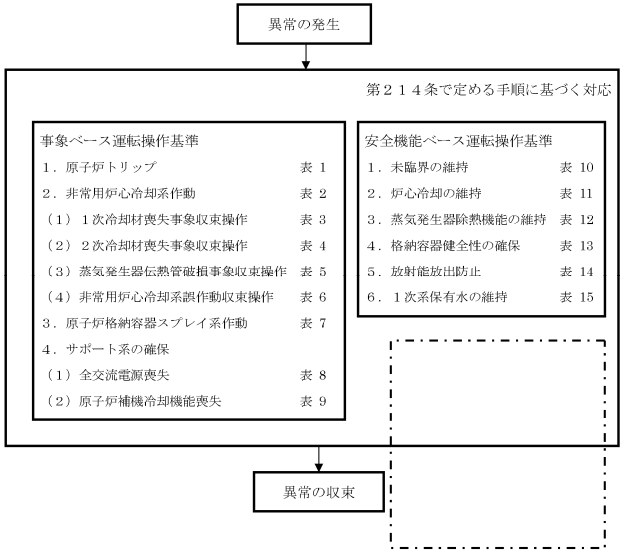
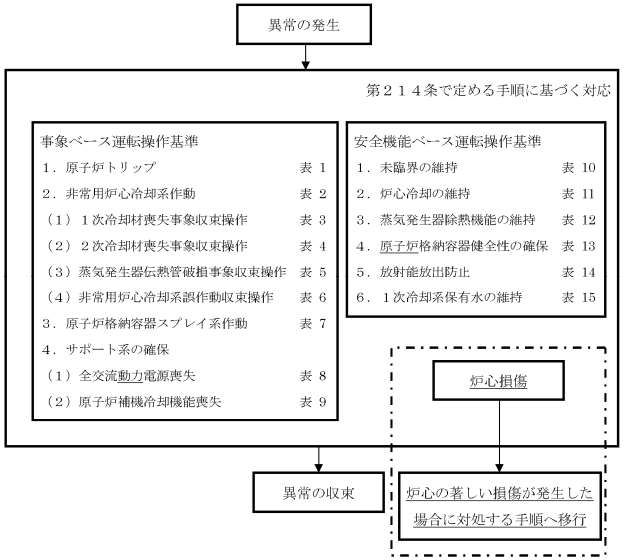
敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
添付２－１　異常時の運転操作基準 （第２９０条関連）	添付２－１　異常時の運転操作基準 （第２９１条関連）	条番号の変更

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
異常時の運転操作基準 炉心は発電所において最大の放射能インベントリを有する部分であるので，著しい放射能の放出となる炉心の損傷を防止するために，原子炉内の核分裂反応を停止し炉心の冷却を維持すること及び発電所外への放射能の放出を防止するために，原子炉格納容器の健全性を確保することを目的として，原子炉の未臨界の維持，原子炉冷却の維持，格納容器健全性の確保に関する以下の事象ベース運転操作基準及び安全機能ベース運転操作基準を定め，異常発生時の運転操作を実施する場合の指針として使用する。 異常発生時には，事象ベース運転操作基準の導入条件及び安全機能ベース運転操作基準の導入条件である安全機能パラメータを監視し，事象に適した運転操作基準を使用する。 事象ベース運転操作基準が適用できない場合又は事象ベース運転操作基準による操作中において，安全機能パラメータが安全機能ベース運転操作基準の導入条件となれば，安全機能ベース運転操作基準に移行し安全機能の回復を図る。 なお，発電長（２号炉担当）は，安全上必要と判断した場合は，本運転操作基準にかかわらず，安全側の処置を講じることができる。  	異常時の運転操作基準 炉心は発電所において最大の放射能インベントリを有する部分であるので，著しい放射能の放出となる炉心の損傷を防止するために，原子炉内の核分裂反応を停止し炉心の冷却を維持すること及び発電所外への放射能の放出を防止するために，原子炉格納容器の健全性を確保することを目的として，原子炉の未臨界の維持，原子炉冷却の維持，原子炉格納容器健全性の確保に関する以下の事象ベース運転操作基準及び安全機能ベース運転操作基準を定め，異常発生時の運転操作を実施する場合の指針として使用する。 異常発生時には，事象ベース運転操作基準の導入条件及び安全機能ベース運転操作基準の導入条件である安全機能パラメータを監視し，事象に適した運転操作基準を使用する。 事象ベース運転操作基準が適用できない場合又は事象ベース運転操作基準による操作中において，安全機能パラメータが安全機能ベース運転操作基準の導入条件となれば，安全機能ベース運転操作基準に移行し安全機能の回復を図る。 これらの運転操作基準による対応で事故収束せず，炉心損傷に至った場合は，炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順に移行し，対応処置を実施する。 なお，発電長（２号炉担当）は，安全上必要と判断した場合は，本運転操作基準にかかわらず，安全側の処置を講じることができる。  	記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更

注）下線及び変更箇所表示部は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
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（高温停止状態）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灯の点灯 ・制御棒炉底位置表示灯の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 ３．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又は主蒸気逃がし弁の制御状態を確認し，モード３（高温停止状態）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，蒸気発生器へ給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（高温停止状態）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灯の点灯 ・制御棒炉底位置表示灯の点灯 ・中性子束出力指示値の低下 ３．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又は主蒸気逃がし弁の制御状態を確認し，モード３（高温停止状態）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，蒸気発生器へ給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。	記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
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，炉心の冷却及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，ダンパ及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。 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．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。	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，炉心の冷却及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，原子炉格納容器隔離信号により，自動作動する弁，ダンパ及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。 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。	記載の適正化 記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
原子炉冷却系の状況確認 １．各パラメータの確認を行う。 ・加圧器圧力及び水位 ・１次冷却材圧力及び温度 ・蒸気発生器圧力及び水位 ・格納容器圧力及びサンプ水位 ・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。 ・加圧器圧力及び水位 ・１次冷却材圧力及び温度 ・蒸気発生器圧力及び水位 ・原子炉格納容器圧力及びサンプ水位 ・各非常用炉心冷却系流量 ・放射線モニタ	記載の適正化
事象判別 １．以下の徴候がある場合は，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	記載の適正化
２．以下の徴候がある場合は，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「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	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 ・１次冷却材圧力の低下 ・余熱除去ポンプ出口圧力上昇	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更
・格納容器外での漏えい確認，又は補助建屋内放射線モニタの指示上昇 ・原子炉格納容器圧力に変化がない。 ・原子炉格納容器内放射線モニタの指示に有意な変化がない。 ・復水器排気ガスモニタ，蒸気発生器ブローダウン水モニタの指示に有意な変化がない。	・原子炉格納容器外での漏えい確認，又は補助建屋内放射線モニタの指示上昇 ・原子炉格納容器圧力に変化がない。 ・原子炉格納容器内放射線モニタの指示に有意な変化がない。 ・復水器排気ガスモニタ，蒸気発生器ブローダウン水モニタ，高感度型主蒸気管モニタの指示に有意な変化がない。	記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更
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基又は全ての蒸気発生器の２次側圧力及び水位が異常に低下 ・１基又は全ての蒸気発生器の蒸気流量が異常に増加	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基又は全ての蒸気発生器の２次側圧力及び水位が異常に低下 ・１基又は全ての蒸気発生器の蒸気流量が異常に増加	
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。 ・復水器排気ガスモニタ，蒸気発生器ブローダウン水モニタ，高感度型主蒸気管モニタの指示が上昇 ・破損蒸気発生器水位の上昇	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。 ・復水器排気ガスモニタ，蒸気発生器ブローダウン水モニタ，高感度型主蒸気管モニタの指示が上昇 ・破損蒸気発生器水位及び圧力の上昇	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更
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。 ・格納容器内での1次冷却材喪失事象，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，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。	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，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。	記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
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	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。	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 『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台分の給水，又は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．低圧注入系及び高圧注入系の水源を，燃料取替用水タンクから再循環サンプに切替える。 ・非常用炉心冷却系の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．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再循環サンプ切替後に，原子炉補機冷却水系及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。 「非常用炉心冷却系再循環切替不能」 １．非常用炉心冷却系の再循環サンプへの切替を試みる。 ２．燃料取替用水タンク水の消費を減らすため，燃料取替用水タンクを水源とするポンプは，高圧注入系１系統のみとする。 ３．主蒸気逃がし弁又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。 ４．１次冷却系への注入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。 ５．原子炉格納容器スプレイ系と低圧注入系との接続による非常用炉心冷却系の代替再循環を開始する。 ６．燃料取替用水タンク水位が，水位異常低以下となれば，燃料取替用水タンクを水源としている全てのポンプを停止し，水位が回復してくれば，運転を再開する。 ７．非常用炉心冷却系の再循環切替が成功すれば，非常用炉心冷却系の代替再循環を停止する。	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台分の給水，又は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．低圧注入系及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。 ・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及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。 〔非常用炉心冷却系再循環切替不能〕 １．非常用炉心冷却系の格納容器再循環サンプへの切替を試みる。 ２．燃料取替用水タンク水の消費を減らすため，燃料取替用水タンクを水源とするポンプは，高圧注入系１系統のみとする。 ３．主蒸気逃がし弁又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。 ４．１次冷却系への注入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。 ５．格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による非常用炉心冷却系の代替再循環を開始する。 ６．燃料取替用水タンク水位が，水位異常低以下となれば，燃料取替用水タンクを水源としている全てのポンプを停止し，水位が回復してくれば，運転を再開する。 ７．余熱除去ポンプによる非常用炉心冷却系の再循環切替が成功すれば，格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による非常用炉心冷却系の代替再循環を停止する。	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
「非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失」 １．原子炉補機冷却水停止側の機器を停止する。 ２．原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプ運転台数に合わせた系統構成に組み合わせ，「非常用炉心冷却系再循環切替」に戻る。	〔非常用炉心冷却系再循環切替後の原子炉補機冷却機能喪失〕 １．原子炉補機冷却水が供給されている機器を停止する。 ２．原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプ運転台数に合わせた系統構成に組み合わせ，〔非常用炉心冷却系再循環切替〕に戻る。 ３．原子炉補機冷却水ポンプ全台停止中の場合は，可搬型代替注水大型ポンプを用いた海水通水による代替補機冷却を行い，高圧代替再循環運転を実施する。 ４．可搬型代替注水大型ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器再循環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。	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更
『格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合』 １．燃料取替用水タンク水が，破断点から流出するのを防止するため，余熱除去系を燃料取替用水タンクより隔離する。 ２．１次冷却材圧力が低下傾向で，炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達すれば，主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。 ３．余熱除去系を１次冷却系より隔離する。 ・隔離できていなければ，「破断点が隔離できない場合」へ移行する。 ４．余熱除去系の系統分離を行い，破断系統を確認する。 ５．モード５（低温停止）に移行する。	【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】 １．燃料取替用水タンク水が，破断点から流出するのを防止するため，余熱除去系を燃料取替用水タンクより隔離する。 ２．１次冷却材圧力が低下傾向で，炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達すれば，主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。 ３．余熱除去系を１次冷却系より隔離する。 ・隔離できていなければ，〔破断点が隔離できない場合〕へ移行する。 ４．余熱除去系の系統分離を行い，破断系統を確認する。 ５．モード５（低温停止）に移行する。	記載の適正化 記載の適正化
「破断点が隔離できない場合」 １．燃料取替用水タンク水の消費を減らすため，燃料取替用水タンクを水源とするポンプは，高圧注入系１系統のみとする。 ２．１次冷却系への注入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。 ３．主蒸気逃がし弁又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．非常用炉心冷却系の停止条件を確認し，満足している場合は，高圧注入系を充てん系に切替える。 ・満足していない場合には，充てん系による崩壊熱除去が可能となった時点で，高圧注入系を充てん系に切替える。 ５．余熱除去系の系統分離を行い，健全側余熱除去系による１次冷却系の冷却を行う。 ・余熱除去系による１次冷却系の冷却ができなければ，加圧器逃がし弁を強制開とし，非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保する。 ６．非常用炉心冷却系再循環運転を行う。	〔破断点が隔離できない場合〕 １．燃料取替用水タンク水の消費を減らすため，燃料取替用水タンクを水源とするポンプは，高圧注入系１系統のみとする。 ２．１次冷却系への注入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。 ３．主蒸気逃がし弁又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．非常用炉心冷却系の停止条件を確認し，満足している場合は，高圧注入系を充てん系に切替える。 ・満足していない場合には，充てん系による崩壊熱除去が可能となった時点で，高圧注入系を充てん系に切替える。 ５．余熱除去系の系統分離を行い，健全側余熱除去系による１次冷却系の冷却を行う。 ・健全側余熱除去系が確認できない場合は，蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行う。 ６．余熱除去系による１次冷却系の冷却ができなければ，加圧器逃がし弁を強制開とし，非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保した後，非常用炉心冷却系再循環運転を行う。	記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
表４ 事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動 （２）２次冷却材喪失事象収束操作 ① 目　的 ・２次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し未臨界を維持する。 ② 主な監視操作内容 蒸気発生器の隔離 １．破損蒸気発生器を隔離する。 ・破損蒸気発生器の隔離ができず，全蒸気発生器の２次側圧力が低下傾向にある場合は，「全蒸気発生器の異常な減圧」へ移行する。 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 ・１次冷却材圧力が安定又は上昇 ・補助給水ポンプ２台以上運転で健全蒸気発生器水位が上昇，又は１基の健全蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 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。 「全蒸気発生器の異常な減圧」 １．破損蒸気発生器の隔離を試みる。 ・隔離に成功すれば，「非常用炉心冷却系の停止条件の確認」に戻る。 ２．１次冷却系の希釈の停止を確認する。 ３．１次冷却系の過冷却を防止しつつ，蒸気発生器の除熱機能を維持するために，補助給水流量の調整を行う。 ４．１次冷却材温度を確認し，安定又は低下していない場合は，主蒸気逃がし弁により１次冷却系の冷却を行う。 ５．復水タンク水位が，補助給水系代替水源切替水位となれば，補助給水系の水源を代替水源に切替える。 ６．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 ・１次冷却材圧力が安定又は上昇 ７．モード５（低温停止）に移行する。	表４ 事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動 （２）２次冷却材喪失事象収束操作 ① 目　的 ・２次冷却材喪失事象発生時に原子炉を安全に停止し未臨界を維持する。 ② 主な監視操作内容 蒸気発生器の隔離 １．破損蒸気発生器を隔離する。 ・破損蒸気発生器の隔離ができず，全蒸気発生器の２次側圧力が低下傾向にある場合は，「全蒸気発生器の異常な減圧」へ移行する。 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 ・１次冷却材圧力が安定又は上昇 ・補助給水ポンプ２台以上運転で健全蒸気発生器水位が上昇，又は１基の健全蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 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。 「全蒸気発生器の異常な減圧」 １．破損蒸気発生器の隔離を試みる。 ・隔離に成功すれば，非常用炉心冷却系の停止条件の確認に戻る。 ２．１次冷却系の希釈の停止を確認する。 ３．１次冷却系の過冷却を防止しつつ，蒸気発生器の除熱機能を維持するために，補助給水流量の調整を行う。 ４．１次冷却材温度を確認し，安定又は低下していない場合は，主蒸気逃がし弁により１次冷却系の冷却を行う。 ５．復水タンク水位が，補助給水系代替水源切替水位となれば，補助給水系の水源を代替水源に切替える。 ６．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 ・１次冷却材圧力が安定又は上昇 ７．モード５（低温停止）に移行する。	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
表５ 事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動 （３）蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作 ① 目　的 ・蒸気発生器伝熱管破損事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。 ② 主な監視操作内容 破損蒸気発生器の隔離 １．破損蒸気発生器を隔離する。 ・当該蒸気発生器２次側圧力の低下が継続する場合は，「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」へ移行する。 ２次系からの汚染拡大防止措置 １．復水器の排気が隔離されていることを確認する。 ２．２次冷却材の系外への排水を停止する。 １次冷却系の減圧 １．破損蒸気発生器２次側圧力の飽和温度を目標に，健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。 ２．健全側の1次冷却材高温側温度が破損蒸気発生器２次側圧力の飽和温度未満になれば，１次冷却材圧力を破損蒸気発生器２次側圧力まで減圧する。 ・１次冷却系の減圧ができなければ，「蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能」へ移行する。 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 ・１次冷却材圧力が減圧操作停止後に安定又は上昇 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。 「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」 １．破損蒸気発生器の隔離を確認する。 ・隔離に成功し，破損蒸気発生器２次側圧力の低下が停止すれば，「１次冷却系の減圧」に戻る。 ２．健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。 ３．１次冷却系への注入を長期間続けるため，燃料取替用水タンクへ水を補給する。 ４．破損蒸気発生器２次側への漏えいを低減するため，サブクールを確保できる範囲で１次冷却系を減圧する。 ５．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し，全て満足していれば，非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 ・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・加圧器水位が下端以上 ・電動補助給水ポンプ１台分の給水，又は１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上	表５ 事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動 （３）蒸気発生器伝熱管破損事象収束操作 ① 目　的 ・蒸気発生器伝熱管破損事象発生時に原子炉を安全に停止し冷却する。 ② 主な監視操作内容 破損蒸気発生器の隔離 １．破損蒸気発生器を隔離する。 ・当該蒸気発生器２次側圧力の低下が継続する場合は，「蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続」へ移行する。 ２次系からの汚染拡大防止措置 １．復水器の排気が隔離されていることを確認する。 ２．２次冷却材の系外への排水を停止する。 １次冷却系の減圧 １．破損蒸気発生器２次側圧力の飽和温度を目標に，健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。 ２．健全側の1次冷却材高温側温度が破損蒸気発生器２次側圧力の飽和温度未満になれば，１次冷却材圧力を破損蒸気発生器２次側圧力まで減圧する。 ・１次冷却系の減圧ができなければ，〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕へ移行する。 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 ・１次冷却材圧力が減圧操作停止後に安定又は上昇 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。 〔蒸気発生器伝熱管破損時破損蒸気発生器減圧継続〕 １．破損蒸気発生器の隔離を確認する。 ・隔離に成功し，破損蒸気発生器２次側圧力の低下が停止すれば，１次冷却系の減圧に戻る。 ２．健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。 ３．１次冷却系への注入を長期間続けるため，燃料取替用水タンクへ水を補給する。 ４．破損蒸気発生器２次側への漏えいを低減するため，サブクールを確保できる範囲で１次冷却系を減圧する。 ５．以下の非常用炉心冷却系の停止条件を確認し，全て満足していれば，非常用炉心冷却系作動機器を停止する。 ・１次冷却材温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下 ・加圧器水位が下端以上 ・電動補助給水ポンプ１台分の給水，又は１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
６．余熱除去系による１次冷却系の冷却を行い，モード５（低温停止）に移行する。余熱除去系による１次冷却系の冷却ができなければ，加圧器逃がし弁を強制開とし，非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を満足する水量を確保する。 ７．非常用炉心冷却系再循環運転を行う。 「蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能」 １．１次冷却系の減圧機能の回復を試みる。 ・１次冷却系の減圧機能が回復すれば，「１次冷却系の減圧」に戻る。 ２．破損蒸気発生器水位が，水位異常高以上の場合，又は加圧器水位が下端以上に回復した場合は，高圧注入系を充てん系に切替える。 ３．健全側の１次冷却系ループのサブクールを確保するため，健全側の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。 ・１次冷却系の減圧機能が回復されるまで，１次冷却系の冷却を継続し，減圧機能が回復すれば，「１次冷却系の減圧」に戻る。	６．余熱除去系による１次冷却系の冷却を行い，モード５（低温停止）に移行する。余熱除去系による１次冷却系の冷却ができなければ，加圧器逃がし弁を強制開とし，非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を満足する水量を確保する。 ７．格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による非常用炉心冷却系の代替再循環運転を行う。 〔蒸気発生器伝熱管破損時減圧操作不能〕 １．１次冷却系の減圧機能の回復を試みる。 ・１次冷却系の減圧機能が回復すれば，１次冷却系の減圧に戻る。 ２．破損蒸気発生器水位が，水位異常高以上の場合，又は加圧器水位が下端以上に回復した場合は，高圧注入系を充てん系に切替える。 ３．健全側の１次冷却系ループのサブクールを確保するため，健全側の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。 ・１次冷却系の減圧機能が回復されるまで，１次冷却系の冷却を継続し，減圧機能が回復すれば，１次冷却系の減圧に戻る。	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
表６ 事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動 （４）非常用炉心冷却系誤作動収束操作 ① 目　的 ・誤作動時に原子炉を安全に停止する。 ② 主な監視操作内容 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 ・加圧器圧力が原子炉圧力異常低による非常炉心冷却系作動設定値以上で安定又は上昇 ・電動補助給水ポンプ１台分の給水，又は１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 モード３（高温停止状態）の確立 １．ほう酸濃縮を実施し，モード ３（高温停止状態）を確立する。	表６ 事象ベース運転操作基準 ２．非常用炉心冷却系作動 （４）非常用炉心冷却系誤作動収束操作 ① 目　的 ・誤作動時に原子炉を安全に停止する。 ② 主な監視操作内容 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 ・加圧器圧力が原子炉圧力異常低による非常炉心冷却系作動設定値以上で安定又は上昇 ・電動補助給水ポンプ１台分の給水，又は１基の蒸気発生器水位が蒸気発生器伝熱管上端以上 モード３（高温停止状態）の確立 １．ほう酸濃縮を実施し，モード ３（高温停止状態）を確立する。	（変更なし）

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
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。 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，ダンパ及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「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再循環サンプに切替える。 ・原子炉格納容器スプレイ系の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。 「原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能」 １．原子炉格納容器スプレイ系の再循環サンプへの切替を試みる。 ２．原子炉格納容器スプレイ系を停止する。 ３．原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため，主蒸気逃がし弁又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．燃料取替用水タンクに水を補給する。 ５．低圧注入系と格納容器スプレイ系との接続による低圧注入スプレイを行う。 ・低圧注入スプレイができず，原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば，格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。 ６．原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となり，燃料取替用水タンク水位が，水位異常低以上となれば，１系統の原子炉格納容器スプレイ系の運転を再開する。なお，水位異常低以下となれば，原子炉格納容器スプレイ系の運転を停止する。 ７．原子炉格納容器スプレイ系の再循環切替が成功すれば，低圧注入スプレイを停止する。 ８．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。	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，原子炉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，原子炉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，原子炉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。 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，原子炉格納容器隔離信号により，自動作動する弁，ダンパ及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。 〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕 １．原子炉格納容器スプレイ系の格納容器再循環サンプへの切替を試みる。 ２．原子炉格納容器スプレイ系を停止する。 ３．原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため，主蒸気逃がし弁又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．燃料取替用水タンクに水を補給する。 ５．余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイを行う。 ・余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイができない場合は，格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。 ６．原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となり，燃料取替用水タンク水位が，水位異常低以上となれば，１系統の原子炉格納容器スプレイ系の運転を再開する。なお，水位異常低以下となれば，原子炉格納容器スプレイ系の運転を停止する。 ７．原子炉格納容器スプレイ系の再循環切替が成功すれば，余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイを停止する。 ８．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。	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
表８ 事象ベース運転操作基準 ４．サポート系の確保 （１）全交流電源喪失	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	記載の適正化
① 目　的 ・全ての交流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。	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。	記載の適正化
② 導入条件 ・全ての非常用母線及び常用母線の電圧が零ボルト	② 導入条件 ・全ての非常用母線及び常用母線の電圧が零ボルト	
③ 主な監視操作内容 １．原子炉トリップを確認する。	③ 主な監視操作内容 原子炉トリップの確認 １．原子炉トリップを確認する。	記載の適正化
２．タービントリップを確認する。	タービン・発電機トリップの確認 １．タービントリップ，発電機トリップを確認する。	記載の適正化 記載の適正化
３．タービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に給水されていることを確認する。 ４．ディーゼル発電機手動起動により非常用母線の電源回復操作を行う。 ・ディーゼル発電機による電源回復ができない場合は，外部電源による電源回復操作を行う。 ・電源が回復されれば，モード３（高温停止状態）に移行する。 ５．主要機器の自動起動ブロックを行う。 ６．不要な直流負荷を切り離す。 ７．直流電源が喪失した場合は，隣接ユニットの非常用母線から号機間電源融通した電源により，ディーゼル発電機の起動を行う。非常用母線電源が確立されれば号機間電源融通を解除し，崩壊熱除去に必要な機器を起動する。なお，電源が確立されるまでの間，「順序８～１１」の操作を並行して行う。 ８．蒸気発生器の給水及び蒸気ラインの隔離を確認する。 ９．復水タンク水位が，補助給水系代替水源切替水位となれば，補助給水系の水源を代替水源に切替える。 １０．主蒸気逃がし弁により１次冷却系の冷却を行う。 １１．非常用炉心冷却系作動信号，原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信された場合は，格納容器隔離の作動状況を確認後，作動信号をリセットし，必要な機器の作動は非常用母線の電源回復後に手動にて行う。 １２．非常用母線電源が確立された場合は，モード３（高温停止状態）に移行する。 １３．号機間電源融通中に非常用母線の電源が回復した場合は，号機間電源融通を解除する。	２．タービントリップを確認する。 ３．タービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に給水されていることを確認する。 ４．ディーゼル発電機手動起動により非常用母線の電源回復操作を行う。 ・ディーゼル発電機による電源回復ができない場合は，外部電源による電源回復操作を行う。 ・電源が回復されれば，モード３（高温停止状態）に移行する。 ５．主要機器の自動起動ブロックを行う。 ６．不要な直流負荷を切り離す。 ７．直流電源が喪失した場合は，隣接ユニットの非常用母線から号機間電源融通した電源により，ディーゼル発電機の起動を行う。非常用母線電源が確立されれば号機間電源融通を解除し，崩壊熱除去に必要な機器を起動する。なお，電源が確立されるまでの間，「順序８～１１」の操作を並行して行う。 ８．蒸気発生器の給水及び蒸気ラインの隔離を確認する。 ９．復水タンク水位が，補助給水系代替水源切替水位となれば，補助給水系の水源を代替水源に切替える。 １０．主蒸気逃がし弁により１次冷却系の冷却を行う。 １１．非常用炉心冷却系作動信号，原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信された場合は，格納容器隔離の作動状況を確認後，作動信号をリセットし，必要な機器の作動は非常用母線の電源回復後に手動にて行う。 １２．非常用母線電源が確立された場合は，モード３（高温停止状態）に移行する。 １３．号機間電源融通中に非常用母線の電源が回復した場合は，号機間電源融通を解除する。	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 （以下，同じ）
	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処置を開始するとともに，代替電源の確保，代替炉心注入の準備，アニュラス空気浄化系及び中央制御室空調系の準備並びに原子炉格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	１次冷却系からの漏えいの有無及び漏えい規模の確認 １．１次冷却材漏えいの有無及び漏えい規模を確認する。 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。 ２次冷却系による強制冷却 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，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。 使用済燃料ピット冷却状態確認及び保有水確保 １．使用済燃料ピットの冷却状態を確認し，水位低下が見られれば必要に応じて水補給を行う。 代替電源からの受電 １．代替電源（空冷式非常用発電機等）から受電したことを確認する。 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（重大事故等対処用）からの受電や不要な直流負荷を切り離す。 １次冷却材ポンプ封水系統，原子炉補機冷却水系統の隔離 １．１次冷却材ポンプ封水系統及び原子炉補機冷却水系統の隔離を行う。 蓄圧タンク隔離 １．１次冷却材圧力が蓄圧タンク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蓄圧タンクの出口弁を閉止する。 代替炉心注入 １．１次冷却材圧力が一次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力未満となり，代替炉心注入系の準備が整えば代替炉心注入を開始する。 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入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．可搬型代替注水大型ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器再循環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。	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
表９ 事象ベース運転操作基準 ４．サポート系の確保 （２）原子炉補機冷却機能喪失	表９ 事象ベース運転操作基準 ４．サポート系の確保 （２）原子炉補機冷却機能喪失	
① 目　的 ・原子炉補機冷却水系において配管等に破損が生じた場合に，原子炉補機冷却水系の機能を維持するため，適切な運転操作を行うことを目的とする。	① 目　的 ・原子炉補機冷却水系において配管等に破損が生じた場合，又は原子炉補機冷却水系統の機能が喪失した場合に，原子炉補機冷却水系の機能を維持するため，適切な運転操作を行うことを目的とする。	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更
② 導入条件 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合	② 導入条件 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合，又は原子炉補機冷却水系統の機能が喪失した場合	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更
③ 主な監視操作内容	③ 主な監視操作内容 補機冷却水系統の機能回復操作 １．現場の状況を確認し，原子炉補機冷却水系統の機能回復に努める。	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更
１．手動による原子炉トリップを行う。	原子炉手動停止 １．手動による原子炉トリップを行う。	記載の適正化
２．１次冷却材ポンプを全台停止する。	１次冷却材ポンプ手動停止 １．１次冷却材ポンプを全台停止する。	記載の適正化 記載の適正化
	原子炉補機冷却水系統の状態確認 １．原子炉補機冷却水系統の状態を確認する。 ・原子炉補機冷却水系統の漏えいがあり，原子炉補機冷却水サージタンク水位が維持できない場合は，【原子炉補機冷却水系統の漏えいの場合】へ移行する。 ・原子炉補機冷却水系統の漏えいがなく，原子炉補機冷却水ポンプが全台停止している場合は，充てん系ポンプを全台停止し，制御用空気系の空気供給を所内用空気系へ切替え，１次冷却材ポンプ封水系統，原子炉補機冷却水系統の隔離及び使用済燃料ピット冷却状態確認及び保有水確保を行い，【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更
	【原子炉補機冷却水系統の漏えいの場合】	記載の適正化
	原子炉補機冷却水ヘッダ隔離（破断ヘッダの確認） １．運転中の原子炉補機冷却水ポンプを停止する。 ２．健全ヘッダからの流出を防止するため系統分離を行う。	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化
３．原子炉補機冷却水ポンプを全台停止する。 ４．健全ヘッダからの流出を防止するため系統分離を行う。		
	原子炉補機冷却水系統隔離後の処置 １．充てん系ポンプを全台停止する。 ２．制御用空気系の空気供給を所内用空気系より行う。 ３．原子炉補機冷却水サージタンクに補給されていることを確認する。	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化
５．充てん系ポンプを停止する。 ６．制御用空気系の空気供給を所内用空気系より行う。 ７．原子炉補機冷却水サージタンクに補給されていることを確認する。		
	１次冷却材ポンプ封水系統，原子炉補機冷却水系統の隔離 １．１次冷却材ポンプ封水系統及び原子炉補機冷却水系統の隔離を行う。	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更
	使用済燃料ピット冷却状態確認及び保有水確保 １．使用済燃料ピットの冷却状態を確認し，水位低下が見られれば必要に応じて水補給を行う。	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更
	破断箇所の特定 １．破断箇所が判明したら，破断ヘッダに対応した措置に移行する。 ２．破断箇所が不明の場合には，充てん系ポンプ停止後の措置へ移行する。	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化
８．破断箇所が判明したら，「破断ヘッダに対応した措置」に移行する。 ・破断箇所が不明の場合には，「充てん系ポンプ停止の措置」へ移行する。		

