第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（１／20）

1.1　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			
方針目的			運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を緊急に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の健全性を維持する手順等を整備する。また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合、原子炉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手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	手動による原子炉緊急停止	運転時の異常な過渡変化時において原子炉緊急停止ができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合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を緊急停止する。
		原子炉出力抑制（自動）	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、原子炉出力が低下していることを確認する。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、格納容器圧力及び温度の異常な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「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作動により、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原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		原子炉出力抑制（手動）	自動及び手動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設備による原子炉出力抑制（自動）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、補助給水ポンプの起動及び主蒸気隔離弁の閉止を行う。手動による主蒸気隔離弁の閉止により、１次冷却材温度を上昇させることで減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁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、格納容器圧力及び温度の異常な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作動により、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原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		ほう酸水注入	自動での原子炉緊急停止及び手動での原子炉緊急停止ができない場合、原子炉出力抑制を図った後に、化学体積制御設備によりほう酸水注入を行う。また、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。 ほう酸タンクのほう酸水を炉心へ注入できない場合は、充てんポンプの入口ラインを体積制御タンクから燃料取替用水タンクに切替え、充てんポンプを使用して燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入する。 ほう酸水注入は、燃料取替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。

配慮すべき事項	優先順位	自動での原子炉緊急停止失敗と判断すれば速やかに中央制御室からの手動での原子炉緊急停止を行い、多様化自動作動設備による原子炉出力抑制のための設備の作動状況を確認する。 自動及び手動での原子炉緊急停止操作及び多様化自動作動設備からの自動信号による原子炉出力抑制に失敗した場合は、手動での原子炉出力抑制を行う。原子炉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によるほう酸水注入を行う。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（２／20）

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			
方針目的			原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉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）により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。 また、原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水量を監視及び制御する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	１次系のフィードアンドブリード	すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプにより炉心へ注入する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出することで原子炉の冷却を行う。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、１次冷却材の冷却を開始し、１次系のフィードアンドブリードを停止後、蓄圧タンク出口弁を閉止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用不能な場合は蒸気発生器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１次冷却材の冷却操作を開始し、１次系のフィードアンドブリードを停止後、蓄圧タンク出口弁を閉止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は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。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）	全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプの機能回復を行う場合、タービン動補助給水ポンプ注油器により軸受へ潤滑油を供給し、現場での手動によるタービン動補助給水ポンプの駆動蒸気入口弁及び蒸気加減弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動して復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。
		ポンプの機能回復（電動補助給水ポンプ）	全交流動力電源が喪失し、かつ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できない場合において、電動補助給水ポンプの機能回復を行う。大容量空冷式発電機により非常用高圧母線へ給電し復水タンク水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。 ただし、外部電源が無い場合は、電動補助給水ポンプの電源は燃料補給を必要とする大容量空冷式発電機となるため、タービン動補助給水ポンプが使用できる間は、電動補助給水ポンプは主とせず後備の設備として待機させる。なお、タービン動補助給水ポンプの運転継続が不能となった場合又は外部電源が復旧し、電動補助給水ポンプに対する電源の信頼性が高まった場合は、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切り替えを行う。

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）	駆動用空気喪失時又は常設直流電源系統が喪失した場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器から蒸気放出をすることにより２次冷却系からの除熱を行う。
	監視及び制御		原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水量を加圧器水位計、蒸気発生器広域水位計及び蒸気発生器狭域水位計により監視する。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。 蒸気発生器水位が低下した場合において、電動補助給水ポンプ又はタービン動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、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量計、復水タンク水位計、蒸気発生器広域水位計及び蒸気発生器狭域水位計により確認する。 加圧器水位の調整が必要な場合、燃料取替用水タンク水等を常設電動注入ポンプ等により炉心へ注入する場合は、流量を調整し加圧器水位を制御する。 ２次冷却系からの除熱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、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	補助給水系の故障により２次冷却系からの除熱機能が喪失している場合、１次系のフィードアンドブリードを行う。ただし、炉心の過熱が促進されるタイミングである蒸気発生器の保有水量がなくなる段階までは、原子炉格納容器内部への１次冷却材の放出を伴う１次系のフィードアンドブリードではなく、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）機能の回復を行う。
		サポート系故障時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁の開操作により２次冷却系からの除熱を行う。補助給水の機能が回復していない場合において、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量の減少が早まるため、電動補助給水ポンプ又はタービン動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。
	復旧に係る手順等		全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機から非常用高圧母線へ給電することにより、電動補助給水ポンプを起動させ、十分な期間の運転を継続させる。
	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、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合においては、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。

配慮すべき事項	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があった場合は、当該ループの主蒸気逃がし弁の操作は行わない。また、当該ループ付近の線量が上昇するが、初期対応としては現場にて確実に健全ループの主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から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、中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員（当直員）等※1はポケット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。 主蒸気管室が高温である場合は、初期対応より窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）を使用し中央制御室からの遠隔操作を行う。
	全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項	本配慮すべき事項は、「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」の全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項と同様。
	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ポンプ出口流量設定弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力に保持する。
	１次系のフィードアンドブリードの判断基準	蒸気発生器広域水位計は、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次系のフィードアンドブリードを開始する判断基準の、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、現場において手動ハンドルにより容易に操作でき、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用の工具を用いて弁を持ち上げる容易な操作である。使用する工具については、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

※１　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を「運転員（当直員）等」という。（以下、同様）

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（３／20）

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等			
方針目的			原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉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原子炉格納容器の破損を防止するため、１次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）により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。 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内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。 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次冷却系統を減圧する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	１次系のフィードアンドブリード	本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のフロントライン系故障時の 1 次系のフィードアンドブリードと同様。
		蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	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、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）により、１次冷却系統の減圧を行うため、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。この時、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認できない場合は、中央制御室から電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 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、大容量空冷式発電機からの給電時は燃料消費量及び燃料補給の観点からタービン動補助給水ポンプを使用する。
		蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	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、蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開を確認し、２次冷却系からの除熱による１次冷却材の冷却を用いた１次冷却系統の減圧が開始されていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開となっていなければ、中央制御室にて開操作する。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）	本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のサポート系故障時のポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）と同様。

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）	本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のサポート系故障時の弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）と同様。
		弁の機能回復（加圧器逃がし弁）	駆動用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合、窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの加圧器逃がし弁の開操作により１次冷却系統を減圧する。 常設直流電源系統が喪失した場合において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合、可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う。可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を給電することで加圧器逃がし弁を開操作し、１次冷却系統を減圧する。
	高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止		炉心損傷時、１次冷却材圧力計の指示値が2.0MPa[gage]以上の場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により１次冷却系統を減圧する。
	蒸気発生器伝熱管破損		蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備作動信号の発信及び高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 １次冷却材圧力、加圧器水位の低下及び破損側蒸気発生器水位・圧力の上昇並びに高感度型主蒸気管モニタ等の指示値により蒸気発生器伝熱管破損の発生と判断し、破損蒸気発生器の隔離を行う。 破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損蒸気発生器の圧力の低下が継続し、破損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次冷却系統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次冷却系統減圧後、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心への注水に切り替え、高圧注入ポンプを停止する。その後、余熱除去系による冷却を行う。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ		インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備作動信号の発信及び高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 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、原子炉格納容器外への１次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。 早期に破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による減温・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系統を減圧することにより１次冷却材の漏えい量を抑制する。

