。

原子炉補機冷却水系機能回復の確認

１．健全ヘッダ側の１次系冷却水タンクに水位が確認されれば、【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】へ移行する。
・原子炉補機冷却水系機能が回復していなければ大容量ポンプからの海水供給による再循環運転へ移行する。

２．【海水冷却機能喪失の場合】は海水冷却機能回復の確認へ移行する。

再循環運転

１．格納容器再循環サンプ水位が、再循環可能水位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。

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

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。

【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】

１次系冷却水ポンプ運転可能の場合

１．健全ヘッダの１次系冷却水ポンプを起動する。 9

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および空調用冷水の通水を停止する。

３．充てん系ポンプによる充てん、封水注入を再開する。

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。

５．モード５（低温停止）に移行する。

【海水冷却機能喪失の場合】

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。

〔安全系補機の冷却水制限温度未満の場合〕

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。

表－3

れば、空冷式非常用発電装置からの給電によりタービン動補助給水ポンプ補助油ポンプを起動し、タービン動補助給水ポンプを起動する。

なお、タービン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、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

ａ．手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時おいて、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、タービン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

(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。

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

２．主蒸気逃がし弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））

(1) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復

当直課長は、主蒸気逃がし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逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器２次側による炉心冷却により１次冷却系の減圧を行う。 7

ａ．手順着手の判断基準

主蒸気逃がし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

３．加圧器逃がし弁の機能回復

(1) 窒素ボンベ（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、窒素ボンベ（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。

ａ．手順着手の判断基準

表−4

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、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。

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等の水位が確保されている場合

11

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

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

(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

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。

ａ．手順着手の判断基準

Ａ、Ｂ内部スプレポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水がＡ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) 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

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、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。

(a) 手順着手の判断基準

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

12

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内を冷却する。 12

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

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

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

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、１次冷却材ポンプ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、１次冷却材ポンプ 6

表−4

シール部から１次冷却材が漏えいするおそれがあるため、封水戻り第２隔離弁等を閉止する。

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。 6

(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、準備時間の短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Ａ、Ｂ内部スプレポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ−ＣＳＳ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、格納容器再循環サンプ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。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。

表－５

操作手順 ５．最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
① 方針目的 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。
② 対応手段等 フロントライン系機能喪失時 １．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水） (1) 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 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。 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、原子炉補機冷却水の通水を、１次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、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 ２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出） (1) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復 当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし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 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、１次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、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 ３．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、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

17

表−5

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

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、原子炉補機冷却海水の通水を、１次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合

17

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／ 高圧注入ポンプおよび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１次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、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) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし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、主蒸気逃がし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逃がし弁を操作できないことを主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

３．格納容器内自然対流冷却

表−6

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（131kPa〔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（261kPa〔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（131kPa〔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Ａ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（261kPa〔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Ａ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。 17

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

表−8

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、溶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を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、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。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。 13

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等の水位が確保されている場合

溶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、溶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る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Ａ、Ｂ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。

表－１０

操作手順 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
① 方針目的 　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。
② 対応手段等 水素排出 １．アニュラス空気再循環設備による水素排出 　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、アニュラス内圧力の低下にて確認する。 　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、Ｂアニュラス循環系のダンパに窒素ボンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）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、Ｂアニュラス循環ファンを運転する。 14 (1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合 ａ．手順着手の判断基準 非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合 (2) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合 ａ．手順着手の判断基準 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合 14
水素濃度監視 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 　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。 　当直課長は、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。 (1) 手順着手の判断基準 　炉心出口温度が 350 ℃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

表－１４

操作手順
１４．電源の確保に関する手順等

① 方針目的

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。

② 対応手段等

代替電源（交流）の給電

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。

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 10

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。

(1) 手順着手の判断基準

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

２．電源車による代替電源（交流）からの受電

発電所対策本部は、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。

(1) 手順着手の判断基準

号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３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等にて確認できない場合

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

代替電源（交流）による給電手順の優先順位は、空冷式非常用発電装置、電源車の順で使用する。

代替電源（直流）による給電

１．蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ給電する。あわせて、全交流動力電源喪失発生後１時間を目安に中央制御室で不要直流負荷の切り離しを行う。

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合、計器用電源（無停電電源装置）の負荷である運転コンソールを復旧する。

(1) 手順着手の判断基準

表－１６

操作手順
１６．中央制御室の居住性に関する手順等

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。

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。

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。 15

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。

(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隔離信号の発信を確認した場合

(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。 15

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（１／８）

<table>
<tr><th>操作手順No.</th><th>対応手段</th><th>要員</th><th>要員数</th><th>想定時間</th><th></th></tr>
<tr><td>１</td><td>（成立性が要求される対応手段なし）</td><td>－</td><td>－</td><td>－</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="3">２</td><td>送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水</td><td colspan="3">No.１３にて整備する。</td><td></td></tr>
<tr><td>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</td><td>運転員等
（中央制御室、現場）</td><td>3</td><td>28 分</td><td></td></tr>
<tr><td>主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復</td><td colspan="3">No.３にて整備する。</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="5">３</td><td>送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水</td><td colspan="3">No.１３にて整備する。</td><td></td></tr>
<tr><td>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</td><td colspan="3">No.２にて整備する。</td><td></td></tr>
<tr><td>主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復※１</td><td>運転員等
（中央制御室、現場）</td><td>4</td><td>26 分</td><td>7</td></tr>
<tr><td>窒素ボンベ（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</td><td>運転員等
（中央制御室、現場）</td><td>3</td><td>36 分</td><td></td></tr>
<tr><td>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</td><td>運転員等
（中央制御室、現場）</td><td>3</td><td>36 分</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="2">４</td><td>Ａ、Ｂ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</td><td>運転員等
（中央制御室、現場）</td><td>2</td><td>19 分</td><td></td></tr>
<tr><td>恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※１</td><td>運転員等
（中央制御室、現場）</td><td>2</td><td>30 分</td><td>11</td></tr>
</table>

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（２／８）

操作手順No.	対応手段		要員	要員数	想定時間	
4	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	8.5 時間	
			緊急安全対策要員	18		
	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	13
			緊急安全対策要員	3		
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出		No.３にて整備する。（主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復と同様）			
	アキュムレータによる炉心注水※1		運転員等（中央制御室、現場）	2	30 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	タンクローリー（EL 5.5m 燃料油取出口を使用）※1	緊急安全対策要員	2	2.3 時間	
		タンクローリーおよび燃料油移送ポンプ使用時（EL 32.0m 燃料油取出口を使用）	緊急安全対策要員	4	3.1 時間	
	送水車への燃料補給※1		緊急安全対策要員	2	75 分	
5	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復		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	6 時間	
			緊急安全対策要員	10		

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（３／８）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
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。			
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	90 分	
		緊急安全対策要員	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	6 時間	17
		緊急安全対策要員	10		
８	Ａ、Ｂ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）	4	50 分	

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（４／８）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
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	30 分	14
	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	運転員等 （中央制御室）	1	50 分	
		緊急安全対策要員	1		
１１	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.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）			
	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	
１２	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	6	4 時間	
	送水車およびスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	5	2 時間	
	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：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（６／８）

<table>
<tr><th>操作手順No.</th><th colspan="2">対応手段</th><th>要員</th><th>要員数</th><th>想定時間</th></tr>
<tr><td rowspan="12">１４</td><td colspan="2">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</td><td>運転員等（中央制御室、現場）</td><td>4</td><td>19分</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">電源車による代替電源（交流）からの給電</td><td>運転員等（中央制御室、現場）</td><td>3</td><td rowspan="2">2.8時間</td></tr>
<tr><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td></tr>
<tr><td rowspan="2">蓄電池（安全防護系用）による代替電源(直流)からの給電※1</td><td>不要直流負荷切離し</td><td>運転員等（中央制御室）</td><td>1</td><td>10分</td></tr>
<tr><td>運転コンソール復旧</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>40分</td></tr>
<tr><td rowspan="2">可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電</td><td>可搬式整流器接続</td><td>運転員等（現場）</td><td>1</td><td>2.2時間</td></tr>
<tr><td>運転コンソール復旧</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>40分</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">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）</td><td>運転員等（中央制御室、現場）</td><td>2</td><td rowspan="2">3.8時間</td></tr>
<tr><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td></tr>
<tr><td colspan="2">可搬式オイルポンプによる空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給※1</td><td>緊急安全対策要員</td><td>4</td><td>2時間</td></tr>
<tr><td rowspan="2">タンクローリーによる電源車等への燃料(重油)補給</td><td>EL 5.5m燃料油取出口を使用時</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>2.3時間</td></tr>
<tr><td>EL 32.0m燃料油取出口を使用時</td><td>緊急安全対策要員</td><td>4</td><td>3.1時間</td></tr>
<tr><td>１５</td><td colspan="2">可搬型計測器によるパラメータ計測または監視※1</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>30分</td></tr>
<tr><td rowspan="3">１６</td><td colspan="2" rowspan="2">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</td><td>運転員等（中央制御室）</td><td>1</td><td rowspan="2">70分</td></tr>
<tr><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td></tr>
<tr><td colspan="2">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常設直流電源が喪失した場合）※1</td><td colspan="3">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）</td></tr>
</table>