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
「破断ヘッダに対応した措置」 １．１台の充てん系ポンプの冷却を，健全ヘッダ側原子炉補機冷却水系ドレンにより確保し，当該充てん系ポンプを起動し，１次冷却系にほう酸水を注入する。 ２．余熱除去系による冷却ができるまで，主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。 ３．余熱除去系による冷却ができるまで，加圧器逃がし弁により１次冷却系の減圧を行う。 ４．健全ヘッダの隔離を解除する。 ５．破断ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクへの補給を停止する。 ６．原子炉補機冷却水冷却器への海水の通水を確認する。 ７．充てん系ポンプの冷却が確保されていない場合は，「充てん系ポンプ停止の措置」に移行する。 ８．健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確保されれば，健全ヘッダの原子炉補機冷却水ポンプを起動する。 ９．充てん系ポンプの冷却を行っていた原子炉補機冷却水系ドレンを停止する。 １０．制御用空気系を起動し所内用空気系からの空気供給を停止する。 １１．モード５（低温停止）に移行する。 「充てん系ポンプ停止の措置」 １．非常用炉心冷却系作動信号及び原子炉格納容器スプレイ系作動信号発信時に作動する機器の自動起動ブロックを行う。 ２．余熱除去系による冷却ができるまで，主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。 ３．余熱除去系による冷却ができるまで，加圧器逃がし弁により１次冷却系の減圧を行う。 ４．非常用炉心冷却系作動信号が発信された場合は，非常用炉心冷却系作動信号をリセットし，必要な機器の起動は，原子炉補機冷却水ポンプ起動後に手動にて行う。 ５．原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信された場合には，原子炉格納容器スプレイ系作動信号をリセットする。 ６．健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確保されれば，健全ヘッダの原子炉補機冷却水ポンプを起動する。 ７．「破断ヘッダに対応した措置　順序９」に移行する。	破断ヘッダに対応した措置 １．１台の充てん系ポンプの冷却を，健全ヘッダ側原子炉補機冷却水系ドレンにより確保し，当該充てん系ポンプを起動し，１次冷却材ポンプ封水注入を再開するとともに，１次冷却系にほう酸水を注入する。 ２．余熱除去系による冷却ができるまで，主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を行う。 ３．余熱除去系による冷却ができるまで，加圧器逃がし弁により１次冷却系の減圧を行う。 ４．健全ヘッダの隔離を解除する。 ５．破断ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクへの補給を停止する。 ６．原子炉補機冷却水冷却器への海水の通水を確認する。 ７．充てん系ポンプの冷却が確保されており，健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確保されれば，【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】に移行する。 ・充てん系ポンプの冷却が確保されていない場合は，充てん系ポンプ停止後の措置に移行する。 【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】 代替炉心注入他準備 １．代替炉心注入の準備及び原子炉格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 １次冷却系からの漏えいの有無及び漏えい規模の確認 １．１次冷却材漏えいの有無及び漏えい規模を確認する。 使用済燃料ピット冷却状態確認及び保有水確保 １．使用済燃料ピットの冷却状態を確認し，水位低下が見られれば必要に応じて水補給を行う。 充てん系ポンプ停止後の措置 １．非常用炉心冷却系作動信号及び原子炉格納容器スプレイ系作動信号発信時に作動する機器の自動起動ブロックを行う。 ２．余熱除去系による冷却ができるまで，主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により２次冷却系強制冷却を行う。 ３．余熱除去系による冷却ができるまで，加圧器逃がし弁により１次冷却系の減圧を行う。 ４．非常用炉心冷却系作動信号が発信された場合は，非常用炉心冷却系作動信号をリセットし，必要な機器の起動は，原子炉補機冷却水ポンプ起動後に手動にて行う。	記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	蓄圧タンク隔離 １．１次冷却材圧力が蓄圧タンクからの窒素ガスの混入を防止するための圧力未満となれば蓄圧タンクの出口弁を閉止する。 代替炉心注入 １．１次冷却材圧力が１次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力未満となり，代替炉心注入系の準備が整えば代替炉心注入を開始する。 原子炉補機冷却水系機能回復の確認 １．健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージ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，可搬型代替注水大型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入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．可搬型代替注水大型ポンプからの海水供給が可能となれば，格納容器再循環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】 原子炉補機冷却水ポンプ運転可能の場合 １．健全ヘッダ側の原子炉補機冷却水サージタンクに水位が確保されれば，健全ヘッダの原子炉補機冷却水ポンプを起動する。 ２．充てん系ポンプの冷却を行っていた場合は，原子炉補機冷却水系ドレンを停止する。 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所内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．原子炉の手動停止を行い１次冷却材ポンプを全台停止，制御用空気系の空気供給を所内用空気系とした後，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。 〔安全系補機の冷却水制限温度以上の場合〕 １．充てん系ポンプを全台停止し，１次冷却材ポンプ封水系統隔離，原子炉補機冷却水ポンプを全台停止後，【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。 海水冷却機能回復の確認 １．海水冷却機能が回復すれば，海水系統，原子炉補機冷却水系統を復旧後，必要補機を起動しモード５（低温停止）に移行する。 ・回復していなければ，可搬型代替注水大型ポンプからの海水供給による再循環運転へ移行する。	設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
表１０ 安全機能ベース運転操作基準 １．未臨界の維持 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。 ② 導入条件 (1)原子炉出力が５％以上，又は中間領域起動率が正 (2) 中性子源領域起動率が正，又はＰ－６以上で中間領域起動率が－０．２DPMより大 ④ 脱出条件 (1) 原子炉出力が５％未満，及び中間領域起動率が零又は負 (2) 中性子源領域起動率が零又は負，及びＰ－６以上で中間領域起動率が－０．２DPM以下 ③ 主な監視操作内容 「原子炉出力が５％以上，又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 ・制御棒手動挿入 ・現地原子炉トリップしゃ断器の開放 ２．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 ・主蒸気隔離弁及び主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止 ・蒸気加減弁の閉止 ・現地タービントリップ ３．蒸気発生器２次側の給水量を確認し，給水量を調整する。 ４．ほう酸注入を実施する。 ５．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。 ６．１次冷却材温度を確認し，低下していれば，主蒸気隔離弁及び主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。 ７．蒸気発生器２次側圧力を確認し，低下している蒸気発生器があれば，当該蒸気発生器を隔離する。 ８．原子炉出力が５％未満，及び中間領域起動率の零又は負の確認ができなければ，「順序４」へ戻る。 「中性子源領域起動率が正，又はＰ－６以上で中間領域起動率が－０．２DPMより大が確認された場合」 １．ほう酸注入を実施する。 ２．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。 ３．１次冷却材温度を確認し，低下していれば，主蒸気隔離弁及び主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。 ４．蒸気発生器２次側圧力を確認し，低下している蒸気発生器があれば，当該蒸気発生器を隔離する。 ５．中性子源領域起動率が零，又は負，及びＰ－６以上で中間領域起動率が－０．２DPM以下を確認できなければ，「順序１」に戻る。	表１０ 安全機能ベース運転操作基準 １．未臨界の維持 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。 ② 導入条件 ・原子炉出力が５％以上，又は中間領域起動率が正 ・中性子源領域起動率が正，又はＰ－６以上で中間領域起動率が－０．２DPMより大 ④ 脱出条件 ・原子炉出力が５％未満，及び中間領域起動率が零又は負 ・中性子源領域起動率が零又は負，及びＰ－６以上で中間領域起動率が－０．２DPM以下 ③ 主な監視操作内容 【原子炉出力が５％以上，又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 ・制御棒手動挿入 ・現地原子炉トリップしゃ断器の開放 ２．多様化自動作動設備（ＡＴＷＳ緩和設備）作動警報が発信した場合，多様化自動作動設備作動盤（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 ・主蒸気隔離弁の閉止 ・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 ・主蒸気隔離弁及び主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止 ・蒸気加減弁の閉止 ・現地タービントリップ ４．蒸気発生器２次側の給水量を確認し，給水量を調整する。 ５．ほう酸水注入を実施する。 ６．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。 ７．１次冷却材温度を確認し，低下していれば，主蒸気隔離弁及び主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。 ８．蒸気発生器２次側圧力を確認し，低下している蒸気発生器があれば，当該蒸気発生器を隔離する。 ９．原子炉出力が５％未満，及び中間領域起動率の零又は負の確認ができなければ，「順序５」へ戻る。 【中性子源領域起動率が正，又はＰ－６以上で中間領域起動率が－０．２DPMより大が確認された場合】 １．ほう酸水注入を実施する。 ２．ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。 ３．１次冷却材温度を確認し，低下していれば，主蒸気隔離弁及び主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。 ４．蒸気発生器２次側圧力を確認し，低下している蒸気発生器があれば，当該蒸気発生器を隔離する。 ５．中性子源領域起動率が零，又は負，及びＰ－６以上で中間領域起動率が－０．２DPM以下を確認できなければ，「順序１」に戻る。	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 番号の変更 番号の変更 番号の変更 番号の変更 番号の変更 番号の変更 番号の変更 記載の適正化 記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
表１１ 安全機能ベース運転操作基準 ２．炉心冷却の維持 ① 目　的 ・炉心の冷却が不適切な場合，炉心冷却機能の回復を図るための適切な運転操作を行い，炉心冷却を維持する。 ② 導入条件 (1)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 ④　脱出条件 (1)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系統の高圧注入系又は低圧注入系による注入がなされていること (2)１次冷却系が飽和状態又は過熱状態 (2)炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満 ③ 主な監視操作内容 「炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合」 １．少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注入を確認する。 ・非常用炉心冷却系により注入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入ができなければ，「非常用炉心冷却系の確立ができない場合」へ移行する。 ２．蒸気発生器へ給水されていることを確認する。 ・蒸気発生器へ給水されていない場合は，給水の回復を図る。 ３．主蒸気逃がし弁又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．充てん系による注入を試みる。 ２．蒸気発生器へ給水されていることを確認する。 ・給水されていない場合は，給水の回復を図る。 ・給水の回復ができず，蓄圧注入系，低圧注入系による注入が可能であれば，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入を行う。 ・給水の回復ができず，蓄圧注入系及び低圧注入系による注入ができない場合は，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スプレイ炉心注入を行う。 ３．主蒸気逃がし弁又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及び少なくとも１系統の高圧注入系又は低圧注入系による注入が確認できなければ，「順序２」に戻る。 「１次冷却系が飽和状態又は過熱状態となった場合」 １．少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注入を確認する。 ・非常用炉心冷却系により注入されていない場合は，非常用炉心冷却系の回復を図る。 ２．加圧器逃がし弁の閉止を確認する。なお，閉止されていなければ，手動による閉止又は元弁を閉止する。 ３．蒸気発生器へ給水されていることを確認する。 ・蒸気発生器へ給水されていない場合は，給水の回復を図る。 ４．主蒸気逃がし弁又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．炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満であることが確認できなければ，「順序３」に戻る。	表１１ 安全機能ベース運転操作基準 ２．炉心冷却の維持 ① 目　的 ・炉心の冷却が不適切な場合，炉心冷却機能の回復を図るための適切な運転操作を行い，炉心冷却を維持する。 ② 導入条件 ・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，又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失事象時に全ての高圧注入流量が確認できない場合 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系統の高圧注入系又は低圧注入系による注入がなされていること ・１次冷却系が飽和状態又は過熱状態 ・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満 ③ 主な監視操作内容 【炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合】 １．少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注入を確認する。 ・非常用炉心冷却系により注入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入ができなければ，【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】へ移行する。 ２．蒸気発生器へ給水されていることを確認する。 ・蒸気発生器へ給水されていない場合は，給水の回復を図る。 ３．主蒸気逃がし弁又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．充てん系による注入を試みる。 ２．蒸気発生器へ給水されていることを確認する。 ・給水されていない場合は，給水の回復を図る。 ・給水の回復ができず，蓄圧注入系，低圧注入系による注入が可能であれば，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入を行う。 ・給水の回復ができず，蓄圧注入系及び低圧注入系による注入ができない場合は，格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）によるスプレイ炉心注入を行う。 ３．主蒸気逃がし弁又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及び少なくとも１系統の高圧注入系又は低圧注入系による注入が確認できなければ，「順序２」に戻る。 【１次冷却系が飽和状態又は過熱状態となった場合】 １．少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注入を確認する。 ・非常用炉心冷却系により注入されていない場合は，非常用炉心冷却系の回復を図る。 ２．加圧器逃がし弁の閉止を確認する。なお，閉止されていなければ，手動による閉止又は元弁を閉止する。 ３．蒸気発生器へ給水されていることを確認する。 ・蒸気発生器へ給水されていない場合は，給水の回復を図る。 ４．主蒸気逃がし弁又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．炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満であることが確認できなければ，「順序３」に戻る。	記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
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 ・全蒸気発生器狭域水位が下端以下及び補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の給水流量未満 ・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 又は ・余熱除去系による除熱ができる場合 又は ・補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の給水流量以上，又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．主蒸気逃がし弁又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。 蒸気発生器給水の確保 １．補助給水系による蒸気発生器の給水回復を図る。 ・回復できなければ主給水系又は蒸気発生器水張り系により，蒸気発生器への給水を回復させる。 ・蒸気発生器への給水が回復せず，全蒸気発生器広域水位が可視範囲以下となれば，「フィードアンドブリード運転」へ移行する。 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フィードアンドブリード運転を開始する。 ・いずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上となれば，加圧器逃がし弁を閉止し，『事象ベース運転操作基準「１次冷却材喪失事象収束操作」』に戻る。	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 ・全蒸気発生器狭域水位が下端以下及び補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の給水流量未満 ・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 又は ・余熱除去系による除熱ができる場合 又は ・補助給水流量が電動補助給水ポンプ１台分の給水流量以上，又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．主蒸気逃がし弁又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。 蒸気発生器給水の確保 １．補助給水系による蒸気発生器の給水回復を図る。 ・回復できなければ主給水系又は蒸気発生器水張り系により，蒸気発生器への給水を回復させる。 ・蒸気発生器への給水が回復せず，全蒸気発生器広域水位が可視範囲以下となれば，１次冷却系フィードアンドブリード運転へ移行する。 １次冷却系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次冷却系フィードアンドブリード運転を開始する。 １次冷却系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，余熱除去系統による冷却を行う。 ・余熱除去系統が使用できない場合は，蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行う。	記載の適正化 記載の適正化 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
表１３ 安全機能ベース運転操作基準 ４．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及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，自動作動する弁及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，主蒸気逃がし弁又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．低圧注入系と格納容器スプレイ系との接続による低圧注入スプレイを行う。 ・低圧注入スプレイができず，原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば，格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。 ６．原子炉格納容器スプレイ系が１系統以上作動し，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。	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及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．原子炉格納容器隔離信号により，自動作動する弁及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，主蒸気逃がし弁又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．余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイを行う。 ・余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイができない場合は，格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を行う。 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。	記載の適正化 記載の適正化 設置変更許可申請書の記載を踏まえた変更 記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
表１４ 安全機能ベース運転操作基準 ５．放射能放出防止 ① 目　的 ・原子炉格納容器から環境に放射性物質が放出される可能性がある場合，原子炉格納容器内放射能レベル低減のための適切な運転操作を行い，放射性物質放出を防止する。 ② 導入条件 ・原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ指示値が１×１０^{3}mSv/h 以上及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作動 ③ 主な監視操作内容 １．格納容器隔離信号を手動で発信する。 ２．格納容器隔離信号により自動作動する弁及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。 ３．原子炉格納容器内放射線レベルが，１×１０^{4}mSv/h に達すれば非常用炉心冷却系作動信号，原子炉格納容器スプレイ系作動信号を手動で発信し，原子炉格納容器スプレイ系を起動する。	表１４ 安全機能ベース運転操作基準 ５．放射能放出防止 ① 目　的 ・原子炉格納容器から環境に放射性物質が放出される可能性がある場合，原子炉格納容器内放射能レベル低減のための適切な運転操作を行い，放射性物質放出を防止する。 ② 導入条件 ・原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ指示値が１×１０^{3}mSv/h 以上及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作動 ③ 主な監視操作内容 １．原子炉格納容器隔離信号を手動で発信する。 ２．原子炉格納容器隔離信号により自動作動する弁及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。 ３．原子炉格納容器内放射線レベルが，１×１０^{4}mSv/h に達すれば非常用炉心冷却系作動信号，原子炉格納容器スプレイ系作動信号を手動で発信し，原子炉格納容器スプレイ系を起動する。	記載の適正化 記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

<table>
<tr><th>敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）</th><th>敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）</th><th>備考</th></tr>
<tr><td>表１５
<table><tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
６．１次系保有水の維持</td></tr><tr><td colspan="2">① 目　的
・１次系保有水を回復するための適切な運転操作を行い，１次系保有水を維持する。</td></tr><tr><td>② 導入条件
・加圧器水位が，水位低抽出水隔離弁閉設定値以下となった場合（ただし，非常用炉心冷却系が作動している場合を除く。）</td><td>④ 脱出条件
・加圧器水位が，水位低抽出水隔離弁閉設定値以上</td></tr><tr><td colspan="2">③主な監視操作内容
１．抽出水ラインの隔離を確認する。なお，隔離できていなければ手動により隔離を試みる。
２．充てん流量を確保し，加圧器水位低抽出水隔離弁閉設定値以上となるよう加圧器水位の調整を行う。</td></tr></table></td>
<td>表１５
<table><tr><td colspan="2">安全機能ベース運転操作基準
６．１次系保有水の維持</td></tr><tr><td colspan="2">① 目　的
・１次系保有水を回復するための適切な運転操作を行い，１次系保有水を維持する。</td></tr><tr><td>② 導入条件
・加圧器水位が，水位低抽出水隔離弁閉設定値以下となった場合（ただし，非常用炉心冷却系が作動している場合を除く。）</td><td>④ 脱出条件
・加圧器水位が，水位低抽出水隔離弁閉設定値以上</td></tr><tr><td colspan="2">③主な監視操作内容
１．抽出水ラインの隔離を確認する。なお，隔離できていなければ手動により隔離を試みる。
２．充てん流量を確保し，加圧器水位<u>が水位</u>低抽出水隔離弁閉設定値以上となるよう加圧器水位の調整を行う。</td></tr></table></td>
<td>記載の適正化</td></tr>
</table>

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（参考） ２号炉 再循環切替水位：燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの１６％ 燃料取替用水タンク水位異常低：燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの３％ 補助給水系代替水源切替水位：復水タンク水位計 計器スパンの２．３％ 加圧器水位低抽出水隔離弁閉設定値：加圧器水位計 計器スパンの１５％	（参考） ２号炉 再循環切替水位：燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの１６％ 燃料取替用水タンク水位異常低：燃料取替用水タンク水位計 計器スパンの３％ 補助給水系代替水源切替水位：復水タンク水位計 計器スパンの２．３％ 加圧器水位低抽出水隔離弁閉設定値：加圧器水位計 計器スパンの１５％	（変更なし）