配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	２次冷却系からの除熱機能による１次冷却材の冷却を用いた１次冷却系統の減圧を優先して実施し、２次冷却系からの除熱機能が回復しない場合は、高圧注入ポンプによる炉心への注水と加圧器逃がし弁の開操作による１次系のフィードアンドブリードを行う。
		サポート系故障時	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場での手動による開操作を行う。補助給水ポンプの機能が回復していない場合において、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量の減少が早まるため、電動補助給水ポンプ又はタービン動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。
	復旧に係る手順等		常設直流電源喪失時、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで遠隔操作を行う。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の主蒸気逃がし弁操作時の留意事項と同様。
	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原子炉格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件と同様。
	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作動させるために、窒素ボンベの設定圧力は、加圧器逃がし弁全開時の設定圧力及び有効性評価における原子炉容器破損前の原子炉格納容器内最高圧力を考慮し、余裕を見た値に設定する。また、必要な窒素量は、ボンベ容量に対し少量で操作回数も少ないため十分に確保している。
	インターフェイスシステムLOCA時の漏えい監視		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、漏水検知器、監視カメラ及び火災報知器により行う。

配慮すべき事項	インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の内部溢水の影響	専用工具により破断箇所隔離を行う弁の操作場所及びアクセスルートはインターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器とは別の区画とし、溢水影響がないようにする。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保と同様。
	１次系のフィードアンドブリードの判断基準	本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の１次系のフィードアンドブリードの判断基準と同様。
	作業性	タービン動補助給水ポンプの機能回復時の作業性は、「1.2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の作業性と同様。 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円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保する。また、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操作場所近傍に配備する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（４／20）

<table>
<tr><td colspan="5">1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、１次冷却材喪失事象が発生している場合は炉心注入、代替炉心注入、代替再循環、再循環により、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入、代替炉心注入、代替再循環、再循環、蒸気発生器２次側による炉心冷却により、原子炉を冷却する手順等を整備する。
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、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイにより原子炉格納容器に水張りすることで原子炉を冷却する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="3">１次冷却材喪失事象が発生している場合</td><td rowspan="3">フロントライン系故障時</td><td>炉心注入</td><td>非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する。</td></tr>
<tr><td>代替炉心注入</td><td>非常用炉心冷却設備である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炉心へ注水する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。
・　燃料取替用水タンク水をＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）により炉心へ注水する。
・　燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
・　淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

代替炉心注入手段の優先順位は、準備時間の短いＢ格納容器スプレイポンプ(RIIRS－CSS タイライン使用）を優先し、次に常設電動注入ポンプを使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。</td></tr>
<tr><td>代替再循環</td><td>非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失した場合、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）及びＢ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する。</td></tr>
</table>

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系故障時	再循環	非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による炉心への注水が実施できない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内を冷却する。 また、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内の冷却操作ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却する。
			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	再循環運転により炉心への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合、余熱除去ポンプ１台による再循環運転とし、余熱除去ポンプの流量を低下させる。再循環運転ができない場合、燃料取替用水タンクを水源とし、燃料取替用水タンクへの補給を行いながら高圧注入ポンプ１台にて炉心へ注水する。燃料取替用水タンクへの補給が不能であれば、充てんポンプによる炉心への注水を行う。充てんポンプによる炉心注入ができない場合は、代替炉心注入を行う。 また、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原子炉格納容器内の冷却を行う。 炉心への注水は、原子炉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となれば停止する。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	代替炉心注入	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炉心注水機能が喪失し、RCP シール LOCA が発生した場合又は発生するおそれのある場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。 ・ 大容量空冷式発電機から受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、大容量空冷式発電機から受電したＢ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 ・ 常設設備による代替炉心注入ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 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炉心注水機能が喪失し、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。 ・ 大容量空冷式発電機から受電したＢ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 ・ 常設設備による代替炉心注入ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 RCP シール LOCA が発生した場合又は発生するおそれのある場合の代替炉心注入の優先順位は、注水流量が大きく、使用準備時間が早い常設電動注入ポンプを優先する。次に高揚程であるＢ充てんポンプ（自己冷却）を使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。 漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合の代替炉心注入の優先順位は、常設電動注入ポンプを原子炉格納容器へのスプレイに使用することから、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）を使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。
			代替再循環	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により補機冷却水が確保された場合、Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた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原子炉格納容器内を冷却する。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合	原子炉格納容器水張り	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、原子炉格納容器内の圧力及び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）用）の温度差の変化により、原子炉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、原子炉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、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより残存溶融デブリを冷却し原子炉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まで燃料取替用水タンク水等を原子炉格納容器内へ注水する。
	1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	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、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、復水タンク水を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蒸気発生器へ注水する。また、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 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、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。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。
		サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、復水タンク水を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蒸気発生器に注水する。全交流動力電源喪失時の電動補助給水ポンプの機能回復に関する対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」のサポート系故障時の電動補助給水ポンプの機能回復と同様である。蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドル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。 主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。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。

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	炉心注入	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、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する。 ・　充てんポンプにより炉心へ注水ができない場合、燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプにより炉心へ注水する。
			代替炉心注入	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、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。 ・　高圧注入ポンプによる炉心注水ができない場合、燃料取替用水タンク水をＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）により炉心へ注水する。 ・　Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・　常設設備による炉心への注水ができない場合、淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
			代替再循環	余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水し、格納容器再循環サンプ水位が確保された後、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）及びＢ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する。
			再循環	余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する。 ・　Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による炉心への注水ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却する。 ・　格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内の冷却ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、設計基準事故対処設備である格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内を冷却する。

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	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、かつ２次冷却系からの除熱が可能な場合、復水タンク水を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蒸気発生器に注水する。また、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。復水タンク水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。
		サポート系故障時	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンク水をＢ充てんポンプ（自己冷却）により炉心へ注水する。 ・　常設設備による炉心への注水ができない場合、淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
			代替再循環	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車からの海水供給によるＢ高圧注入ポンプの補機冷却水を確保し、格納容器再循環サンプ水をＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環により炉心へ注水するとともに、移動式大容量ポンプ車を用いて格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。
			蒸気発生器２次側による炉心冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、かつ２次冷却系からの除熱が可能な場合、復水タンク水を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蒸気発生器に注水する。全交流動力電源喪失時の電動補助給水ポンプの機能回復に関する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のサポート系故障時の電動補助給水ポンプの機能回復と同様である。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、現場で手動ハンドル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。 主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、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、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。

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系故障時	非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心への注水機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、再循環運転が不能であれば、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
			サポート系故障時	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炉心への注水機能が喪失した場合、代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
		常設電動注入ポンプの注水先について		1次冷却材喪失事象（RCP シール LOCA）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失事象が重畳した場合の常設電動注入ポンプの注水先を炉心注水とする。また、対応途中で事象が進展し、炉心損傷と判断すれば、常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイへ変更を行うともに、その後、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行う。
		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次冷却系統の圧力が原子炉格納容器内の圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉容器内と原子炉格納容器を均圧させる。
		残存デブリ冷却時の注水量について		原子炉格納容器内への注水量は、原子炉格納容器水位監視装置、AM 用消火水積算流量計、B格納容器スプレイ流量積算流量計、燃料取替用水タンク水位の収支により把握する。 残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器内への注水量は、残存デブリを冷却し、原子炉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までとする。
		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内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等により、原子炉格納容器内の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原子炉格納容器内の圧力低減効果、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。