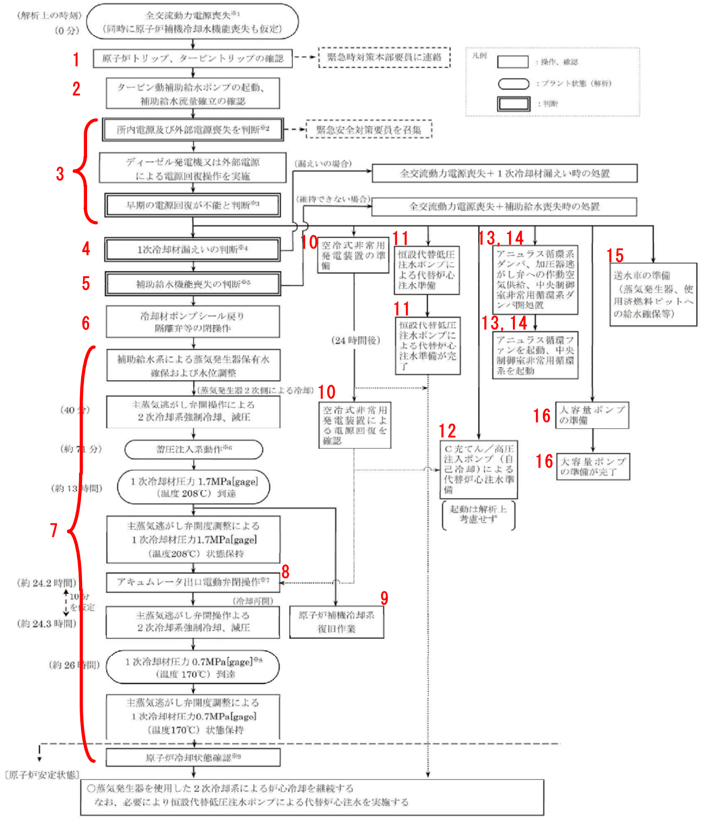
10

15

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

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」

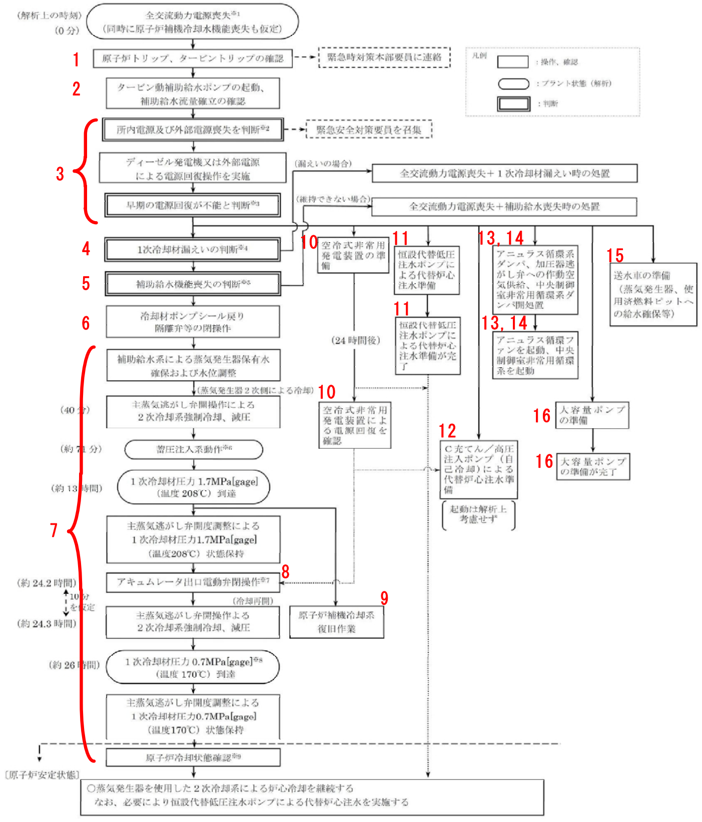
	保安規定		社内規定
	添付資料	表-20 （要員・時間）	
1	添付１　表-1　原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。	−	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
2	添付１　表-1　原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 蒸気発生器水位低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。	−	
3	添付１　表-8　全交流動力電源喪失 「導入条件」 「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零ボルト 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。	−	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次冷却系からの漏えいの有無の確認」 １次冷却材漏えいの有無を確認する。	−	
5	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。	−	
6	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次冷却材喪失事象が発生している場合　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機冷却水系の隔離を行う。 全交流動力電源喪失時、１次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能およびサーマルバリア冷却機能が喪失することにより、１次冷却材ポンプシール部から１次冷却材が漏えいするおそれがあるため、封水戻り第２隔離弁等を閉止する。	−	
7	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ウンダリを減圧するための手順等 「サポート系機能喪失時　主蒸気逃がし弁の機能回復（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ていれば、主蒸気逃がし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。	4人 26分	
8	添付１　表-8　全交流動力電源喪失 「アキュムレータ隔離」 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。	−	



※1 ：非常用直流系統は使用可能。
※2 ：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。
※3 ：中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合。
※4 ：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※5 ：すべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 以上。
※6 ：２次冷却系強制冷却による１次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水が開始される。
※7 ：アキュムレータの N_2 ガス放出圧力（1.2MPa[gage]）に裕度 0.5MPa[gage]を加算した 1.7MPa[gage]にてアキュムレータ出口電動弁を閉操作する。閉操作に 10 分を仮定。
※8 ：２次冷却系強制冷却、減圧中に１次冷却材圧力が冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力に到達した時点で吹き止まる。
※9 ：１次冷却材温度により冷却状態を確認する。

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＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展）

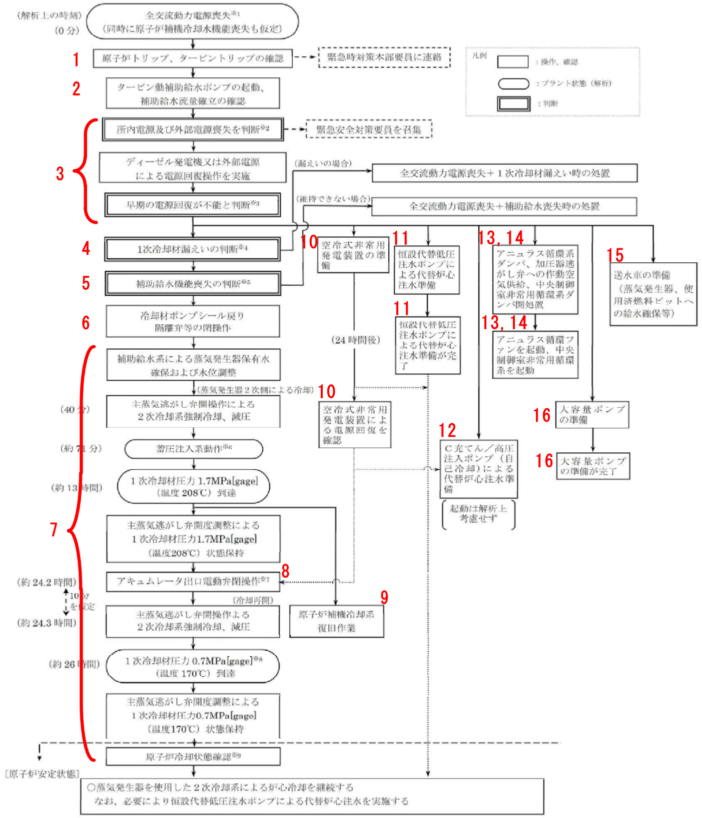
7.1.2-49



※1 ：非常用直流系統は使用可能。
※2 ：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。
※3 ：中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合。
※4 ：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※5 ：すべての補助給水流量計指示の合計が $75m^3/h$ 以上。
※6 ：２次冷却系強制冷却による１次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水が開始される。
※7 ：アキュムレータの N_2 ガス放出圧力（1.2MPa[gage]）に裕度 0.5MPa[gage]を加算した 1.7MPa[gage]にてアキュムレータ出口電動弁を閉操作する。
閉操作に 10 分を仮定。
※8 ：２次冷却系強制冷却、減圧中に１次冷却材圧力が冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力に到達した時点で吹き止まる。
※9 ：１次冷却材温度により冷却状態を確認する。

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）

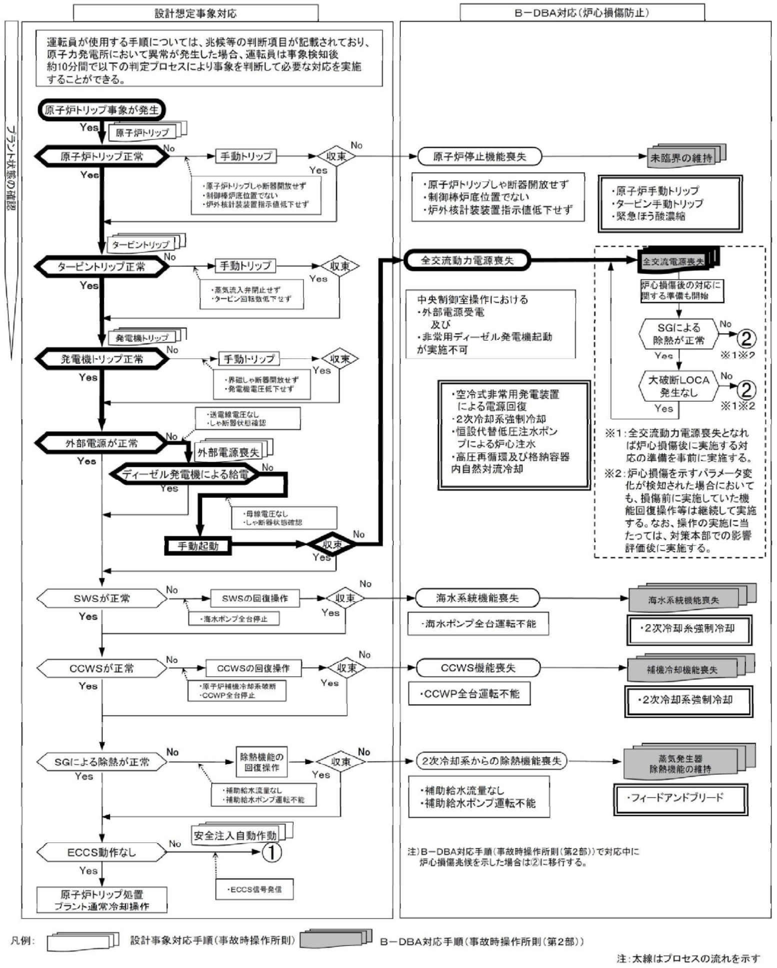
	保安規定		社内規定
	添付資料	表-20（要員・時間）	
9	添付1　表-9　原子炉補機冷却機能喪失 「原子炉補機冷却水系機能回復の場合　１次系冷却水ポンプ運転可能の場合」 健全ヘッダの１次系冷却水ポンプを起動する。	－	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4 [余熱除 去運転中以外])」
10	添付1　表-8　全交流動力電源喪失 「代替電源からの受電」 添付3　表-14　電源の確保に関する手順等 「代替電源（交流）の給電」 全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合、空冷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 19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　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、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。	2人 30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の溶融炉心を冷却するための手順等 「溶融炉心の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、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。	7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])」 ＳＡ所達
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電源が喪失した場合は、Ｂアニュラス循環系のダンパに窒素ボンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）から代替制御用空気を供給し系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Ｂアニュラス循環ファンを運転する。	2人 30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])」



※1 ：非常用直流系統は使用可能。
※2 ：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。
※3 ：中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合。
※4 ：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※5 ：すべての補助給水流量計指示の合計が $75m^3/h$ 以上。
※6 ：2次冷却系強制冷却による1次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水が開始される。
※7 ：アキュムレータの N_2 ガス放出圧力（1.2MPa[gage]）に裕度 0.5MPa[gage]を加算した 1.7MPa[gage]にてアキュムレータ出口電動弁を閉操作する。
閉操作に 10 分を仮定。
※8 ：2次冷却系強制冷却、減圧中に1次冷却材圧力が冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力に到達した時点で吹き止まる。
※9 ：1次冷却材温度により冷却状態を確認する。