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	添付２－２ 火災，内部溢水及び自然災害対応等に係る実施基準 （第２１７条，第２１７条の２及び第２１７条の３関連）	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	１ 火災 安全・防災グループマネージャーは，火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の1.1項から1.5 項を含む火災防護計画を策定し，所長の承認を得る。また，各室長及び各マネージャーは，火災防護計画に基づき，火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。 1.1 専用回線を使用した通報設備の設置 (1) 安全・防災グループマネージャーは，発電所から消防機関へ通報するために必要な専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する。 1.2 要員の配置 (1) 安全・防災グループマネージャーは，災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，必要な要員を配置する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，第３２９条に定める必要な要員を配置する。 (3) 安全・防災グループマネージャーは，上記体制以外の通常時及び火災発生時における火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。 a) 火災予防活動に関する要員 ① 防火・防災管理者を中心に，各建屋，階及び部屋等を単位として，火元責任者を置く。 b) 初期消火活動要員 ① 現場指揮者，情報提供担当，消火担当による初期消火活動要員として，９名以上を発電所に常駐させる。 c) 自衛消防隊 ① 火災による人的又は物的な被害を最小限にとどめるため，所長があらかじめ指名する所員等により編制する自衛消防隊を設置する。 ② 自衛消防隊は，３つの班で構成され，各班には，責任者である班長を配置するとともに，自衛消防隊を統括する統括管理者を置く。 ③ 所長は，自衛消防隊の統括管理者が行う活動に対し，指揮，指令を行うとともに，消防機関との連携を密にし，円滑な自衛消防活動ができるように努める。 1.3 教育訓練の実施 (1) 各室長及び安全・防災グループマネージャーは，火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的に実施する。 a) 火災防護教育 ① 各室長は，各室員に対して，以下の全所員対象の教育訓練を実施する。また，安全・防災グループマネージャーは，自衛消防隊に対して，以下の教育が実施されていることを確認する。 ⅰ 原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物，系統，機器及び重大事故等対処施設，並びに可搬型重大事故等対処設備を保管する可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル（以下，本基準において「可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル」という。）を火災から防護することを目的として，火災から防護すべき機器等の火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育 ⅱ 安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育 (a) 外部火災発生時の初期消火活動に関する教育 (b) 外部火災によるばい煙発生時及び有毒ガス発生時における外気取入ダンパの閉止，換気	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	空調設備の停止又は閉回路循環運転により，建屋内へのばい煙及び有毒ガスの侵入を防止することについての教育 (c) 森林火災から外部火災防護施設を防護するための防火帯の設定に係る教育 (d) 近隣の産業施設の火災・爆発から外部火災防護施設を防護するために，離隔距離を確保することについての教育 iii 火災が発生した場合の初期消火活動及び内部溢水を考慮した消火活動に関する教育 b) 自衛消防隊による総合訓練 ① 安全・防災グループマネージャーは，自衛消防隊に対して，初期消火活動に関する総合的な訓練を実施する。 c) 消防訓練（防火対応） ① 安全・防災グループマネージャーは，全所員に対して，火災が発生した場合の初期消火訓練を実施する。また，初期消火活動要員に対して，火災が発生した場合の初期消火活動訓練を実施する。 d) 運転員に対する教育 ① 発電室長は，運転員に対して，火災発生時の運転操作等の教育を実施する。 1.4 資機材の配備 (1) 安全・防災グループマネージャーは，化学消防車，泡消火薬剤等の消火活動のために必要な資機材を配備する。 (2) 各マネージャーは，火災防護対策のために必要な資機材を配備する。 1.5 手順の整備 (1) 安全・防災グループマネージャーは，原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため，以下の項目を含む火災防護計画を策定し，所長の承認を得る。 a) 火災防護対策を実施するための体制，責任の所在，責任者の権限，体制の運営管理，必要な要員の確保及び教育訓練，火災発生防止のための活動，火災防護設備の保守管理，点検及び火災情報の共有化等 b) 原子炉施設の安全機能を有する構築物，系統及び機器並びに重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止，火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策 c) 可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル，重大事故等に柔軟に対応するための多様性拡張設備等のその他の原子炉施設については，当該設備等に応じた火災防護対策 d) 安全施設を外部火災から防護するための運用等 (2) 各室長は，火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として，以下の活動を実施することを定める。 a) 初期消火活動 各マネージャーは，火災発生現場の確認及び中央制御室への連絡並びに消火器，消火栓等を用いた初期消火活動を実施する。 b) 消火設備故障時の対応 発電長（２号炉担当）は，消火設備の故障警報が発信した場合，中央制御室及び必要な現場の制御盤の警報の確認を実施する。 c) 消火設備のうち，自動消火設備を設置する火災区域，火災区画又は可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルにおける火災発生時の対応 ① 発電長（２号炉担当）は，火災感知器が作動した場合，火災区域，火災区画又は可搬型重大	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	事故等対処設備保管用トンネルからの退避警報及び自動消火設備の作動状況の確認を実施する。 ② 発電長（２号炉担当）は，自動消火設備の作動後の消火状況の確認及び原子炉施設の運転状況の確認等を実施する。 d）消火設備のうち，手動操作による固定式消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応 ① 初期消火活動要員は，火災感知器が作動し，火災を確認した場合，初期消火活動を実施する。 ② 発電長（２号炉担当）は，消火が困難な場合，人の退避確認後に固定式消火設備を手動操作により作動させ，その作動状況，消火状況及び原子炉施設の運転状況の確認等を実施する。 e）原子炉格納容器内における火災発生時の対応 ① 発電長（２号炉担当）は，局所火災と判断し，かつ，原子炉格納容器内への進入が可能であると判断した場合，初期消火活動要員は消火器及び水による消火活動，消火状況の確認を行い，発電長（２号炉担当）は，原子炉施設の運転状況の確認及び必要な運転操作を実施する。 ② 発電長（２号炉担当）は，広範囲な火災又は原子炉格納容器内へ進入できないと判断した場合，原子炉を停止するとともに，原子炉格納容器スプレイ設備を使用した消火活動，消火状況の確認，原子炉施設の運転状況の確認及び必要な運転操作を実施する。 f）単一故障も想定した中央制御盤内における火災発生時の対応（中央制御盤の１つの区画の安全停止機能が全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む。） ① 発電長（２号炉担当）は，高感度煙感知器により火災を検知し，火災を確認した場合，常駐する運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火活動及び原子炉施設の運転状況の確認を実施する。 ② 発電長（２号炉担当）は，煙の充満により運転操作に支障がある場合，火災発生時の煙を排気するための可搬型の排煙設備を起動する。 g）水素濃度検知器が設置される火災区域又は火災区画における水素濃度上昇時の対応 発電長（２号炉担当）は，換気設備の運転状態の確認及び換気設備の切替え等を実施する。 h）火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動 発電長（２号炉担当）は，火災発生時の煙の充満によりポンプ室の消火活動に支障がある場合は，換気設備の運転状態の確認及び換気設備の起動を実施する。また，換気設備で排気できない場合，自衛消防隊は，煙を排気できる可搬型の排風機を準備し，起動する。 i）防火帯の維持・管理 安全・防災グループマネージャーは，防火帯の維持・管理を実施する。 j）外部火災によるばい煙発生時の対応 発電長（２号炉担当）は，ばい煙発生時，外気取入ダンパの閉止，換気設備の停止又は中央制御室の閉回路循環運転による建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。 k）外部火災による有毒ガス発生時の対応 発電長（２号炉担当）は，有毒ガス発生時，外気取入ダンパの閉止，換気設備の停止又は中央制御室の閉回路循環運転による建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。 l）火災予防活動（巡視点検） 各マネージャーは，巡視点検により，火災発生の有無の確認を実施する。 m）火災予防活動（可燃物管理） 安全・防災グループマネージャー及び各マネージャーは，原子炉施設の安全機能を有する構築物，系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画については，当該施設を火災から防護するため，常設機器及び点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が，制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）及び重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については，当該施設を火災から防護するため，可燃物を置かない管理を実施する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	n）火災予防活動（火気作業等の管理） 各マネージャーは，火災区域又は火災区画において，溶接等の火気作業を実施する場合，火気作業前の計画を策定するとともに，火気作業時の養生，消火器等の配備，監視人の配置等を実施する。 o）延焼防止 安全・防災グループマネージャーは，重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では，周辺施設及び植生との離隔を確保し，火災区域内及び火災区域の周辺の植生区域については除草等の管理を実施し，延焼防止を図る。 p）火災鎮火後の原子炉施設への影響確認 各マネージャーは，原子炉施設に火災が発生した場合は，火災鎮火後，原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 q）地震発生時における火災発生の有無の確認 各マネージャーは，最寄りの気象庁震度観測点において震度５弱以上の地震が観測された場合，地震終了後，原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 r）保守管理，点検 各マネージャーは，火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため，保守管理計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。 s）火災影響評価条件の変更の要否確認 ① 内部火災影響評価 各マネージャーは，設備改造等を行う場合，都度，安全・防災グループマネージャーに内部火災影響評価への影響確認を行う。安全・防災グループマネージャーは，評価結果に影響があると判断された場合は，原子炉施設内の火災によっても，安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には，火災による影響を考慮しても，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉を安全停止できることを確認するために，内部火災影響評価の再評価を実施する。 ② 外部火災影響評価 安全・防災グループマネージャーは，評価条件を定期的に確認し，評価結果に影響がある場合は，発電所敷地内外で発生する火災が安全施設へ影響を与えないこと及び火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために，外部火災影響評価の再評価を実施する。 1.6 定期的な評価 (1) 各室長及び各マネージャーは，1.1 項から1.5 項の活動の実施結果について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，前項の各室長及び各マネージャーの報告内容を取りまとめ，1.1 項から1.5 項に定める事項について１年に１回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるよう必要に応じて，火災防護計画の見直しを行う。 1.7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 (1) 各マネージャーは，火災の影響により，原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，所属室長に報告する。報告を受けた所属室長は，所長，原子炉主任技術者及び関係する各室長に連絡するとともに，必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	２ 内部溢水 安全・防災グループマネージャーは，内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の2.１項から2.４項を含む計画を策定し，所長の承認を得る。また，各室長及び各マネージャーは，計画に基づき，内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。 2.1 要員の配置 (1) 安全・防災グループマネージャーは，原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，第３２９条に定める必要な要員を配置する。 2.2 教育訓練の実施 (1) 各室長は，各室員に対して，内部溢水全般（評価内容，溢水経路，防護すべき設備，水密扉，堰等の設置の考え方等）の運用管理に関する全所員対象の教育を定期的に実施する。 (2) 各室長は，各室員に対して，火災が発生した場合の初期消火及び放水時の注意事項に関する全所員対象の教育を定期的に実施する。 (3) 安全・防災グループマネージャーは，自衛消防隊に対して，(1)及び(2)の教育が実施されていることを確認する。 (4) 発電室長は，運転員に対して，内部溢水発生時の運転操作等に関する教育を定期的に実施する。 2.3 資機材の配備 (1) 各マネージャーは，内部溢水発生時に使用する資機材を配備する。 2.4 手順の整備 (1) 各室長は，内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として，以下の活動を実施することを定める。 a) 内部溢水発生時の措置 発電長（２号炉担当）は，配管の想定破損による溢水が発生した場合及び基準地震動による地震力により耐震Ｂ，Ｃクラスの機器が破損し溢水が発生した場合の措置を行う。 b) 消火水放水時における注意喚起 安全・防災グループマネージャーは，機能喪失高さが低い防護すべき設備について，消火水放水時における注意喚起をするため，機能喪失高さ及び注意事項の表示を行う。 c) 運転時間実績管理 運転管理グループマネージャーは，運転実績（高エネルギ配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の２％又はプラント運転期間の１％より小さい。）により低エネルギ配管としている系統についての運転時間実績管理を行う。 d) 水密扉の閉止状態の管理 発電長（２号炉担当）は，中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により，水密扉の閉止状態の確認を行う。また，各マネージャーは，水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。 e) 内部溢水発生時の原子炉施設への影響確認 各マネージャーは，原子炉施設に内部溢水が発生した場合は，事象収束後，原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 f) 保守管理，点検 ① 機械グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，火災時に消火水を放水	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	した場合，消火水による防護すべき設備の安全機能への影響の有無を確認するために，放水後に適切な点検を行う。 ② 機械グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，防護すべき設備が蒸気環境に曝された場合，防護すべき設備の要求される安全機能を維持するために，適切な点検を行う。 ③ 機械グループマネージャーは，原子炉補機冷却海水ポンプエリア内で溢水が発生した場合に，排水を期待する床ドレンが閉塞しないように，日常点検又は定期点検を行う。 ④ 機械グループマネージャーは，配管の想定破損評価において，応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は，評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために，継続的な肉厚管理を行う。 ⑤ 機械グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，浸水防護施設及び防護すべき設備の要求機能を維持するため，保守管理計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。 g) 溢水評価条件の変更の要否確認 安全・防災グループマネージャーは，設備改造や資機材の持込みにより評価条件に見直しがある場合，都度，溢水評価への影響確認を行う。 2.5 定期的な評価 (1) 各室長及び各マネージャーは，2.1 項から2.4 項の活動の実施結果について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，前項の各室長及び各マネージャーの報告内容を取りまとめ，2.1 項から2.4 項に定める事項について１年に１回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるよう必要に応じて，計画の見直しを行う。 2.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 (1) 各マネージャーは，内部溢水の影響により，原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，所属室長に報告する。報告を受けた所属室長は，所長，原子炉主任技術者及び関係する各室長に連絡するとともに，必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	３ 地震 安全・防災グループマネージャーは，地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の3.1項から3.4項を含む計画を策定し，所長の承認を得る。また，各室長及び各マネージャーは，計画に基づき，地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。 3.1 要員の配置 (1) 安全・防災グループマネージャーは，災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，必要な要員を配置する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，第３２９条に定める必要な要員を配置する。 3.2 教育訓練の実施 (1) 各室長は，各室員に対して，地震発生時の運用管理に関する全所員対象の教育を定期的に実施する。 (2) 発電室長は，運転員に対して，地震発生時の運転操作等に関する教育を定期的に実施する。 3.3 資機材の配備 (1) 各マネージャーは，地震発生時に使用する資機材を配備する。 3.4 手順の整備 (1) 各室長は，地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として，以下の活動を実施することを定める。 a) 波及的影響防止 ① 各マネージャーは，波及的影響を防止するよう現場を維持するため，機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。 ② 各マネージャーは，機器・配管等の設置及び点検資材等の仮設・仮置時における，耐震重要施設（耐震Ｓクラス施設）及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備を含む。）（以下「耐震重要施設等」という。）に対する下位クラス施設※1の波及的影響（４つの観点※2及び溢水・火災の観点）を防止する。 ※１：耐震Ｂクラス及びＣクラス施設に加え，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備を含む。），可搬型重大事故等対処設備並びに常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設を考慮する。 ※２：４つの観点とは，以下をいう。 ⅰ 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響 ⅱ 耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響 ⅲ 建屋内における下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響 ⅳ 建屋外における下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	b）設備の保管 ① 各マネージャーは，可搬型重大事故等対処設備について，地震による周辺斜面の崩壊，溢水・火災等の影響により，重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう，波及的影響を受けない所定の配置場所に適切な保管がなされていることを確認する。 ② 各マネージャーは，可搬型重大事故等対処設備等のうち，屋外の車両型設備及びコンテナに収納される可搬型代替注水中型ポンプについて，離隔距離を基に必要な間隔を定め適切な保管がなされていることを確認する。また，屋外の車両型設備及びコンテナに収納される可搬型代替注水中型ポンプ以外の可搬型重大事故等対処設備については，固縛措置，転倒防止対策等により適切な保管がなされていることを確認する。 c）地震発生時の原子炉施設への影響確認 各マネージャーは，最寄りの気象庁震度観測点において震度５弱以上の地震が観測された場合，地震終了後，以下の対応を行うとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 ① 各マネージャーは，原子炉施設の損傷の有無を確認する。 ② 炉心・燃料グループマネージャーは，使用済燃料ピットにおいて，水面の清浄度及び異物の混入がないこと等を確認する。 3.5 定期的な評価 (1) 各室長及び各マネージャーは，3.1 項から3.4 項の活動の実施結果について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，前項の各室長及び各マネージャーの報告内容を取りまとめ，3.1 項から3.4 項に定める事項について１年に１回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるよう必要に応じて，計画の見直しを行う。 3.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 (1) 各マネージャーは，地震の影響により，原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，所属室長に報告する。報告を受けた所属室長は，所長，原子炉主任技術者及び関係する各室長に連絡するとともに，必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。 3.7 その他の関連する活動 (1) 発電管理室長は，以下の活動を実施することを定める。 a）新たな知見の収集，反映 発電管理室長は，定期的に新たな知見の確認を行い，新たな知見が得られた場合の基準地震動の評価を行い，必要な事項を適切に反映する。 b）波及的影響防止 発電管理室長は，4つの観点以外の新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。 c）地震観測及び影響確認 発電管理室長は，原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対して，地震観測等により振動性状の把握及び施設の機能に支障のないことの確認を行うとともに，適切な観測を継続的に実施するために，必要に応じ，地震観測網の拡充を計画する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	4 津波 安全・防災グループマネージャーは，津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の4.1項から4.4項を含む計画を策定し，所長の承認を得る。また，各室長及び各マネージャーは，計画に基づき，津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。 4.1 要員の配置 (1) 安全・防災グループマネージャーは，災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，必要な要員を配置する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，第３２９条に定める必要な要員を配置する。 4.2 教育訓練の実施 (1) 各室長は，各室員に対して，津波防護の運用に関する全所員対象の教育を定期的に実施する。 (2) 発電室長は，運転員に対して，津波発生時の運転操作等に関する教育を定期的に実施する。 (3) 保修室長は，室員に対して，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の保守管理，点検に関する教育を定期的に実施する。 4.3 資機材の配備 (1) 各マネージャーは，津波発生時に使用する資機材を配備する。 4.4 手順の整備 (1) 各室長は，津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として，以下の活動を実施することを定める。 a) 津波の襲来が予想される場合の手順 ① 発電長（２号炉担当）は，発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合，原則として循環水ポンプの停止（原子炉停止），原子炉の冷却操作及び放水ピット逆流防止設備の閉操作を実施する。ただし，以下の場合はその限りでない。 ⅰ 大津波警報が誤報であった場合 ⅱ 大津波警報が見直された場合 ② 各マネージャーは，燃料等輸送船に関し，津波警報等（大津波警報，津波警報及び津波注意報）が発表された場合は，原則として荷役作業を中断し，陸側作業員及び輸送物の退避並びに燃料等輸送船の離岸に関する措置を実施する。ただし，以下の場合はその限りでない。 ⅰ 津波警報等が誤報であった場合 ⅱ 発電所を含む地域までの津波の到達時間が長く，かつ津波注意報の場合であって，燃料等輸送船の退避を必要としないと総合的に各マネージャーが判断した場合 ③ 各マネージャーは，緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。 ④ 発電長（２号炉担当）は，津波監視カメラ及び海水ポンプピット水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。 b) 防潮扉の閉止状態の管理 発電長（２号炉担当）は，中央制御室において防潮扉監視設備の警報監視により，防潮扉の閉止状態の確認を行う。また，各マネージャーは，防潮扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	c）津波発生時の原子炉施設への影響確認 各マネージャーは，発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合は，事象収束後，原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 d）保守管理，点検 機械グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の要求機能を維持するため，保守管理計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。 e）津波評価条件の変更の要否確認 ① 各マネージャーは，設備改造等を行う場合，都度，安全・防災グループマネージャーに津波評価への影響確認を行う。 ② 安全・防災グループマネージャーは，津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。 4.5 定期的な評価 (1) 各室長及び各マネージャーは，4.1 項から4.4 項の活動の実施結果について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，前項の各室長及び各マネージャーの報告内容を取りまとめ，4.1 項から4.4 項に定める事項について１年に１回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるよう必要に応じて，計画の見直しを行う。 4.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 (1) 各マネージャーは，津波の影響により，原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，所属室長に報告する。報告を受けた所属室長は，所長，原子炉主任技術者及び関係する各室長に連絡するとともに，必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。 4.7 その他の関連する活動 (1) 発電管理室長は，以下の活動を実施することを定める。 a）新たな知見の収集，反映 発電管理室長は，定期的に新たな知見の確認を行い，新たな知見が得られた場合の基準津波の評価を行い，必要な事項を適切に反映する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	5 竜巻 安全・防災グループマネージャーは，竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の5.1項から5.4項を含む計画を策定し，所長の承認を得る。また，各室長及び各マネージャーは，計画に基づき，竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。 5.1 要員の配置 (1) 安全・防災グループマネージャーは，災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，必要な要員を配置する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，第３２９条に定める必要な要員を配置する。 5.2 教育訓練の実施 (1) 各室長は，各室員に対して，竜巻防護の運用管理に関する全所員対象の教育を定期的に実施する。また，安全・防災グループマネージャーは，全所員に対して，竜巻発生時における車両退避等の訓練を実施する。 (2) 発電室長は，運転員に対して，竜巻発生時の運転操作等に関する教育を定期的に実施する。 (3) 保修室長及び安全・防災室長は，各室員に対して，竜巻飛来物防護対策設備※1の保守管理，点検に関する教育訓練を定期的に実施する。 ※１：復水タンク，燃料取替用水タンク，換気空調設備（アニュラス空気浄化系，中央制御室換気空調系，安全補機室換気空調系，ディーゼル発電機室換気系，制御用空気圧縮装置エリア換気系，電動補助給水ポンプ換気系，安全補機開閉器室空調系，安全系インバータ室換気空調系）及びディーゼル発電機室給気ファンを竜巻飛来物から防護するための竜巻防護ネットや防護板（いずれも扉形状のものを含む。），海水ポンプエリア防護壁，ディーゼル発電機室搬入口及び燃料移送ポンプ室の防護板（扉形状のものを含む。）並びに可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルの坑口に設置する竜巻防護ネットや防護板（いずれも扉形状のものを含む。）。 5.3 資機材の配備 (1) 各マネージャーは，竜巻対策として固縛に使用する資機材を配備する。 5.4 手順の整備 (1) 各室長は，竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として，以下の活動を実施することを定める。 a) 飛来物管理 ① 各マネージャーは，飛来時の運動エネルギ，貫通力が設計飛来物である鋼製材※2よりも大きなものについて，設置場所等に応じて固縛，建屋内収納又は撤去により飛来物とならない管理を実施する。 ② 各マネージャーは，屋外の可搬型重大事故等対処設備について，竜巻の波及的影響を受けないよう及び他の設備に悪影響を与えないように可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル内に保管する管理を実施する。 ③ 各マネージャーは，屋外の重大事故等対処設備等を固縛することにより，重大事故等対処設備等の機能を損なわないよう及び他の設備に悪影響を与えないよう管理を実施する。また，各	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

<table>
<tr><th>敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）</th><th>敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）</th><th>備考</th></tr>
<tr><td>（なし）</td><td>マネージャーは，屋外の重大事故等対処設備等の保管場所に保管する資機材等を固縛することにより，重大事故等対処設備等に波及的影響を及ぼすことがないよう管理を実施する。
④ 施設防護グループマネージャーは，車両に関する入構管理を行う。

※２：設計飛来物である鋼製材の寸法等は，以下のとおり。
<table><tr><th>飛来物の種類</th><th>鋼製材</th></tr><tr><td>寸法（m）</td><td>長さ×幅×奥行き
4.2×0.3×0.2</td></tr><tr><td>質量（kg）</td><td>135</td></tr></table>
b）竜巻の襲来が予想される場合の対応
① 各マネージャーは，車両に関して停車している場所に応じて退避又は固縛することにより飛来物とならない管理を実施する。
② 発電長（２号炉担当）は，以下の扉の閉状態を確認する。
・復水タンクエリア，海水ポンプエリア防護壁，ディーゼル発電機室給気ファン室，ディーゼル発電機室搬入口及び燃料移送ポンプ室の出入口扉
・制御用空気圧縮装置エリア換気系及び電動補助給水ポンプ室換気系の外気取入ダクトガラリの出入口扉
③ 安全・防災グループマネージャーは，以下の扉の閉状態を確認する。
・可搬型重大事故等対処設備保管用トンネルの坑口の扉
・緊急時対策所の出入口扉
④ 発電長（２号炉担当）及び炉心・燃料グループマネージャーは，使用済燃料ピットでの照射済燃料の移動を中止する。
c）竜巻飛来物防護対策設備の取付・取外操作
各マネージャーは，竜巻飛来物防護対策設備の取付・取外操作を実施する。
d）代替設備又は予備品確保
各マネージャーは，竜巻の襲来により，安全施設の構造健全性が維持できない場合には，代替設備又は予備品を確保する。
e）竜巻発生時の原子炉施設への影響確認
各マネージャーは，発電所敷地内に竜巻が発生した場合は，事象収束後，原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。
f）竜巻により原子炉施設等が損傷した場合の措置
① 発電長（２号炉担当）は，竜巻により原子炉施設が損傷し，第４章運転管理で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，各措置を講じる。
② 発電長（２号炉担当）は，排気筒に損傷を発見した場合，放射性気体廃棄物が放出中であれば速やかに放出を停止する。
③ 各マネージャーは，建屋外において竜巻による火災の発生を確認した場合，消火活動を行う。
g）保守管理，点検
① 機械グループマネージャー及び安全・防災グループマネージャーは，竜巻飛来物防護対策設備の要求機能を保持するため，保守管理計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。

5.5 定期的な評価
(1) 各室長及び各マネージャーは，5.1項から5.4項の活動の実施結果について定期的に評価を行うと</td><td>新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映</td></tr>
</table>