配慮すべき事項	運転停止中の場合	優先順位	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器による冷却が可能であれば、蒸気発生器２次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器による冷却ができない場合は、炉心注入又は代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、再循環運転が不能であれば、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
			サポート系故障時	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崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器による冷却が可能であれば、蒸気発生器２次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器による冷却ができない場合は、代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
		原子炉格納容器内からの退避		運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は１次冷却材が流出した場合、燃料取替用水タンク水を充てんポンプ等にて炉心へ注水し開放中の加圧器安全弁から原子炉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、原子炉格納容器内の雰囲気悪化から原子炉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次冷却材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、原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。
	復旧に係る手順等			全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源から設計基準事故対処設備に給電し、起動及び十分な期間の運転を継続させる。
	原子炉格納容器隔離弁の閉止			全交流動力電源喪失時、１次冷却材ポンプシール部への封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。原子炉格納容器外への１次冷却材の漏えいを防止するため、１次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の原子炉格納容器隔離弁を閉止する。 隔離は、大容量空冷式発電機により電源が確保されれば、中央制御室にて１次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する原子炉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。

配慮すべき事項	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保及びＢ充てんポンプ（自己冷却）の補機冷却水に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように可搬型ディーゼル注入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。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプ、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）へ給電する。
	燃料補給	可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車への燃料補給は、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356kℓ以上に管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（５／20）

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等			
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原子炉格納容器の破損（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及び代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	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、復水タンク水をタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドル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。 補助給水ポンプについては大容量空冷式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、その後、大容量空冷式発電機から受電した電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。
		格納容器内自然対流冷却	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、移動式大容量ポンプ車を用いた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を行う。 本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
		代替補機冷却	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、移動式大容量ポンプ車によりＢ高圧注入ポンプに補機冷却水（海水）を通水する。
	サポート系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	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、復水タンク水をタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。 蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドル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。 補助給水ポンプについては大容量空冷式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、その後、大容量空冷式発電機から受電した電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

対応手段等	サポート系故障時	格納容器内自然対流冷却	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おいて、１次冷却材喪失事象が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を用いた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を行う。 本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
		代替補機冷却	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、移動式大容量ポンプ車によりＢ高圧注入ポンプに補機冷却水（海水）を通水する。
配慮すべき事項	作業性		可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の留意事項		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、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合においては、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。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により電動補助給水ポンプへ給電する。
	燃料補給		本配慮すべき事項は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の燃料補給と同様。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（６／20）

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等				
方針目的	設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器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原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉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原子炉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手順等を整備する。			
対応手段等	炉心損傷前	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、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し、格納容器内自然対流冷却を行う。 本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全の格納容器内自然対流冷却と同様。
			代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉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となれば、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。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。
		サポート系故障時	格納容器内自然対流冷却	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格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニットに移動式大容量ポンプ車により海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
			代替格納容器スプレイ	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となれば、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。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。

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	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原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、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し、格納容器内自然対流冷却を行う。 本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全の格納容器内自然対流冷却と同様。
			代替格納容器スプレイ	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原子炉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となれば、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。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。
		サポート系故障時	格納容器内自然対流冷却	本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。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。

配慮すべき事項	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、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、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の手段では移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、この間に、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、代替格納容器スプレイを行う。
	原子炉格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の原子炉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、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。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い、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。
		注水量の管理	原子炉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、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉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。
	放射性物質濃度低減		炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替格納容器スプレイ手段を用いて原子炉格納容器内へスプレイすることにより、原子炉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、原子炉格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。

配慮すべき事項	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 移動式大容量ポンプ車に関する配慮すべき事項は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の作業性と同様。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプへ給電する。
	燃料補給	本配慮すべき事項は、「1.4 原子炉冷却材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」の燃料補給と同様。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（７／20）

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等			
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉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原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。		
対応手段等	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が最高使用圧力以上であり、格納容器スプレイができない場合、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ手動起動により原子炉格納容器内へスプレイする。
		格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイができない場合、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素により加圧し、可搬型温度計測装置の取付け後に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し、格納容器内自然対流冷却を行う。冷却水の通水後に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による冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却ができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。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。
	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水準備を行い、可搬型温度計測装置の取付け後にＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。海水の通水後に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による冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	本対応手段は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の炉心損傷後のサポート系故障時の代替格納容器スプレイと同様。

配慮すべき事項	優先順位	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、原子炉格納容器内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優先する。次に、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、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となれば、代替格納容器スプレイを行う。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の場合は、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、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移動式大容量ポンプ車を使用するための準備に時間がかかることから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、代替格納容器スプレイを行う。
	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる原子炉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大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。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い、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。
		注水量の管理	原子炉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、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器へスプレイを行っている際に、原子炉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。

配慮すべき事項	作業性	原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作については、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水準備に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり、容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。 可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプへ給電する。
	燃料補給	本配慮すべき事項は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の燃料補給と同様。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（８／20）

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等				
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉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、溶融し原子炉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）を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手順等を整備する。 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、原子炉容器への注水により、炉心を冷却する手順等を整備する。			
対応手段等	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る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。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、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。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、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。

対応手段等	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、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、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより炉心へ注水する。 ・　高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する。
			代替炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、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、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。 ・　充てんポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンク水をＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）により炉心へ注水する。 ・　Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。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。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、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、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水タンク水をＢ充てんポンプ（自己冷却）により炉心へ注水する。 ・　Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水タンク水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。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。

配慮すべき事項	優先順位	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイポンプの使用を優先し、格納容器スプレイポンプによる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。
		溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合に、炉心の著しい損傷が発生した場合、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手段の優先順位は、流量の大きい高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注入を優先する。次に充てんポンプによる炉心注入を実施する。高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び充てんポンプによる炉心注入ができない場合は代替炉心注入を実施する。 代替炉心注入手段の優先順位は、準備作業時間の短いＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）を優先する。次に常設電動注入ポンプを使用する。 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、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手段の優先順位は、高揚程であるＢ充てんポンプ（自己冷却）を優先する。次に常設電動注入ポンプを使用する。
	原子炉下部キャビティの水位監視		溶融炉心冷却のため、原子炉格納容器へ注水されていることを原子炉下部キャビティ水位監視装置の作動により確認する。
	常設電動注入ポンプの注水先		全交流動力電源喪失と１次冷却材喪失事象（漏えい規模が大きいLOCA）が同時に発生した場合は、常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイとし、原子炉下部キャビティに注水する。その後、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行う。 また、常設電動注入ポンプにより炉心へ注水を実施している際に炉心損傷が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイへ切替え、原子炉下部キャビティに注水する。その後、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行う。

配慮すべき事項	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保及びＢ充てんポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプ、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）へ給電する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（９／20）