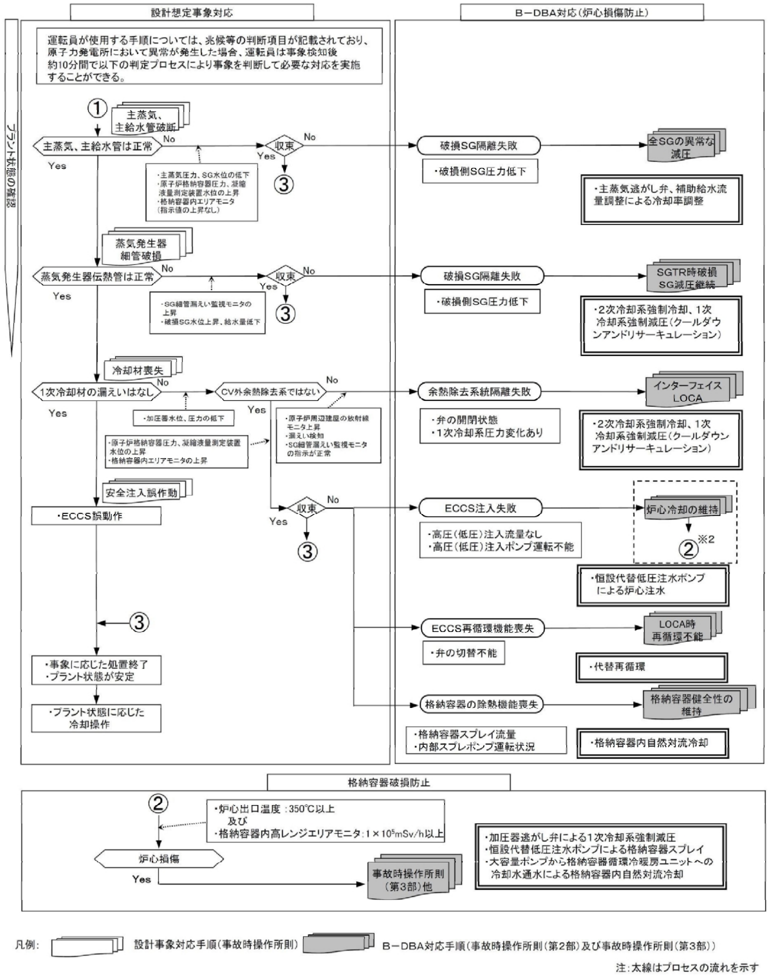
第 7.1.2.4 図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展）

保安規定				社内規定
	添付資料		表-20 （要員・時間）	
14	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-16　中央制御室の居住性に関する手順等 「居住性の確保」 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。		3人 70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])」 ＳＡ所達
15	添付1　表-8　全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。		－	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])」 ＳＡ所達
16	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-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。		13人 6時間	



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)



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)

7.1.2-46

7.1.2-47

表－１

事象ベース運転操作基準
１．原子炉トリップ

① 目　的
・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
・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。
・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

1

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。 1

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逃がし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。 2
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。

表－８

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 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。　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、全交流動力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、主蒸気逃がし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

表−8

所内直流電源の確保

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。

１次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離

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。 6

アキュムレータ隔離

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。 8

代替炉心注水

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。 11

再循環運転

1．格納容器再循環サンプ水位が、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。

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

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。

表-9

代替炉心注水

1．１次冷却材圧力が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。

原子炉補機冷却水系機能回復の確認

1．健全ヘッダ側の１次系冷却水タンクに水位が確認されれば、【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】へ移行する。

・原子炉補機冷却水系機能が回復していなければ大容量ポンプからの海水供給による再循環運転へ移行する。

2．【海水冷却機能喪失の場合】は海水冷却機能回復の確認へ移行する。

再循環運転

1．格納容器再循環サンプ水位が、再循環可能水位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。

原子炉格納容器内自然対流冷却の開始

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。

【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】

１次系冷却水ポンプ運転可能の場合

1．健全ヘッダの１次系冷却水ポンプを起動する。 9

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および空調用冷水の通水を停止する。

3．充てん系ポンプによる充てん、封水注入を再開する。

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。

5．モード５（低温停止）に移行する。

【海水冷却機能喪失の場合】

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。

〔安全系補機の冷却水制限温度未満の場合〕

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。

表-3

れば、空冷式非常用発電装置からの給電によりタービン動補助給水ポンプ補助油ポンプを起動し、タービン動補助給水ポンプを起動する。

なお、タービン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、余熱除去系または使用可能であれば多様性拡張設備である消防ポンプを用いた蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

ａ．手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時おいて、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、タービン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

(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。

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

２．主蒸気逃がし弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））

(1) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復

当直課長は、主蒸気逃がし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逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器２次側による炉心冷却により１次冷却系の減圧を行う。 7

ａ．手順着手の判断基準

主蒸気逃がし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

３．加圧器逃がし弁の機能回復

(1) 窒素ボンベ（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、窒素ボンベ（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。

ａ．手順着手の判断基準

表−4

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、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。

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等の水位が確保されている場合

11

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

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

(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

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。

ａ．手順着手の判断基準

Ａ、Ｂ内部スプレポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ−ＣＳＳ連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水がＡ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) 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

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、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。

(a) 手順着手の判断基準

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

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、Ｂ余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合

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

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

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、１次冷却材ポンプ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、１次冷却材ポンプ 6

表-4

シール部から１次冷却材が漏えいするおそれがあるため、封水戻り第２隔離弁等を閉止する。

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。 6

(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、準備時間の短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Ａ、Ｂ内部スプレポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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、格納容器再循環サンプ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。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。

表－５

操作手順 ５．最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
① 方針目的 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。
② 対応手段等 フロントライン系機能喪失時 １．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水） (1) 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 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。 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、原子炉補機冷却水の通水を、１次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、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 ２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出） (1) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復 当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし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 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、１次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、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 ３．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、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

16

表-5

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

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、原子炉補機冷却海水の通水を、１次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合

16

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／高圧注入ポンプおよび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１次系冷却水クーラ出口ヘッダ流量等にて確認できない場合に、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) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし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、主蒸気逃がし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逃がし弁を操作できないことを主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

３．格納容器内自然対流冷却

表−8

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、溶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を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、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。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。 12

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等の水位が確保されている場合

溶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、溶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る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Ａ、Ｂ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。

表－１０

操作手順 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
① 方針目的 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。
② 対応手段等 水素排出 １．アニュラス空気再循環設備による水素排出 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、アニュラス内圧力の低下にて確認する。 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、Ｂアニュラス循環系のダンパに窒素ボンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）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、Ｂアニュラス循環ファンを運転する。 13 (1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合 ａ．手順着手の判断基準 非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合 (2) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合 ａ．手順着手の判断基準 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合 13
水素濃度監視 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 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。 当直課長は、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。 (1) 手順着手の判断基準 炉心出口温度が 350 ℃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

表－１４

操作手順
１４．電源の確保に関する手順等

① 方針目的

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。

② 対応手段等

代替電源（交流）の給電

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。

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

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。

(1) 手順着手の判断基準

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

10

２．電源車による代替電源（交流）からの受電

発電所対策本部は、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。

(1) 手順着手の判断基準

号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３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等にて確認できない場合

（配慮すべき事項）

○ 優先順位

代替電源（交流）による給電手順の優先順位は、空冷式非常用発電装置、電源車の順で使用する。

代替電源（直流）による給電

１．蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電

当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ給電する。あわせて、全交流動力電源喪失発生後１時間を目安に中央制御室で不要直流負荷の切り離しを行う。

また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合、計器用電源（無停電電源装置）の負荷である運転コンソールを復旧する。

(1) 手順着手の判断基準

表－１６

操作手順 １６．中央制御室の居住性に関する手順等
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。
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。 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。 14 (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隔離信号の発信を確認した場合
(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。 14

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（１／８）

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	送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	No.１３にて整備する。			
	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	28 分	
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	No.３にて整備する。			
3	送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	No.１３にて整備する。			
	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。			
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復※1	運転員等（中央制御室、現場）	4	26 分	7
	窒素ボンベ（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	36 分	
4	Ａ、Ｂ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	19 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	30 分	11

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（２／８）

<table>
<tr><th>操作手順No.</th><th colspan="2">対応手段</th><th>要員</th><th>要員数</th><th>想定時間</th><th></th></tr>
<tr><td rowspan="10">４</td><td colspan="2" rowspan="2">可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</td><td>運転員等（中央制御室、現場）</td><td>2</td><td rowspan="2">8.5 時間</td><td rowspan="2"></td></tr>
<tr><td>緊急安全対策要員</td><td>18</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="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※1</td><td>運転員等（中央制御室、現場）</td><td>4</td><td rowspan="2">90 分</td><td rowspan="2">12</td></tr>
<tr><td>緊急安全対策要員</td><td>3</td></tr>
<tr><td colspan="2">主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出</td><td colspan="3">No.３にて整備する。（主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復と同様）</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">アキュムレータによる炉心注水※1</td><td>運転員等（中央制御室、現場）</td><td>2</td><td>30 分</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>2.3 時間</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="2">大容量ポンプへの燃料補給</td><td>タンクローリー（EL 5.5m 燃料油取出口を使用）※1</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>2.3 時間</td><td></td></tr>
<tr><td>タンクローリーおよび燃料油移送ポンプ使用時（EL 32.0m 燃料油取出口を使用）</td><td>緊急安全対策要員</td><td>4</td><td>3.1 時間</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">送水車への燃料補給※1</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>75 分</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="4">５</td><td colspan="2">主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復</td><td colspan="3">No.３にて整備する。</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="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</td><td colspan="3">No.７にて整備する。</td><td>16</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水※1</td><td>運転員等（中央制御室、現場）</td><td>3</td><td rowspan="2">6 時間</td><td rowspan="2"></td></tr>
<tr><td>緊急安全対策要員</td><td>10</td></tr>
</table>

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（３／８）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
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。			
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	90分	
		緊急安全対策要員	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	6時間	16
		緊急安全対策要員	10		
８	Ａ、Ｂ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）	4	50分	

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（４／８）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
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	30 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	運転員等 （中央制御室）	1	50 分
		緊急安全対策要員	1	
１１	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.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）		
	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
１２	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	6	4 時間
	送水車およびスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	5	2 時間
	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