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	ともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，前項の各室長及び各マネージャーの報告内容を取りまとめ，5.1項から5.4項に定める事項について１年に１回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるよう必要に応じて，計画の見直しを行う。 5.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 (1) 各マネージャーは，竜巻の影響により，原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，所属室長に報告する。報告を受けた所属室長は，所長，原子炉主任技術者及び関係する各室長に連絡するとともに，必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。 5.7 その他の関連する活動 (1) 発電管理室長は，以下の活動を実施することを定める。 a) 新たな知見の収集，反映 発電管理室長は，定期的に新たな知見の確認を行い，新たな知見が得られた場合の竜巻の評価を行い，必要な事項を適切に反映する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	６ 火山事象（降下火砕物），降雪 安全・防災グループマネージャーは，火山事象（降下火砕物）及び降雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の6.1項から6.4項を含む計画を策定し，所長の承認を得る。また，各室長及び各マネージャーは，計画に基づき，火山事象（降下火砕物）及び降雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。 6.1 要員の配置 (1) 安全・防災グループマネージャーは，災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，必要な要員を配置する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え，第３２９条に定める必要な要員を配置する。 6.2 教育訓練の実施 (1) 各室長は，各室員に対して，火山事象（降下火砕物）及び積雪に対する運用管理に関する全所員対象の教育を定期的に実施する。 (2) 発電室長は，運転員に対して，火山事象（降下火砕物）発生時の運転操作等に関する教育を定期的に実施する。 (3) 各室長は，各室員に対して，火山事象（降下火砕物）及び積雪より防護すべき施設の保守管理，点検に関する教育を定期的に実施する。 6.3 資機材の配備 (1) 各マネージャーは，降下火砕物の除去等の屋外作業時に使用する道具や防護具等を配備する。 6.4 手順の整備 (1) 各室長は，火山事象（降下火砕物）及び降雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として，以下の活動を実施することを定める。 a) 降下火砕物の侵入防止 発電長（２号炉担当）は，外気取入口に設置している平型フィルタ等の差圧監視，外気取入ダンパの閉止，換気空調設備の停止又は中央制御室の閉回路循環運転による建屋内への降下火砕物の侵入防止を実施する。 b) 降下火砕物及び積雪の除去作業 ① 各マネージャーは，施設の機能に影響が及ばないよう，換気空調設備のフィルタの取替・清掃作業，水循環系のストレーナ清掃作業，碍子洗浄作業を実施する。 ② 安全・防災グループマネージャーは，復水タンク，燃料取替用水タンク，原子炉補機冷却海水ポンプ及びストレーナ，原子炉建屋，原子炉補助建屋における降下火砕物の堆積厚さが10cmにならないように除去するとともに，事象収束後は，長期的な堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物を除去する。 また，上記以外の屋外に設置されている重大事故等対処設備に対する降下火砕物及び積雪の除去作業については，火山事象（降下火砕物）及び降雪状況を踏まえ，設備に悪影響を及ぼさないように実施する。 c) 原子炉施設への影響確認 各マネージャーは，事象収束後，原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 d) 保守管理，点検	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	各マネージャーは，火山事象（降下火砕物）より防護すべき施設の要求機能を維持するため，事象収束後は，降下火砕物による静的荷重，腐食及び摩耗等の影響について，保守管理計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。 6.5 定期的な評価 (1) 各室長及び各マネージャーは，6.1項から6.4項の活動の実施結果について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは，前項の各室長及び各マネージャーの報告内容を取りまとめ，6.1項から6.4項に定める事項について１年に１回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるよう必要に応じて，計画の見直しを行う。 6.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 各マネージャーは，火山事象（降下火砕物）及び降雪の影響により，原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，所属室長に報告する。報告を受けた所属室長は，所長，原子炉主任技術者及び関係する各室長に連絡するとともに，必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。 6.7 その他の関連する活動 (1) 発電管理室長は，以下の活動を実施することを定める。 a) 新たな知見の収集，反映 発電管理室長は，定期的に新たな知見の確認を行い，新たな知見が得られた場合の火山事象の評価を行い，必要な事項を適切に反映する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	添付２－３ 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準 （第２１７条の５及び第２１７条の６関連）	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準 本実施基準は，重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。 また，重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等については，表－１から表－１９に定める。なお，多様性拡張設備を使用した運用手順及び運用手順の詳細な内容等については，二次文書及び三次文書に定める。 1. 重大事故等対策 (1) 社長は，重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備にあたって，財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。 (2) 総務室長（本店）及び発電管理室長は，以下に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について，「原子炉主任技術者の選任及び職務要項」に定める。 a) 原子炉主任技術者は，原子力防災組織において，独立性が確保できる組織に配置（本店総合災害対策本部付）し，重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実，かつ，最優先に行うことを任務とする。 b) 原子炉主任技術者は，保安上必要な場合は，運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い，発電所災害対策本部（以下，本実施基準において「災害対策本部」という。）の本部長は，その指示を踏まえ方針を決定する。 c) 原子炉主任技術者は，休日，時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合，初動本部要員からの情報連絡（プラントの状況，対策の状況）を受け，保安上必要な場合は指示を行う。 d) 原子炉主任技術者は，非常招集圏内に１名を配置する。 e) 原子炉主任技術者は，重大事故等対策に係る手順書の整備にあたって，保安上必要な事項について確認を行う。 (3) 安全・防災グループマネージャーは，(1)の方針に基づき，重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の1.1 項及び1.2 項を含む計画を策定し，所長の承認を得る。 また，各室長及び各マネージャーは，計画に基づき，重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。 (4) 各室長は，(1)の方針に基づき，重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の1.3 項及び表－１から表－１９ に示す「重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等」を含む手順を整備し，1.1(1) a)の要員にこの手順を遵守させる。 (5) 発電管理室長は，(1)の方針に基づき，重大事故等発生時における本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として，次の1.1項及び1.2項を含む計画を策定するとともに，計画に基づき，本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	1.1 体制の整備，教育訓練の実施及び資機材の配備 (1) 体制の整備 a) 安全・防災室長は，以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを手順に定め，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。 ① 所長は，重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，事故原因の除去，原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速，かつ，円滑に行うため，緊急時体制を発令し，災害対策本部要員の非常招集，通報連絡を行い，第３２９条に定める原子力防災組織を設置し，発電所に自らを本部長とする災害対策本部の体制を整え対処する。 ② 所長は，災害対策本部の本部長として，原子力防災組織の統括管理を行い，責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。 また，本部長の下に本部長代理を設置し，本部長代理は本部長を補佐し，本部長が不在の場合は，本部長代理がその職務を代行する。 ③ 所長は，災害対策本部に重大事故等対策を実施する実施組織，実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織，実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成し，専門性及び経験を考慮した作業班を構成する。 また，各班の役割分担及び責任者である班長を定め，指揮命令系統を明確にし効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。 ④ 所長は，重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能を明確にするとともに，各班の責任者である班長を配置する。 ⑤ 所長は，災害対策本部における全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理する。 ⑥ 所長は，指揮者である本部長が欠けた場合に備え，本部長の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。 ⑦ 所長は，原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合，直ちに原子力防災体制を発令するとともに発電管理室長へ報告する。 ⑧ 実施組織である災害対策本部要員を発電所内又は発電所近傍に常時確保し，確保した重大事故等対策要員により，重大事故等対処設備を使用して炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故対策に対応できる体制とし，指揮者の指示のもと情報収集や事故対策の検討を行い，重大事故等対策を実施する。 ⑨ 実施組織の班構成及び必要な役割分担を，以下のとおりとし，重大事故等対策を円滑に実施する。 ⅰ 運転班は，運転員（当直員）の任務，災害拡大防止に必要な運転上の措置，原子炉及び付属施設の保安維持を行う。 ⅱ 保修班は，事故原因の究明，応急対策の立案，実施等を行う。 ⅲ 庶務班は，アクセスルートの確保及び消火活動を行う。 ⑩ 技術支援組織と運営支援組織の班構成及び必要な役割分担については，以下のとおりとし，重大事故等対策を円滑に実施する。 ⅰ 技術支援組織は，運転班，技術班，保修班及び放射線管理班で構成する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(a) 運転班は，発電部門の技術的助言を行う。 (b) 技術班は，重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において，プラント状態の把握及び事故進展の予測，パラメータの監視，パラメータがあらかじめ定められた基準値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示等を行う。 (c) 保修班は，保修部門（制御，電気，機械）の技術的助言を行う。 (d) 放射線管理班は，発電所内外の放射線・放射能の測定，放射線影響範囲の推定，放射線管理上の立入制限区域設定・標識の明示，要員の被ばく管理，放射性物質の汚染除去等の対応を行う。 ii 運営支援組織は，情報班，広報班，庶務班及び保健安全班で構成し，必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。 (a) 情報班は，災害に関する情報の収集，関係官庁及び関係地方自治体等との連絡調整を行う。 (b) 広報班は，広報に関する関連機関との連絡調整，報道機関の対応等を行う。 (c) 庶務班は，緊急時対策所の運用管理，防災体制出動要員及び所外者への指示，要員，資機材等の調達要員，輸送，所内警備，消火活動，避難者誘導等を行う。 (d) 保健安全班は，医療(救護)に関する措置等を行う。 iii 各班は，各班の役割を実施し，実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。 ⑪ 地震により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常招集連絡ができない場合でも地震（発電所周辺地域において，震度6弱以上の地震）の発生により原子力防災要員が発電所に自動参集する。 ⑫ 重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために必要な要員として，第２１２条に規定する運転員，初動本部要員及び重大事故等対策要員について，以下のとおり役割及び人数を割り当て確保する。 i 原子力防災組織の統括管理及び全体の指揮を行う全体指揮者，及び全体指揮者の補佐とプラントの統括管理を行うプラント統括管理者並びに通報連絡を行う通報連絡者の初動本部要員4名，運転操作指揮を行う発電長，運転操作指揮補佐を行う副発電長，並びに運転操作対応を行う運転員の7名，初動の運転対応，保修対応，アクセスルート確保，放射線管理及び消火活動を行う重大事故等対策要員46名の合計57名（以下，本実施基準において「災害対策本部初動要員」という。）を確保する。 ii 初動本部要員及び重大事故等対策要員は，緊急時対策所に参集し，各要員の任務に応じた対応を行う。 iii 高線量下の対応においても，当社社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。 iv 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し，第２１２条に規定する所定の初動本部要員及び重大事故等対策要員に欠員が生じた場合，休日，時間外（夜間）を含め初動本部要員及び重大事故等対策要員の補充を行うとともに，そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	また，初動本部要員及び重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は，所長に連絡するとともに，原子炉停止等の措置を実施し，確保できる初動本部要員及び重大事故等対策要員で，安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。 ⑬ 休日，時間外（夜間）を含めて必要な初動本部要員及び災害対策本部要員を非常招集できるよう，定期的に通報連絡訓練を実施する。 ⑭ 実施組織及び支援組織が実効的に活動するための以下の施設及び設備等について管理する。 ⅰ 支援組織が，必要なプラントのパラメータを確認するためのＳＰＤＳデータ表示装置，発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所 ⅱ 実施組織が中央制御室，緊急時対策所及び現場との連携を図り，作業内容及び現場状況の情報共有を実施するための携帯型通話設備，無線連絡設備（無線通話装置（携帯型））及び衛星携帯電話設備 ⅲ 照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも，迅速な現場への移動，操作及び作業を実施するためのヘッドライト及び懐中電灯等の照明 ⑮ 支援組織の役割について，以下のとおりとし，重大事故等対策を円滑に実施する。 ⅰ 発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備し，広く情報提供を行う。 ⅱ 原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は，災害対策本部の情報班にて一元的に集約管理し，発電所内で共有するとともに，本店総合災害対策本部と災害対策本部間において，衛星携帯電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びＳＰＤＳを使用することにより，発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。 ⅲ 本店総合災害対策本部との連絡を密にすることで報道発表，外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店総合災害対策本部で実施し，災害対策本部が事故対応に専念でき，かつ，発電所内外へ広く情報提供を行う。 b）発電管理室長は，以下に示す本店総合災害対策本部の役割分担及び責任者などを手順に定め，体制を確立する。 ① 発電管理室長は，発電所における原子力防災体制発令の報告を受けた場合，直ちに社長に報告し，社長は本店における原子力防災体制を発令する。 ② 社長は，原子力防災体制を発令した場合，速やかに本店総合災害対策本部を設置し，全社大での原子力災害対策活動を実施するため本店総合災害対策本部長としてその職務を行う。なお，社長が不在の場合は副社長又は常務取締役がその職務を代行する。 本店総合災害対策本部は，災害対策本部が事故対応に専念できるように，情報の収集及び社外関係機関との連絡調整等を行う情報班，発電所の災害対策本部が行なう応急活動の検討等を行う技術班，通信施設の確保及び追加要員の招集等を行う庶務班，報道機関等との対応等を行う広報班，放射線管理に係る事項の検討等を行う放射線管理班並びに緊急医療に係る事項の検討等を行う保健安全班から構成され，原子力施設事態即応センター及び事業者総合対策本部に参集し活動を行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	③ 本店総合災害対策本部長は，原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合，あらかじめ選定している支援拠点の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し，必要な本店総合災害対策要員を派遣するとともに，災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。 ④ 本店総合災害対策本部長は，他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織から技術的な支援が受けられる体制を整備する。 c）安全・防災室長及び発電管理室長は，重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて，社内外の関係各所と連係し，適切，かつ，効果的な対応を検討できる体制を確立する。 また，機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減及び放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため，平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。 (2) 教育訓練の実施 a）力量の維持向上のための教育訓練 総務グループマネージャーは，力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。 各室長は，災害対策本部要員に対して，事象の種類及び事象の進展に応じて的確，かつ，柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るため，以下の教育訓練を実施する。 ① 表－１から表－１９に記載した対応手段を実施するために必要とする手順を教育訓練項目として定め，災害対策本部要員の役割に応じた教育訓練を計画的に実施する。 ⅰ 災害対策本部要員に対し，役割に応じた教育訓練項目を年１回以上実施する。 なお，作業・操作の類似がない教育訓練項目については，教育訓練を年２回実施し，うち１回は机上による教育訓練とする。 ⅱ 災害対策本部要員に対し，役割に応じ実施するⅰ項の教育訓練結果を評価し，力量が維持されていることを確認する。 ② 重大事故等対策を行う災害対策本部要員に対し，以下の教育訓練等を実施する。 ⅰ 災害対策本部要員に対し，役割に応じた重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識並びに的確な状況把握，確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識の向上を図る知識ベースの教育訓練を年１回以上実施する。 ⅱ 災害対策本部要員に対し，役割に応じた過酷事故の内容，基本的な対処方法等，知識ベースの理解向上に資する教育訓練を年１回以上実施する。重大事故等発生時のプラント状況の把握，的確な対応操作の選択等，実施組織及び支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を年１回以上実施する。 ⅲ 各室員等に対し，重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために，普段から定期点検並びに運転に必要な操作，保守点検活動及び重大事故等対策の資機材を用いた教育訓練を自ら行うよう指導し，原子炉施設及び予備品等について熟知させ実務経験を積ませる。 ⅳ ①ⅰ項の教育訓練において，事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した教育訓練，夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した教育訓練を実施する。 ⅴ 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう，普段から保守点検活動等を通じて準備し，それらの情報及びマニュアルを用いた教育訓練を行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	b）成立性の確認訓練 総務グループマネージャーは，成立性の確認訓練の実施計画を作成し，原子炉主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。 発電室長及び安全・防災室長は，災害対策本部要員に対し，以下の成立性の確認訓練を手順に基づき実施する。 ① 成立性の確認訓練を以下のｉ項，ⅱ項に定める頻度，内容で計画的に実施する。 ｉ 中央制御室主体の操作に係る成立性確認 (a) 中央制御室主体の操作に係る成立性確認（シミュレータによる成立性確認） 中央操作主体，重要事故シーケンスの類似性及び操作の類似性の観点から整理した(a-1)から(a-7)の重要事故シーケンスについて，運転員（当直員）及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員（以下「運転員等」という。）を対象に年１回以上実施する。 (a-1) ２次冷却系からの除熱機能喪失 (a-2) 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (a-3) 原子炉停止機能喪失 (a-4) 非常用炉心冷却設備（ＥＣＣＳ）注水機能喪失 (a-5) 非常用炉心冷却設備（ＥＣＣＳ）再循環機能喪失 (a-6) 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損） (a-7) 原子炉冷却材の流出（運転停止中） (b) 成立性の確認の評価方法 重要事故シーケンスの有効性評価上の解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとして手順に定め，発電長の指示の下，適切な対応ができていることを以下のとおり評価する。 (b-1) 重要事故シーケンスに応じた対応において，発電長からの指示に対して，運転員等が適切に対応し，報告することにより連携が図られていること (b-2) 解析上の操作条件が満足されるように対応できること (b-3) 手順書に従い確実な対応ができること ⅱ 現場主体の操作に係る成立性確認 (a) 技術的能力の成立性確認 現場主体で実施する表－２０の対応手段のうち，有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について，運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を対象に年１回以上実施する。 (b) 机上訓練による有効性評価の成立性確認 現場主体，重要事故シーケンスの類似性及び現場作業の類似性の観点から整理した(b-1)から(b-5)の重要事故シーケンスについて，重大事故等対策要員のうち保修対応要員を対象に年１回以上実施する。 (b-1) 全交流動力電源喪失（ＲＣＰシールＬＯＣＡが発生する場合） (b-2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） (b-3) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損） (b-4) 使用済燃料ピット水の小規模な喪失 (b-5) 全交流動力電源喪失（運転停止中） (c) 現場訓練による有効性評価の成立性確認 現場主体，重要事故シーケンスの類似性及び現場作業の類似性の観点から整理した	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(c-1)及び(c-2)の重要事故シーケンスについて，災害対策本部要員で構成する班の中から任意の班※を対象に年１回以上実施する。 (c-1) 全交流動力電源喪失（ＲＣＰシールＬＯＣＡが発生する場合） (c-2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） ※ 成立性の確認を行う班については，毎年特定の班に偏らないように配慮する。また，重要事故シーケンス毎に異なる班を指定する。 (d) 成立性の確認の評価方法 (d-1) 技術的能力の成立性確認は，有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について，役割に応じた対応が必要な要員数で想定時間内に実施するために必要とする手順に沿った訓練結果をもとに，算出された訓練時間と表－２０に記載した対応手段毎の想定時間を比較し評価する。 (d-2) 机上訓練による有効性評価の成立性確認は，有効性評価の重要事故シーケンスについて，必要な役割に応じて求められる現場作業等ができることの確認事項を手順に定め，満足することを評価する。 (d-3) 現場訓練による有効性評価の成立性確認は，有効性評価の成立性担保のために必要な操作が完了すべき時間であるホールドポイントを手順に定め，満足することを評価する。 (d-4) (a)項及び(c)項の成立性の確認は，多くの訓練項目に対して効果的に行うため，以下の条件により実施する。 なお，(c)項の成立性確認は(d-4-4)項，(d-4-5)項は適用しない。 (d-4-1) 実施にあたっては，原則，一連で実施することとするが，長時間を要する成立性の確認については，分割して実施する。 (d-4-2) 弁の開閉操作，水中ポンプの海水への投入，機器の起動操作等により，原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの，訓練により設備が損傷又は劣化を促進するおそれのあるもの等については，模擬操作を実施する。 (d-4-3) 訓練用のモックアップがある場合は，(d-4-2)項の模擬操作ではなく，モックアップを使用した訓練を実施する。実施にあたっては，移動時間を考慮する。 (d-4-4) 他の訓練の作業・操作待ちがある場合は，連携の訓練を確実に行ったのち，次工程の作業・操作を実施する。 (d-4-5) 同じ作業の繰り返しを行う訓練については，一部の時間を測定し，その時間をもとに訓練時間を算出する。 ② 成立性の確認結果を踏まえた措置 ⅰ 中央制御室主体の操作に係る成立性確認，技術的能力の成立性確認及び机上訓練による有効性評価の成立性確認の場合 成立性の確認により，役割に応じた必要な力量(以下②において「力量」という。)を確保できていないと判断した場合は，速やかに以下の措置を講じる。 (a) 所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに，その原因を分析，評価し，改善等，必要な措置を講じる。 (b) 力量を確保できていないと判断された者に対して，必要な措置の結果を踏まえ，力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に，力量の維持向上訓練を実施した後，役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認し，所長及び原子炉主任技術者に報告する。 ⅱ 現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	成立性の確認により，力量を確保できていないと判断した場合は，速やかに以下の措置を講じる。 (a) 所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに，その原因を分析，評価し，改善等，必要な措置を講じる。 (b) 力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して，必要な措置の結果を踏まえ，力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に，役割に応じた成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認し，所長及び原子炉主任技術者に報告する。 (c) (b)項の措置により，力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は，所長及び原子炉主任技術者に報告する。 (d) 力量を確保できていないと判断された者については，必要により，改めて原因を分析，評価し，改善等の必要な措置を講じ，力量の維持向上訓練を実施した後，力量を確保できていないと判断された成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認する。 (e) (d)項の措置により，力量が確保できていると判断した場合は，所長及び原子炉主任技術者に報告する。 (3) 資機材の配備 a) 各グループマネージャーは，重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置，アクセスルートの確保，復旧作業及び支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。 b) 発電管理室長は，支援等の原子炉施設の保全のために必要な資機材を配備する。 1.2 アクセスルートの確保，復旧作業及び支援に係る事項 (1) アクセスルートの確保 a) 安全・防災室長は，発電所内の道路及び通路が確保できるよう，以下の実効性のある運用管理を実施することを手順に定める。 ① 屋外及び屋内において，想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路，又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたすことのないよう，複数確保する。 ② 屋外及び屋内アクセスルートは，自然現象に対して地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を考慮し，外部人為事象に対して，近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。），航空機墜落による火災，火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス），輸送車両の発火，漂流船舶の衝突，飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，電磁的障害及び重大事故等時の高線量下を考慮し確保する。 i 発電所敷地で想定される自然現象のうち洪水については，立地的要因により運用上考慮しない。 また，発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち，ダムの崩壊については，立地的要因により運用上考慮しない。 ii 電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから，屋外アクセスルートへの影響はないため考慮しない。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	ⅲ 生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けないため考慮しない。 ③ 原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内の可搬型重大事故等対処設備の保管場所については，可能な限り設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し，屋外の可搬型重大事故等対処設備保管用トンネル（以下「トンネル」という。）内に保管する可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋，屋外の常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備から位置的分散を図った頑健性を有するトンネル内に保管する。 ④ 障害物を除去可能な重機を保管，使用し，それらを運転できる災害対策本部要員を確保する。 ⑤ 被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備並びに停電時及び夜間時に確実に運搬，移動が出来るように，可搬型照明を配備する。 b) 屋外アクセスルートの確保 安全・防災室長は，屋外のアクセスルートの確保にあたって，以下の実効性のある運用管理を実施することを手順に定める。 ① 屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認，海（海水ポンプピット，１号炉取水路）の取水箇所の状況確認，ホース布設ルートの状況確認を行い，併せて燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），空冷式非常用発電機，その他屋外設備の被害状況の把握を行う。 ② 屋外アクセスルートに対する地震による影響，その他自然現象による影響を想定し，複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため，障害物を除去可能な重機を保管，使用する。 ③ 地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して，道路上の自然流下も考慮した上で，溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。 ④ 基準津波による遡上高さに対して，十分余裕を見た防潮堤の防護範囲内にアクセスルートを確保する。 ⑤ 考慮すべき自然現象のうち凍結及び森林火災，外部人為事象のうち近隣の産業施設の火災，爆発（飛来物含む。），輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して，複数のアクセスルートを確保する。 ⑥ 周辺構造物，周辺機器の倒壊による障害物については，重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。 ⑦ 基準地震動に対して，耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては，崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で，重機による仮復旧を行う。 ⑧ 想定を上回る段差が発生した場合は，土嚢等による段差解消対策を行う。 ⑨ アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物，降雪，降下火砕物については，重機による撤去を行う。なお，想定を上回る降雪，降下火砕物が発生した場合は，除雪，降下火砕物の除去の頻度を増加させることにより対処する。また，凍結，降雪を考慮し，車両へスタッドレスタイヤ等の装着を行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	c）屋内アクセスルートの確保 安全・防災室長は，屋内のアクセスルートの確保にあたって，以下の実効性のある運用管理を実施することを手順に定める。 ① 屋内の可搬型重大事故等対処設備への災害対策本部要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い，あわせて常設低圧代替注水ポンプ，その他屋内設備の被害状況の把握を行う。 ② 津波，その他自然現象による影響及び外部人為事象に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。 ③ 転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに，撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛，転倒防止措置により支障をきたさない措置を講じる。 ④ 機器からの溢水が発生した場合については，適切な放射線防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。 ⑤ アクセスルートの状況を確認し，複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し確保する。 (2) 復旧作業に係る事項 a）予備品等の確保 各室長は，重要安全施設の取替え可能な機器，部品等の復旧作業を優先的に実施することとし，そのために必要な予備品を以下の方針に基づき確保することを手順に定める。 ① 事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。 ② 単一の重要安全施設の機能を回復することによって，重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ，事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。 ③ 復旧が困難な設備についても，復旧するための対策を検討し実施することとするが，放射線の影響，その他の作業環境条件の観点を踏まえ，復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。 なお，多様な復旧手段の確保，復旧を想定する機器の拡大，その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに，そのために必要な予備品の確保に努める。 また，予備品の取替え作業に必要な資機材等として，がれき撤去等のための重機，夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。 b）保管場所 各室長は，予備品等について，地震による周辺斜面の崩落，敷地下斜面の滑り，津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し，保管することを手順に定める。 c）アクセスルートの確保 (1) 「アクセスルートの確保」と同じ。 (3) 支援に係る事項 安全・防災室長及び発電管理室長は，支援に係る事項について，以下の方針に基づき実施することを手順に定める。 a）安全・防災グループマネージャーは，事故発生後７日間は継続して事故収束対応を維持できる	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	よう，重大事故等対処設備，予備品及び燃料等の手段を確保する。 　また，プラントメーカ，協力会社とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともに，あらかじめ重大事故等発生に備え協議及び合意の上，外部からの支援計画を策定する。事故発生後，当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第，プラントメーカからは設備の設計根拠，機器の詳細な情報，事故収束手段及び復旧対策の提供，協力会社からは事故収束及び復旧対策活動に必要な支援に係る要員の派遣及び迅速な物資輸送を可能とするとともに，中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を策定する。 b）発電管理室長は，他の原子力事業者より，支援に係る要員の派遣，資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられる他，原子力緊急事態支援組織からは，被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材，資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けられることができるように支援計画を策定する。 　さらに，発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備，予備品及び燃料等について提供を受けることによって，発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い，継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後６日間までに支援を受けられる体制を確立する。 　また，原子力事業所災害対策支援拠点から，災害対策支援に必要な資機材として，食料，その他の消耗品，汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。 1.3 手順の整備 (1) 各室長は，重大事故等発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて，重大事故等に的確，かつ，柔軟に対処するための内容を手順に定める。 　また，重大事故等の対処に関する事項について，使用主体に応じた内容を手順に定める。 a）発電室長は，全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障において，限られた時間の中で原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を手順に定める。 b）保修室長及び発電室長は，パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。 　具体的には，表－１５「事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。 c）発電室長は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために，最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施するため，以下の判断基準を手順に定める。 　① 炉心損傷が発生した場合においては，原子炉格納容器の破損防止の対処に迷うことなく移行できるよう，原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準 　② 炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために，注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては，設備への悪影響を懸念することなく，迷わず海水注入を行えるようにする判断基準	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	③ 全交流動力電源喪失時等において，準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため，準備に掛かる時間を考慮した手順着手の判断基準 ④ 炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し，水素濃度制御装置の必要な起動時期を見失うことがないよう，水素濃度制御装置を速やかに起動する判断基準 ⑤ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については，重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準 ⑥ 重大事故等対策時においては，設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないようにする判断基準 d) 発電室長及び安全・防災室長は，財産（設備等）保護よりも安全を優先するという社長の方針に基づき以下の判断基準を手順に定める。 ① 発電室長は，重大事故等発生時の運転操作において，発電長（２号炉担当）が躊躇せず指示できる判断基準を手順に定める。 ② 安全・防災室長は，重大事故等発生時の発電所の災害対策本部活動において，発電所の災害対策本部長が方針に従った判断を実施するための判断基準を手順に定める。 e) 発電室長及び安全・防災室長は，発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて，具体的な重大事故等対策を実施するため，運転員用及び支援組織用の手順を定める。 ① 運転員用の手順は，事故の進展状況に応じて以下のように構成する。 ⅰ 警報に対処する事項 機器の異常を検知する警報発信時の対応措置に使用 ⅱ 事象の判別を行う事項 原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動直後に，実施すべき事象の判別及び対応措置に使用 ⅲ 故障及び設計基準事象に対処する事項 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用 ⅳ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事項（安全機能ベースと事象ベースで構成） 安全機器の多重故障等が発生し，設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用 ⅴ 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項 炉心損傷時に，炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器破損を防止するために実施する対応措置に使用 ② 支援組織用の手順に災害対策本部が重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に定める。 ③ 運転員用の手順は，事故の進展状況に応じて，構成を明確化し，各項目間を的確に移行できるよう，移行基準を明確に定める。 ⅰ 事象の判別を行う事項により事象判別を行い，故障及び設計基準事象に対処する事項に移行する。 ⅱ 多重故障等により安全機能が喪失した場合は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	を防止する事項（事象ベース）に移行する。 iii 事象の判別を行う事項により事象判別を行っている場合又は事象ベースの事項にて事故対応操作中は，安全機能パラメータを常に監視し，あらかじめ定めた適用条件が成立すれば，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事項の安全機能ベースの事項に移行する。 iv 原因が明確で，かつ，その原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は，安全機能ベースの事項には移行せず，その原因に対する事象ベースの事項を優先する。 v 多重故障が解消され安全機能が回復すれば，故障及び設計基準事象に対処する事項に戻り処置を行う。 vi 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事項による対応で，事故収束せず炉心損傷に至った場合は，炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項に移行し対応処置を実施する。 f）発電室長は，重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位，圧力及び温度等の計測可能なパラメータを整理し，手順に定めるとともに，以下の重大事故等に対処するための事項についても手順に定める。 具体的な手順については，表－１５「事故時の計装に関する手順等」参照 ① 監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し，重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけること。 ② 通常使用する主要パラメータが故障等により計測不能な場合は，代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法に関すること。 ③ 記録が必要なパラメータ及び計測に必要な計器電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定すること。 ④ パラメータ挙動予測，影響評価すべき項目及び監視パラメータ等に関すること。 また，有効性評価等にて整理した有効な情報について，運転員が監視すべきパラメータの選定，状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし，手順に定める。 g）安全・防災室長は，災害対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報を手順に定める。 h）安全・防災室長及び発電室長は，前兆事象として把握ができるか，重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して，設備の安全機能の維持並びに事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき，前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を定める。 ① 安全・防災室長及び発電室長は，発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合，原則として原子炉を停止し，冷却操作を開始する手順，また，所員の高所への避難及び扉の閉止を行い，津波監視カメラ及び海水ポンプピット水位計による津波の継続監視を行う手順を定める。 ただし，以下の場合はその限りではない。 i 大津波警報が誤報であった場合 ii 遠方で発生した地震に伴う津波であって，発電所を含む地域に，到達するまでの時間経過で，大津波警報が見直された場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	② 安全・防災室長及び発電室長は，台風進路に想定された場合，屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を定める。 ③ 安全・防災室長及び発電室長は，前兆事象を伴う事象に対して，気象情報の収集，巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を定める。 (2) 重大事故等対処設備に係る事項 a) 切り替えの容易性 各室長は，本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて，通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるよう当該操作等について明確にし，通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を定める。 1.4 定期的な評価 (1) 各室長及び各マネージャーは，1.1 項から1.3項の活動の実施結果について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 (2) 安全･防災グループマネージャーは，前項の各室長及び各マネージャーの報告内容を取りまとめ，1.1項から1.3項に定める事項について，１年に１回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるよう必要に応じて，計画の見直しを行う。 (3) 発電管理室長は，1.1 項及び1.2 項の実施内容を踏まえ，１年に１回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるよう必要に応じて，計画の見直しを行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（第２編２号炉及び添付（第２編２号炉））