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等			
方針目的			炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により水素が原子炉格納容器内に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、水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心損傷が発生したことを確認した場合、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置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の作動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。
		電気式水素燃焼装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又は安全注入作動を伴うLOCAが発生し高圧注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、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作動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の作動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。
	水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又は安全注入作動を伴うLOCAが発生し高圧注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、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、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。 全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成及び窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）による代替空気供給を行い、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、原子炉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、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。

配慮すべき事項	可搬型格納容器水素濃度計測装置	可搬型格納容器水素濃度計測装置は共用設備であるため、３号炉及び４号炉が同時被災した場合は、原子炉格納容器内の水素濃度計測を約５分毎に交互に実施する。切替えに当たっては、都度パージ操作を行う。 他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原子炉格納容器のサンプリングガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないように、放射性物質と水素を含むサンプリングガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択する。なお、号炉間をまたぐパージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプリングガスの流量は十分小さいため悪影響は及ぼさない。
	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。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（10／20）

1.10　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		
方針目的		炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス部の水素排出及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	水素排出（アニュラス空気浄化設備）	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を運転し、アニュラス部から放射性物質低減機能を有する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より確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、Ｂ系アニュラス空気浄化設備の弁の制御用空気配管に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を接続して代替空気（窒素）を供給し、代替電源設備から給電した後、Ｂアニュラス空気浄化ファンを運転する。
	水素濃度監視	炉心の損傷が発生したことを確認した場合において、アニュラス空気浄化ファンが自動起動又は手動で起動した場合、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス部の水素濃度を測定し監視する。
配慮すべき事項	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排出に使用するアニュラス空気浄化設備及び水素濃度監視に使用するアニュラス水素濃度計測装置へ給電する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（11／20）

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		
方針目的		使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）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「使用済燃料ピット内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮へいし、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手順等を整備する。 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、使用済燃料ピット内の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、燃料取扱棟への放水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず使用済燃料ピット温度が 65℃を超える場合又は使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下した場合は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。 水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 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とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等による注水手段がなければ使用済燃料ピットへ注水する。
	使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持できないおそれがある場合、可搬型ディーゼル注入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を行う。 水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下し、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エリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水を行う。

対応手段等	使用済燃料ピットの監視	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発生時又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合、常設設備の使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）、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水位、水温及び状態監視を行う。また、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず使用済燃料ピット温度が 65℃を超える場合又は使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下した場合、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率計により中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。 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がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から供給されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。 使用済燃料ピット周辺線量率計は、使用済燃料ピット区域の定点３箇所に設置し、使用済燃料ピットにおける通常水位から燃料体等が露出にいたるまでの水位変動に対し、使用済燃料ピットの空間線量率の計測が可能である。 使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラについては、耐環境性向上のため使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムにより空気を供給することで冷却する。
配慮すべき事項	作業性	可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように使用済燃料ピット補給用水中ポンプ及び可搬型ディーゼル注入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。
	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。
	燃料補給	可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給は、「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の燃料補給と同様。 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給は、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356kℓ以上に管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（12／20）

<table>
<tr><td colspan="4">1.12　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</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">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、発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。
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、航空機燃料火災の泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td rowspan="2">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損</td><td>大気への拡散抑制</td><td>炉心損傷が発生した場合において、格納容器スプレイができない場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による放水準備を開始する。その後、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合又は破損があると判断した場合は、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。</td></tr>
<tr><td>海洋への拡散抑制</td><td>移動式大容量ポンプ車及び放水砲により原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。
放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させるとともに、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置することで放射性物質の拡散を抑制する。
なお、要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。
放射性物質吸着剤の設置は、発電所内の排水路の流路特性を考慮し３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽に設置する。
シルトフェンスの設置は、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、３号炉及び４号炉放水ピット、３号炉及び４号炉取水ピットの順番にシルトフェンスを設置する。
また、１号炉及び２号炉側においては、吐口水槽、八田浦雨水枡の順番に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近、八田浦雨水枡放水箇所付近の順番にシルトフェンスを設置する。</td></tr>
</table>

対応手段等	使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷	大気への拡散抑制	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.＋10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持できないおそれがある場合、可搬型ディーゼル注入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を行う。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.＋10.75m未満まで低下し、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エリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水を行う。
		海洋への拡散抑制	移動式大容量ポンプ車及び放水砲により燃料取扱棟(使用済燃料ピット内の燃料体等)へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させるとともに、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置することで放射性物質の拡散を抑制する。 なお、要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。 放射性物質吸着剤の設置は、発電所内の排水路の流路特性を考慮し３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽に設置する。 シルトフェンスの設置は、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、３号炉及び４号炉放水ピット、３号炉及び４号炉取水ピットの順番にシルトフェンスを設置する。 また、１号炉及び２号炉側においては、吐口水槽、八田浦雨水枡の順番に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近、八田浦雨水枡放水箇所付近の順番にシルトフェンスを設置する。
	航空機燃料火災の泡消火		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、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による放水に泡消火薬剤を注入して泡消火を実施する。 移動式大容量ポンプ車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自動車や小型放水砲により、アクセスルートの確保、要員の安全確保、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。

配慮すべき事項	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、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると、直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。 原子炉格納容器の破損箇所が確認できる場合は、原子炉格納容器破損箇所に向けて噴射ノズルを調整し、破損箇所が不明な場合は原子炉格納容器頂部に噴射ノズルを調整する。また、放水砲は、複数の方向からの放水を可能とする。 放水砲は、原子炉格納容器破損箇所又は燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）の状況に応じて設置位置を設定し、原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）に向けて放水する。
	作業性	可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	燃料補給	本配慮すべき事項は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の燃料補給と同様。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（13／20）

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等			
方針目的			設計基準事故の収束に必要な水源である復水タンク、燃料取替用水タンクとは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する八田浦貯水池、海を水源として、淡水又は海水を確保する。 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）の代替手段及び復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイ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する再循環及び代替再循環、使用済燃料ピットへの注水、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（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水、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について手順等を整備する。
対応手段等	代替水源から中間受槽への供給		重大事故等の発生において、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための必要な水源である復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンクへの供給又は使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却のための使用済燃料ピットへの注水がそれぞれ必要になった場合、八田浦貯水池又は３号炉及び４号炉取水ピットを水源とし取水用水中ポンプにより水を中間受槽へ供給する。 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、原水タンクを優先して使用する。上記タンクが使用できなければ八田浦貯水池を使用し、八田浦貯水池からの取水よりも海水取水が適切と判断すれば、３号炉及び４号炉取水ピットを使用する。なお、八田浦貯水池付近の斜面側の取水位置、八田浦貯水池付近の斜面に設置した配管、３号炉及び４号炉放水ピット、１号炉及び２号炉放水口、１号炉及び２号炉取水口、１号炉取水ピット、２号炉取水ピット、仮岸壁は、使用可能であれば使用する。
	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水タンクへの供給	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）が必要な場合において、すべての蒸気発生器からの除熱を期待できない水位になった場合は、１次系のフィードアンドブリードにより原子炉の冷却を行う。 本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の１次系のフィードアンドブリードと同様。
		中間受槽を水源とする復水タンクへの供給	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失又は復水タンクが枯渇するおそれがある場合に、中間受槽を水源とした復水タンクへの供給準備を開始する。準備が完了すれば、中間受槽を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの供給を行う。