13

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

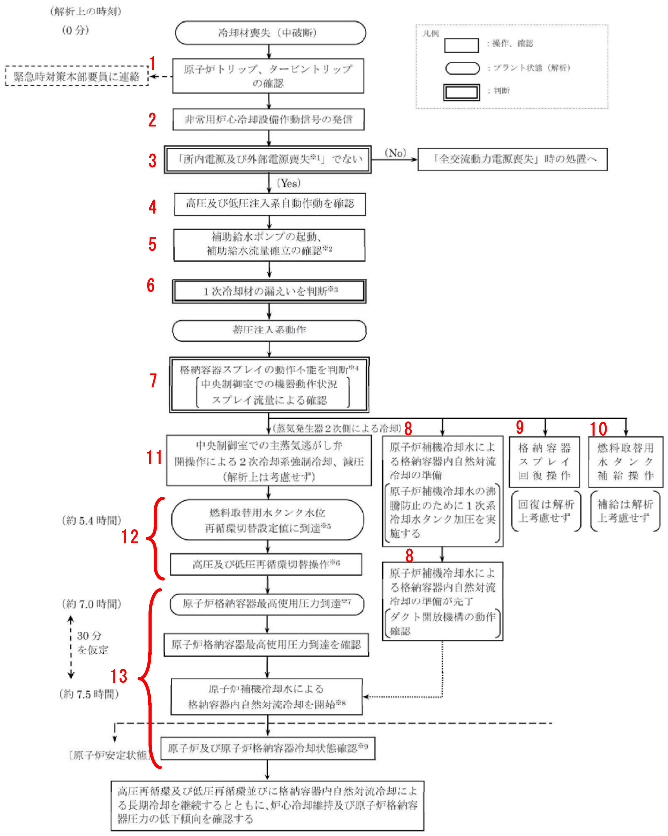
表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（６／８）

<table>
<tr><th>操作手順No.</th><th colspan="2">対応手段</th><th>要員</th><th>要員数</th><th>想定時間</th><th></th></tr>
<tr><td rowspan="12">１４</td><td colspan="2">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</td><td>運転員等
（中央制御室、現場）</td><td>4</td><td>19分</td><td>10</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">電源車による代替電源（交流）からの給電</td><td>運転員等
（中央制御室、現場）</td><td>3</td><td rowspan="2">2.8時間</td><td rowspan="2"></td></tr>
<tr><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td></tr>
<tr><td rowspan="2">蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電※1</td><td>不要直流負荷切離し</td><td>運転員等
（中央制御室）</td><td>1</td><td>10分</td><td></td></tr>
<tr><td>運転コンソール復旧</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>40分</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="2">可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電</td><td>可搬式整流器接続</td><td>運転員等（現場）</td><td>1</td><td>2.2時間</td><td></td></tr>
<tr><td>運転コンソール復旧</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>40分</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">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）</td><td>運転員等
（中央制御室、現場）</td><td>2</td><td rowspan="2">3.8時間</td><td rowspan="2"></td></tr>
<tr><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td></tr>
<tr><td colspan="2">可搬式オイルポンプによる空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給※1</td><td>緊急安全対策要員</td><td>4</td><td>2時間</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="2">タンクローリーによる電源車等への燃料（重油）補給</td><td>EL 5.5m燃料油取出口を使用時</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>2.3時間</td><td></td></tr>
<tr><td>EL 32.0m燃料油取出口を使用時</td><td>緊急安全対策要員</td><td>4</td><td>3.1時間</td><td></td></tr>
<tr><td>１５</td><td colspan="2">可搬型計測器によるパラメータ計測または監視※1</td><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td><td>30分</td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="3">１６</td><td colspan="2" rowspan="2">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</td><td>運転員等
（中央制御室）</td><td>1</td><td rowspan="2">70分</td><td rowspan="2">14</td></tr>
<tr><td>緊急安全対策要員</td><td>2</td></tr>
<tr><td colspan="2">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常設直流電源が喪失した場合）※1</td><td colspan="3">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）</td><td></td></tr>
</table>

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

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」

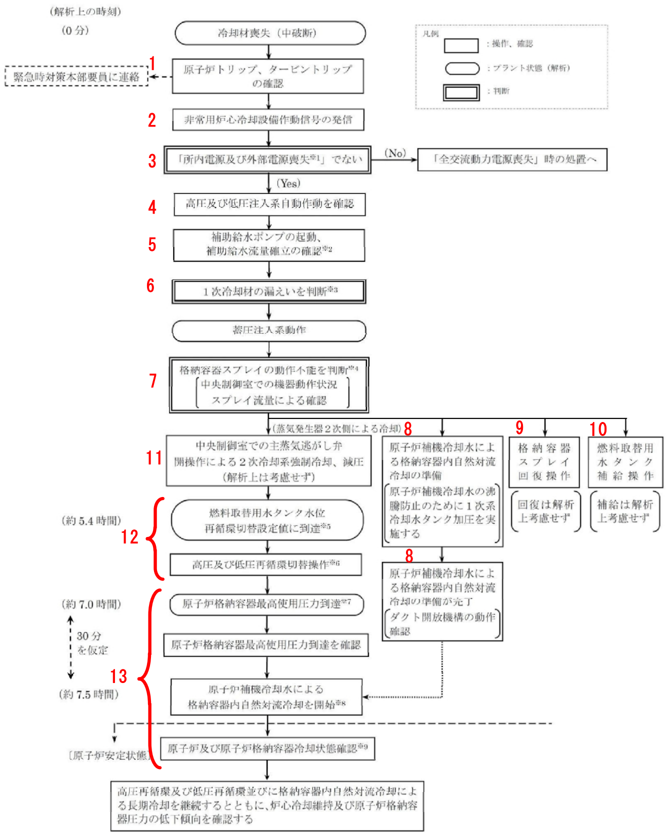
保安規定			社内規定
	添付資料	表-20 (要員・時間)	
1	添付１　表-1　原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。	－	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
2	添付1　表-2　非常用炉心冷却系作動 「非常用炉心冷却系警報の確認」「非常用炉心冷却系作動信号の確認」 非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。 非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。	－	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
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	－	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-2　非常用炉心冷却系作動 「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」
5	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」
6	添付1　表-2　非常用炉心冷却系作動 「事象判別」 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水位の上昇	－	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
7	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動	－	事故時操作所則 第二部 「格納容器健全性の維持」
8	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、原子炉補機冷却系の沸騰を防止するため、１次系冷却水タンクを窒素ボンベ（１次系冷却水タンク加圧用）により加圧する。	4人 90分	
9	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。	－	



※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 ：すべての補助給水流量計指示の合計が $75m^3/h$ 以上。
※3 ：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※4 ：格納容器圧力計指示が 115.2kPa[gage]以上及び格納容器スプレイ不作動。
※5 ：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%以下になれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上であることを確認し、再循環切替を実施する。
※6 ：機器動作状況、注水流量により高圧再循環及び低圧再循環成功を確認並びに格納容器スプレイ再循環動作不能を確認。
※7 ：原子炉格納容器圧力 261kPa[gage]
※8 ：１台の格納容器循環冷暖房ユニットへ原子炉補機冷却水を通水する。
なお、準備が完了すれば、その段階で実施する。
格納容器内自然対流冷却開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入れ替えが完了すれば主蒸気逃がし弁を閉操作する。
※9 ：状態確認は低温停止ほう素濃度確認（必要により濃縮）及び１次冷却材温度 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 7.1.4.3 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）

7.1.4-27

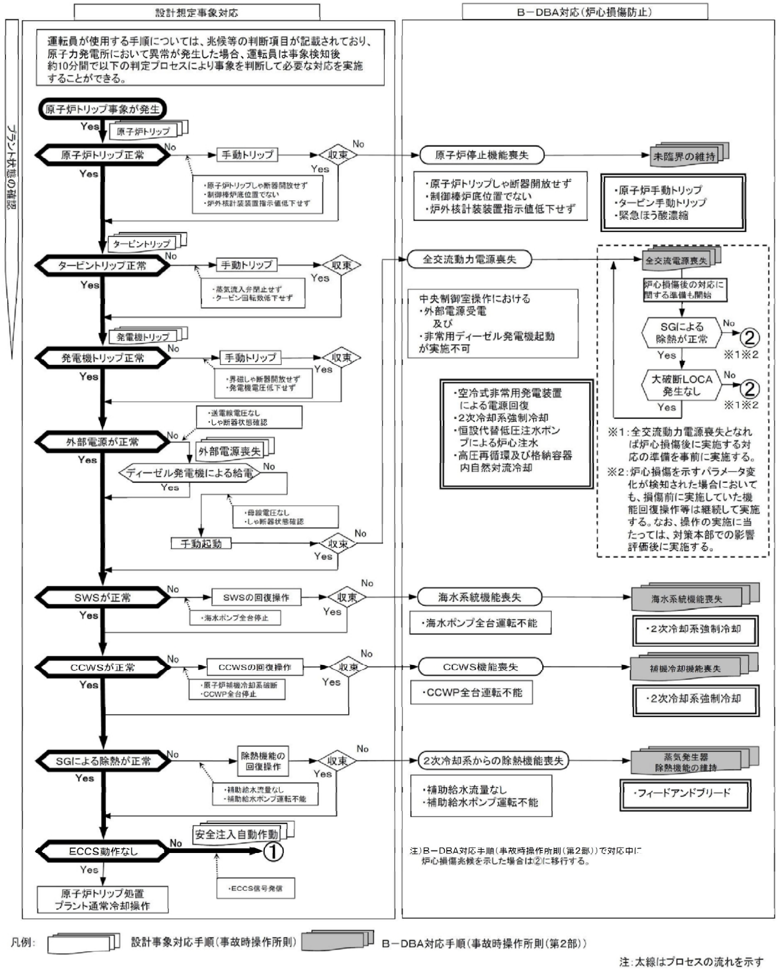


※1 ：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
※2 ：すべての補助給水流量計指示の合計が $75m^3/h$ 以上。
※3 ：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※4 ：格納容器圧力計指示が 115.2kPa[gage]以上及び格納容器スプレイ不作動。
※5 ：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%以下になれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上であることを確認し、再循環切替を実施する。
※6 ：機器動作状況、注水流量により高圧再循環及び低圧再循環成功を確認並びに格納容器スプレイ再循環動作不能を確認。
※7 ：原子炉格納容器圧力 261kPa[gage]
※8 ：1台の格納容器循環冷暖房ユニットへ原子炉補機冷却水を通水する。
なお、準備が完了すれば、その段階で実施する。
格納容器内自然対流冷却開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入れ替えが完了すれば主蒸気逃がし弁を閉操作する。
※9 ：状態確認は低温停止ほう素濃度確認（必要により濃縮）及び1次冷却材温度 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。