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等 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 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 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 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 表－５　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 表－６　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 表－７　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 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 表－９　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 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 表－１１　使用済燃料ピットの冷却等のための手順等 表－１２　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 表－１３　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 表－１４　電源の確保に関する手順等 表　１５　事故時の計装に関する手順等 表－１６　中央制御室の居住性等に関する手順等 表－１７　監視測定等に関する手順等 表－１８　緊急時対策所の居住性等に関する手順等 表－１９　通信連絡に関する手順等 表－２０　重大事故等対策における操作の成立性	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	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原子炉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及び原子炉格納容器（以下，表－１～１９において「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 フロントライン系故障時 １．手動による原子炉緊急停止 発電長（２号炉担当）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，表－１～１９において「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合又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により原子炉の緊急停止を行う。 (1) 手順着手の判断基準 原子炉自動トリップ失敗を原子炉トリップしゃ断器表示灯等により確認し，原子炉出力が5%以上又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） 発電長（２号炉担当）は，ＡＴＷＳが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合，多様化自動作動盤（ＡＴＷＳ緩和設備）の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで，１次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。 また，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により１次冷却材圧力が安定し，格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと，並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下，表－１～１９において「補助給水ポンプ」という。），主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却材温度が安定することで，原子炉冷却材圧力バウンダリ及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 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故障等による原子炉自動トリップに失敗したことを確認した場合において，「多様化設備作動」警報が発信した場合 ３．原子炉出力抑制（手動） 発電長（２号炉担当）は，中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合で，かつ多様化自動作動盤（ＡＴＷＳ緩和設備）が作動しなかった場合，中央制御室からの手動操作により主蒸気隔離弁の閉止及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抑制されたことを確認する。 また，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により１次冷却材圧力が安定し，格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと，並びに補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却材温度が安定することで，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性が維持されていることを確認する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(1) 手順着手の判断基準 中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合，かつ多様化自動作動盤（ＡＴＷＳ緩和設備）が作動しない場合 ４．ほう酸水注入 発電長（２号炉担当）は，ＡＴＷＳが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合，原子炉出力の抑制を図った後，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，急速ほう酸補給弁及び充てん／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。 化学体積制御設備が使用できない場合は，非常用炉心冷却設備の充てん／高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクにより燃料取替用水タンク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，充てんラインを使用し充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ほう酸水注入は，第２７９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，プラント状態に応じて高温停止又は低温停止の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表示灯等により確認し，原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり，ほう酸タンクの水位が確保されている場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 ＡＴＷＳが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合は，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を行う。蒸気発生器水位異常低信号による多様化自動作動盤（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操作を行い，その後，多様化自動作動盤（ＡＴＷＳ緩和設備）の作動状況の確認を行う。 原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合で，かつ多様化自動作動盤（ＡＴＷＳ緩和設備）が作動しない場合は，手動による原子炉出力抑制を行う。 原子炉トリップに失敗し，原子炉の出力抑制を図った後は，原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	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原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，１次冷却系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器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次冷却系及び２次冷却系の保有水を監視及び制御することを目的とする。 ② 対応手段等 フロントライン系故障時 １．１次冷却系のフィードアンドブリード 発電長（２号炉担当）は，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／高圧注入ポンプ及び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による格納容器内へ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。格納容器再循環サンプ水位が再循環切替可能水位に到達すれば，中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。 ２次冷却系の除熱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，蓄圧タンク出口弁を閉止後，１次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後，余熱除去系による炉心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，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により低温停止状態とする。 ２次冷却系の除熱機能が回復しない場合，余熱除去系による炉心冷却を開始し，蓄圧タンク出口弁を閉止後，１次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後，余熱除去系による炉心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，余熱除去系又は２次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。 (1) 手順着手の判断基準 補助給水ポンプの故障等により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）になった場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 ２．蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水） (1) 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給 発電長（２号炉担当）は，復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行うため，海水をＡ，Ｂ，Ｃ原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか２台から補助給水ポンプ入口へ直接供給し，蒸気発生器へ注水する。なお，多様性拡張設備であるＣ原子炉補機冷却海水ポンプについては，２Ａ非常用高圧母線より受電中に限る。 a. 手順着手の判断基準 復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合において，交流動力電源が健全かつＡ，Ｂ，Ｃ原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか２台が運転している場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 ２次冷却系の除熱機能回復を優先し，２次冷却系の除熱機能が回復しない場合は，１次冷却	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	系のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は，水源を復水タンクから多様性拡張設備である２次系純水タンクへ切替え，補助給水ポンプによる注水を優先する。２次系純水タンクも使用できない場合，多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し，次に原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給による注水を行う。 ２．１次冷却系のフィードアンドブリードの判断基準について 蒸気発生器水位計（広域）は常温，常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため，高温状態においては，実水位と異なる指示値を示す。 １次冷却系のフィードアンドブリードを開始する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）とは，上記校正誤差に余裕を持たせた水位。 ３．作業性 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 サポート系故障時 １．ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）） (1) 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復 発電長（２号炉担当）は，直流電源が喪失した場合において，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な場合，現場で専用工具を使用し，タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁を開操作することにより，タービン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，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替え，中間受槽又は海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し，高圧再循環運転，余熱除去系又は蒸気発生器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 直流電源喪失時，蒸気発生器への注水が補助給水流量等により確認できない場合において，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 (2) 空冷式非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源が喪失した場合に，空冷式非常用発電機により受電した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。 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，中間受槽又は海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し，高圧再循環運転又は蒸気発生器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，タービン動補助給水ポンプが起動できず，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おいて，空冷式非常用発電機により非常用高圧電源が回復し，復水タンクの水位が確保されている場合 ２．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) 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復 発電長（２号炉担当）は，主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は，現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	a．手順着手の判断基準 主蒸気逃がし弁の駆動源喪失時，中央制御室にて主蒸気逃がし弁の開操作を実施しても，主蒸気ライン圧力等が低下しない場合において，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 （配慮すべき事項） １．優先順位 空冷式非常用発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを使用できる間は，タービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 補助給水の機能が回復していない場合，主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため，補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。 ２．全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項 全交流動力電源の喪失が継続し，補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は，高圧溶融物放出及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加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。 加圧器逃がし弁による減圧準備の手順は，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」参照 ３．主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件 蒸気発生器伝熱管破損等により現場の環境が悪化した場合において，主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合，初動対応として現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し，以降は運転員等の負担軽減，現場作業環境悪化の可能性を考慮し，多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し，継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。駆動用電源が確保できれば，主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサを使用し，継続的に中央制御室から遠隔操作を行う。 なお，現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するに当たり，運転員等は電子式個人線量計を携帯するとともに，必要に応じて放射線防護具を着用する。 ４．主蒸気逃がし弁操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は，蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 蒸気発生器伝熱管破損の有無は，放射線モニタ等で確認するが，全交流動力電源が喪失した場合は，放射線モニタが使用できないため，蒸気発生器水位及び圧力により確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合は，当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。 ５．タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保 全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温，減圧を行う場合，タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量調節弁を調整し，封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。 ６．作業性 タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は，現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作であり，タービン動補助給水ポンプ起動入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき，専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	③ 復旧に係る手順等 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源が喪失した場合，空冷式非常用発電機からの給電により，電動補助給水ポンプを起動させ，十分な期間運転を継続させる。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 ④ 監視及び制御 １．加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定 発電長（２号炉担当）は，原子炉を冷却するために１次冷却系及び２次冷却系の保有水を加圧器水位，蒸気発生器水位により監視する。 また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合，当該パラメータの値を推定する。 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視機能が喪失した場合の手順は，表－１５「事故時の計装に関する手順等」参照 ２．補助給水ポンプの作動状況確認 発電長（２号炉担当）は，蒸気発生器２次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量，復水タンク水位，蒸気発生器水位により確認する。 (1) 手順着手の判断基準 蒸気発生器水位が低下した場合において，補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合 ３．加圧器水位（原子炉水位）の制御 発電長（２号炉担当）は，燃料取替用水タンク水等を常設低圧代替注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合，流量を調整し加圧器水位を制御する。 (1) 手順着手の判断基準 燃料取替用水タンク水等を常設低圧代替注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合において，加圧器水位の調整が必要な場合 ４．蒸気発生器水位の制御 発電長（２号炉担当）は，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う場合，補助給水流量を調整し蒸気発生器水位を制御する。 (1) 手順着手の判断基準 蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う場合において，蒸気発生器水位の調整が必要な場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	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原子炉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及び格納容器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，高圧溶融物放出及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又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 フロントライン系故障時 １．１次冷却系のフィードアンドブリード 発電長（２号炉担当）は，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）になった場合において，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／高圧注入ポンプ及び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とする。格納容器再循環サンプ水位が再循環切替可能水位に到達すれば，中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。 ２次冷却系の除熱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，蓄圧タンク出口弁を閉止後，１次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後，余熱除去系による炉心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，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により低温停止状態とする。 ２次冷却系の除熱機能が回復しない場合，余熱除去系による炉心冷却を開始し，蓄圧タンク出口弁を閉止後，１次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後，余熱除去系による炉心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，余熱除去系又は２次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。 (1) 手順着手の判断基準 補助給水ポンプの故障等により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）になった場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 ２．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又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 発電長（２号炉担当）は，加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に，蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため，補助給水ポンプの自動起動を確認し，復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。このとき，補助給水ポンプが運転していなければ，中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 a. 手順着手の判断基準 加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を１次冷却材圧力により確認した場合において，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	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	ない場合で，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) 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給 発電長（２号炉担当）は，復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合，蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため，海水をＡ，Ｂ，Ｃ原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか２台から補助給水ポンプ入口へ直接供給し，蒸気発生器へ注水する。なお，多様性拡張設備であるＣ原子炉補機冷却海水ポンプについては，２Ａ非常用高圧母線より受電中に限る。 a. 手順着手の判断基準 復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合において，交流動力電源が健全かつＡ，Ｂ，Ｃ原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか２台が運転している場合 ３．蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出） 発電長（２号炉担当）は，加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に，蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため，補助給水ポンプの自動起動を確認し，復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。このとき，補助給水ポンプが運転していなければ，中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 (1) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出 発電長（２号炉担当）は，加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合，主蒸気逃がし弁の開を確認し，蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開弁していなければ中央制御室にて開弁する。 a. 手順着手の判断基準 加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を１次冷却材圧力により確認した場合において，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 （配慮すべき事項） １．優先順位 蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を優先して使用し，蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は，充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁開による１次冷却系のフィードアンドブリードを行う。 補助給水ポンプの優先順位は，外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し，空冷式非常用発電機からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は，水源を復水タンクから多様性拡張設備である２次系純水タンクへ切替え，補助給水ポンプによる注水を優先する。２次系純水タンクも使用できない場合，多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し，次に原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給による注水を行う。 ２．主蒸気逃がし弁操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は，蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 蒸気発生器伝熱管破損の有無は，放射線モニタ等で確認するが，全交流動力電源が喪失した場合は，放射線モニタが使用できないため，蒸気発生器水位及び圧力により確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合は，当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	３．１次冷却系のフィードアンドブリードの判断基準について 蒸気発生器水位計（広域）は常温，常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため，高温状態においては，実水位と異なる指示値を示す。 １次冷却系のフィードアンドブリードを開始する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）とは，上記校正誤差に余裕を持たせた水位。 ４．作業性 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 サポート系故障時 １．ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）） (1) 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復 発電長（２号炉担当）は，直流電源が喪失した場合において，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な場合，現場で専用工具を使用し，タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁を開操作することにより，タービン動補助給水ポンプを起動し，蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行う。 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替え，中間受槽又は海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し，高圧再循環運転，余熱除去系又は蒸気発生器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 直流電源喪失時，蒸気発生器への注水が補助給水流量等により確認できない場合において，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 (2) 空冷式非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源が喪失した場合に，空冷式非常用発電機により受電した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。 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，中間受槽又は海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し，高圧再循環運転又は蒸気発生器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，タービン動補助給水ポンプが起動できず，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おいて，空冷式非常用発電機により非常用高圧電源が回復し，復水タンクの水位が確保されている場合 ２．弁の機能回復 (1) 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復 発電長（２号炉担当）は，主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合に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を用いた１次冷却系の減圧を行う。 a．手順着手の判断基準 主蒸気逃がし弁の駆動源喪失時，中央制御室にて主蒸気逃がし弁の開操作を実施しても，主蒸気ライン圧力等が低下しない場合において，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	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(2) 窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復 発電長（２号炉担当）は，制御用空気喪失時において，加圧器逃がし弁の機能を回復させるため，窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し，中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。 a. 手順着手の判断基準 制御用空気喪失時において，１次冷却材圧力により加圧器逃がし弁を中央制御室から操作する必要がある場合 (3) 蓄電池（重大事故等対処用）による加圧器逃がし弁の機能回復 発電長（２号炉担当）は，直流電源喪失時において，加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合，加圧器逃がし弁の機能を回復させるため，蓄電池（重大事故等対処用）により直流電源を供給し，中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。 a. 手順着手の判断基準 直流電源喪失時において，１次冷却材圧力により加圧器逃がし弁開弁が必要である場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 補助給水の機能が回復すれば，主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合は，主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため，補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先する。 ２．全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項 全交流動力電源の喪失が継続し，補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は，高圧溶融物放出及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加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。 ３．主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件 蒸気発生器伝熱管破損等により現場の環境が悪化した場合において，主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合，初動対応として現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し，以降は運転員等の負担軽減，現場作業環境悪化の可能性を考慮し，多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し，継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。駆動用電源が確保できれば，主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサを使用し，継続的に中央制御室から遠隔操作を行う。 なお，現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するに当たり，運転員等は電子式個人線量計を携帯するとともに，必要に応じて放射線防護具を着用する。 ４．加圧器逃がし弁現場操作時の環境条件 加圧器逃がし弁を確実に動作させるために，窒素ボンベの設定圧力は，有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器内最高圧力を考慮した上で余裕を見た値に設定している。 窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を用いた１次冷却系の減圧時は，中央制御室からの操作回数を少なくする。 ５．タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保 全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温，減圧を行う場合，タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量調節弁を調整し，封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	６．作業性 タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は，現場において専用工具を用いて弁を押し上げる単純な操作であり，タービン動補助給水ポンプ起動入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき，専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。 ③ 復旧に係る手順等 発電長（２号炉担当）は，直流電源喪失時，蓄電池（重大事故等対処用）により加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室から遠隔操作を行う。 全交流動力電源又は直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止 発電長（２号炉担当）は，炉心損傷時，１次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以上である場合，高圧溶融物放出及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，加圧器逃がし弁により１次冷却系を減圧する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心損傷時，１次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以上の場合 蒸気発生器伝熱管破損 発電長（２号炉担当）は，蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合，プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。 破損側蒸気発生器の判定を１次冷却材圧力，蒸気発生器の圧力，水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し，破損側蒸気発生器を隔離する。破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器圧力の低下が継続し破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合，健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却，減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の蒸気発生器２次側への漏えいを抑制する。 １次冷却系減圧後，充てん／高圧注入ポンプを安全注入から充てんに切替え，余熱除去系により炉心を冷却する。 (1) 手順着手の判断基準 １次冷却材圧力の低下，破損側蒸気発生器水位及び圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断した場合 また，破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器圧力の低下が継続していることにより破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合 インターフェイスシステムＬＯＣＡ 発電長（２号炉担当）は，インターフェイスシステムＬＯＣＡが発生した場合，プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。 １次冷却材圧力及び加圧器水位の低下，余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムＬＯＣＡの発生を判断し，１次冷却材の格納容器外への漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。 破損箇所を隔離できない場合，主蒸気逃がし弁による冷却，減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制する。 低温停止状態に移行するに当たり，余熱除去系による炉心冷却が困難であれば，蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	（1）手順着手の判断基準 １次冷却材圧力及び加圧器水位の低下，余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により，余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステムＬＯＣＡの発生を判断した場合 （配慮すべき事項） １．作業性 インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時，現場での隔離操作はアクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して専用工具を用いて遠隔操作により行う。専用工具は速やかに操作ができるように操作場所近傍に配備する。 ２．インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の漏えい監視について インターフェイスシステムＬＯＣＡの漏えい場所特定は，原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため，漏えい検出装置，監視カメラ及び火災報知器により行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	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原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器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及び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，代替再循環運転及び蒸気発生器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 １．フロントライン系故障時 (1) 代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入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。 a. 格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）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入をほう酸注入ライン流量等により確認できない場合，又は炉心出口温度が350℃以上となった場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 b. 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，常設低圧代替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，災害対策本部と連絡を密にし復水タンクを使用する。 (a) 手順着手の判断基準 格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）の故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，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 c. 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，災害対策本部と連絡を密にし可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は，淡水を使用し，使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 (a) 手順着手の判断基準 常設低圧代替注水ポンプの故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(2) 代替再循環運転 a. 格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替再循環運転 発電長（２号炉担当）は，非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプの故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合，１系列の格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。また，余熱除去冷却器の故障により格納容器再循環サンプ水の冷却機能が喪失した場合は，他の系列の格納容器スプレイポンプ再循環運転を実施する。 (a) 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプの故障等により，再循環運転による原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，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. 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順 発電長（２号炉担当）は，再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合，炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ１台の流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は，充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入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。充てん／高圧注入ポンプの故障等により原子炉への注水ができない場合は，代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 また，格納容器の破損を防止するために原子炉補機冷却水を使用し，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内の冷却を行う。 原子炉への注水は，格納容器内水位が格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m^3）まで注水されたことを確認し停止する。 (a) 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプ，充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプにより再循環運転で原子炉への注入を行っている場合において，格納容器再循環サンプ水位の低下，各ポンプの流量低下，各ポンプ出口圧力の変動又は低下により格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候を確認した場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は，使用準備時間が早い格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）を優先し，次に常設低圧代替注水ポンプを使用する。可搬型低圧代替注水ポンプは，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，設置及び接続の準備を行い，多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ使用する。 非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合，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。 ２．作業性 常設低圧代替注水ポンプの水源確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 可搬型低圧代替注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型低圧代替注水ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	３．再循環不能時の格納容器内の冷却 代替再循環運転による格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水できない場合，格納容器再循環サンプ余熱除去ポンプ側隔離弁の開不能により再循環運転に移行できない場合，又は格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は，充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水するとともに，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は，格納容器スプレイを実施する。 ２．サポート系故障時 (1) 代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失により原子炉への注水機能が喪失し，１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合，以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 a. 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替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，災害対策本部と連絡を密にし復水タンクを使用する。 (a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，１次冷却材喪失事象が発生した場合において，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 b. Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 (a) 手順着手の判断基準 常設低圧代替注水ポンプの故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 c. 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，災害対策本部と連絡を密にし可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は，淡水を使用し，使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 (a) 手順着手の判断基準 Ｂ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）の故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合 (2) 代替再循環運転 全交流動力電源喪失事象と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）及びＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源喪失時は，可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され，空冷式非常用発電機により受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに，可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。 (a) 手順着手の判断基準	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	全交流動力電源喪失事象と１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合において，可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され，かつ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 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. Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転 発電長（２号炉担当）は，原子炉補機冷却機能喪失時は，可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され，Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに，可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。 (a) 手順着手の判断基準 １次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失し，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等により確認できない場合において，可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され，かつ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 発電長（２号炉担当）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及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，１次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉止する。 隔離は，空冷式非常用発電機により電源が確保されれば，中央制御室にて１次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し，非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は，作動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。 a. 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時，外部電源受電操作及びディーゼル発電機の起動操作を実施しても，母線電圧が確立しない場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 (1) 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は，使用準備時間が早く，注水流量が大きい常設低圧代替注水ポンプを優先する。次にＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬型低圧代替注水ポンプは，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，設置及び接続の準備を行い，多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ使用する。 (2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の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。 ２．常設低圧代替注水ポンプの注水先について 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失と１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合，常設低圧代替注水ポンプの注水先については，炉心注水とする準備を行い，空冷式非常用発電機より受電すれば，代替炉心注水を行う。また，対応途中で，事象が進展し炉心損傷と判断すれば，注水先を格納容器スプレイへ変更するとともに，その後，Ｂ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。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	３．作業性 常設低圧代替注水ポンプの水源確保及びＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 可搬型低圧代替注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型低圧代替注水ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合 １．格納容器水張り 発電長（２号炉担当）は，災害対策本部と連絡を密にし炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合，格納容器圧力と温度又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合，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を確認するとともに，格納容器スプレイポンプにより残存溶融デブリを冷却し，格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さ（約4,000m^3）まで燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。 格納容器スプレイポンプが使用できない場合は，余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）が使用できない場合は，常設低圧代替注水ポンプにより注水する。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。 (1) 手順着手の判断基準 炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））の温度差の変化により，格納容器内が過熱状態であると判断した場合 （配慮すべき事項） １．残存デブリ冷却時の１次冷却材圧力監視について 原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合，炉心冠水操作を実施する際は１次冷却材圧力を監視する。１次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため，加圧器逃がし弁を開弁し原子炉容器内と格納容器を均圧させる。 ２．残存デブリ冷却時の注水量について 格納容器への注水量は，原子炉格納容器水位監視装置の動作状況，燃料取替用水タンク水位の収支，又は常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計，格納容器スプレイ積算流量計，代替注水消火水流量計（ＡＭ）の合計値により把握する。 残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は，残存デブリの冷却が可能で格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さ（約4,000m^3）まで格納容器内へ注水する。 ３．炉心損傷後の再循環運転について 炉心が損傷した場合，格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は，格納容器圧力及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）等により，格納容器圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し，再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果，ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し，実施の可否を検討する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	１次冷却材喪失事象が発生していない場合 １．フロントライン系故障時 (1) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水） a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 発電長（２号炉担当）は，余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合，電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 (a) 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプの故障等により，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，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） a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出 発電長（２号炉担当）は，蒸気発生器への注水が確保されている場合は，中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。全交流動力電源喪失等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合，現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 (a) 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプの故障等により，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，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た場合 (3) 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード a. 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード 発電長（２号炉担当）は，主蒸気逃がし弁による２次冷却系の冷却効果がなくなり，余熱除去設備が使用できない場合において，低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお，蒸気発生器への注水は，電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。 (a) 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプの故障等により，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，低温停止に移行する場合 ２．サポート系故障時 (1) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水） a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 発電長（２号炉担当）は，余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合，電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 (a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，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） a. 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出 発電長（２号炉担当）は，蒸気発生器への注水が確保されている場合は，中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	全交流動力電源喪失等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合，現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 (a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，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る場合 (3) 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード a. 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード 発電長（２号炉担当）は，主蒸気逃がし弁による２次冷却系の冷却効果がなくなり，余熱除去設備が使用できない場合において，低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお，蒸気発生器への注水は，電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。 (a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，低温停止に移行する場合 運転停止中の場合 １．フロントライン系故障時 (1) 炉心注水／代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は，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。 a. 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水 発電長（２号炉担当）は，充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 b. 高圧注入ポンプによる炉心注水 発電長（２号炉担当）は，高圧注入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。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合，かつ充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプによる原子炉への注水を充てんライン流量等で確認できない場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 c. 蓄圧タンクによる炉心注水 発電長（２号炉担当）は，蓄圧タンク水を原子炉へ注水する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中の燃料取替用水タンクの重力注水により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，原子炉へ注水するために必要な蓄圧タンクの水位が確保されている場合 d. 格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）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 運転停止中の蓄圧タンクによる原子炉への注水を，蓄圧タンク圧力等にて確認でき	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	ない場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 e．常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，常設低圧代替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。常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は，災害対策本部と連絡を密にし復水タンクを使用する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に高圧注入ポンプの故障等により，原子炉への注水を高圧注入ポンプ出口流量等にて確認できない場合において，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 f．可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，災害対策本部と連絡を密にし可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は，淡水を使用し，使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に常設低圧代替注水ポンプの故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合 (2) 代替再循環運転 a．格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替再循環運転 発電長（２号炉担当）は，運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合，１系列の格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。また，余熱除去冷却器の故障により格納容器再循環サンプ水の冷却機能が喪失した場合は，他の系列の格納容器スプレイポンプ再循環運転を実施する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，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) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水） a．電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 発電長（２号炉担当）は，運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ１次冷却系に開口部がない場合は，電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，１次冷却系に開口部がなく，蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの水位が確保されている場合 (4) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出） a．主蒸気逃がし弁による蒸気放出 発電長（２号炉担当）は，蒸気発生器への注水が確保された場合は，中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，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る場合 (5) 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード a．電動補助給水ポンプによる蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード 発電長（２号炉担当）は，主蒸気逃がし弁による２次冷却系の冷却効果がなくなり，余熱除去設備が使用できない場合において，低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお，蒸気発生器への注水は，電動補助給水ポン	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	プにより復水タンク水を注水する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，低温停止に移行する場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 運転停止中に余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で，かつ１次冷却系に開口部がない場合は，蒸気発生器２次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却ができない場合は，炉心注水又は代替炉心注水による炉心冷却を行い，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。 炉心注水，代替炉心注水に使用する補機の優先順位は，中央制御室の操作にて系統構成が容易な，充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプの順に炉心注水を行う。これらが使用できない場合は，蓄圧タンクからの注水を行う。 蓄圧タンクが使用できない場合は，代替炉心注水である格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用），常設低圧代替注水ポンプの順に使用する。可搬型低圧代替注水ポンプは，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，設置及び接続の準備を行い，多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ使用する。 ２．作業性 常設低圧代替注水ポンプの水源確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 可搬型低圧代替注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型低圧代替注水ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 ２．サポート系故障時 (1) 代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失により崩壊熱除去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。 a. 蓄圧タンクによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機により受電した後，蓄圧タンク水を原子炉へ注水する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中のミッドループ運転中における全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合において，燃料取替用水タンクの重力注水による原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できず，蓄圧タンクの水位が確保されている場合 b. 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替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。常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は，災害対策本部と連絡を密にし復水タンクを使用する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，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	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	c．Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，常設低圧代替注水ポンプの故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 d．可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，災害対策本部と連絡を密にし可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は，淡水を使用し，使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，Ｂ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）の故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合 (2) 代替再循環運転 運転停止中において全交流動力電源喪失事象が発生した場合 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 発電長（２号炉担当）は，運転停止中において全交流動力電源喪失時は，可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され，空冷式非常用発電機により受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに，可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中における全交流動力電源喪失時，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合において，可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され，かつ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 運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合 b．Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転 発電長（２号炉担当）は，運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失時は，可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され，空冷式非常用発電機により受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに，可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中における原子炉補機冷却機能喪失時，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合において，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され，かつ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) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水） a．電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に１次冷	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	却系に開口部がない場合は，電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，１次冷却系に開口部がなく，蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの水位が確保されている場合 (4) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出） a. 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出 発電長（２号炉担当）は，蒸気発生器への注水が確保された場合は，現場にて主蒸気逃がし弁を手動により開とし，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，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る場合 (5) 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード a. 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード 発電長（２号炉担当）は，主蒸気逃がし弁による２次冷却系の冷却効果がなくなり，余熱除去設備が使用できない場合において，低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお，蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。 (a) 手順着手の判断基準 運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，低温停止に移行する場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合で，かつ１次冷却系に開口部がない場合は，蒸気発生器２次側による炉心冷却を実施する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却ができない場合は，代替炉心注水による炉心冷却を行い，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。 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は，電源が回復しない場合でも注水が可能な多様性拡張設備である燃料取替用水タンクからの重力注水を優先する。空冷式非常用発電機から受電後は，準備時間が短い蓄圧タンクによる代替炉心注水を行う。並行して継続的に原子炉へ注水するために注水流量が大きい常設低圧代替注水ポンプを準備し，準備が整えば代替炉心注水を行う。次にＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬型低圧代替注水ポンプは，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，設置及び接続の準備を行い，多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ使用する。 ２．作業性 常設低圧代替注水ポンプの水源確保及びＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 可搬型低圧代替注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型低圧代替注水ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	３．格納容器内からの退避 発電長（２号炉担当）は，運転停止中において，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去冷却設備の機能が喪失した場合，又は１次冷却材が流出した場合，燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し，開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は，格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。 また，運転停止中に１次冷却系の希釈事象が発生し，中性子源領域中性子束が上昇した場合は，臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。 (1) 手順着手の判断基準 運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等により確認できない場合，又は格納容器再循環サンプの水位等により１次冷却材の流出を確認した場合 運転停止中に１次冷却系の希釈事象が発生し，中性子源領域中性子束の上昇により，中性子源領域炉停止時中性子束高警報が発信した場合 ③ 復旧に係る手順等 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源が喪失した場合は，空冷式非常用発電機からの給電により設計基準事故対処設備の起動及び十分な期間の運転を継続させる。 １．電源確保 全交流動力電源喪失時は，空冷式非常用発電機により常設低圧代替注水ポンプ，Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）等へ給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 ２．燃料補給 可搬型低圧代替注水ポンプへの給油は，可搬型低圧代替注水ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリを用いて可搬型低圧代替注水ポンプへの給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 燃料を補給する手順は，表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	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及び格納容器の破損（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 フロントライン系故障時 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又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 発電長（２号炉担当）は，原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機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又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 a. 手順着手の判断基準 原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機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原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合において，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) 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出 発電長（２号炉担当）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とし，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 a. 手順着手の判断基準 原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機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原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合において，原子炉停止後に蒸気発生器への注水を補助給水流量等により確認できた場合 ３．格納容器内自然対流冷却 (1) 可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 発電長（２号炉担当）は，原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機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，１次冷却材喪失事象が発生した場合，可搬型代替注水大型ポンプを設置，接続し，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））の取付けを開始するとともに，Ａ，Ｂ格納容器再循環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。原子炉補機冷却水系に海水を通水後，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））によりＡ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し，格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。 a. 手順着手の判断基準 原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機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原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合 ４．代替補機冷却 (1) 可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	発電長（２号炉担当）は，原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機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，可搬型代替注水大型ポンプによりＢ高圧注入ポンプ，Ｂ余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。 a．手順着手の判断基準 原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機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原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合 サポート系故障時の手順等 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又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 発電長（２号炉担当）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にタービン動補助給水ポンプ又は空冷式非常用発電機より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，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おいて，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) 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出 発電長（２号炉担当）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とし，蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 a．手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時，主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失し，中央制御室にて主蒸気逃がし弁の開操作を実施しても，主蒸気ライン圧力等が低下しない場合において，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る場合 ３．格納容器内自然対流冷却 (1) 可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 発電長（２号炉担当）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に，可搬型代替注水大型ポンプを設置，接続し，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））の取付けを開始するとともに，Ａ，Ｂ格納容器再循環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。原子炉補機冷却水系に海水を通水後，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））によりＡ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し，格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。 a．手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時，中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合 ４．代替補機冷却 (1) 可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水 発電長（２号炉担当）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に，可搬型代替注水大型ポンプによりＢ高圧注入ポンプ，Ｂ余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。 a．手順着手の判断基準	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	全交流動力電源喪失時，中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 補助給水ポンプについては，電動補助給水ポンプを優先して使用し，電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。 全交流動力電源が喪失した場合は，空冷式非常用発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し，タービン動補助給水ポンプが使用できなければ，空冷式非常用発電機より受電した電動補助給水ポンプを使用する。 ２．作業性 可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また，原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 ３．主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件 蒸気発生器伝熱管破損等により現場の環境が悪化した場合において，主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合，初動対応として現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し，以降は運転員等の負担軽減，現場作業環境悪化の可能性を考慮し，多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し，継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。駆動用電源が確保できれば，主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサを使用し，継続的に中央制御室から遠隔操作を行う。 なお，現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するに当たり，運転員等は電子式個人線量計を携帯するとともに，必要に応じて放射線防護具を着用する。 ４．電源確保 全交流動力電源喪失時は，空冷式非常用発電機により電動補助給水ポンプへ給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 ５．燃料補給 可搬型代替注水大型ポンプへの給油は，可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。 その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 燃料を補給する手順は，表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	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格納容器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内の圧力及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内の圧力及び温度並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 １．フロントライン系故障時 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 発電長（２号炉担当）は，格納容器スプレイ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おいて格納容器スプレイ作動圧力設定値以上，かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合，又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイ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防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し，Ａ，Ｂ格納容器再循環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。また，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））を取付け，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し，格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。 (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圧力設定値（195kPa[gage]）以上，かつ格納容器スプレイポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等で確認できない場合，又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合 (2) 代替格納容器スプレイ a. 余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，格納容器スプレイ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おいて，格納容器圧力が最高使用圧力以上，かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合，余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）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。 (a) 手順着手の判断基準 格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ格納容器スプレイポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 b. 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）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おいて，常設低圧代替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，災害対策本部と連絡を密にし復水タンクを使用する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(a) 手順着手の判断基準 格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）の故障等により，格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合 ２．サポート系故障時の手順等 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. 可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し，格納容器内の冷却機能が喪失した場合，可搬型代替注水大型ポンプを設置，接続し，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））の取付けを開始するとともに，Ａ，Ｂ格納容器再循環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。原子炉補機冷却水系に海水を通水後，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））によりＡ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し，格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。 (a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時，１次冷却材喪失事象が発生した場合 (2) 代替格納容器スプレイ a. 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し，格納容器内の冷却機能が喪失した場合に１次冷却材喪失事象により格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば，空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替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，災害対策本部と連絡を密にし復水タンクを使用する。 (a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時，１次冷却材喪失事象により格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合 炉心損傷後 １．フロントライン系故障時 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し，格納容器スプレイ作動圧力設定値以上，かつ格納容器スプレイ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防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し，Ａ，Ｂ格納容器再循環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。また，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））を取付け，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し，格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。 (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圧力設定値（195kPa[gage]）以上，かつ格納容	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合 (2) 代替格納容器スプレイ a. 余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイ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おいて，格納容器圧力が最高使用圧力以上，かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合，余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）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。 (a) 手順着手の判断基準 格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ格納容器スプレイポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 b. 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）が使用できない場合，常設低圧代替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 格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）の故障等により，格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合 ２．サポート系故障時の手順等 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. 可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し，格納容器内の冷却機能が喪失した場合，可搬型代替注水大型ポンプを設置，接続し，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））の取付けを開始するとともに，Ａ，Ｂ格納容器再循環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。原子炉補機冷却水系に海水を通水後，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））によりＡ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し，格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。 (a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生した場合 (2) 代替格納容器スプレイ a. 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し，格納容器内の冷却機能が喪失した場合において，格納容器圧力が最高使用圧力以上，かつ格納容器へのスプレイができない場合，空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替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	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時，格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系故障時は，継続的な冷却を実施する観点並びに格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から，代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。 ただし，サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却では可搬型代替注水大型ポンプを使用するため準備に時間がかかることから，使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを使用する。 ２．格納容器内冷却 (1) 水素濃度 炉心損傷後の格納容器減圧操作については，格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで，100％のジルコニウム－水反応時の水素発生量を仮定した場合でも，大規模な水素燃焼の発生を防止する。また，水素濃度は，可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として，測定による水素濃度が8vol％（ドライ）未満であれば減圧を継続する。 (2) 注水量の管理 格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は，格納容器内への注水量の制限があることから，格納容器へスプレイを行っている際に，格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば格納容器スプレイを停止し，格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。 ３．放射性物質濃度低減 炉心損傷後において，代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより，格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において，格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は，代替格納容器スプレイを同時に実施することにより，格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。 ４．作業性 可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また，原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設低圧代替注水ポンプの水源確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 ５．電源確保 全交流動力電源喪失時は，空冷式非常用発電機により常設低圧代替注水ポンプへ給電する。給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 ６．燃料補給 災害対策本部は，可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。その	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 (1) 手順着手の判断基準 可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合，及び運転開始後については，定格負荷運転時における給油作業着手間隔※1に達した場合 ※１　定格負荷運転時における各設備の給油作業着手間隔は以下のとおり。 ・可搬型低圧代替注水ポンプ:前回の給油作業完了後ただちに給油作業開始 ・可搬型代替注水大型ポンプ:運転開始後約2.0時間後に給油作業着手 （その後約3.5時間毎に給油作業に着手） (2) 燃料の管理 重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，表－１３「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」に示す燃料（軽油）も含め，燃料油貯蔵タンク（南側）（約39kl）又は燃料油貯蔵タンク（北側）（約39kl）を管理する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－７ 操作手順 ７．原子炉格納容器の過圧破損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格納容器の破損を防止するため，格納容器スプレイ，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内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。 ② 対応手段等 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全 １．格納容器内自然対流冷却 (1)Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイ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圧力設定値以上の場合，原子炉補機冷却水系の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し，Ａ，Ｂ格納容器再循環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。また，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））を取付け，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し，格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。 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圧力設定値（195kPa[gage]）以上，かつ格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合 ２．格納容器スプレイ (1)格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上，かつ格納容器スプレイポンプが起動していない場合，格納容器スプレイ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。 a. 手順着手の判断基準 格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ格納容器スプレイポンプが起動していない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 ３．代替格納容器スプレイ (1)余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し，格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合，余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）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。 a. 手順着手の判断基準 格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ格納容器スプレイポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(2)常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）の故障等により，格納容器へのスプレイができない場合において，常設低圧代替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 格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）の故障等により，格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は，継続的な冷却実施の観点並びに格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から，格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし，格納容器内自然対流冷却の準備の間に，格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は，格納容器の圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを行い，格納容器スプレイができない場合は，代替格納容器スプレイを行う。 ２．水素濃度 炉心損傷後の格納容器減圧操作については，格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで，100％のジルコニウム－水反応時の水素発生量を仮定した場合でも，大規模な水素燃焼の発生を防止する。また，水素濃度は，可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として，測定による水素濃度が8vol％（ドライ）未満であれば減圧を継続する。 ３．注水量の管理 格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は，格納容器内への注水量の制限があることから，格納容器へスプレイを行っている際に，格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m^3）に達すれば格納容器スプレイを停止し，格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失 １．格納容器内自然対流冷却 (1)可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合，可搬型代替注水大型ポンプを設置，接続し，Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））の取付けを開始するとともに，Ａ，Ｂ格納容器再循環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。原子炉補機冷却水系に海水を通水後，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））によりＡ，Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し，格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。 a．手順着手の判断基準 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生した場合 ２．代替格納容器スプレイ (1)常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時，炉心の著しい損傷が発生し，格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合，空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替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 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時，格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合は，継続的な冷却実施の観点並びに格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から，格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし，格納容器内自然対流冷却は，可搬型代替注水大型ポンプを使用するための準備に時間を要することから，この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。 ２．水素濃度 炉心損傷後の格納容器減圧操作については，格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで，100％のジルコニウム－水反応時の水素発生量を仮定した場合でも，大規模な水素燃焼の発生を防止する。また，水素濃度は，可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として，測定による水素濃度が8vol％（ドライ）未満であれば減圧を継続する。 ３．注水量の管理 格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は，格納容器内への注水量の制限があることから，格納容器へスプレイを行っている際に，格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば格納容器スプレイを停止し，格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。 ４．作業性 可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また，原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設低圧代替注水ポンプの水源確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 なお，格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。 ５．電源確保 全交流動力電源喪失時は，空冷式非常用発電機により常設低圧代替注水ポンプへ給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 ６．燃料補給 可搬型代替注水大型ポンプへの給油は，可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。 その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 燃料を補給する手順は，表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－８ 操作手順 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 ① 方針目的 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，格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイにより，溶融し格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより，溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）の抑制及び溶融炉心が拡がり格納容器バウンダリへの接触を防止することを目的とする。 また，溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，炉心注水及び代替炉心注水により，原子炉を冷却することを目的とする。 ② 対応手段等 格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 １．交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全 (1) 格納容器スプレイ a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合，格納容器スプレイ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。溶融炉心が冠水するために十分な水位が確保された場合は，格納容器スプレイポンプを停止し，その後は水位を維持する。 (a) 手順着手の判断基準 炉心が損傷し，溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71％未満）において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 (2) 代替格納容器スプレイ a. 余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイ機能が喪失した場合において，溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合，余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）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。溶融炉心が冠水するために十分な水位が確保された場合は，余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）を停止し，その後は水位を維持する。 (a) 手順着手の判断基準 炉心が損傷し，溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71％未満）に，格納容器スプレイポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 b. 