対応手段等	炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段	重大事故等により、炉心注入又は格納容器スプレイが必要な際に、燃料取替用水タンクを水源とすることができない場合において、復水タンクの水位が確保されている場合、以下の手段により、代替炉心注入又は代替格納容器スプレイを行う。 ・ 復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入又は代替格納容器スプレイ 常設電動注入ポンプの水源を燃料取替用水タンクから復水タンクに切替えて、復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入又は代替格納容器スプレイを行う。 ・ 中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 本対応手段は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」の代替炉心注入と同様。
		燃料取替用水タンクへの供給	重大事故等が発生し、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給が必要な場合に、燃料取替用水タンク水位が 16%以下となり、多様性拡張設備である使用済燃料ピット等による供給手段がなければ、復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給を行う。
	格納容器再循環サンプを水源とする再循環	再循環	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプにより炉心へ注水している場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプ側に切り替えて、高圧注入ポンプによる高圧再循環、余熱除去ポンプによる低圧再循環を行う。 格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器へスプレイしている場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプ側に切り替えて、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行う。
		代替再循環	本対応手段は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」の代替再循環と同様。

対応手段等	使用済燃料ピットへの注水		本対応手段は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水と同様。
	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への放水	使用済燃料ピットへのスプレイ	本対応手段は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の使用済燃料ピットへのスプレイと同様。
		燃料取扱棟への放水	本対応手段は、「1.12 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」の使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時の大気への拡散抑制と同様。
	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		本対応手段は、「1.12 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」の炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の大気への拡散抑制と同様。

配慮すべき事項	移送ルート確保	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。
	切替性	当初選択した水源から供給準備完了後、引き続き他の水源からの供給準備を行い、最終的に八田浦貯水池、３号炉及び４号炉取水ピット他を水源と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。 復水タンクの保有水量を約 970 m^3以上に管理することで、復水タンクが枯渇するまでに復水タンクへの供給をすることが可能であり、継続的な２次冷却系からの除熱を成立させることができる。 燃料取替用水タンクの保有水量を約 1,960 m^3以上に管理することで、燃料取替用水タンクが枯渇するまでに燃料取替用水タンクへの供給をすることが可能であり、継続的な炉心注入、格納容器スプレイ、代替炉心注入及び代替格納容器スプレイを成立させることができる。
	成立性	淡水及び海水取水時は、取水用水中ポンプの吸い込み部（ストレーナを設置）を水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を供給できる。
	作業性	復水タンクと燃料取替用水タンクの接続に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	燃料補給	水中ポンプ用発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて燃料補給を実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356kℓ以上に管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（14／20）

1.14　電源の確保に関する手順等		
方針目的		電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、非常用電源（直流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電するための手順等を整備する。
対応手段等	代替電源（交流）による給電	全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手順により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、母線電圧により受電確認する。 ・大容量空冷式発電機からの受電準備を行ったのち大容量空冷式発電機を起動し非常用高圧母線へ給電する。 ・他号炉の交流電源（ディーゼル発電機（他号炉））が健全であることが確認できた場合、号炉間電力融通電路を用いて他号炉から非常用高圧母線へ給電する。 ・発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）からの受電準備を行ったのち発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）を起動し非常用高圧母線へ給電する。 ・他号炉の交流電源（ディーゼル発電機（他号炉））が健全であることが確認できた場合、予備ケーブル（号炉間電力融通用）を用いて他号炉から非常用高圧母線へ給電する。 代替電源（交流）による給電手段の優先順位は、大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、予備ケーブル（号炉間電力融通用）の順で使用する。
	非常用電源（直流）による給電	全交流動力電源が喪失した場合は、非常用直流母線へ蓄電池（安全防護系用）により給電し、給電状態を母線電圧により確認する。
	代替電源（直流）による給電	交流動力電源が復旧する見込みがない場合、24 時間以上にわたり必要な負荷へ給電するため、蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線へ給電する。 全交流動力電源喪失発生後、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線電圧が許容最低電圧を維持できない場合、蓄電池（重大事故等対処用）により給電し、８時間以内に現場で不要な直流負荷の切離しを行う。また、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線電圧が許容最低電圧を維持できない場合、蓄電池（３系統目）により非常用直流母線へ給電する。 蓄電池（重大事故等対処用）又は蓄電池（３系統目）からの給電にて非常用直流母線電圧が低下する前に、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により非常用直流母線へ給電する。

対応手段等	代替所内電気設備による給電	所内電気設備は、２系統の非常用母線等により構成し、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも１系統は給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る。２系統の非常用母線等の機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤により原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。
配慮すべき事項	負荷容量	大容量空冷式発電機の必要最大負荷は、重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「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。大容量空冷式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電力を給電する。事故シーケンスにて使用する設備が機能喪失した場合において、重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、大容量空冷式発電機の負荷容量を確認して給電する。また、大容量空冷式発電機の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況、定期検査中等）に応じたその他使用可能な設備に給電する。 号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通については、電路の送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。 発電機車は、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。 予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通については、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。
	悪影響防止	大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、予備ケーブル（号炉間電力融通用）による給電を行う際は、受電後の非常用高圧母線補機及び非常用低圧母線補機の自動起動を防止するために、中央制御室で各補機の操作スイッチを「停止引ロック」又は「切」とする。
	成立性	蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）又は蓄電池（３系統目）から給電されている 24 時間以内に、大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車、予備ケーブル（号炉間電力融通用）により、十分な余裕を持って非常用母線へ繋ぎ込み、給電を開始する。
	作業性	暗闇でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行う。

配慮すべき事項	燃料補給	ディーゼル発電機（他号炉）への燃料補給は、ディーゼル発電機（他号炉）を運転し、号炉間電力融通を実施した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ及び燃料油貯油そう（他号炉）を用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上、燃料油貯油そう（他号炉）の油量を 132kℓ 以上に管理する。 大容量空冷式発電機への燃料補給は、大容量空冷式発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、大容量空冷式発電機用燃料タンク及び大容量空冷式発電機用燃料ポンプを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上、大容量空冷式発電機用燃料タンクの油量を 20kℓ 以上に管理する。 発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）又は直流電源用発電機への燃料補給は、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）又は直流電源用発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上に管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（15／20）