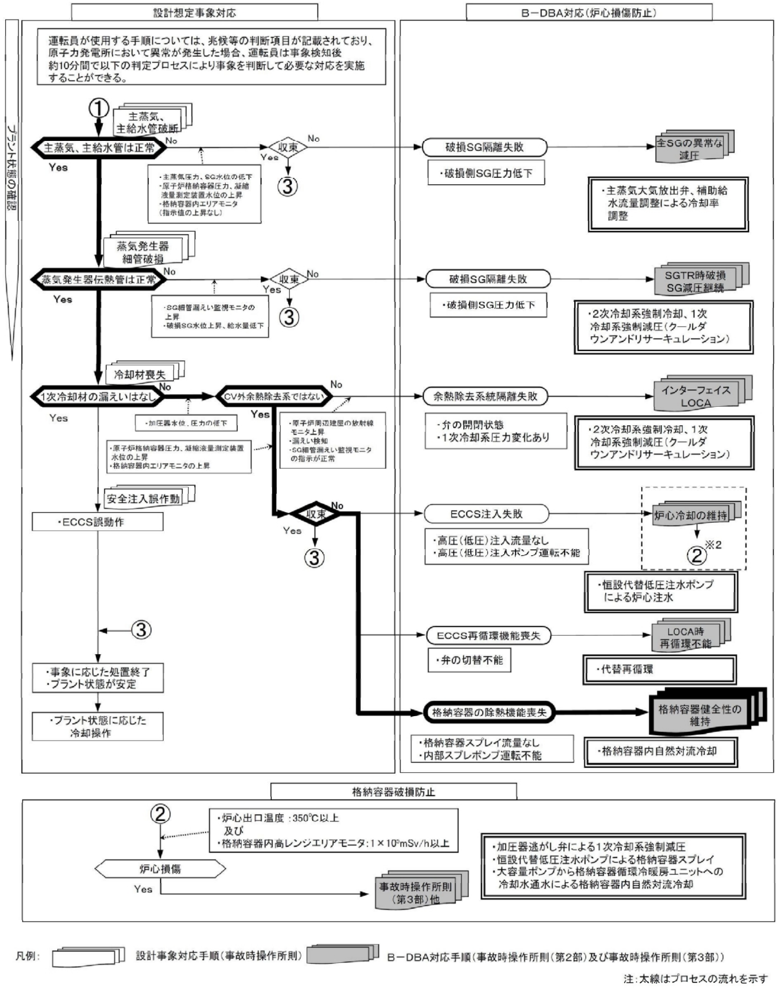
第 7.1.4.3 図　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要

（「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	添付3 表-13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 「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、準備が整えば復水タンクを使用する。	－	事故時操作所則 第二部 「共通操作編 水源の確保」
11	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、主蒸気逃がし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。	－	事故時操作所則 第二部 「格納容器健全性の維持」
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」 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再循環サンプに切替える。	－	
13	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 「フロントライン系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却」 Ａ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。	4人 90分	



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)



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)

表－１

事象ベース運転操作基準
１．原子炉トリップ

① 目　的
・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
・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。
・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
1

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。 1

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逃がし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。 5
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。

表－２

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。 2 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。 2 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。 4 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。

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。 6
- 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

表－３

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

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。

② 主な監視操作内容
【原子炉格納容器内での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。

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。

〔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再循環サンプに切替える。 12
・非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプ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．格納容器再循環サンプ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再循環サンプ切替後に、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。

表－８

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

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、全交流動力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、主蒸気逃がし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。

表－１３

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、主蒸気逃がし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

表－６

操作手順
６．原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

① 方針目的

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。

② 対応手段等

炉心損傷前

フロントライン系機能喪失時

１．格納容器内自然対流冷却

(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

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ボンベ（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。 8, 13

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（131kPa〔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

２．代替格納容器スプレイ

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。

(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、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、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、および格納容器内自

表-13

により原子炉に注水する。

ａ．手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水タンクの枯渇または破損を水位異常低警報等により判断した際に、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から海水への水源切替

当直課長は、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替えができない場合、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始し、他の多様性拡張設備による淡水の供給手段が使用できない場合は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉に注水する。

ａ．手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水タンクの枯渇または破損を水位異常低警報等により、さらに復水タンクの枯渇または破損を水位低警報等により判断した際に、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替および燃料取替用水タンクへの補給ができない場合

また、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を実施した場合または復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施した場合

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、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。

ａ．手順着手の判断基準

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および再循環運転による炉心注水不能時において、１次系純水タンクまたはほう酸タンク水位異常低警報等により燃料取替用水タンクへの補給機能喪失を判断した際に、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、もしくは、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を開始後、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

また、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

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 10
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、準備が整えば復水タンクを使用する。

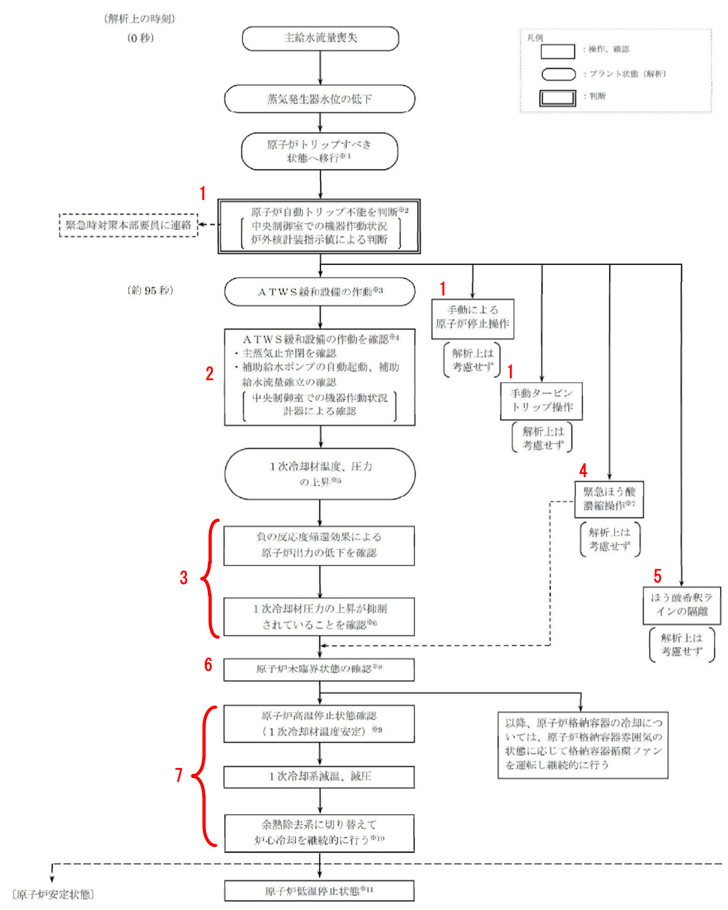
表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（３／８）

操作手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	
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。			8, 13
	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。			
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	90 分	8, 13
		緊急安全対策要員	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	6 時間	
		緊急安全対策要員	10		
８	Ａ、Ｂ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）	4	50 分	

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

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」

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」 添付1　表-10　未臨界の維持 「導入条件」「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」 添付3　表-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 「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。 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。	－	事故時操作所則 「原子炉トリップ」 事故時操作所則 第二部 「未臨界の維持」
2	添付1　表-10　未臨界の維持 「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」 添付3　表-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 「原子炉出力抑制（自動）」 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止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。	－	事故時操作所則 第二部 「未臨界の維持」
3	添付3　表-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 「原子炉出力抑制（自動）」 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を確認する。	－	
4	添付1　表-10　未臨界の維持 「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」 添付3　表-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 「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。	－	
5	添付1　表-10　未臨界の維持 「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」 添付3　表-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 「フロントライン系機能喪失時　ほう酸水注入」 ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。	－	
6	添付1　表-10　未臨界の維持 「脱出条件」 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	－	
7	添付1　表-1　原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 タービンバイパス弁または主蒸気逃がし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。	－	事故時操作所則 「原子炉トリップ」

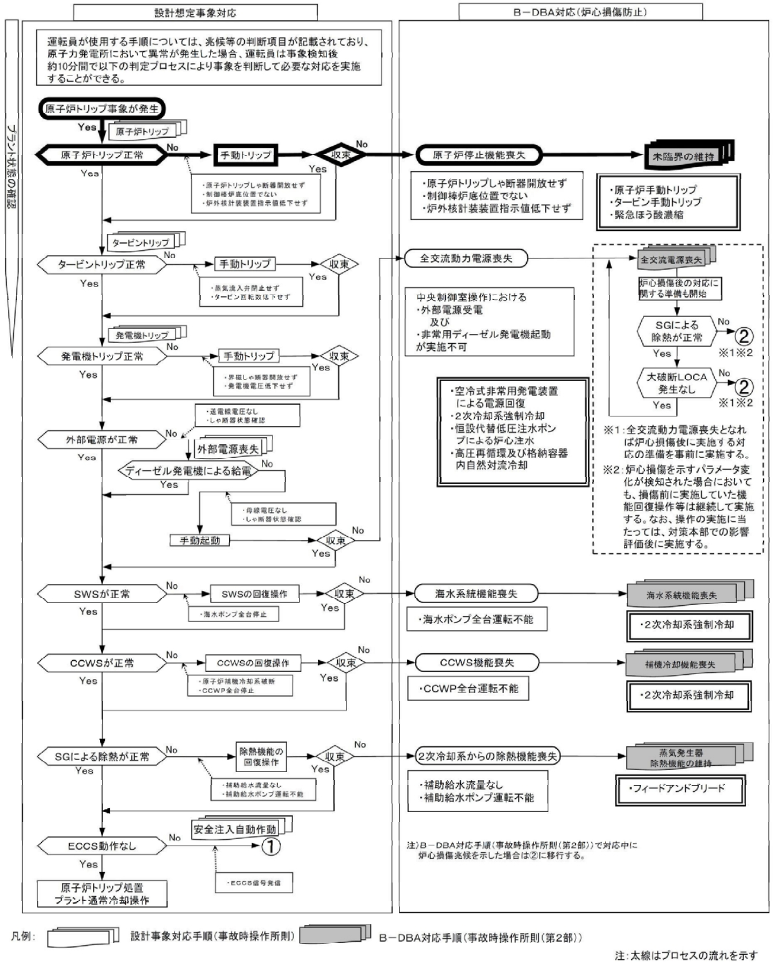


※1 ：蒸気発生器狭域水位 13%以下。
※2 ：出力領域中性子束計指示 5%以上又は中間領域起動率計指示が正。
※3 ：主給水流量喪失により蒸気発生器狭域水位が 9%以下まで低下すればＡＴＷＳ緩和設備が作動する。
※4 ：ＡＴＷＳ緩和設備の機能としてタービントリップも含まれるが、解析上、考慮していない。
※5 ：主蒸気止弁閉及び蒸気発生器水位の低下による除熱機能の低下により１次冷却材温度及び圧力が上昇する。
※6 ：原子炉出力の低下及び補助給水による１次冷却材の冷却により圧力の上昇が抑制される。
※7 ：原子炉を未臨界にするため、緊急ほう酸濃縮を実施する（準備完了次第実施する。）。
※8 ：出力領域中性子束計指示が 5%未満及び中間領域起動率計指示が零又は負を確認。
サンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認。
※9 ：燃料取替ほう素濃度まで濃縮操作が完了。
※10：冷却材圧力（広域）計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側広域温度計指示が 177℃以下になれば、余熱除去系による冷却が可能。
※11：１次冷却材温度 93℃以下、低温停止ほう素濃度。