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に余熱除去ポンプ（ＲＩＩＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）の故障等により，格納容器へのスプレイ機能が喪失した場合において，常設低圧代替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。溶融炉心が冠水するために十分な水位が確保された場合は，常設低圧代替注水ポンプを停止し，その後は水位を維持する。 燃料取替用水タンクが使用できない場合，復水タンクを使用する。 (a) 手順着手の判断基準	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	炉心が損傷し，溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71％未満）に，余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）の故障等により，格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合，格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する手段の優先順位は，格納容器スプレイを優先し，次に代替格納容器スプレイを使用する。 ２．原子炉下部キャビティの水位監視 溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため，格納容器へのスプレイ時は原子炉下部キャビティ水位監視装置の動作を確認する。 ３．作業性 常設低圧代替注水ポンプの水源確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 ２．全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失 (1) 代替格納容器スプレイ a．常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に，炉心の著しい損傷が発生し，溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合，空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替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。溶融炉心が冠水するために十分な水位が確保された場合は，常設低圧代替注水ポンプを停止し，その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は，復水タンクを使用する。 (a) 手順着手の判断基準 炉心が損傷し，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に，溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71％未満）において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合 （配慮すべき事項） １．常設低圧代替注水ポンプの注水先について 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心損傷に至った場合，常設低圧代替注水ポンプの注水先は格納容器スプレイとし，原子炉下部キャビティへ注水する。その後，Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行い，炉心を冷却する。 ２．原子炉下部キャビティの水位監視 溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため，格納容器へのスプレイ時は原子炉下部キャビティ水位監視装置の動作を確認する。 ３．作業性 常設低圧代替注水ポンプの水源確保及びＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	４．電源確保 全交流動力電源喪失時は，空冷式非常用発電機により常設低圧代替注水ポンプ及びＢ充てん／高圧注入ポンプへ給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止 １．交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全 (1) 炉心注水 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合，溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 a. 充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水 発電長（２号炉担当）は，充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを使用して，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 炉心が損傷し，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 b. 充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注水 発電長（２号炉担当）は，充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して，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 炉心が損傷し，格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）の故障等により，原子炉への注水が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 (2) 代替炉心注水 炉心の著しい損傷が発生した場合，溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，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。 a. 格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）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 炉心が損傷し，充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により，原子炉への注入がほう酸注入ライン流量等にて確認できない場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 b. 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，常設低圧代替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，充てんポンプの故障等により，充てんラインを使用した原子炉への注水が充てんライン流量等にて確認できない場合において，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おり，常設低圧代替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	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	（配慮すべき事項） １．優先順位 交流動力電源及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又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，高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを用いた炉心注水を優先する。次に格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）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，常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水とする。 ２．作業性 常設低圧代替注水ポンプの水源確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 ２．全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失 (1) 代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合，溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，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。 a. Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 (a) 手順着手の判断基準 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に炉心が損傷した場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合 b. 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機により受電した常設低圧代替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 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に炉心が損傷し，Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の故障等により，原子炉への注水を充てんライン流量等にて確認できない場合において，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おり，常設低圧代替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 （配慮すべき事項） １．優先順位 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は，Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を優先する。次に代替格納容器スプレイを行っていなければ常設低圧代替注水ポンプを使用する。 ２．電源確保 全交流動力電源喪失時は，空冷式非常用発電機により常設低圧代替注水ポンプ及びＢ充てん／高圧注入ポンプへ給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 ３．作業性 常設低圧代替注水ポンプの水源確保及びＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－９ 操作手順 ９．水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 ① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内にジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により水素が放出された場合に，水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減，水素濃度監視を行うことを目的とする。 ② 対応手段等 水素濃度低減 １．静的触媒式水素再結合装置 発電長（２号炉担当）は，炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の動作状況を，静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は，代替電源設備から給電されていることを確認後，静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の指示値を確認する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心の損傷が発生したことを，炉心出口温度等により確認した場合 ２．電気式水素燃焼装置 発電長（２号炉担当）は，災害対策本部と連絡を密にし，炉心出口温度計指示が 350℃に到達又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合，電気式水素燃焼装置を速やかに起動する。全交流動力電源が喪失している場合は，空冷式非常用発電機からの給電後速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。電気式水素燃焼装置の動作状況を，電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。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，電気式水素燃焼装置動作監視装置の指示値を確認する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心出口温度計指示が 350℃に到達した場合，又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失時において，全ての高圧注入系機能が喪失した場合 水素濃度監視 １．可搬型格納容器水素濃度計測装置 発電長（２号炉担当）は，炉心出口温度計指示が 350℃に到達又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合，可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い，可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し，計測準備ができれば格納容器内の水素濃度を計測し監視する。 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源が喪失した場合は，空冷式非常用発電機からの給電後，可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い，可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し，計測準備ができれば格納容器内の水素濃度を測定し監視する。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，可搬型格納容器水素濃度計測装置の指示値を確認する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心出口温度計指示が 350℃に到達した場合，又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失時において，全ての高圧注入系機能が喪失した場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	（配慮すべき事項） １．作業性 格納容器内の水素濃度監視に係る可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等の接続作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 ２．電源確保 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は，代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 ３．電気式水素燃焼装置の起動条件 炉心損傷の判断に係るパラメータの確認ができない状況では，災害対策本部においてプラント情報等により，水素爆轟による格納容器破損の可能性を判断するとともに，電気式水素燃焼装置起動による格納容器の健全性への影響を判断して起動可否を決定する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	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，水素が格納容器内に放出され，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及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．アニュラス空気浄化ファン起動による水素排出 発電長（２号炉担当）は，非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に，アニュラス空気浄化ファンが起動し，アニュラスからアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排気されることを，アニュラス内圧力の低下にて確認する。 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に，アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）から窒素を供給する。さらに代替電源設備である空冷式非常用発電機から給電した後，アニュラス空気浄化ファンを運転する。 (1) 交流動力電源及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) 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合 a. 手順着手の判断基準 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合 水素濃度監視 １．アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度測定 発電長（２号炉担当）は，炉心の損傷を判断した場合，水素が格納容器内に放出され，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おいて，アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度を測定し監視する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心出口温度等により，炉心の損傷を判断した場合 （配慮すべき事項） １．電源確保 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は，代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－１１ 操作手順 １１．使用済燃料ピットの冷却等のための手順等 ① 方針目的 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合，使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下，表－１～１９において「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水，使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ，燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水，使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。 ② 対応手段等 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時 １．可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 発電長（２号炉担当）は，使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時，又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し，使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合，使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合，又は使用済燃料ピット水位がE.L.＋6.78mまで低下し，水位低下が継続する場合に，可搬型代替注水中型ポンプにより海水を使用済燃料ピットへ注水する。 (1) 手順着手の判断基準 使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合，使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合，又は使用済燃料ピット水位がE.L.＋6.78mまで低下し，水位低下が継続する場合 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時 １．使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水 使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し，かつ水位低下が継続する場合，以下の手段により，使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 (1) 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ 発電長（２号炉担当）は，可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。 a．手順着手の判断基準 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L.＋5.49m）以下まで低下し，かつ水位低下が継続する場合 (2) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水 災害対策本部は，燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により海水を燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 a．手順着手の判断基準 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L.＋5.49m）以下まで低下	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	し，かつ水位低下が継続する場合において，燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は，注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。可搬型代替注水中型ポンプは，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬，設置及び接続の準備を行い，燃料取替用水タンク等の注水手段がなければ使用する。 ２．作業性 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイに係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 ３．燃料補給 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 燃料を補給する手順は，表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び表－１３「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」参照 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時 １．使用済燃料ピットの監視 発電長（２号炉担当）は，使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時，常設設備である使用済燃料ピット水位計（ＡＭ），使用済燃料ピット温度計（ＡＭ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは，使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上のため，空気を供給し冷却を行う。 使用済燃料ピットの監視は，常設設備により行うが，計器の計測範囲を超えた場合は，可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を，各計器の指示値をオーバーラップさせて監視する。 (1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視 発電長（２号炉担当）は，常設設備である使用済燃料ピット水位計（ＡＭ），使用済燃料ピット温度計（ＡＭ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。 (2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視 発電長（２号炉担当）は，使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管からの漏えいにより，使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合，使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合，又は使用済燃料ピット水位がE.L.＋6.78mまで低下し，水位低下が継続する場合に，可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムを含む。）及び使用済燃料ピット周辺線量率計の運搬，設置及び	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	接続を行い，使用済燃料ピットの監視を行う。 使用済燃料ピット周辺線量率計は，あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価し，各設置場所間での関係性を把握し，指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット上部の空間線量率を推定する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は，使用済燃料ピット監視計器が代替電源設備から給電されていることを確認後，常設設備又は可搬型設備の指示を確認する。 a．手順着手の判断基準 使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合，使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合，又は使用済燃料ピット水位がE.L.＋6.78mまで低下し，水位低下が継続する場合 （配慮すべき事項） １．電源確保 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に，使用済燃料ピットの状態を監視するため，代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－１２ 操作手順 １２．発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 ① 方針目的 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気への拡散抑制，海洋への拡散抑制により，原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制することを目的とする。 また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に，泡消火により，消火することを目的とする。 ② 対応手段等 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損 １．大気への拡散抑制 (1) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制 災害対策本部は，炉心出口温度350℃以上かつ格納容器エリアモニタ（高レンジ）が1×10^{5}mSv／h以上となり，格納容器へのスプレイが確認できない場合，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により海水を格納容器及びアニュラス部へ放水する。 a．手順着手の判断基準 重大事故等が発生し，炉心出口温度が350℃以上かつ格納容器エリアモニタ（高レンジ）が1×10^{5}mSv／h以上となり，格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合 ２．海洋への拡散抑制 (1) シルトフェンス及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制 災害対策本部は，格納容器及びアニュラス部へ放水し，放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合，一般排水の流路を通って海洋に流出する可能性がある箇所に，小型船舶を用いてシルトフェンス（浦底湾側）を設置するとともに，発電長（２号炉担当）に原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を指示する。また，シルトフェンス（浦底湾側）の設置完了後，シルトフェンス（若狭湾側）を設置するとともに，付替排水路内及び埋設一般排水管の集水桝に放射性物質吸着剤を設置する。 a．手順着手の判断基準 重大事故等が発生し，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 放射性物質を含む汚染水の海洋への拡散は，重大事故等対処設備と位置付けるシルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離により抑制可能であることから，シルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を優先し，多様性拡張設備と位置付けるシルトフェンス（若狭湾側）及び放射性物質吸着剤の設置は，シルトフェンス（浦底湾側）の設置完了後とする。 ２．電源確保 全交流動力電源喪失時は，空冷式非常用発電機により原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁へ給電する。給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 ３．操作性 放水砲による放水については，噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	調整でき，直線状にするとより遠くまで放水できるが，噴霧状にすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから，なるべく噴霧状を使用する。 格納容器の損壊箇所が確認できる場合は，放水砲の噴射位置を格納容器損壊部に調整するが，確認できない場合は格納容器頂部へ調整する。 放水砲は，最も効果的な方角から格納容器に向けて放水する。 ４．作業性 可搬型代替注水大型ポンプによる大気への拡散抑制に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 ５．燃料補給 可搬型代替注水大型ポンプへの給油は，可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 燃料を補給する手順は，表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷 １．大気への拡散抑制 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L.＋5.49m）以下まで低下し，かつ水位低下が継続する場合，以下の手段により，使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 (1) 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる大気への拡散抑制 発電長（２号炉担当）は，可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより使用済燃料ピットへ海水をスプレイする。水源は海（海水ポンプピット，１号炉取水路）を使用する。 a. 手順着手の判断基準 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L.＋5.49m）以下まで低下し，かつ水位低下が継続する場合 (2) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制 災害対策本部は，燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合，スプレイよりも射程距離が長い可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により海水を燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 a. 手順着手の判断基準 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L.＋5.49m）以下まで低下し，かつ水位低下が継続する場合に，燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合 ２．海洋への拡散抑制 (1) シルトフェンス及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制 災害対策本部は，燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水し，放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合，一般排水の流路を通って海洋に流出する可能性がある箇所に，小型船舶を用いてシルトフェンス（浦底湾側）を設置するとともに，発電長（２号炉担当）に原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を指示する。また，シルトフェンス（浦底湾側）の設置完了後，シルトフェンス（若狭湾側）を設置するとともに，付替排水路内及び埋設一般排水管の集水桝に放射性物質吸着剤を設置する。 a. 手順着手の判断基準 重大事故等が発生し，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	行う判断をした場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 放射性物質を含む汚染水の海洋への拡散は，重大事故等対処設備と位置付けるシルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離により抑制可能であることから，シルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を優先し，多様性拡張設備と位置付けるシルトフェンス（若狭湾側）及び放射性物質吸着剤の設置は，シルトフェンス（浦底湾側）の設置完了後とする。 ２．電源確保 全交流動力電源喪失時は，空冷式非常用発電機により原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁へ給電する。給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照 ３．操作性 放水砲による放水については，噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき，直線状にするとより遠くまで放水できるが，噴霧状にすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから，なるべく噴霧状を使用する。 放水砲は，最も効果的な方角から燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）に向けて放水する。 ４．作業性 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイに係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 可搬型代替注水大型ポンプによる大気への拡散抑制に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 ５．燃料補給 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 燃料を補給する手順は，表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び表－１３「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」参照 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災 １．航空機燃料火災への泡消火 (1) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火 災害対策本部は，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲を用いて、海水に可搬型代替注水大型ポンプ内蔵の泡薬剤ポンプで泡消火薬剤を注入して航空機燃料火災へ泡消火を実施する。 a. 手順着手の判断基準 航空機燃料火災が発生した場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防車及び水槽付消防車，可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲により，アクセスルートの	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	確保，災害対策本部要員の安全確保及び航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。 ２．作業性 可搬型代替注水大型ポンプによる航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 ３．燃料補給 可搬型代替注水大型ポンプへの給油は，可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水大型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 燃料を補給する手順は，表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照 ４．泡消火薬剤の配備 放水開始から約10分(20,000l／min)の泡消火を行うために,泡消火薬剤を2,000l(1,000l×2個）配備する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－１３ 操作手順 １３．重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 ① 方針目的 設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク，復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源として，海等を確保することを目的とする。 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため，代替水源から中間受槽への供給，蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給，炉心注水及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給，格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転，使用済燃料ピットへの水の供給，使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水並びに炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時の格納容器及びアニュラス部への放水を行うことを目的とする。 ② 対応手段等 代替水源から中間受槽への供給 １．海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から中間受槽への供給 発電長（２号炉担当）は，重大事故等の発生時において，炉心注水のための必要な水源である燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合において，海（海水ポンプピット，１号炉取水路）を水源として可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型ホースにより中間受槽へ水を供給する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心注水中に，燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において，淡水タンクからの供給ができず，海（海水ポンプピット，１号炉取水路）からの供給が可能であることを確認した場合。 （配慮すべき事項） １．優先順位 中間受槽への供給には水質のよい淡水を優先して使用する。多様性拡張設備である２次系純水タンク等を優先して使用し，上記のタンクが使用できなければ，海を使用する。 ２．燃料補給 (1) 可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給 災害対策本部は，可搬型代替注水中型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水中型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 a. 手順着手の判断基準 可搬型代替注水中型ポンプの運転が必要と判断した場合，及び運転開始後については，定格負荷運転時における給油作業着手間隔※1に達した場合 ※１：定格負荷運転時における給油作業着手間隔は以下のとおり。 ・可搬型代替注水中型ポンプ：運転開始後約 1.2 時間後に給油作業着手（その後約 2.5 時間毎に給油作業に着手） (2) 燃料の管理 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，表－６「原子炉格納容器内の冷却のための手順等」に示す燃料（軽油）も含め，燃料油貯蔵タンク（北側）（約 39kl）及び燃料油貯蔵タンク（南側）（約 39kl）を管理する。 ３．作業ルート確保	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し，移送ルートを確保する。 ４．切替性 当初選択した水源から送水準備が完了後，引き続き次の水源からの送水準備を開始し，最終的には海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から供給することで水の供給が中断することがなく，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保する。 ５．成立性 海水取水時には，ストレーナ付きの可搬型代替注水中型ポンプの取水部を，水面より低く着底しない位置に設置することで，漂流物を吸込むことなく水を供給する。 ６．作業性 可搬型代替注水中型ポンプによる中間受槽への供給に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給 １．復水タンクへ供給ができない場合の代替手段 発電長（２号炉担当）は，重大事故等の発生時において，蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）手段の水源となる復水タンクの枯渇又は破損等が発生し，水源として使用できない場合，以下の手段により炉心を冷却する。 (1) 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給 発電長（２号炉担当）は，Ａ，Ｂ，Ｃ原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか２台から補助給水ポンプ入口へ海水を直接供給し，蒸気発生器への注水により，炉心を冷却する。なお，多様性拡張設備であるＣ原子炉補機冷却海水ポンプについては、２Ａ非常用高圧母線より受電中に限る。 a. 手順着手の判断基準 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に，復水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において，脱気器タンクが使用できず，交流動力電源が健全かつＡ，Ｂ，Ｃ原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか２台が運転している場合。 (2) １次冷却系のフィードアンドブリード 発電長（２号炉担当）は，燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し，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炉心を冷却する。 a. 手順着手の判断基準 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に，復水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において，脱気器タンクが使用できず，燃料取替用水タンクの水位が確保され，使用できることを確認した場合。 ２．復水タンクへの供給 (1) 海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から復水タンクへの供給 発電長（２号炉担当）は，重大事故等の発生時において，蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクへの水の供給が必要な場合，可搬型代替注水中型ポンプにより海水を復水タンクへ供給する。 a. 手順着手の判断基準 蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に，復水タンクの水位が低下し，水の供給が必要であることを水位にて確認した場合において，中間受槽からの供給ができず，海（海水ポンプピット，１号炉取水路）からの供給が可能であることを確認した場合。 （配慮すべき事項） １．優先順位 復水タンクへの水の供給の優先順位は，多様性拡張設備であるが短時間で使用可能な２次系純水タンクを優先して使用する。次に，可搬型代替注水中型ポンプによる代替水源からの供給	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	を実施する。代替水源の選択に当たっては、より水質の良い淡水を優先し，中間受槽を優先して使用する。中間受槽が使用できないと判断した場合は，海を使用する。 ２．燃料補給 (1) 可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給 災害対策本部は，可搬型代替注水中型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水中型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 a．手順着手の判断基準 可搬型代替注水中型ポンプの運転が必要と判断した場合，及び運転開始後については，定格負荷運転時における給油作業着手間隔※1に達した場合 ※１：定格負荷運転時における給油作業着手間隔は以下のとおり。 ・可搬型代替注水中型ポンプ：運転開始後約 1.2 時間後に給油作業着手（その後約 2.5 時間毎に給油作業に着手） (2) 燃料の管理 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，表－６「原子炉格納容器内の冷却のための手順等」に示す燃料（軽油）も含め，燃料油貯蔵タンク（北側）（約 39kl）及び燃料油貯蔵タンク（南側）（約 39kl）を管理する。 ３．作業ルート確保 構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し，移送ルートを確保する。 ４．切替性 当初選択した水源から送水準備が完了後，引き続き次の水源からの送水準備を開始し，最終的には海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から供給することで水の供給が中断することがなく，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保する。 淡水又は海水から復水タンクへの供給操作により，継続的な蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）を成立させるため，復水タンクの水量を約 930m^{3}以上に管理する。 ５．成立性 海水取水時には，ストレーナ付きの可搬型代替注水中型ポンプの取水部を，水面より低く着底しない位置に設置することで，漂流物を吸込むことなく水を供給する。 ６．作業性 可搬型代替注水中型ポンプによる復水タンクへの供給に係る可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給 １．燃料取替用水タンクへ供給ができない場合の代替手段 発電長（２号炉担当）は，重大事故等の発生時において，炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等が発生し，水源として使用できない場合，以下の手段により，原子炉へ注水する。 (1) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替 発電長（２号炉担当）は，災害対策本部と連絡を密にし，燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替により，復水タンクを水源とした常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水により原子炉へ注水する。 a．手順着手の判断基準 常設低圧代替注水ポンプによる炉心注水中に，燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において，復水タンクの水位が確保され，使用できることを確認した場合。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(2) 燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替 発電長（２号炉担当）は，災害対策本部と連絡を密にし，燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替ができない場合は，海を水源として可搬型低圧代替注水ポンプにより，海水を中間受槽を経由して原子炉へ注水する。 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が枯渇又は破損等により機能喪失したことを水位にて確認した場合において，復水タンクが使用できない場合。 ２．燃料取替用水タンクへの供給 (1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給 発電長（２号炉担当）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への水の供給が必要な場合，復水タンクから燃料取替用水タンクへ供給する。 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水位が低下し，水の供給が必要であることを水位にて確認した場合，インターフェイスシステムＬＯＣＡ時若しくは蒸気発生器伝熱管破損時に隔離に失敗した場合，又は１次冷却材喪失事象時に余熱除去系による再循環運転ができない場合において，２次系純水タンクが使用できず，復水タンクの水位が確保され，使用できることを確認した場合。 （配慮すべき事項） １．優先順位 燃料取替用水タンクへの水の供給の優先順位は，ほう酸水が供給可能な多様性拡張設備である１次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し，次に純水である復水タンクを使用する。 ２．切替性 当初選択した水源から送水準備が完了後，引き続き次の水源からの送水準備を開始し，最終的には海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から供給することで水の供給が中断することがなく，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保する。 淡水又は海水から燃料取替用水タンクへの供給操作により，継続的な炉心注水及び代替炉心注水を成立させるため，燃料取替用水タンクの水量を約1,860m^{3}以上に管理する。 ３．作業性 復水タンクと燃料取替用水タンクの境界となるディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給 １．燃料取替用水タンクへ供給ができない場合の代替手段 発電長（２号炉担当）は，重大事故等の発生時において，格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等が発生し，水源として使用できない場合，以下の手段により，格納容器へスプレイする。 (1) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替 発電長（２号炉担当）は，災害対策本部と連絡を密にし，燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替により，復水タンクを水源とした常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイにより格納容器へスプレイする。 a. 手順着手の判断基準 常設低圧代替注水ポンプによる格納容器スプレイ中に，燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において，復水タンクの水位が確保され，使用できることを確認した場合。 ２．燃料取替用水タンクへの供給 (1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給 発電長（２号炉担当）は，重大事故等の発生時において，格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要な場合，復水タンクから燃料取替用水タンクへ供給する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	a．手順着手の判断基準 格納容器スプレイ中に，燃料取替用水タンクの水位が低下し，水の供給が必要であることを水位にて確認した場合，又は１次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイ再循環運転ができない場合において，２次系純水タンクが使用できず，復水タンクの水位が確保され，使用できることを確認した場合。 （配慮すべき事項） １．優先順位 燃料取替用水タンクへの水の供給の優先順位は，ほう酸水が供給可能な多様性拡張設備である１次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し，次に純水である復水タンクを使用する。 ２．切替性 当初選択した水源から送水準備が完了後，引き続き次の水源からの送水準備を開始し，最終的には海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から供給することで水の供給が中断することがなく，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保する。 淡水又は海水から燃料取替用水タンクへの供給操作により，継続的な格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイを成立させるため，燃料取替用水タンクの水量を約1,860m^{3}以上に管理する。 ３．作業性 復水タンクと燃料取替用水タンクの境界となるディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。 格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転 １．代替再循環運転 発電長（２号炉担当）は，格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において，余熱除去ポンプの故障等により，原子炉への注水機能が喪失した場合，以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。 (1) 格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替再循環運転 発電長（２号炉担当）は，格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）及び余熱除去冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。 原子炉へ注水する手順は，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」参照 (2) Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は，可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉補機冷却機能を回復させ，Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転により原子炉へ注水する。 原子炉へ注水する手順は，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」参照 (3) Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は，可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉補機冷却機能を回復させ，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り原子炉へ注水する。 原子炉へ注水する手順は，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」参照 使用済燃料ピットへの水の供給 １．可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 発電長（２号炉担当）は，使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時，又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合，可搬型代替注水中型ポンプにより海水を使用済燃料ピットへ注水する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	使用済燃料ピットへの注水する手順は，表－１１「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照 （配慮すべき事項） １．優先順位 使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は，注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。可搬型代替注水中型ポンプは，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬，設置及び接続の準備を行い，燃料取替用水タンク等の注水手段がなければ使用する。 ２．燃料補給 (1) 可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給 災害対策本部は，可搬型代替注水中型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水中型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 a. 手順着手の判断基準 可搬型代替注水中型ポンプの運転が必要と判断した場合，及び運転開始後については，定格負荷運転時における給油作業着手間隔※1に達した場合 ※１：定格負荷運転時における給油作業着手間隔は以下のとおり。 ・可搬型代替注水中型ポンプ：運転開始後約 1.2 時間後に給油作業着手（その後約 2.5 時間毎に給油作業に着手） (2) 燃料の管理 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，表－６「原子炉格納容器内の冷却のための手順等」に示す燃料（軽油）も含め，燃料油貯蔵タンク（北側）（約 39kl）及び燃料油貯蔵タンク（南側）（約 39kl）を管理する。 ３．作業ルート確保 構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し，移送ルートを確保する。 ４．成立性 海水取水時には，ストレーナ付きの可搬型代替注水中型ポンプの取水部を，水面より低く着底しない位置に設置することで，漂流物を吸込むことなく水を供給する。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水 使用済燃料ピットの大量漏えいが発生した場合は，以下の手段により使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 １．使用済燃料ピットへのスプレイ 発電長（２号炉担当）は，可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。 使用済燃料ピットへスプレイする手順は，表－１１「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」及び表－１２「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照 ２．燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水 災害対策本部は，燃料取扱棟の損壊等により使用済燃料ピットに近づけない場合は，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により，海水を燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 放水砲等を使用して，燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する手順は，表－１１「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」及び表－１２「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照 （配慮すべき事項） １．燃料補給	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(1) 可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給 災害対策本部は，可搬型代替注水中型ポンプの運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側），及びタンクローリを用いて可搬型代替注水中型ポンプへの給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合に実施する。 a. 手順着手の判断基準 可搬型代替注水中型ポンプの運転が必要と判断した場合，及び運転開始後については，定格負荷運転時における給油作業着手間隔※1に達した場合 ※１：定格負荷運転時における給油作業着手間隔は以下のとおり。 ・可搬型代替注水中型ポンプ：運転開始後約１.２時間後に給油作業着手（その後約2.5時間毎に給油作業に着手） (3) 燃料の管理 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，表－６「原子炉格納容器内の冷却のための手順等」に示す燃料（軽油）も含め，燃料油貯蔵タンク（北側）（約39kl）及び燃料油貯蔵タンク（南側）（約39kl）を管理する。 ２．作業ルート確保 構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し，移送ルートを確保する。 ３．成立性 海水取水時には，ストレーナ付きの可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの取水部を，水面より低く着底しない位置に設置することで，漂流物を吸込むことなく水を供給する。 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水 １．格納容器及びアニュラス部への放水 災害対策本部は，炉心出口温度350℃以上かつ格納容器エリアモニタ（高レンジ）が1×10^5 mSv／h以上となり，格納容器へのスプレイが確認できない場合，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により海水を格納容器及びアニュラス部へ放水する。 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲を使用して，海水を格納容器及びアニュラス部へ放水する手順は，表－１２「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照 （配慮すべき事項） １．作業ルート確保 構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し，移送ルートを確保する。 ２．成立性 海水取水時には，ストレーナ付きの可搬型代替注水大型ポンプの取水部を，水面より低く着底しない位置に設置することで，漂流物を吸込むことなく水を供給する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	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においても，炉心の著しい損傷，格納容器の破損，使用済燃料ピット内燃料等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料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）からの給電 発電長（２号炉担当）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交流母線及び重大事故等対処用専用電源盤へ代替電源（交流）から給電し，電圧計により受電確認する。 １．空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機からの受電準備を行った後，空冷式非常用発電機を起動し給電する。 (1) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時に，外部電源受電操作及びディーゼル発電機の起動操作を実施しても，母線電圧等が確立しない場合 ２．電源車による代替電源（交流）からの給電 発電長（２号炉担当）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 号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が母線電圧等にて確認できない場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 代替電源の給電手順の優先順位は，空冷式非常用発電機，後備変圧器２次側電路，号機間電力融通ケーブル，電源車の順で使用する。 ２．燃料補給【空冷式非常用発電機の場合】 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機の運転開始後，直ちに燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプを用いて給油する。 (1) 手順着手の判断基準 空冷式非常用発電機の運転を開始した場合 ３．燃料補給【電源車の場合】 災害対策本部は，電源車の運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及びタンクローリを用いて電源車への給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔を目安に実施する。 (1) 手順着手の判断基準 電源車の運転が必要と判断した場合及び運転開始後については，定格負荷運転時における給油作業着手間隔※1に達した場合 ※1　定格負荷運転時における給油作業着手間隔は以下のとおり ・運転開始後約 0.7 時間後に給油作業着手 （その後約2.1時間毎に給油作業に着手）	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	４．燃料の管理 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）（約 628kl）を管理する。 ５．負荷容量 空冷式非常用発電機の必要最大負荷は，想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる，「全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋ＲＣＰシールＬＯＣＡ」である。上記の想定事故シーケンスにて使用する補機が機能喪失した場合に，重大事故等対処設備による代替手段を用いた場合においても空冷式非常用発電機の定格負荷容量以下となる。空冷式非常用発電機は，必要最大負荷以上の電力を確保することで，原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。さらに，空冷式非常用発電機の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況，施設定期検査中等）に応じ，その他使用可能な負荷へ電力を供給する。 電源車は，プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷へ電力を供給する。さらに，電源車の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況，施設定期検査中等）に応じ，その他使用可能な負荷へ電力を供給する。 ６．悪影響防止 空冷式非常用発電機や電源車により電源を給電する際，中央制御室で受電後の大型補機の自動起動を防止するため，大型補機の操作スイッチを「引ロック」又は「切」にする。 受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため，蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）用ダンパの「開」及び，蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動により，蓄電池室（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室（重大事故等対処用）の換気を行う。 ７．成立性 代替電源（交流）にて，所内常設蓄電式直流電源から給電されている 24 時間以内に，十分な余裕を持って非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ給電する。 ８．作業性 操作対象遮断器に対して，暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。 代替電源（直流）による給電 １．蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）による所内常設蓄電式直流電源からの給電 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源が喪失した場合は，蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ給電する。早期の交流動力電源の復旧見込みがない場合は，全交流動力電源喪失発生後２時間以内に，中央制御室及び隣接した電気室等で蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の不要直流負荷の切離しを実施し，非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ給電する。 (1) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失により，交流電源から非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線への給電が母線電圧等にて確認できない場合 ２．電源車及び充電器（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電 発電長（２号炉担当）は，蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の電圧が低下する前までに，電源車及び充電器（重大事故等対処用）により給電する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(1) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時に，代替電源（交流）から非常用直流母線及び重大事故等対処用直流母線への給電が母線電圧等にて確認できない場合 （配慮すべき事項） １．燃料補給 災害対策本部は，電源車の運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及びタンクローリを用いて電源車への給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔を目安に実施する。 (1) 手順着手の判断基準 電源車の運転が必要と判断した場合及び運転開始後については，定格負荷運転時における給油作業着手間隔※1に達した場合 ※1　定格負荷運転時における給油作業着手間隔は以下のとおり ・運転開始後約 0.7 時間後に給油作業着手 （その後約 2.1 時間毎に給油作業に着手） ２．燃料の管理 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）（約 628kl）を管理する。 ３．悪影響防止 受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため，蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動により，蓄電池室（重大事故等対処用）の換気を行う。 ４．成立性 所内常設蓄電式直流電源から給電されている 24 時間以内に，十分な余裕を持って電源車を重大事故等対処用専用低圧母線に繋ぎ込み，給電を開始した後，充電器（重大事故等対処用）より非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ給電する。 ５．作業性 操作対象遮断器に対して，暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。 代替所内電気設備による給電 １．代替所内電気設備による給電（空冷式非常用発電機） 発電長（２号炉担当）は，所内電気設備が共通要因で機能を失った場合，少なくとも１系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために，空冷式非常用発電機から重大事故等対処用専用電源盤により，原子炉を安定状態に収束するために必要な負荷へ給電する。 (1) 手順着手の判断基準 所内電気設備の２系統が同時に機能喪失したことを，非常用高圧母線の電圧等により確認した場合 ２．代替所内電気設備による給電（電源車） 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機が使用できない場合は，電源車及び重大事故等対処用専用電源盤によりプラント監視機能等を維持するために必要な負荷へ給電する。 (1) 手順着手の判断基準 所内電気設備の２系統が同時に機能を喪失し，空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電が重大事故等対処用専用電源盤の電圧等にて確認できない場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	（配慮すべき事項） １．燃料補給【空冷式非常用発電機の場合】 発電長（２号炉担当）は，空冷式非常用発電機の運転開始後，直ちに燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプを用いて給油する。 (1) 手順着手の判断基準 空冷式非常用発電機の運転を開始した場合 ２．燃料補給【電源車の場合】 災害対策本部は，電源車の運転が必要と判断した場合，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及びタンクローリを用いて電源車への給油を実施する。その後の給油は，定格負荷運転時の給油作業着手間隔を目安に実施する。 (1)手順着手の判断基準 電源車の運転が必要と判断した場合及び運転開始後については，定格負荷運転時における給油作業着手間隔※1に達した場合 ※１　定格負荷運転時における給油作業着手間隔は以下のとおり ・運転開始後約 0.7 時間後に給油作業着手 （その後約 2.1 時間毎に給油作業に着手） ３．燃料の管理 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）（約 628kl）を管理する。 ４．悪影響防止 受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため，蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動により，蓄電池室（重大事故等対処用）の換気を行う。 ５．作業性 操作対象遮断器に対して，暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－１５ 操作手順 １５．事故時の計装に関する手順等 ① 方針目的 重大事故等が発生し，計測機器の故障等により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に，当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため，計器の故障時の対応，計器の計測範囲を超えた場合への対応，計器電源の喪失時の対応，計測結果を記録することを目的とする。 ② 対応手段等 監視機能の喪失 １．計器故障時のパラメータ推定 発電長（２号炉担当）は，パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（原子炉容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉容器及び格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により，計測することが困難となった場合，以下の手段により当該パラメータを推定する。 (1) 手順着手の判断基準 主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器の故障が疑われた場合 a. 原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて，他チャンネル又は他ループの計器がある場合は，当該計器により当該パラメータを計測する。 b. パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値を用いて以下の方法で推定する。 (a) 同一物理量で推定（温度，圧力，水位，流量，放射線量） (b) 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注入量から推定 (c) 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定 (d) 除熱状態を温度，圧力等の傾向監視により推定 (e) １次冷却系からの漏えいを水位，圧力等の傾向監視により推定 (f) 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定 (g) ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定 (h) 装置の動作特性により推定 (i) あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 計器故障時，当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合，他チャンネルの計器による計測を優先し，次に他ループの計器により計測する。 重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く。）の値により推定を行う際に，推定に使用する計器が複数ある場合，より直接的なパラメータ，検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに，計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位を定める。 ２．計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定 原子炉容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉容器及び格納容器への注水量を監視するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉容器内の温度と水位である。 発電長（２号炉担当）は，原子炉容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合，	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	原子炉施設の状態を推定する。 (1) 原子炉容器内の温度 発電長（２号炉担当）は，原子炉容器内の温度のパラメータである１次冷却材温度が計測範囲を超えた場合，可搬型計測器を接続し，計測する。 多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は，炉心出口温度による計測を優先する。 a. 手順着手の判断基準 重大事故等時に１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）の値が，計器の計測範囲を超え確認できない場合 (2) 原子炉容器内の水位 発電長（２号炉担当）は，原子炉容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲を超えた場合は，原子炉容器水位で計測する。 a. 手順着手の判断基準 重大事故等時に加圧器水位が低下し，計器の計測範囲を外れ確認できない場合 計器電源の喪失 １．計器電源の喪失時の対応 発電長（２号炉担当）は，計測に必要な計器電源が喪失し監視機能が喪失した場合，特に重要なパラメータを計測又は監視する。 (1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源喪失等により計測に必要な計器電源が喪失した場合，空冷式非常用発電機，電源車，蓄電池（安全上重要な機器に供給する蓄電池），蓄電池（重大事故等対処用），充電器（重大事故等対処用）等の運転により，計器へ給電する。 代替電源の供給ができない場合は，特に重要なパラメータとして，パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については，温度，圧力，水位及び流量に係るものについて，可搬型計測器を接続し計測する。ただし，可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。 また，可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。 可搬型計測器による計測においては，計測対象の選定を行う際の考え方として，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について，複数のパラメータがある場合は，いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。 a. 手順着手の判断基準 直流電源が喪失した場合において，中央制御室でのパラメータ監視ができない場合 重大事故等時のパラメータを記録する手順 災害対策本部は，パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率等）は，緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ），ＳＰＤＳデータ表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし，複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。 緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ），ＳＰＤＳデータ表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は，記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存する。 (1) 手順着手の判断基準 重大事故等が発生したとき	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	（配慮すべき事項） １．パラメータの選定 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは，事象の判別を行う運転手順書の判断基準，炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件，炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力に係る審査基準1.1～1.10，1.13，1.14のパラメータより選定する。 選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉容器内の温度，圧力及び水位，原子炉容器及び格納容器への注水量，格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保及びアニュラス内の水素濃度等）は，以下のとおり分類する。 (1) 重要な監視パラメータ：主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。 (2) 有効な監視パラメータ：主要パラメータのうち，多様性拡張設備の計器で計測されるが，計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。 (3) 補助的な監視パラメータ：主要パラメータのうち，現場運転状態，操作スイッチ表示灯及び関連警報等により監視が可能なパラメータ及び当該パラメータなしで操作の続行が可能なパラメータをいう。 さらに，次のとおり重要代替パラメータを選定する。 重要代替パラメータ：重要な監視パラメータの代替パラメータのうち重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む。）及び有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。 ２．原子炉施設の状態把握 設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として，重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲，計器の個数等を規定文書に明確に定める。 ３．確からしさの考慮 圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は，水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため，計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ，複数の関連パラメータを確認し，有効な情報を得た上で推定する。 格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は，間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。 アニュラス内の水素濃度を推定する場合は，パラメータの相関関係を用いて，間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。 なお，代替パラメータによる推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。 ４．電源確保 全交流動力電源及び直流電源喪失時は，空冷式非常用発電機，電源車，蓄電池（安全上重要な機器に供給する蓄電池），蓄電池（重大事故等対処用），充電器（重大事故等対処用）等の運転により，計器へ給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」参照	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－１６ 操作手順 １６．中央制御室の居住性等に関する手順等 ①　方針目的 重大事故等が発生した場合において，運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保，汚染の持ち込み防止を図ることを目的とする。 ② 対応手段等 居住性の確保 発電長（２号炉担当）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等の被ばく線量を７日間で 100mSv を超えないよう，中央制御室遮蔽及び中央制御室換気空調設備の外気を遮断した閉回路循環運転（以下、本表において「閉回路循環運転モード」という。）により，環境に放出された放射性物質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．中央制御室換気空調設備の運転手順等 発電長（２号炉担当）は，環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため，閉回路循環運転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及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，窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）による代替空気（窒素）供給及び手動によるダンパ操作により閉回路循環運転モードの系統構成を行い，空冷式非常用発電機により受電し中央制御室換気空調設備を運転する。 (1) 交流動力電源が健全な場合 発電長（２号炉担当）は，非常用炉心冷却設備作動信号の発信又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合，中央制御室換気空調設備の閉回路循環運転モードでの運転を確認する。 また，発電長（２号炉担当）は，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い，酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合，災害対策本部と換気のタイミングを協議し外気を取り入れる。 a. 手順着手の判断基準 非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号又は中央制御室エリアモニタ指示上昇により中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合 (2) 全交流動力電源が喪失した場合 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源喪失により，中央制御室換気空調設備を閉回路循環運転モードで運転できない場合は，窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）による代替空気（窒素）供給及び手動によるダンパ操作により閉回路循環運転モードの系統構成を行い，空冷式非常用発電機による給電後，中央制御室換気空調設備を運転する。 また，発電長（２号炉担当）は，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い，酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は，災害対策本部と換気のタイミングを協議し外気を取り入れる。 a. 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失により，中央制御室換気空調設備が閉回路循環運転モードにできない場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	２．中央制御室の照明を確保する手順 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源喪失時に，中央制御室の照明が使用できない場合，可搬型照明（ＳＡ）の内蔵蓄電池により照明を確保し，空冷式非常用発電機による給電後，可搬型照明（ＳＡ）を可搬型照明用電源に接続し，中央制御室の照明を引き続き確保する。 (1) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時に，中央制御室非常用照明が使用できない場合 ３．その他の放射線防護措置等に関する手順等 (1) 重大事故等時の全面マスク着用手順 発電長（２号炉担当）は，炉心出口温度等により，炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は，運転員等の内部被ばくを低減するため，全面マスクの着用を指示する。 a．手順着手の判断基準 炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合 (2) 重大事故等時の運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化 運転本部員は，運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため，本部長等と協議の上，長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。 また，交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員等の被ばくの低減を図る。 汚染の持ち込み防止 １．チェンジングエリアの設置手順 災害対策本部は，「原子力災害対策特別措置法第 10 条」特定事象が発生した場合に，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査，放射線防護具類の着替え等を行うためのチェンジングエリアを中央制御室の出入口付近に設置する。 災害対策本部は，全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合においては，可搬型照明（ＳＡ）の内蔵蓄電池により照明を確保し，空冷式非常用発電機により給電後，可搬型照明（ＳＡ）を電源に接続し，チェンジングエリアの照明を引き続き確保する。 (1) 手順着手の判断基準 「原子力災害対策特別措置法第 10 条」特定事象が発生した場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 照明確保の優先順位は，多様性拡張設備である中央制御室非常用照明を優先して使用し，中央制御室非常用照明が使用できない場合は，可搬型照明（ＳＡ）を使用する。 ２．放射線管理 チェンジングエリア内では，現場作業を行う運転員等の身体の汚染検査を行い，汚染が確認された場合，除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合は，ウエスに染み込ませる等適切に処理した後，放射性廃棄物として廃棄する。 ３．電源確保 全交流動力電源喪失時は，空冷式非常用発電機により中央制御室換気空調設備及び可搬型照明（ＳＡ）へ給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順」参照	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－１７ 操作手順 １７．監視測定等に関する手順等 ① 方針目的 重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において，原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するため，放射性物質の濃度及び放射線量を測定することを目的とする。また，発電所において，風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するため，風向，風速その他の気象条件を測定することを目的とする。 ② 対応手段等 放射性物質の濃度及び放射線量の測定 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において，原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。 重大事故等が発生した場合の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度については，モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の連続測定を行う。また，放射性物質の濃度の測定（空気中，水中，土壌中）及び海上モニタリングは，毎日１回以上とするが，測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。 １．可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合に放射性物質の濃度（空気中）を，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイメータ，β線サーベイメータ，ＺｎＳシンチレーションサーベイメータ）により監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。 放射性物質の濃度（空気中）を測定する優先順位は，多様性拡張設備である放射能観測車を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合，可搬型放射能測定装置を使用する。 (1) 手順着手の判断基準 放射能観測車の故障等により，放射能観測車による放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合 ２．モニタリングポストによる放射線量の測定 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合の発電所敷地境界付近の放射線量をモニタリングポストにより監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。 ３．可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定 災害対策本部は，モニタリングポストが機能喪失した場合，可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。 (1) 手順着手の判断基準 モニタリングポストの故障等により，モニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失した場合 ４．可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定 災害対策本部は，「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合，原子炉施設を囲む８方位の放射線量を可搬型モニタリングポストにより監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。ただし，本表２．又は３．により測定する方位は除く。 (1) 手順着手の判断基準	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合 ５．可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）における，放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーションサーベイメータ，β線サーベイメータ，ＺｎＳシンチレーションサーベイメータ）及び電離箱サーベイメータにより監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。 周辺海域については，小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。 (1) 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定 災害対策本部は，重大事故等の発生時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において，発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に，放射性物質の濃度を測定する。 a. 手順着手の判断基準 排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し，原子炉施設から放射性物質が放出された場合において，発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合 (2) 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合に原子炉施設から放射性物質が放出するおそれがある，又は放出された場合に，可搬型放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度を測定する。 a. 手順着手の判断基準 廃棄物処理設備排水モニタの指示値を確認し，原子炉施設から周辺海域への排水に放射性物質が含まれるおそれがある場合 (3) 可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定 災害対策本部は，重大事故等の発生時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において，発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に放射性物質の濃度を測定する。 a. 手順着手の判断基準 排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し，原子炉施設から放射性物質が放出され，土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合（プルーム通過後） (4) 海上モニタリング測定 災害対策本部は，周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に小型船舶で可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイメータにより放射性物質の濃度及び放射線量を測定する。 a. 手順着手の判断基準 排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し，原子炉施設から周辺海域への放射性物質漏えいが確認される等により小型船舶による海上モニタリングが必要となった場合 ６．バックグラウンド低減対策等 (1) モニタリングポストのバックグラウンド低減対策 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため，バックグラウンド低減対策を行う。 a. 放射性物質の放出のおそれがある場合，モニタリングポストの検出器の養生を行う。 b. 放射性物質の放出によりモニタリングポスト配置場所の放射線量が通常のバックグラウンドより高い場合には，周辺の汚染レベルを確認し，汚染されている場所に応じて，測定設備の除染，周辺の土壌撤去，樹木の伐採等を行い，バックグラウンドレベルを低減する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(a) 手順着手の判断基準 放射性物質の放出のおそれがあることを確認した場合 (2) 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し，可搬型放射能測定装置が測定不能となった場合，可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲む等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて，放射性物質の濃度を測定する。 (3) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合における敷地外でのモニタリングについては，国，地方公共団体と連携して，策定されるモニタリング計画に従い，資機材，要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。 風向，風速その他の気象条件の測定 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合に発電所において，風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録する。 気象観測設備及び可搬型気象観測設備による風向，風速その他気象条件の測定は，連続測定を行う。 １．気象観測設備による気象観測項目の測定 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合に気象観測設備により，風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録する。 ２．可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合の風向，風速その他気象条件を可搬型気象観測設備により測定し，及びその結果を記録する。 また，風向，風速その他気象条件を測定する優先順位は，多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は，可搬型気象観測設備を使用する。 (1) 手順着手の判断基準 気象観測設備の故障等により，気象観測設備による風向，風速，日射量，放射収支量，雨量の測定機能が喪失した場合 気象観測設備の測定機能喪失の確認は，中央制御室環境監視盤の指示値及び警報表示にて行う。 モニタリングポストの電源を空冷式非常用発電機から給電 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源喪失時は，空冷式非常用発電機によりモニタリングポストへ給電する。 給電の優先順位は，多様性拡張設備であるモニタリングポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し，空冷式非常用発電機による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。 その後，空冷式非常用発電機によりモニタリングポストへ給電する。 給電の手順は，表－14「電源の確保に関する手順等」参照 モニタリングポストは，電源が喪失した状態から給電した場合は，自動的に放射線量の連続測定を開始する。 (1) 手順着手の判断基準 全交流動力電源が喪失した場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－１８ 操作手順 １８．緊急時対策所の居住性等に関する手順等 ① 方針目的 緊急時対策所に関し，重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う災害対策本部要員が緊急時対策所にとどまり，重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに，発電所内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の災害対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保，必要な指示及び通信連絡，必要な数の要員の収容，代替電源設備からの給電を行うことを目的とする。 ② 対応手段等 居住性の確保 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合，緊急時対策所換気設備による放射性物質の侵入低減，緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により，重大事故等に対処するために必要な指示を行う災害対策本部要員の被ばく線量を７日間で100mSv を超えないようにするため，以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。 １．緊急時対策所立上げの手順 災害対策本部は，緊急時対策所を使用し，災害対策本部を設置するための準備として，緊急時対策所を立上げる。 (1) 緊急時対策所換気設備運転手順 災害対策本部は，緊急時対策所換気設備を起動し，放射性物質の取り込みを低減する。 全交流動力電源喪失時は，緊急時対策所用発電機からの給電により，緊急時対策所換気設備を起動する。 a. 手順着手の判断基準 緊急時対策所の立上げ時 (2) 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順 災害対策本部は，緊急時対策所加圧設備の系統構成を行い，漏えい等がないことを確認し，切替えの準備を行う。 a. 手順着手の判断基準 緊急時対策所の立上げ時 (3) 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順 災害対策本部は，緊急時対策所の居住性確保の観点から，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。 a. 手順着手の判断基準 緊急時対策所換気設備を運転している場合 ２．「原子力災害対策特別措置法第 10 条」特定事象発生時の手順 災害対策本部は，「原子力災害対策特別措置法第 10 条」特定事象が発生した場合，緊急時対策所内へ緊急時対策所エリアモニタを設置し，放射線量の測定を開始する。 原子炉施設を囲む８方位（モニタリングポスト設置方位を除く。）に設置する可搬型モニタリングポストのうち，緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストは緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(1) 緊急時対策所エリアモニタ設置手順 a. 手順着手の判断基準 「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合 (2) その他の手順項目にて考慮する手順 緊急時対策所付近に可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）を設置する手順は，表－１７「監視測定等に関する手順等」参照 ３．重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合，重大事故等に対処するために必要な指示を行う災害対策本部要員等を防護し，居住性を確保する措置を行う。 (1) 緊急時対策所にとどまる災害対策本部要員について 災害対策本部は，可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）の指示値の有意な上昇傾向，炉心損傷が生じる等，プルーム放出のおそれがある場合，以下の要員を目安とし，最大収容可能人数の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。 プルーム通過中においても，緊急時対策所にとどまる要員は，休憩，仮眠をとるための交代要員を考慮して，重大事故等に対処するために必要な指示を行う災害対策本部要員と，格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な災害対策本部要員とする。 (2) 緊急時対策所加圧設備への切替準備手順 災害対策本部は，可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）の指示値の有意な上昇傾向，炉心損傷が生じる等，プルーム放出のおそれがあると判断した場合，パラメータの監視強化及び緊急時対策所換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替えのための要員配置を行う。 a. 手順着手の判断基準 プルーム放出のおそれがある場合 具体的には，以下のいずれかに該当した場合 (a) プルーム放出前の段階において，直接線，スカイシャイン線により，原子炉施設を囲む８方位（モニタリングポスト設置方位を除く。）に設置する可搬型モニタリングポストのうち可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）が重大事故等により指示値の有意な上昇傾向となった場合 (b) 中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡，情報があった場合又は緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果，災害対策本部が炉心損傷の可能性を踏まえ，プルーム放出に備える必要があると判断した場合 (c) 炉心損傷前であって中央制御室から格納容器破損が生じた旨の連絡，情報があった場合又は緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果，災害対策本部が格納容器破損の可能性を踏まえ，プルーム放出に備える必要があると判断した場合 (3) 緊急時対策所加圧設備への切替手順 災害対策本部は，格納容器からプルームが放出され，可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）及び緊急時対策所エリアモニタが重大事故等により指示値の有意な上昇傾向となった場合，速やかに緊急時対策所換気設備を緊急時対策所加圧設備へ切替えるとともに，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じ，空気流入量を調整する。 a. 手順着手の判断基準 以下のいずれかに該当した場合 (a) 可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）が重大事故等により指示値の有意な上昇傾向となった場合 (b) 緊急時対策所エリアモニタが重大事故等により指示値の有意な上昇傾向となった場合 (4) 緊急時対策所換気設備への切替手順	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	災害対策本部は，可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）及び緊急時対策所エリアモニタの指示値が低下し，緊急時対策所周辺から希ガス等の放射性物質の影響が減少したと判断した場合，緊急時対策所加圧設備を緊急時対策所換気設備へ切替える。 a．手順着手の判断基準 可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）及び緊急時対策所エリアモニタにて放射線量を継続的に監視し，その指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合 必要な指示及び通信連絡 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる以下の事項について明確にする。 １．重大事故等に対処するために必要な情報を把握するため，緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備により，必要なプラントパラメータ等を監視又は収集する。 ２．重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を，緊急時対策所に整備し，常に最新となるよう通常時から維持，管理する。 ３．重大事故等が発生した場合，緊急時対策所の通信連絡設備により，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 ４．全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。 (1) 緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合，緊急時対策所情報収集設備である緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）及びＳＰＤＳデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する。 a．手順着手の判断基準 緊急時対策所の立上げ時 (2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備について 安全・防災マネージャーは，重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を，緊急時対策所に整備する。また，当該資料は常に最新となるよう通常時から維持，管理する。 (3) 通信連絡に関わる手順等 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合，緊急時対策所の通信連絡設備により，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用方法等，必要な手順の詳細は，表－１９「通信連絡に関する手順等」参照 必要な数の要員の収容 緊急時対策所には，重大事故等に対処するために必要な指示を行う災害対策本部要員に加え，格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の災害対策本部要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。 災害対策本部は，これらの要員を収容するため，以下の手順等により必要な資機材，飲料水，食料等を配備するとともに，維持，管理し，放射線管理等の運用を行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	１．放射線管理について (1) 放射線管理用資機材の維持管理等について 災害対策本部は，重大事故等に対処するために必要な指示を行う災害対策本部要員，現場作業を行う災害対策本部要員等の対策要員の装備（電子式個人線量計，マスク等）を配備し，維持，管理し，重大事故等の発生時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 災害対策本部は，緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット近傍に可搬型エリアモニタを設置し，放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は，周辺に立入りを制限する等の対応を行う。 (2) チェンジングエリアの設置及び運用手順 災害対策本部は，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査，放射線防護具類の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材を配備し，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 a．手順着手の判断基準 可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）にて放射線量を監視し，プルームの通過を確認した場合 (3) 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替手順 災害対策本部は，緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの放射線量が上昇する等，切替えが必要となった場合，緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットを待機側へ切替え，放射線量に応じ，交換，保管する。 a．手順着手の判断基準 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの放射線量上昇等により運転中の緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合 ２．飲料水，食料等について 災害対策本部は，少なくとも外部からの支援なしに１週間，活動するために必要な飲料水，食料等を備蓄し，維持，管理し，重大事故等が発生した場合は，緊急時対策所内の環境を確認した上で，飲食の管理を行う。 代替電源設備からの給電 災害対策本部は，全交流動力電源喪失時，代替電源として緊急時対策所用発電機により緊急時対策所へ給電する。 なお，緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備のうち原子炉補助建屋に設置されている機器への給電については、空冷式非常用発電機により実施する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」及び表－１９「通信連絡に関する手順等」を参照 １．緊急時対策所用発電機による給電 災害対策本部は，全交流動力電源喪失時，代替電源（交流）である緊急時対策所用発電機から給電する。 また，緊急時対策所用発電機には緊急時対策所近傍に設置している緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクより給油する。 (1) 緊急時対策所用発電機起動手順 災害対策本部は，全交流動力電源喪失時に緊急時対策所用発電機の起動を行う。 a．手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時に，早期の電源回復が不可能な場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	（配慮すべき事項） １．放射線管理 (1) チェンジングエリア内では現場作業を行う要員等の身体の汚染検査を行い，汚染が確認された場合，スクリーニングエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合，ウエスに染み込ませる等適切に処理した後，放射性廃棄物として廃棄する。 ２．燃料補給 緊急時対策所用発電機への給油は，緊急時対策所用発電機用燃料油貯蔵タンクから，緊急時対策所用発電機用給油ポンプにより，自動補給する。発電機運転中は，緊急時対策所用発電機用給油ポンプの運転状態及び燃料油補給状況の監視を行い，正常に自動補給されていることを確認する。 重大事故等の発生から７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として，緊急時対策所用発電機用燃料油貯蔵タンク（44kl／基，２基）を管理する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－１９ 操作手順 １９．通信連絡に関する手順等 ① 方針目的 重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため，発電所内の通信連絡設備，発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行うことを目的とする。 ② 対応手段等 発電所内の通信連絡 １．発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合，通信設備（発電所内）により，運転員等，災害対策本部要員が，中央制御室，屋内外の作業場所，緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために，衛星携帯電話設備，無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。 (1) 全交流動力電源喪失時は，代替電源設備（電池を含む。）により，これらの設備へ給電する。 (2) データ伝送設備（発電所内）により，緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送して，パラメータを共有するために，緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）及びＳＰＤＳ データ表示装置を使用する。 a. 手順着手の判断基準 重大事故等が発生した場合において，通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 通信連絡を行う場合は，多様性拡張設備である運転指令設備，電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型，放射能観測車）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は，衛星携帯電話設備，無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。 ２．計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等 災害対策本部は，直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合，現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し，現場又は中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星携帯電話設備を使用する。 また，全交流動力電源喪失時は，代替電源設備（電池を含む。）により，これらの設備へ給電する。 (1) 手順着手の判断基準 特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	発電所外（社内外）との通信連絡 １．発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 災害対策本部は，重大事故等が発生した場合，通信設備（発電所外）により，災害対策本部要員が，緊急時対策所と本店，国，地方公共団体，その他関係機関等との間で通信連絡を行うために，衛星携帯電話設備，無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。 (1) 全交流動力電源喪失時は，代替電源設備（電池を含む。）により，これらの設備へ給電する。 (2) データ伝送設備（発電所外）により，国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ，必要なデータを伝送し，パラメータを共有するために，緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）を使用する。 a．手順着手の判断基準 重大事故等が発生した場合において，通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）により，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合 （配慮すべき事項） １．優先順位 通信連絡を行う場合は，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）並びに多様性拡張設備である加入電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型，放射能観測車）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は，衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）を使用する。 ２．計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等 災害対策本部は，直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合，緊急時対策所と本店，国，地方公共団体等との連絡には衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。 また，全交流動力電源喪失時は，代替電源設備（電池を含む。）により，これらの設備へ給電する。 (1) 手順着手の判断基準 特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所外）により，発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合 ３．代替電源設備からの給電 災害対策本部は，全交流動力電源喪失時，代替電源設備により，衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ），ＳＰＤＳ データ表示装置及び緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）のうち，緊急時対策所に設置されている機器へ給電する。 発電長（２号炉担当）は，全交流動力電源喪失時，空冷式非常用発電機により，緊急時データ伝送システム（ＳＰＤＳ）のうち原子炉補助建屋に設置されている機器へ給電する。 給電の手順は，表－１４「電源の確保に関する手順等」及び表－１８「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」参照	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－２０　重大事故等対策における操作の成立性（1／5）	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