1.15　事故時の計装に関する手順等	
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に、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、パラメータを記録する手順等を整備する。
パラメータの選定及び分類	重大事故等に対処する場合に使用するパラメータは、事故対処を行う運転手順書のうち「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」及び「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」、並びに技術的能力1.1～1.10、1.13、1.14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ及び有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより抽出し、これを抽出パラメータとする。 抽出パラメータのうち、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発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。 また、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。 主要パラメータは、以下のとおり分類する。 ・　重要監視パラメータ 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を少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。 ・　有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器のみで計測され、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが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されるパラメータをいう。 代替パラメータは、以下のとおり分類する。 ・　重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が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少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。 ・　常用代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが多様性拡張設備の計器のみにより計測されるパラメータをいう。 抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態等により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障	他チャンネル又は他ループによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネル又は他ループの重要計器により計測を行う。
			代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器が故障又は計器の故障が疑われる場合に、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 代替パラメータにより主要パラメータの推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の確からしさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・ 同一物理量（温度、圧力、水位、流量及び放射線量率）から推定 ・ 水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量から推定 ・ 流量を注水先又は水源の水位変化から推定 ・ 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ・ １次冷却系統からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定 ・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・ 原子炉へのほう酸水注入量により未臨界状態であるか否かを推定 ・ 装置の作動状況により水素濃度を推定 ・ あらかじめ評価したパラメータの相関関係により水素濃度を推定
		計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	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原子炉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のは原子炉容器内の温度及び水位である。 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に原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。 ・ 原子炉容器内の温度を監視するパラメータである１次冷却材高温側温度（広域）及び１次冷却材低温側温度（広域）が計器の計測範囲を超えた場合は、常用代替監視パラメータである炉心出口温度により推定する。 ・ 原子炉容器内の水位を監視するパラメータである加圧器水位が計器の計測範囲の下限以下となった場合は、原子炉容器水位により原子炉容器内の保有水量を推定する。
			可搬型計測器による計測	原子炉容器内の温度を監視するパラメータである１次冷却材高温側温度（広域）及び１次冷却材低温側温度（広域）が計器の計測範囲を超えた場合で、かつ常用代替監視パラメータである炉心出口温度の監視機能が喪失した場合は、可搬型計測器により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）を計測する。 また、可搬型計測器に表示される計測値を読み取り、換算表等を用いて工学値に換算する。

対応手段等	計器電源喪失時	代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源喪失が発生した場合に、代替電源（交流）の大容量空冷式発電機から計器に給電し、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。
		代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源喪失が発生し直流電源が枯渇するおそれがある場合に、代替電源（直流）の蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）又は直流電源用発電機及び可搬型直流変換器から計器に給電し、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。
		可搬型計測器による計測又は監視	代替電源（交流）及び代替電源（直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。
	パラメータ記録		原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、以下の方法により計測結果を記録する。 ・　緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）により計測結果を記録する。記録されたパラメータの計測結果を、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。 ・　可搬型計測器で計測されるパラメータの値及び現場操作時のみ監視する現場計器の指示値を記録用紙に記録する。

配慮すべき事項	原子炉施設の状態把握	重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲及び個数を示し、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を明確化する。
	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。 原子炉格納容器内の水素濃度を装置の作動状況及びあらかじめ評価した原子炉格納容器内水素濃度と圧力の相関関係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。 推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
	可搬型計測器による計測又は監視の留意事項	可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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つの適切なチャンネル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。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（16／20）

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備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、放射性物質の濃度低減に係る手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を７日間で 100mSv を超えないよう、中央制御室遮へい及び中央制御室空調装置の外気を遮断した閉回路循環運転（以下「事故時外気隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するとともに、マネジメント（全面マスク等）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。 ・　放射性物質等が環境に放出されるおそれがある原子炉冷却材圧力バウンダリからの１次冷却材の漏えい等に起因する非常用炉心冷却設備作動信号又は中央制御室エリアモニタ線量率高信号による中央制御室換気系隔離信号が発信した場合、中央制御室空調装置の事故時外気隔離モードでの運転を確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が事故時外気隔離モードにできない場合は、手動操作によるダンパ開処置により事故時外気隔離モードの系統構成を行い、大容量空冷式発電機により、非常用高圧母線に給電し、中央制御室空調装置を運転する。 ・　中央制御室空調装置が事故時外気隔離モードとなった場合、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、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により、規定値を超えるおそれがある場合は、外気を取り入れる。 ・　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）の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備からの給電後、可搬型照明（SA）を代替交流電源から給電し、中央制御室の照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央非常用照明を優先して使用し、中央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。 ・　炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷に至った場合は、運転員（当直員）等の内部被ばくを低減するため、当直課長の指示により全面マスクを着用する。 ・　運転員（当直員）等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、運転管理を担当する組織の長は発電所長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員（当直員）等の交代要員体制を整備する。また、交代要員は運転員（当直員）等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

対応手順等	汚染の持ち込み防止	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、身体サーベイ及び防護具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。 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は可搬型照明（SA）の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明（SA）を代替交流電源設備から給電し、引き続き照明を確保する。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の出入口付近に設置する蓄電池内蔵型照明を優先して使用し、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。
	放射性物質の濃度低減	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を運転し、アニュラス部から放射性物質低減機能を有する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より確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、Ｂ系アニュラス空気浄化設備の弁の制御用空気配管に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を接続して代替空気（窒素）を供給し、代替電源設備から給電した後、Ｂアニュラス空気浄化ファンを運転する。
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では、運転員（当直員）等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにて除染を行う。除染による廃水は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室空調装置及び可搬型照明（SA）へ給電する。 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放射性物質の濃度低減に使用するアニュラス空気浄化設備へ給電する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（17／20）

1.17　監視測定等に関する手順等		
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（発電所の周辺海域を含む。）において発電用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手順等を整備する。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手順等を整備する。	
対応手段等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタリングステーション及び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。また、モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合は、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。 全交流動力電源喪失による機能喪失時は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、大容量空冷式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。モニタリングステーション及び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、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 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、海側敷地境界付近を含み原子炉格納容器を囲む８方位に設置する可搬型エリアモニタ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。 重大事故等時の空気中の放射性物質濃度の測定は、多様性拡張設備であるモニタリングカーによる測定を優先する。モニタリングカーが使用できない場合は、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量の測定は、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラにより監視し、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。
	風向、風速その他の気象条件の測定	重大事故等時の風向、風速その他の気象条件の測定は、可搬型気象観測装置により測定し、その結果を記録する。風向、風速その他の気象条件の測定は、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、可搬型気象観測装置を使用する。

配慮すべき事項	測定頻度	重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度のうち、モニタリングステーション、モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタを用いた放射線量の測定は連続測定とする。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、１回／日以上を目安とするが、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。 重大事故等時の風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。
	バックグラウンド低減対策	重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器等の養生を行う。放射性物質の放出により、モニタリングステーション又はモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、検出器等の除染、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。 重大事故等発生後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、可搬型放射線計測器での測定が不能となった場合、可搬型放射線計測器の検出器周囲を遮へい材で囲むこと等の対策により、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。
	他の機関との連携体制	重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国が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。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（18／20）

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（代替緊急時対策所）		
方針目的	代替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要員が代替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、発電所の内外の通信連絡をする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緊急時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に関する手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所空気浄化装置による放射性物質の侵入低減、代替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要員等の被ばく線量を 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代替緊急時対策所の居住性を確保する。 ・　代替緊急時対策所を立ち上げる場合、代替緊急時対策所空気浄化装置を代替緊急時対策所に接続し、起動するとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により代替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開始し、測定結果に応じて換気率を調整する。 全交流動力電源喪失時は、代替緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機により給電し、代替緊急時対策所空気浄化装置を起動する。 ・　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、代替緊急時対策所内へ代替緊急時対策所エリアモニタを、原子炉格納容器と代替緊急時対策所の中間位置に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を開始する。 ・　重大事故等が発生し、可搬型エリアモニタ等の指示上昇や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代替緊急時対策所加圧設備による加圧操作の要員配置を行う。 ・　原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ等の線量が上昇した場合は、速やかに代替緊急時対策所空気浄化装置を停止し、代替緊急時対策所加圧設備による代替緊急時対策所内の加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定し、測定結果に応じて空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ等の線量が低下した場合等、代替緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、代替緊急時対策所加圧設備による加圧を停止し、代替緊急時対策所空気浄化装置側へ切替える。