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）

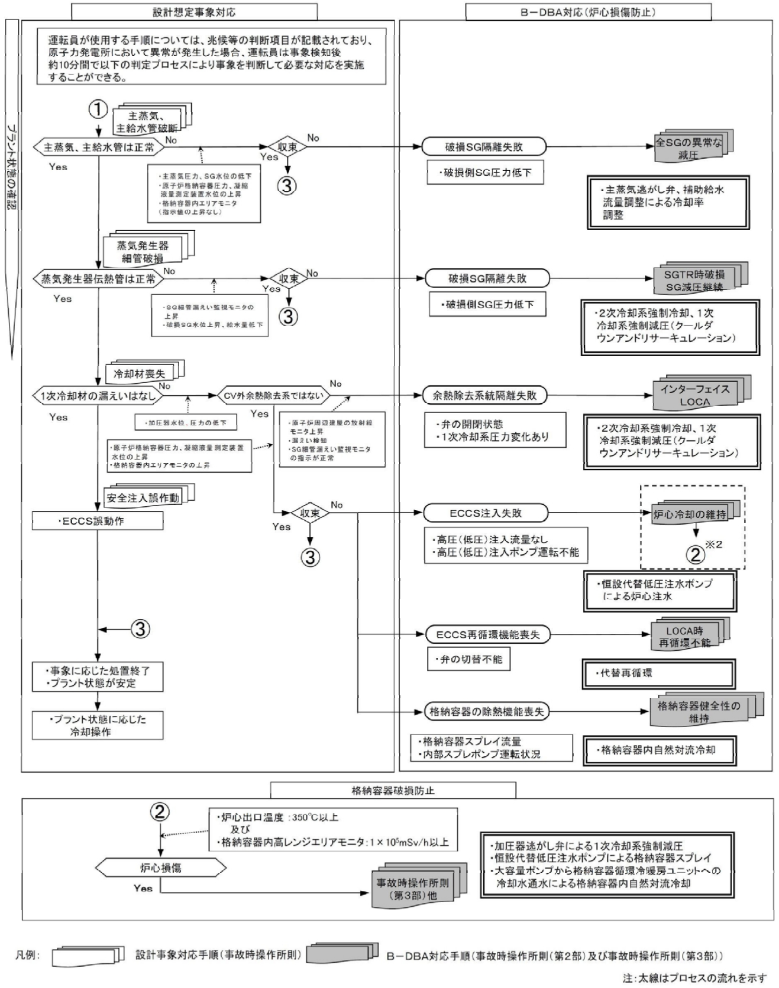
7.1.5-30



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)

7.1.5-28



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)

7.1.5-29

表－１

事象ベース運転操作基準 １．原子炉トリップ
① 目　的 ・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 ・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。 ・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 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逃がし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。 7 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。

表－１０

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
１．未臨界の維持</td></tr>
<tr><td colspan="2">① 目　的
・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。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件</td><td>④ 脱出条件</td></tr>
<tr><td>1 ・ 原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率が正</td><td>・ 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 6</td></tr>
<tr><td>・ 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</td><td>・ 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</td></tr>
<tr><td colspan="2">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】
１．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。
・手動原子炉トリップ
・ＭＧセットの電源を断 1
・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

２．ＡＴＷＳ緩和設備作動警報が発信した場合、ＡＴＷＳ緩和設備による以下の作動状態を確認する。
・タービントリップ 2
・主蒸気止弁の閉止
・補助給水ポンプの起動
３．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。
・手動タービントリップ
・主蒸気止弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止 1
・蒸気加減弁の閉止
・現地タービントリップ
４．蒸気発生器２次側の注水量を確認し、注水量を調整する。
５．ほう酸水注入を実施する。 4
６．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。 5
７． １次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気止弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。</td></tr>
</table>

表－１

操作手順
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

① 方針目的

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。

② 対応手段等

フロントライン系機能喪失時

１．手動による原子炉緊急停止

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。 1

(1) 手順着手の判断基準

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

２．原子炉出力抑制（自動）

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止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。）、主蒸気逃がし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。 2, 3

(1) 手順着手の判断基準

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

３．原子炉出力抑制（手動）

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

表-1

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、主蒸気止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。

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、主蒸気逃がし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。

(1) 手順着手の判断基準

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合

４．ほう酸水注入

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、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。 4，5

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。

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。

(1) 手順着手の判断基準

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灯等により確認し、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 4，5

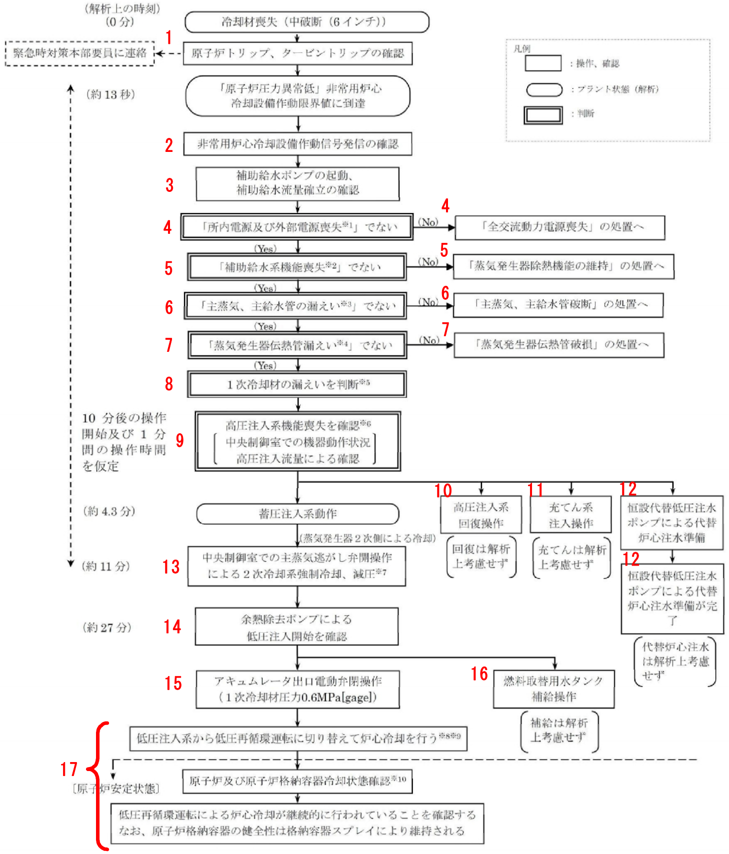
（配慮すべき事項）

○ 優先順位

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ＡＴＷＳ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により手動にて原子炉の緊急停止を行い、その後、ＡＴＷＳ緩和設備の作動状況の確認を行う。

６．ＥＣＣＳ注入機能喪失「中破断ＬＯＣＡ（６インチ破断）＋高圧注入失敗」

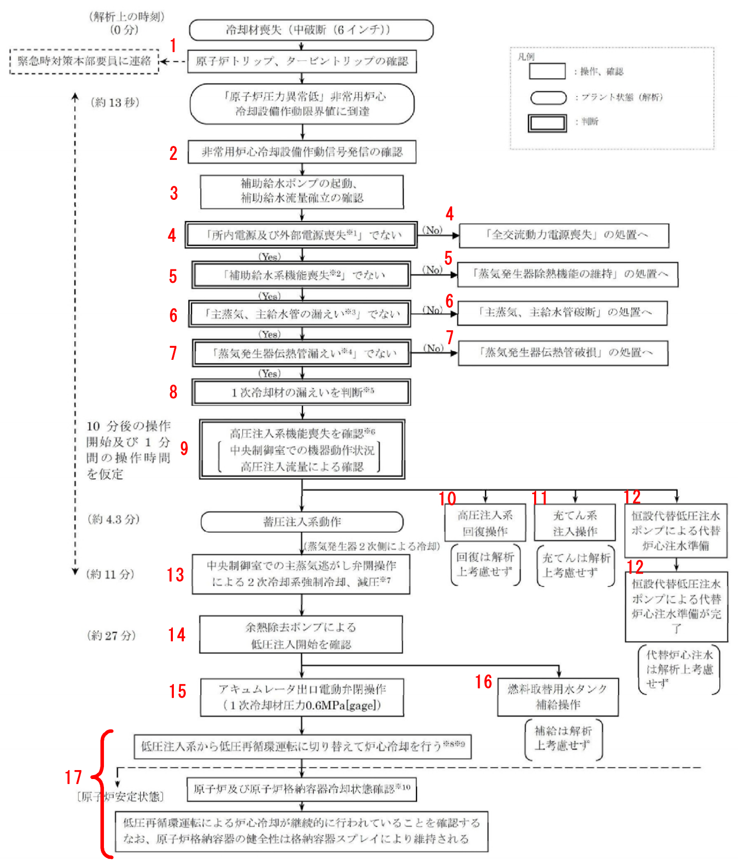
	保 安 規 定		社内規定
	添 付 資 料	表-20（要員・時間）	
1	添付１　表-1　原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。	－	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
2	添付1　表-2　非常用炉心冷却系作動 「非常用炉心冷却系警報の確認」「非常用炉心冷却系作動信号の確認」 非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。 非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。	－	事故時操作所則 「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］)」
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	－	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。 ・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 「安全注入自動作動」
7	添付1　表-2　非常用炉心冷却系作動 「事象判別」 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。 ・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	－	
8	添付1　表-2　非常用炉心冷却系作動 「事象判別」 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水位の上昇	－	



※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水位（狭域）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圧力の低下、主蒸気流量上昇。
※4 ：蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下。
※5 ：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※6 ：高圧注入流量が確認できない場合、又は炉心出口温度 350℃以上。
※7 ：冷却材喪失及び高圧注入喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却を実施する。
※8 ：低圧再循環運転
・余熱除去クーラへの原子炉補機冷却水供給。
・余熱除去ポンプ水源切替え（燃料取替用水タンク→格納容器再循環サンプ）
・低圧再循環運転を開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入れ替えが完了すれば主蒸気逃がし弁を閉操作する。
※9 ：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上となれば、低圧再循環運転への切替えを実施する。
※10：状態確認は低温停止ほう素濃度確認（必要により濃縮）及び 1 次冷却材温度 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 7.1.6.3 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）