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	原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	運転員等（中央制御室，現場）	4	2時間
		保修対応要員	2	
	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等（現場）	2	20分
	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	原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	No.2にて整備する。		
	手動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。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復※	運転員等（現場）	4	20分
	窒素ボンベ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）	4	1時間5分
	蓄電池（重大事故等対処用）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）	2	30分
4	格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替炉心注水	運転員等（中央制御室，現場）	2	30分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水（運転員が系統構成する場合）※	運転員等（中央制御室，現場）	3	45分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水（重大事故等対策要員のうち運転対応要員が系統構成する場合）※		3	1時間5分
	可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水	保修対応要員	6	9時間30分
		運転員等（中央制御室，現場）	3	
	格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替再循環運転※	運転員等（中央制御室，現場）	2	10分
	Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水※	保修対応要員	4	1時間
		運転員等（中央制御室，現場）	2	
	電動補助給水ポンプによる蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	保修対応要員	4	5時間10分
		運転員等（中央制御室，現場）	4	
	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	No.3にて整備する。		
	蓄圧タンクによる炉心注水※	運転員等（中央制御室，現場）	2	18分

※有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－２０ 重大事故等対策における操作の成立性（2／5）	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
5	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	No.3にて整備する。		
	可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No.7にて整備する。		
	可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水※	運転員等（中央制御室，現場）	3	13時間5分
		保修対応要員	14	
6	Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No.7にて整備する。		
	余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイ※	運転員等（中央制御室，現場）	2	20分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ（運転員が系統構成する場合）※	運転員等（中央制御室，現場）	3	34分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ（重大事故等対策要員のうち運転対応要員が系統構成する場合）		3	59分
	可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No.7にて整備する。		
	可搬型低圧代替注水ポンプへの燃料補給※	保修対応要員	3	1時間45分（初回） 1時間25分（2回目以降）
	可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給※	保修対応要員	3	2時間5分
7	Ａ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却※	運転員等（中央制御室，現場）	2	55分
		保修対応要員	2	
	余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイ	No.6にて整備する。		
	常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	No.6にて整備する。		
	可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却※	運転員等（中央制御室，現場）	3	13時間35分
		保修対応要員	16	
8	余熱除去ポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替格納容器スプレイ	運転員等（中央制御室，現場）	2	20分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ（運転員が系統構成する場合）※	運転員等（中央制御室，現場）	3	34分
	常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ（重大事故等対策要員のうち運転対応要員が系統構成する場合）		3	59分
	格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水	No.4にて整備する。		