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	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要員等が、代替緊急時対策所の情報収集設備及び代替緊急時対策所の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し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 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、代替緊急時対策所に整備する。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。 重大事故等が発生した場合、代替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。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替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。
	必要な数の要員の収容	代替緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉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。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、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）及びチェンジングエリアを設置するための資機材を配備し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 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、代替緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置し、代替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。 ・ 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及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、代替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	全交流動力電源喪失時は、代替緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機から給電する。 代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所の立ち上げ時にケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し代替緊急時対策所へ給電を開始する。

配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。
	放射線管理	チェンジングエリア内での身体サーベイで現場作業を行う要員等の放射性物質による汚染が確認された場合には、チェンジングエリア内で拭き取りによる簡易除染にて汚染を取り除くが、拭き取りにて除染ができない場合は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ことで放射性廃棄物として廃棄する。 代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量を監視するため、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。 代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、代替緊急時対策所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は待機側へ切替え、線量に応じ、交換、保管する。 現場作業を行う要員等が代替緊急時対策所の外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮へい効果のある待機所内で待機する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替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。
	燃料補給	代替緊急時対策所用発電機への燃料補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時の燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.11使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上に管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（19／20）

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（緊急時対策所（緊急時対策棟内））		
方針目的	緊急時対策所（緊急時対策棟内）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要員が緊急時対策所（緊急時対策棟内）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、発電所の内外の通信連絡をする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緊急時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に関する手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合、緊急時対策所非常用空気浄化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要員等の被ばく線量を 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（緊急時対策棟内）の居住性を確保する。 ・　緊急時対策所（緊急時対策棟内）を立ち上げる場合、緊急時対策所非常用空気浄化設備を起動するとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じて換気率を調整する。 全交流動力電源喪失時は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機車により給電し、緊急時対策所非常用空気浄化設備を起動する。 ・　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（緊急時対策棟内）内へ緊急時対策所エリアモニタを、原子炉格納容器と緊急時対策所（緊急時対策棟内）の中間位置に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を開始する。 ・　重大事故等が発生し、可搬型エリアモニタ等の指示上昇や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加圧設備による加圧操作の要員配置を行う。 ・　原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ等の線量が上昇した場合は、速やかに緊急時対策所非常用空気浄化設備から緊急時対策所加圧設備へ切替えるとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定し、測定結果に応じて空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ等の線量が低下した場合等、緊急時対策所（緊急時対策棟内）周辺から希ガス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から緊急時対策所非常用空気浄化設備側へ切替える。

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	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要員等が、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の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し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 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（緊急時対策棟内）に整備する。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。 重大事故等が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	必要な数の要員の収容	緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉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。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、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）及びチェンジングエリアを設置するための資機材を配備し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 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（緊急時対策棟内）への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。 ・ 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及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）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	全交流動力電源喪失時は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機車から給電する。 緊急時対策所用発電機車は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の立ち上げ時に電源ケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ給電を開始する。

配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。
	放射線管理	チェンジングエリア内での身体サーベイで現場作業を行う要員等の放射性物質による汚染が確認された場合には、サーベイ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、汚染水槽に保管し、放射性廃棄物として廃棄する。 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの線量を監視するため、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。 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、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は待機側へ切替え、線量に応じ、フィルタの交換又は保管をする。 現場作業を行う要員等が緊急時対策所（緊急時対策棟内）の外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮へい効果のある緊急時対策棟内で待機する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	燃料補給	緊急時対策所用発電機車への燃料補給は、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプから緊急時対策所用発電機車へ燃料油供給ホースを接続し、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクから、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプにより自動補給する。発電機車運転中は、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプの運転状態及び燃料油補給状況の警報監視を行い、正常に自動補給されていることを確認する。 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量を有する、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク（約 75kℓ、２基）を管理する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（20／20）

1.19　通信連絡に関する手順等		
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及び発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。
対応手段等	発電所内の通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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、無線連絡設備及び携帯型通話設備を使用する。 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。 発電所内で通信連絡を行う場合の優先順位は、中央制御室の運転員（当直員）等、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員並びに屋内外で作業を行う緊急時対策本部要員は、操作、作業等の通信連絡を行う場合、屋内外での使用が可能であり、通常時から使用する多様性拡張設備の運転指令設備及び電力保安通信用電話設備を使用する。発電所内でのモニタリングには、屋外の広域で通信連絡が可能な無線連絡設備のうち多様性拡張設備の無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、屋外の操作、作業等の通信連絡には、屋外使用箇所の制限が少ない衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち重大事故等対処設備の無線通話装置（固定型、携帯型）を優先して使用する。携帯型通話設備は、中継コードの布設が必要であることから、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）が使用できない場合に使用する。 また、多様性拡張設備が使用できない場合の屋内の操作、作業等の通信連絡には、携帯型通話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所内）により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ重大事故等時に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を使用する。 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、屋内の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、屋外の現場と中央制御室との連絡には衛星携帯電話設備又は無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）を使用する。また、屋内外の現場若しくは中央制御室と代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）との連絡には衛星携帯電話設備、無線連絡設備又は携帯型通話設備を使用する。 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。 計測等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場合の優先順位は、屋内外での使用が可能であり、通常時から使用する多様性拡張設備の運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び屋外の広域で通信連絡が可能な無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）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（固定型、携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

対応手段等	発電所外（社内外）との通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員が、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、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を使用する。 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。 発電所外（社内外）との通信連絡を行う場合の優先順位は、国との間で通信連絡を行う場合、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、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）及び多様性拡張設備の加入電話設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 本店との間で通信連絡を行う場合、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、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）、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及びテレビ会議システム（社内）の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 地方公共団体、その他関係機関等と通信連絡を行う場合、通常時に通信連絡で使用する多様性拡張設備の加入電話設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 発電所外でモニタリングを行う緊急時対策本部要員と通信連絡を行う場合、無線連絡設備のうち多様性拡張設備の無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、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、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用する。 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、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）と本店、国、地方公共団体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、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を使用する。 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。 計測等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場合の優先順位は、本店との通信連絡には、社内関係箇所と通常時に通信連絡で使用する多様性拡張設備の電力保安通信用電話設備及びテレビ会議システム（社内）の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備又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、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を使用する。国との間で通信連絡を行う場合、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、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）及び多様性拡張設備である加入電話設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。

配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、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）、無線連絡設備のうち無線通話装置（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、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置へ給電する。

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（１／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	保修対応要員	2	30 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員（当直員）等（現場）	4	20 分
1.3	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	1.2 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	1.2 にて整備する。		
	窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	25 分
	可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（現場）	1	
1.4	B 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	20 分
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（フロントライン系故障時）	保修対応要員	2	1 時間 15 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（サポート系故障時）	保修対応要員	2	1 時間 15 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（運転停止中に全交流動力電源が喪失した場合）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	保修対応要員	13	5 時間 20 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	B 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	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	15 分
	B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環	1.5 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	1.2 にて整備する。		
	蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	1 時間 10 分
	可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
	移動式大容量ポンプ車への燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 5 分