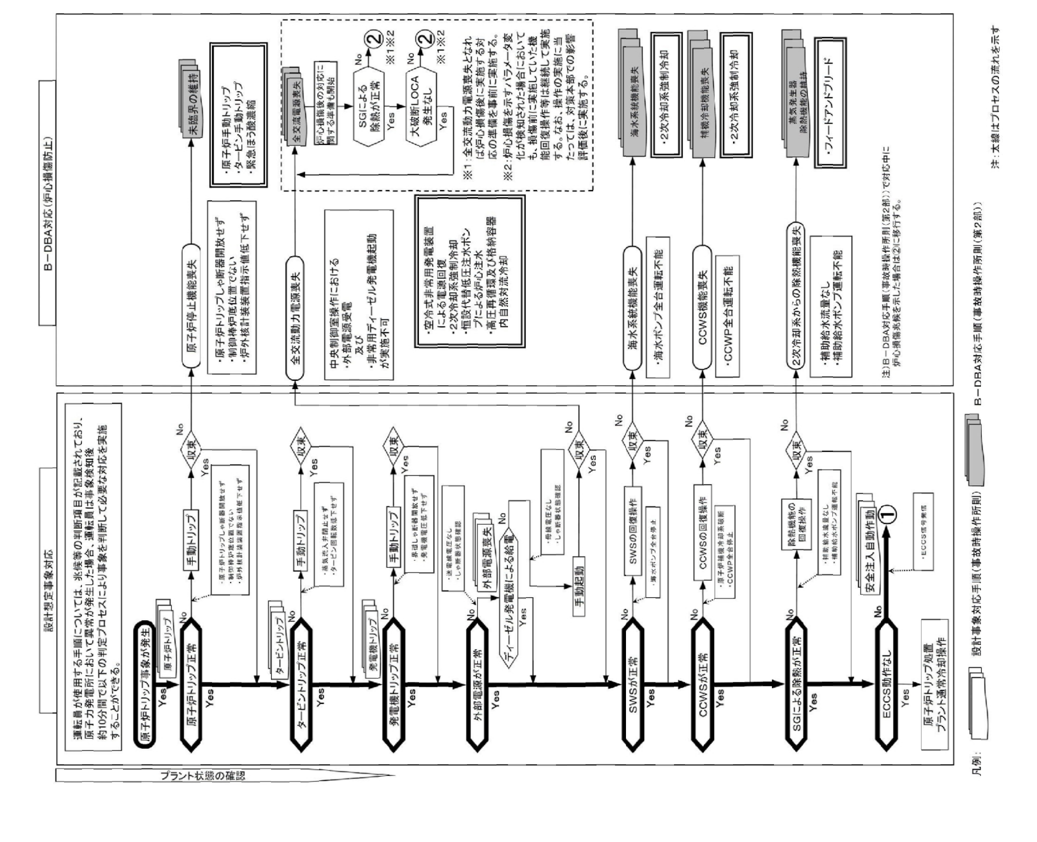
7.1.6-34



※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水位（狭域）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圧力の低下、主蒸気流量上昇。
※4 ：蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下。
※5 ：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※6 ：高圧注入流量が確認できない場合、又は炉心出口温度 350℃以上。
※7 ：冷却材喪失及び高圧注入喪失と判断した後、主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却を実施する。
※8 ：低圧再循環運転
・余熱除去クーラへの原子炉補機冷却水供給。
・余熱除去ポンプ水源切替え（燃料取替用水タンク→格納容器再循環サンプ）
・低圧再循環運転を開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入れ替えが完了すれば主蒸気逃がし弁を閉操作する。
※9 ：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上となれば、低圧再循環運転への切替えを実施する。
※10：状態確認は低温停止ほう素濃度確認（必要により濃縮）及び 1 次冷却材温度 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。

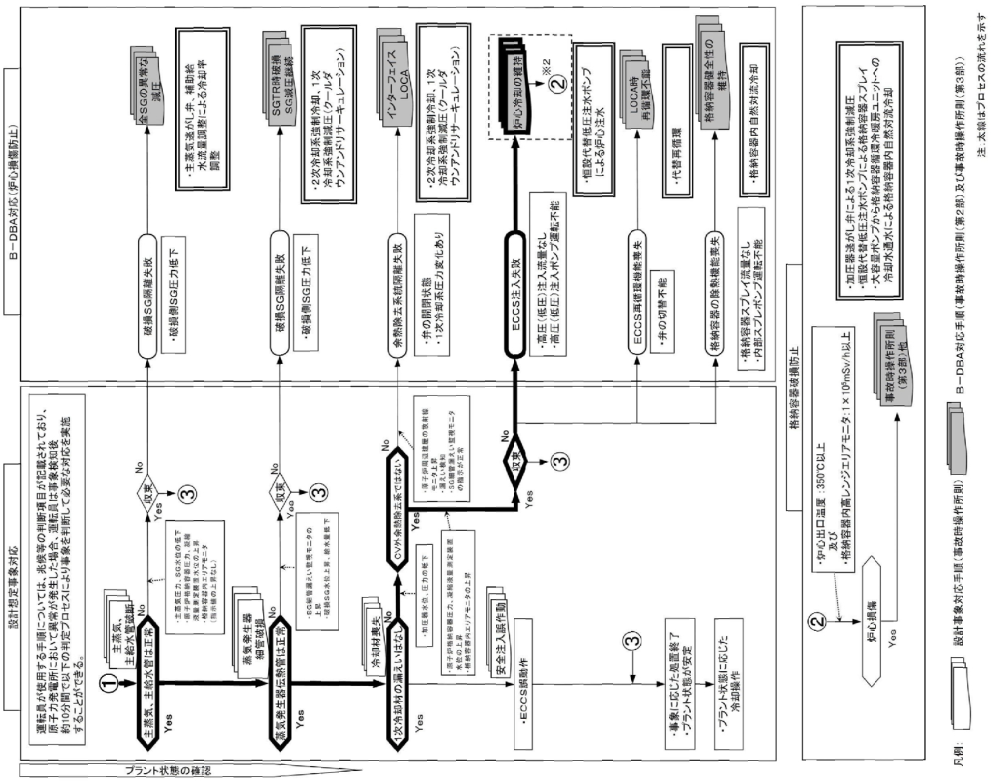
第 7.1.6.3 図 「ＥＣＣＳ注水機能喪失」の対応手順の概要
（「中破断ＬＯＣＡ（6 インチ破断）＋高圧注入失敗」の事象進展）

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 「導入条件」 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。	－	
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 フロントライン系機能喪失時 代替炉心注水」 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。	2人 30分	事故時操作所則 第二部 「炉心冷却の維持」
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」 主蒸気逃がし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。	－	
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 原子炉冷却材圧力バウンダ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、アキュムレータ出口電動弁を閉止後、1 次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。	－	
16	添付3 表-13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 「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、準備が整えば復水タンクを使用する。	－	事故時操作所則 第二部 「共通操作編 水源の確保」
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再循環サンプに切替える。	－	事故時操作所則 第二部 「炉心冷却の維持」



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)

7.1.6-32



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)

7.1.6-33

表－１

事象ベース運転操作基準
１．原子炉トリップ

① 目　的
・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
・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。 1
・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。 1

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逃がし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
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。

表－２

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。 2

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。 2

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。

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水位の上昇

8

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

表−2

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。
・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

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。
・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

５．以下の場合は、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。
・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。

表－３

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
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。
② 主な監視操作内容 【原子炉格納容器内での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。 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。 〔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再循環サンプに切替える。 17 ・非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプ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．格納容器再循環サンプ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再循環サンプ切替後に、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。

表－８

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　4 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、全交流動力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、主蒸気逃がし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。

表－１１

<table>
<tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
２．炉心冷却の維持</td></tr>
<tr><td colspan="2">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。</td></tr>
<tr><td>② 導入条件
・ 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</td><td>④ 脱出条件
・ 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</td></tr>
<tr><td>・ １次冷却系が飽和状態または過熱状態</td><td>・ 炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満</td></tr>
<tr><td colspan="2">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】
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。
・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。
・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．主蒸気逃がし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】
１．充てん系による注水を試みる。
２．蒸気発生器へ注水されていることを確認する。
・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。
３．主蒸気逃がし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。</td></tr>
</table>

9
10
11
13
14
13

表－１２

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
5 ・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	・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．主蒸気逃がし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
１．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
１．非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。
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。

１次冷却系のフィードアンドブリード停止
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。
・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。
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。

表－３

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
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、高圧溶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。
② 対応手段等 フロントライン系機能喪失時 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再循環サンプ水位を確認し、再循環切替可能水位と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電動弁を閉止後、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消防ポンプ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。 15 　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電動弁を閉止後、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

表－４

操作手順 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 方針目的 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。
② 対応手段等 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 １．代替炉心注水 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。 (1) Ａ、Ｂ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 当直課長は、Ａ、Ｂ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。 ａ．手順着手の判断基準 １次冷却材喪失事象が発生後、１系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を安全注入流量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 (2) 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、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。 ａ．手順着手の判断基準 Ａ、Ｂ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Ａ余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合　12 (3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 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。 ａ．手順着手の判断基準

表-13

により原子炉に注水する。

ａ．手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水タンクの枯渇または破損を水位異常低警報等により判断した際に、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から海水への水源切替

当直課長は、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替えができない場合、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始し、他の多様性拡張設備による淡水の供給手段が使用できない場合は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉に注水する。

ａ．手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水タンクの枯渇または破損を水位異常低警報等により、さらに復水タンクの枯渇または破損を水位低警報等により判断した際に、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替および燃料取替用水タンクへの補給ができない場合

また、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を実施した場合または復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施した場合

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、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。

ａ．手順着手の判断基準

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および再循環運転による炉心注水不能時において、１次系純水タンクまたはほう酸タンク水位異常低警報等により燃料取替用水タンクへの補給機能喪失を判断した際に、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、もしくは、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を開始後、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

また、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

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、準備が整えば復水タンクを使用する。 16

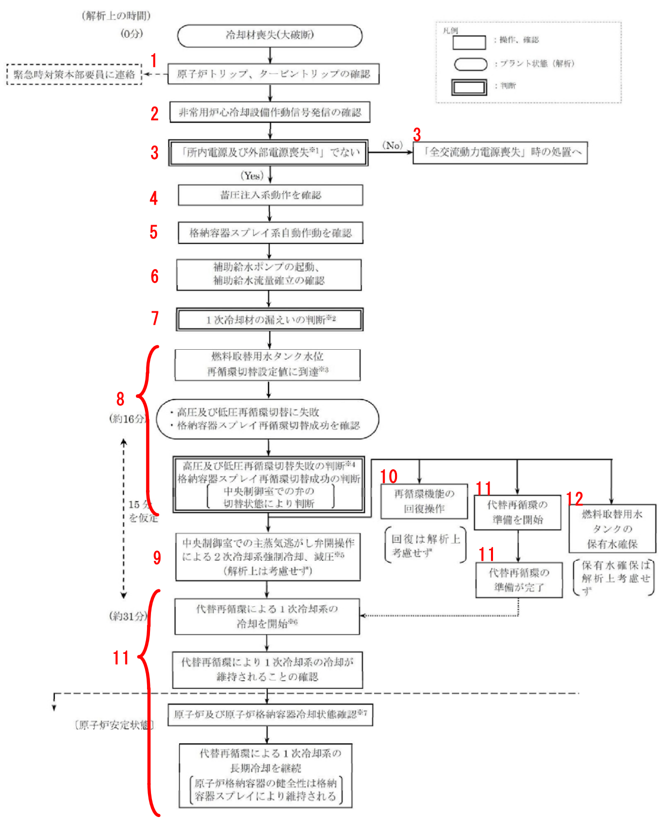
表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（１／８）