※有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－２０ 重大事故等対策における操作の成立性（3／5）	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
8	Ｂ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	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）※	運転員等（中央制御室，現場）	2	1時間30分
		保修対応要員	2	
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（全交流動力電源喪失時）※	運転員等（中央制御室，現場）	2	2時間10分
		保修対応要員	2	
10	代替空気（窒素）によるアニュラス空気浄化設備の運転※	運転員等（中央制御室）	1	49分
		保修対応要員	2	
11	海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から使用済燃料ピットへの注水※	保修対応要員	6	7時間5分
	可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	重大事故等対策要員	24	2時間
	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	No.12にて整備する。		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視※	運転員等（現場）	1	2時間25分
		保修対応要員	2	
12	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制	重大事故等対策要員	16	8時間40分
	シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制	運転員等（中央制御室）	1	3時間45分
		重大事故等対策要員	20	
	可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	No.11にて整備する。		
	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等対策要員	16	8時間40分
13	海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から中間受槽への供給	保修対応要員	6	7時間40分
	原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	No.2にて整備する。		
	海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から復水タンクへの供給※	保修対応要員	6	7時間20分
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替	運転員等（現場）	2	1時間35分
		保修対応要員	2	

※有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－２０ 重大事故等対策における操作の成立性（4／5）	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
13	燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替	No.4にて整備する。		
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給※	運転員等（現場）	2	1時間35分
		保修対応要員	2	
	格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳタイライン使用）による代替再循環運転	No.4にて整備する。		
	可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	No.11にて整備する。		
	使用済燃料ピットへのスプレイ	No.11及びNo.12にて整備する。		
	燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	No.11及びNo.12にて整備する。		
	原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	No.12にて整備する。		
	可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給※	保修対応要員	3	1時間50分
14	空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電※	運転員等（中央制御室，現場）	3	18分
		保修対応要員	1	
	電源車による代替電源（交流）からの給電	運転員等（中央制御室，現場）	3	5時間10分
		保修対応要員	4	
	受電後操作（充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）の受電操作）※	運転員等（中央制御室，現場）	3	1時間25分
		保修対応要員	2	
	受電後操作（充電器（重大事故等対処用）の受電操作）	運転員等（中央制御室，現場）	2	25分
	蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）による所内常設蓄電式直流電源からの給電※	運転員等（中央制御室，現場）	2	40分
	電源車及び充電器（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電	運転員等（中央制御室，現場）	2	5時間30分
		保修対応要員	4	
	代替所内電気設備による給電（空冷式非常用発電機）	運転員等（中央制御室，現場）	2	1時間
		保修対応要員	1	
	代替所内電気設備による給電（電源車）	運転員等（中央制御室，現場）	2	5時間10分
		保修対応要員	4	

※有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	表－２０ 重大事故等対策における操作の成立性（5／5）	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
14	空冷式非常用発電機への燃料（軽油）補給※	運転員等（中央制御室，現場）	2	2時間
		保修対応要員	4	
	電源車への燃料（軽油）補給	保修対応要員	3	1時間45分
15	可搬型計測器による監視パラメータの計測	保修対応要員	1	1時間
16	中央制御室非常用循環系の運転操作※	運転員等（中央制御室）	1	1時間30分
		保修対応要員	2	
17	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射線管理班	2	1時間15分（1箇所）
	可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	2	2時間55分（3台）
	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定	放射線管理班	4	3時間10分（7台）
	可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	1時間15分（1箇所）
	可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	2時間15分
	可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	1時間（1箇所）
	海上モニタリング測定	放射線管理班	2	2時間50分（1箇所）
	可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	放射線管理班	2	1時間5分
18	緊急時対策所換気設備運転手順	災害対策本部初動要員	1	2分
	緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順	災害対策本部初動要員	1	2分
	緊急時対策所エリアモニタ設置手順	放射線管理班	1	25分
	緊急時対策所加圧設備への切替手順	災害対策本部初動要員	1	2分
	緊急時対策所換気設備への切替手順	災害対策本部初動要員	1	2分
	緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替手順	災害対策本部初動要員	1	2分
	緊急時対策所用発電機起動手順	災害対策本部初動要員	1	2分
	緊急時対策所用発電機の切替手順	災害対策本部初動要員	1	2分
19	（成立性が要求される対応手段なし。）	―	―	―

※有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	2.　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項 (1) 安全・防災グループマネージャーは，大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の2.1 項を含む計画を策定し，所長の承認を得る。 　また，各室長及び各マネージャーは，計画に基づき，大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備を実施する。 (2) 各室長は，大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の2.2 項に示す手順を整備し，2.1(1)の要員にこの手順を遵守させる。 (3) 発電管理室長は，本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として，次の2.1 項を含む計画を策定するとともに，計画に基づき，本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。 2.1 体制の整備，教育訓練の実施及び資機材の配備 　安全・防災室長及び発電管理室長は，大規模損壊発生時の体制について，以下に示すとおり，組織が最も有効に機能すると考えられる通常の災害対策本部の体制を基本としつつ，通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できることなどを手順に定め，体制を確立する。 　また，重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし，中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるよう教育訓練を実施し，体制を確立する。 (1) 体制の整備 　所長は，原子炉施設において大規模損壊のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速，かつ，円滑に実施するため，第３２９条に定める通常の原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し，災害対策本部の体制を整える。 　また，休日，時間外（夜間）においても発電所内又は発電所近傍に「添付２－３ 1.1(1)体制の整備」で確保する要員 57 名（「添付２－２ 1.2(3) b)項」で配置する初期消火活動要員９名を含む。）を確保し，大規模損壊の発生により中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても，対応できるよう体制を確立する。 　さらに，発電所構内の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。 a) 大規模損壊発生時の対応要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方 　所長は，以下の基本的な考え方に基づき，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない状況においても，対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立する。 　① 休日，時間外（夜間）における災害対策本部の副原子力防災管理者を含む常駐者は，地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう，分散して待機する。また，建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても，発電所内又は発電所近傍に勤務している他の対応要員を災害対策本部で	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	の役務に割り当てる等の措置を講じる。 ② プルーム放出時，最低限必要な対応要員は緊急時対策所に留まり，プルーム通過後，活動を再開する。その他の対応要員は発電所外へ一時退避し，その後，交代要員として発電所へ再度非常招集する。 ③ 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合，災害対策本部の火災対応の指揮命令系統の下，初期消火活動要員は消火活動を実施する。また，副原子力防災管理者が，事故対応を実施及び継続するために，放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は，対応要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。 b) 対応拠点 本部長を含む対応要員等が対応を行うにあたっての拠点は，緊急時対策所を基本とする。 緊急時対策所以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。 c) 支援体制の確立 ① 本店総合災害対策本部体制の確立 社長は，原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の支援を実施するため，本店総合災害対策本部を設置する。 また，原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時においては，本店総合災害対策本部として対応を実施する。 社長は，本店総合災害対策本部長として全社を統括する。 ② 外部支援体制の確立 安全・防災室長及び発電管理室長は，他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し，技術的な支援が受けられる体制を確立する。 また，協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る支援要員の派遣を受けられる体制，プラントメーカによる技術的支援を受けられる体制を確立する。 (2) 対応要員への教育訓練の実施 各室長は，「添付２－３ 1.1(2)教育訓練の実施」に規定する重大事故等対策にて実施する教育訓練を基に，大規模損壊発生時における対応要員の役割に応じた任務を遂行するにあたり必要となる力量を習得及び維持するための教育訓練を実施する。 さらに，対応要員の役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより，期待する対応要員以外の対応要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図るとともに，教育内容についても充実を図る。 a) 力量の維持向上のための教育訓練 総務グループマネージャーは，力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。 安全・防災室長は，災害対策本部要員のうち原子力防災組織の統括管理及び全体の指揮を行う全体指揮者及び全体指揮者の補佐，プラントの統括管理を行うプラント統括管理者並びに通報連絡を行う通報連絡者（以下(2)において「指揮者等」という。）及び初期消火活動要員に対し，大規模損壊発生時に対処するために必要な力量の維持向上を図るため，以下の教育訓練について，手順に基づき実施する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	なお，力量の維持向上のために有効と判断される新たな知見等が発生した場合には，以下の内容に限定せず，教育訓練を行う。 ① 安全・防災室長は，初期消火活動要員に対する以下の操作の教育訓練を，年１回以上実施する。 ⅰ 消防自動車から原子炉へ注入又は原子炉格納容器へスプレイするための接続訓練 ⅱ 消防自動車から使用済燃料ピットへスプレイするための接続訓練 ② 安全・防災室長は，災害対策本部の指揮者等を対象に，大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した教育訓練を，年１回以上実施する。 b) 技術的能力の確認訓練 総務グループマネージャーは，技術的能力を満足することを確認するための訓練の実施計画を作成し，原子炉主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。 安全・防災室長は，指揮者等及び初期消火活動要員に対し，大規模損壊発生時に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための以下の訓練について，手順に基づき実施する。 ① 大規模損壊発生時のプラント状況の把握，情報収集，的確な対応操作の選択及び指揮者等と初期消火活動要員との連携を含めた実効性等を確認するため，a)項①ⅰ又はⅱのいずれかの操作を踏まえた総合的な訓練について，任意の指揮者等及び初期消火活動要員を対象※に年１回以上実施する。 ※ 毎年特定の者に偏らないように配慮する。 (3) 設備及び資機材の配備 a) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方 各マネージャーは，可搬型重大事故等対処設備について，重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。 また，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で，同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。 ① 可搬型重大事故等対処設備は，基準地震動を一定程度超える地震動に対して，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。また，基準津波を一定程度超える津波に対して，裕度を有する高所に保管するとともに，竜巻により同時に機能喪失させないよう，頑健性を有するトンネル内に保管する。 ② 可搬型重大事故等対処設備は，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより同時に機能喪失させないよう，頑健性を有するトンネル内に保管する。 ③ 常設設備への接続口は，共通要因によって接続することが出来なくなることを防止するため建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもって複数設ける。また，速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	b）大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方 各マネージャーは，大規模損壊発生時の対応に必要な資機材について，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。 また，そのような状況においても使用を期待できるよう，原子炉建屋から100m以上離隔をとった場所又は頑健性を有するトンネル内に配備する。 ① 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。 ② 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク，高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。 ③ 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材を配備する。 ④ 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク，長靴等の資機材を配備する。 ⑤ 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材を確保する。 ⑥ 大規模損壊の発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため，多様な通信手段を複数整備する。 また，通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として，携帯型有線通話装置，無線通話装置（携帯型），衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに，消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置（携帯型）を配備する。 2.2 手順の整備 各室長は，大規模損壊発生時の手順を整備するにあたっては，大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として，大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。 (1) 大規模な自然災害については，以下を考慮する。 a）重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性 b）確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスへの対応 c）発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対する緩和措置 (2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とする。 (3) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	各室長は，原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害のうち，事前予測が可能な豪雪（降雪），暴風（台風），竜巻，火山（降灰），凍結及び森林火災については，影響を低減するための必要な安全措置を手順に定める。 (4) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮 各室長は，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応手順書を整備するにあたっては，施設の広範囲にわたる損壊，不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して原子炉施設に大きな影響を与えることを想定し，その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるよう手順に定める。 各室長は，大規模損壊時に対応する手順の整備にあたっては，大規模損壊の発生によって，多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る場合にも対応できるよう，原子炉施設において使える可能性のある設備，資機材及び対応要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を手順に定める。 (5) 大規模損壊発生時の対応手順の整備及びその対応操作 各室長は，大規模損壊発生時の対応手順書を整備するにあたっては，可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして，重大事故等対策において整備する手順等に対して更なる多様性を持たせたものとする。 また，原子炉施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報，確保できる対応要員及び使用可能な設備により，原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかに，かつ，臨機応変に選択及び実行するため，施設の被害状況を把握するための手段及び各対応操作の実行判断を行うための手段を定める。 a) 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー 所長は，原子炉施設の状況把握が困難な場合及び状況把握がある程度可能な場合を想定し，状況に応じた対応が可能となるよう判断フローを定める。また，手順書を有効，かつ，効果的に活用するため，適用開始条件を明確化するとともに，緩和操作を選択するための判断フローを明記することにより必要な個別対応手段への移行基準を定める。 ① 大規模損壊発生の判断及び対応要否の判断基準 発電長又は所長は，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突について，緊急地震速報，大津波警報等又は衝撃音，衝突音等により検知した場合，中央制御室の状況，プラント状態の大まかな確認及び把握を行うとともに，大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を行う。また，以下の適用開始条件に該当すると判断すれば，大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。 【適用開始条件】 i 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突等により原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合 (a) プラント監視機能又は制御機能が喪失（中央制御室の喪失を含む） (b) 使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生 (c) 炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	損壊が発生 (d) 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生 ⅱ 発電長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し，事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合 ⅲ 本部長が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合 ② 緩和操作を選択するための判断フロー 本部長は，大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後，原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し，各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて，事象進展に応じた対応操作を選定する。 緩和操作を選択するための判断フローは，中央制御室の監視及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には，外からの目視による確認又は可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い，必要の都度緩和措置を行う。 中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり，速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には，内部の状況から全体を速やかに把握し，優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また，適切な個別操作を速やかに選択できるように，当該フローに個別操作への移行基準を定める。 なお，個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については，大規模損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。 b) 優先順位に係る基本的な考え方 本部長は，環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え，炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること，炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに，事故対応への影響を把握するため，火災の状況を確認する。また，対応要員及び残存する資源等を基に有効，かつ，効果的な対応を選定し，事故を収束させる対応を行う。 また，設計基準事故対処設備の安全機能の喪失，大規模な火災の発生及び運転員（当直員）を含む対応要員等が被災した場合も対応できるようにするとともに，可搬型重大事故等対処設備等を活用することにより，「大規模な火災が発生した場合における消火活動」，「炉心の著しい損傷緩和」，「原子炉格納容器の破損緩和」，「使用済燃料ピット水位確保及び燃料の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の緩和等の措置について，対応要員の安全を確保しつつ人命救助を行う。 さらに，環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から，事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。 本部長は，非常招集した対応要員から原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し，大まかな状況の確認及び把握（火災の発生有無，建屋の損壊状況等）を行う。発電長又は本部長が原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いた状況把握が必要と判断すれば，大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	対応の優先順位については，把握した対応可能要員数，使用可能設備及び施設の状態に応じて選定する。 ① 原子炉施設の状況把握が困難な場合 プラント監視機能が喪失し，原子炉施設の状況把握が困難な場合においては，外観より施設の状況を把握するとともに，対応が可能な対応要員の状況を可能な範囲で把握し，原子炉格納容器又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え，大規模火災の発生に対しても迅速に対応する。また，監視機能を復旧させるため，代替所内電気設備による給電により，監視機能の復旧措置を試みるとともに，可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。 外観より原子炉格納容器又は燃料取扱棟の破損が確認され周辺の線量率が上昇している場合は，予め準備を開始している可搬型代替注水大型ポンプと放水砲を用いた放射性物質の放出低減処置を行う。 外観より原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は原子炉格納容器破損の緩和処置を優先して実施し，炉心が損傷していないこと，１次冷却系から大規模な漏えいが発生していないこと及び原子炉格納容器の減圧が必要ないことを確認できた場合には，炉心損傷緩和の処置を実施する。 使用済燃料ピットへの対応については，外観より燃料取扱棟が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は，建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに，常設設備又は可搬型設備による補給を行う。また，水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は外部スプレイを行う。 ② 原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合 プラント監視機能が健全である場合には，運転員（当直員）等により原子炉施設の状況を速やかに把握し，判断フローに基づいて「止める」，「冷やす」，「閉じ込める」機能の確保を基本とし，状況把握が困難な場合と同様に，環境への放射性物質の放出低減を目的に，優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し，必要な緩和処置を実施する。 なお，部分的にパラメータ等を確認できない場合は，可搬型計測器等により確認を試みる。 各対策の実施にあたっては，重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に，被害状況を確認し，早急に復旧可能なルートを選定し，重機を用いて斜面崩壊による土砂，建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また，事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。 c）大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順 各室長は，大規模損壊発生時の対応手順を整備するにあたっては，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて，事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順，重大事故等対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順及び現場に	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	て直接機器を作動させるための手順等を定める。 ① ５つの活動又は緩和対策を行うための手順 ⅰ 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等 各室長は，故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順を定める。 また，地震及び津波のような大規模な自然災害によって施設内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を定める。 手順については，以下の⑫項に該当する手順等を含むものとする。 大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに，火災の状況に応じて，小型放水砲等による泡消火を準備する。また，早期に準備が可能な化学消防車等による延焼防止のための消火を実施する。 消火活動を行うにあたっては，無線通話装置及び衛星携帯電話設備等を活用し，災害対策本部と消防要員の連絡を密にする。 ⅱ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 各室長は，炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順について，以下の②項から⑥項，⑬項及び⑭項に該当する手順等を含むものとして定める。 炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位 (a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は，蒸気発生器２次側による炉心冷却及び減圧を優先し，蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は１次系のフィードアンドブリードを行う。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において１次冷却材喪失事象が発生している場合は，多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し，常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。また，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を行う。 (c) 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，蒸気発生器２次側による炉心冷却及び原子炉格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 (d) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は，原子炉格納容器内自然対流冷却には可搬型代替注水大型ポンプを使用するための準備に時間がかかることから，使用開始するまでの間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は，多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し，常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 ⅲ 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 各室長は，原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順について，以下の③項から⑩項，⑬項及び⑭項に該当する手順等を含むものとして定める。 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位 (a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は，蒸気発生器２次側による炉心冷却及び減圧を優先し，蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は１次系のフィードアンドブリードを行う。 また，１次冷却系を減圧する手段により，高圧溶融物放出及び原子炉格納容器内雰囲気直	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。 (b) 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は，原子炉格納容器の破損を緩和するため，多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し，常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器に注水し，原子炉容器内の残存デブリを冷却する。 (c) 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，蒸気発生器２次側による炉心冷却及び原子炉格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 (d) 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため，原子炉格納容器内自然対流冷却，多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し，常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。 (e) 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため，多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し，常設設備が使用できない場合は可搬型設備により，溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する。また，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し，常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。 (f) さらに，原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し，水素が原子炉格納容器から原子炉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及び水素濃度監視を実施する。 ⅳ 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順 各室長は，使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順について，以下の⑪項及び⑬項に該当する手順等を含むものとして定める。 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は，外観より燃料取扱棟が健全であること，周辺の線量率が正常であることが確認できた場合，建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに，早期に準備が可能な常設設備による補給を優先して実施し，常設設備による補給ができない場合は，可搬型設備による補給，内部からのスプレイ等を実施する。また，使用済燃料ピットの近傍に近づけない場合は，外部からのスプレイを実施し，燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は，放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。 ⅴ 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等 各室長は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料の著しい損傷に至った場合において放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書につ	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	いて，以下の⑪項及び⑫項に該当する手順等を含むものとして定める。 放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は，原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合，格納容器スプレイが実施可能であれば，早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し，常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備によるスプレイを実施する。格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は，放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。 使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合は，外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し，燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は，放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。 ② 「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」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－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」の手順に加えて，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，全ての蒸気発生器の除熱が期待できない場合に，フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し，燃料取替用水タンク水をＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を定める。 ⅰ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失した場合，空冷式非常用発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作 ⅱ 制御用空気喪失時において，加圧器逃がし弁の機能を回復させるため，窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）又は加圧器逃がし弁空気供給コンプレッサを制御用空気配管に接続し，原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作 ⅲ 直流電源喪失時において，加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合，加圧器逃がし弁の機能を回復させるため，蓄電池（重大事故等対処用）により直流電源を供給し，原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作 ③ 「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」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－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」の手順に加えて，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，全ての蒸気発生器の除熱が期待できず，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，フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し，加圧器逃がし弁を用いた１次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手順を整備する。また，サポート系の機能喪失を想定し，燃料取替用水タンク水をＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して原子炉へ注入し，原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする手順を定める。 ⅰ 制御用空気喪失時において，加圧器逃がし弁の機能を回復させるため，窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）又は加圧器逃がし弁空気供給コンプレッサを制御用空気配管に接続し，原子	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作 ⅱ 直流電源喪失時において，加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合，加圧器逃がし弁の機能を回復させるため，蓄電池（重大事故等対処用）により直流電源を供給し，原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作 ⅲ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により，原子炉への注入機能が喪失した場合，空冷式非常用発電機により受電したＢ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入する操作 ④ 「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」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－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」の手順を用いた手順等を定める。 ⅰ 全ての炉心注水手順が使用できない場合に，可搬型低圧代替注水ポンプと同じ接続口等を使用し，消防自動車から原子炉に注水する手順を整備する。 ⑤ 「5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－５「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。 ⑥ 「6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－６「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の手順を用いた手順等を定める。 ⅰ 全ての格納容器スプレイ手順が使用できない場合に，可搬型低圧代替注水ポンプと同じ接続口等を使用し，消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。 ⑦ 「7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－７「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。 ⅰ 納容器スプレイ手順が使用できない場合に，可搬型低圧代替注水ポンプと同じ接続口等を使用し，消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。 ⑧ 「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」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－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」の手順を用いた手順等を定める。 ⅰ 全ての格納容器スプレイ及び炉心注水の手順が使用できない場合に，可搬型低圧代替注水ポンプと同じ接続口等を使用し，消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順及び原子炉に注水する手順を整備する。 ⑨ 「9. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－９「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。 ⑩ 「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」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－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」の手順を用いた手順等を定める。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	⑪ 「11. 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－１１「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」の手順に加えて，以下の手順を定める。 ⅰ 使用済燃料ピットの冷却機能喪失,給水機能喪失又は小規模な漏えいの発生時においても,ディーゼル駆動消火ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによる注水を行う。 ⅱ 使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し，使用済燃料ピットへの補給による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は，可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの運搬，設置及び接続を行い，使用済燃料ピットへの外部スプレイを行う手順 ⑫ 「12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－１２「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の手順に加えて，以下の手順を定める。 ⅰ 原子炉格納容器，原子炉補助建屋等が破損している場合又は破損が不明な状況において，建屋周辺の線量率が上昇している場合は，代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へスプレイする操作 ⑬ 「13. 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－１３「重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の手順に加えて，以下の手順を定める。 ⅰ 大規模火災や長期間にわたる大津波警報が発表されている状況等を考慮し，被災状況，場所により適切なルートで淡水又は海水の水源を確保する操作 ⑭ 「14. 電源の確保に関する手順等」 各室長は，重大事故等対策にて整備する表－１４「電源の確保に関する手順等」の手順を用いた手順等を定める。 (6) 各室長は，大規模損壊発生時の手順を整備するにあたっては，中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから,運転員が使用する手順書も並行して活用した事故対応も考慮した構成とする。 (7) 各室長は，大規模損壊発生時の手順を整備するにあたっては，同時に機能喪失することがないよう配備している可搬型重大事故等対処設備,常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備のいずれかによって，炉心注入，電源確保，放射性物質拡散抑制等の各対策を実施できるよう構成する。 2.3 定期的な評価 (1) 各室長及び各マネージャーは，2.1 項及び2.2項の活動の実施結果について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 (2) 安全・防災グループマネージャーは前項の各室長及び各マネージャーの報告内容を取りまとめ，2.1項及び2.2項に定める事項について，１年に１回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるよう必要に応じて，計画の見直しを行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（なし）	(3) 発電管理室長は，2.1項の実施内容を踏まえ，１年に１回以上定期的に評価を行うとともに，評価結果に基づき，より適切な活動となるよう必要に応じて，計画の見直しを行う。	新規制基準の要求事項に対する保安規定への反映

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
添付２－２　管理区域図 （第３１３条及び第３１４条関連） ［管理区域表示凡例］ 管理区域※1 汚染のおそれのない管理区域 管理区域設定・解除予定エリア ※１：第３１４条第１項(２)に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。 添付２－２については核物質防護上の理由から公開しないこととしております。	添付２－４　管理区域図 （第３１３条及び第３１４条関連） ［管理区域表示凡例］ 管理区域※1 汚染のおそれのない管理区域 管理区域設定・解除予定エリア ※１：第３１４条第１項(２)に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。 添付２－４については核物質防護上の理由から公開しないこととしております。	添付番号の変更 添付番号の変更

注）下線は改正事項に含まない。

敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更前）	敦賀発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
添付２－３　保全区域図 （第３１８条関連）	添付２－５　保全区域図 （第３１８条関連）	添付番号の変更
添付２－３については核物質防護上の理由から公開しないこととしております。	添付２－５については核物質防護上の理由から公開しないこととしております。	添付番号の変更

注）下線は改正事項に含まない。