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	送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	No．１３にて整備する。			
	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	28 分	
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	No．３にて整備する。			
3	送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	No．１３にて整備する。			
	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。			
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復※1	運転員等（中央制御室、現場）	4	26 分	
	窒素ボンベ（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	36 分	
4	Ａ、Ｂ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	19 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	30 分	12

※１：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

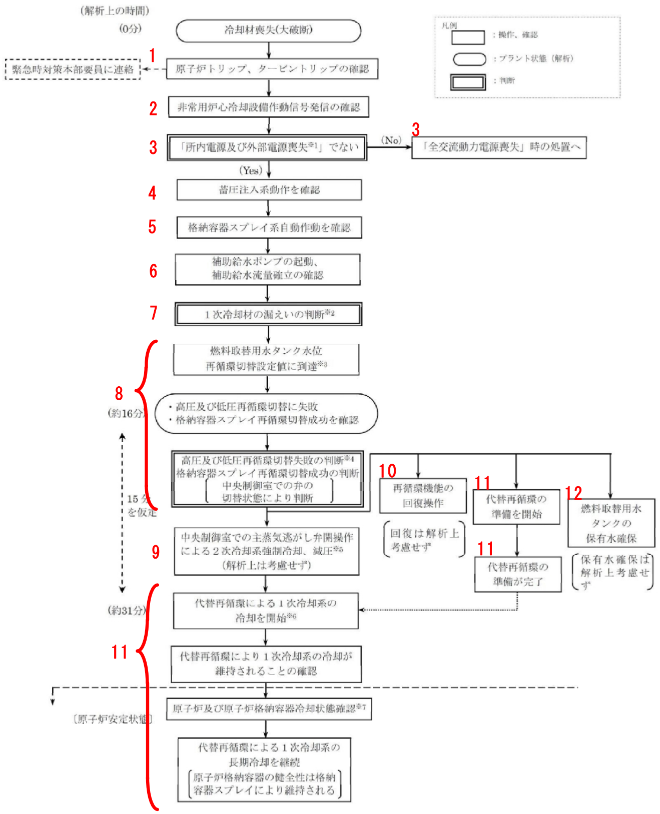
7．ＥＣＣＳ再循環機能喪失「大破断ＬＯＣＡ＋低圧再循環失敗」

	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。	－	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。	－	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
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	－	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-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水位 ・各非常用炉心冷却系流量 ・放射線モニタ	－	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
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」
7	添付１　表-2　非常用炉心冷却系作動 「事象判別」 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水位の上昇	－	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
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器の確認」 低圧注入系および高圧注入系（原子炉格納容器スプレイ系）の水源を、燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプに切替える。非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプ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)」



※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 ：漏えいの判断は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※3 ：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%以下になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上であることを確認し、高圧及び低圧再循環運転へ切替える。
※4 ：高圧及び低圧再循環ラインの弁の動作不調を確認。
※5 ：燃料取替用水タンク水の有効利用を目的として実施する充てん／高圧注入ポンプ１台を除いた安全系ポンプ停止操作の後に操作を実施する。
※6 ：準備が完了すれば、その段階で実施する。
代替再循環ライン（格納容器再循環サンプ→A、B 内部スプレポンプ→代替再循環ライン→A 余熱除去系→原子炉）
※7 ：状態確認は低温停止ほう素濃度確認（必要により濃縮）及び１次冷却材温度 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。

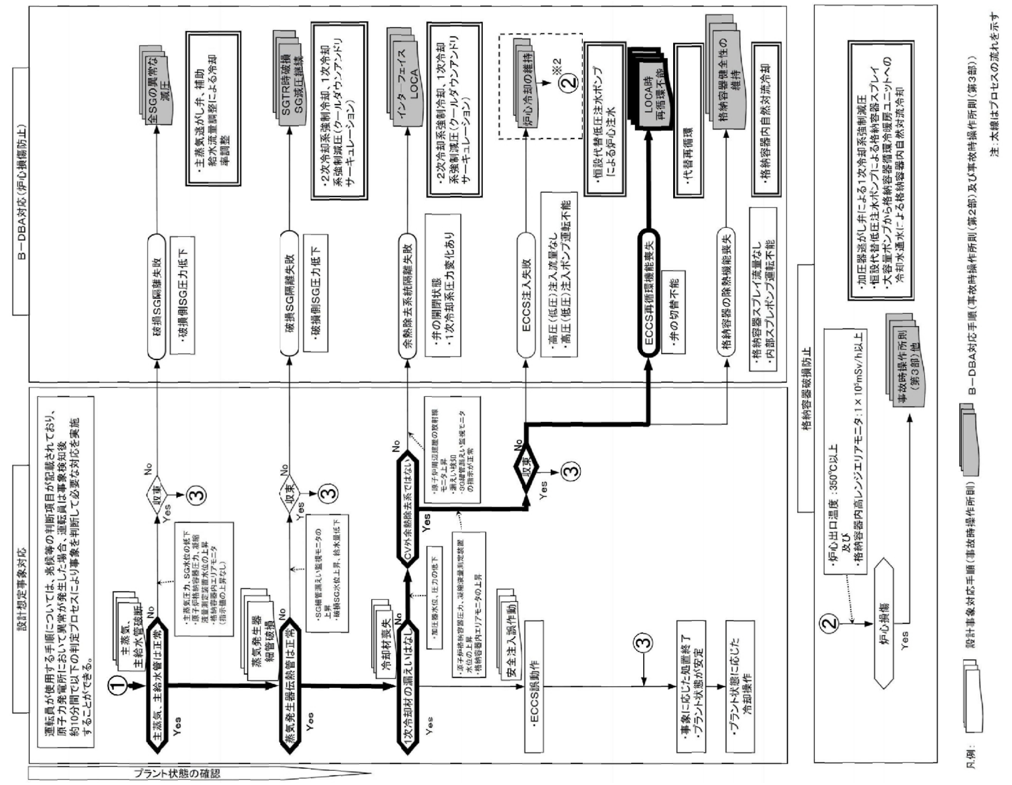
第 7.1.7.3 図　「ＥＣＣＳ再循環機能喪失」の対応手順の概要
（「大破断ＬＯＣＡ＋低圧再循環失敗」の事象進展）



※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 ：漏えいの判断は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位、格納容器内エリアモニタ
※3 ：燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%以下になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上であることを確認し、高圧及び低圧再循環運転へ切替える。
※4 ：高圧及び低圧再循環ラインの弁の動作不調を確認。
※5 ：燃料取替用水タンク水の有効利用を目的として実施する充てん／高圧注入ポンプ1台を除いた安全系ポンプ停止操作の後に操作を実施する。
※6 ：準備が完了すれば、その段階で実施する。
代替再循環ライン（格納容器再循環サンプ→A、B内部スプレポンプ→代替再循環ライン→A余熱除去系→原子炉）
※7 ：状態確認は低温停止ほう素濃度確認（必要により濃縮）及び1次冷却材温度 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。

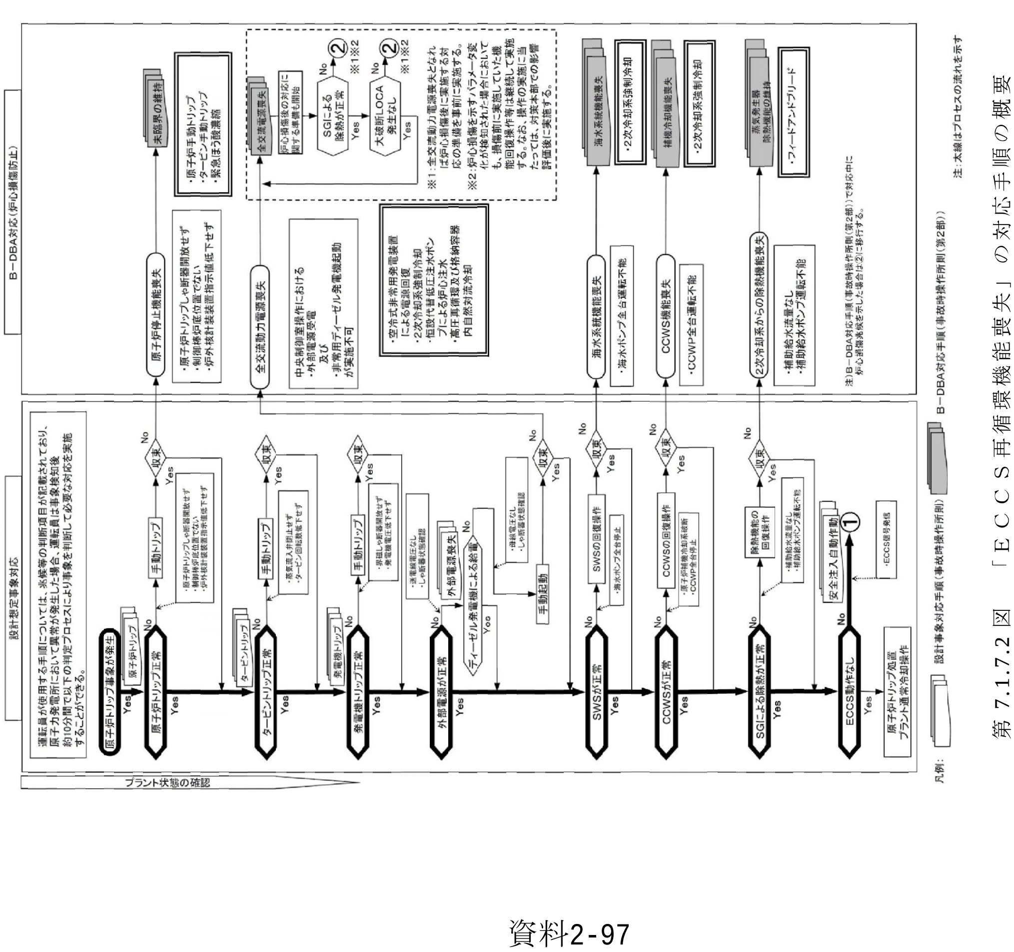
第 7.1.7.3 図　「ＥＣＣＳ再循環機能喪失」の対応手順の概要
（「大破断ＬＯＣＡ＋低圧再循環失敗」の事象進展）

保安規定			社内規定
	添付資料	表-20 （要員・時間）	
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」 主蒸気逃がし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。	－	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再循環サンプへの切替を試みる。	－	
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　フ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、格納容器再循環サンプを水源として長期的な冷却を継続する。	－	
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に水を補給する。	－	



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)

7.1.7-26



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)

7.1.7-25

表－１

事象ベース運転操作基準 １．原子炉トリップ
① 目　的 ・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 ・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。 1 ・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。 1 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逃がし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。 6 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。

表－２

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。 2

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。 2

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。