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（２／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いた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	1.7 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	保修対応要員	13	12 時間 40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
1.6	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	1.7 にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（フロントライン系故障時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	6	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（サポート系故障時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
	移動式大容量ポンプ車を用いた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	1.7 にて整備する。		
1.7	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	保修対応要員	2	1 時間 10 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いた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	保修対応要員	13	12 時間 40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
1.8	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	6	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
	Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
1.9	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）	保修対応要員	2	35 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能喪失時）	保修対応要員	4	35 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
1.10	アニュラス空気浄化設備による水素排出	保修対応要員	1	50 分
		運転員（当直員）等（中央制御室）	1	

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（３／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.11	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	保修対応要員	12	5 時間 20 分
	可搬型ディーゼル注入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	保修対応要員	25	2 時間
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水	1.12 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	保修対応要員	3	2 時間
	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
1.12	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制	保修対応要員	13	4 時間
	シルトフェンス及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制（放射性物質吸着剤の設置）	保修対応要員	12	5 時間
		緊急時対策本部要員（保修班）	3	
	シルトフェンス及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制（シルトフェンスの設置）	保修対応要員	25	36 時間
		緊急時対策本部要員（保修班）	5	
	可搬型ディーゼル注入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	1.11 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	保修対応要員	13	4 時間
1.13	八田浦貯水池から中間受槽への供給	保修対応要員	12	5 時間 20 分
	3 号炉及び 4 号炉取水ピット他から中間受槽への供給	保修対応要員	12	5 時間 20 分
	中間受槽を水源とする復水タンクへの供給	保修対応要員	6	3 時間
	復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	20 分
	中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	20 分
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（現場）	1	
	B 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	1.4 にて整備する。		
	B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環	1.4 にて整備する。		

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（４／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	1.11 にて整備する。		
	中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11 にて整備する。		
	海を水源とする燃料取扱棟への放水	1.12 にて整備する。		
	海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	1.12 にて整備する。		
	水中ポンプ用発電機への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
1.14	大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	1	15 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	2	30 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
	発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	4	2 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	10	4 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
	蓄電池（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（当直員）等（中央制御室、現場）	2	10 分
	蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	30 分
	直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源(直流）からの給電	保修対応要員	4	2 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	代替所内電気設備による給電	保修対応要員	5	1 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	燃料貯油そう（他号炉）への燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 30 分
	大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 30 分
	発電機車（高圧発電機車）への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
	発電機車（中容量発電機車）への燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 5 分
	直流電源用発電機への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（５／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.15	可搬型計測器による計測	保修対応要員	1	20 分
		運転員（当直員）等（現場）	1	
1.16	中央制御室換気空調設備の運転（全交流動力電源が喪失した場合）	保修対応要員	2	1 時間 35 分
		運転員（当直員）等（中央制御室）	1	
	アニュラス空気浄化設備による放射性物質の濃度低減（全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合）	保修対応要員	1	50 分
		運転員（当直員）等（中央制御室）	1	
1.17	可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	1 時間 50 分
	可搬型エリアモニタによる放射線量の測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	3 時間
	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	2 時間
	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	2 時間
	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	3	6 時間 20 分
	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	1 時間 40 分
	海上モニタリング測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	3	2 時間 40 分
	モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	1 時間 45 分
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策本部要員（総括班）	4	3 時間
1.18	代替緊急時対策所空気浄化装置運転	緊急時対策本部要員（総括班他※1）	4	30 分
	代替緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	30 分
	代替緊急時対策所用発電機準備	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	20 分
	代替緊急時対策所用発電機起動	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	10 分
	代替緊急時対策所用発電機燃料補給	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	1 時間 55 分
	緊急時対策所非常用空気浄化設備運転	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	20 分
	緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員（総括班他）	6	30 分
	緊急時対策所用発電機車準備（ケーブル接続）	緊急時対策本部要員（総括班他）	4	15 分
	緊急時対策所用発電機車準備（燃料油供給ホース接続）	緊急時対策本部要員（総括班他）	4	15 分
	緊急時対策所用発電機車起動	緊急時対策本部要員（総括班他）	4	30 分
1.19	—	—	—	—

※1　緊急時対策本部の総括班及び緊急時対策本部要員を「総括班他」という。（以下、同様）

第5.2.1表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理（1／4）

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
① 地　震	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器のうちSクラスの設備については、設計基準地震動Ssを超える地震動に対して相応の裕度がある。 ・屋外の可搬型重大事故等対処設備については、Ssに対して転倒による破損は起こらない。また、Ssを一定程度超えた場合においても、転倒に至るまでには相応の裕度がある。 ・大規模地震により内部溢水が発生した場合における建屋内での溢水によるプラントへの影響は、水密化対策の高さを超える(浸水対策範囲を超える)津波事象が発生した場合と同様と考える。 ・大規模地震により内部火災が発生した場合には、期待する消火設備が機能せず、建屋内の設計基準事故対処設備等の機能が喪失する可能性がある一方で、耐火障壁により分離している区画では、1時間以上の耐火能力によって、設計基準事故対処設備等に期待できる可能性も考えられる。また、屋外に保管している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和対応に期待できる。 ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆無く発生する想定とする。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・基準地震動を超える大規模な地震が発生すれば長期間の外部電源喪失が発生する可能性がある。また、設計基準事故対処設備のうちSクラスの設備は、基準地震動Ssによる地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計しているものの、地震規模によっては、非常用所内電源が喪失するとともに海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及び補助給水機能の喪失により最終ヒートシンク喪失（以下「LUHS（loss of ultimate heat sink)」という。）に至る可能性がある。 ・中央制御室は堅牢な建屋内にあることから、運転員（当直員）による操作機能の喪失は可能性として低いが、地震の規模によってはプラントの監視機能、制御機能が喪失する可能性がある。 ・原子炉格納容器が破損することにより閉じ込め機能が喪失するとともに、建屋内の機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生することによりECCS機能も喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉補助建屋損傷に伴う電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）の損傷による非常用所内電源喪失と同時に海水ポンプ等の損傷による原子炉補機冷却機能喪失となり重大事故に至る可能性がある。 ・炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害されて2次系からの除熱機能喪失となり、重大事故に至る可能性がある。 ・複数の蒸気発生器の細管が破損することにより、大規模なLOCAが発生し、格納容器バイパスに至る可能性がある。 ・重大事故発生後、1次系が高圧で維持され、かつ2次系への注水がない場合には、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T1-SGTR）に至る可能性がある。 ・斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。	【基準地震動を一定程度超える規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備(ECCS等) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系、原子炉制御系 ・原子炉建屋、原子炉格納容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器の閉じ込め機能 ・使用済燃料ピット損傷 （内部溢水の評価については、津波に包含される。）	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・SBO+LUHSの同時発生 ・1次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHSと相まって重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。 （内部溢水の評価については、津波に包含される。）

第5.2.1表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理（2／4）

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
② 津　　波	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器に対しては、水密化を図っていることから、基準津波に対して十分な裕度がある。 ・津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと判断しているが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。 ・屋外の可搬型重大事故等対処設備については、影響を受けにくい場所に分散配置(EL.＋11m 以上)していることから、基準津波に対して十分な裕度があり機能喪失する可能性は低い。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・基準津波を超える津波によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプが水没することによる原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）が水没することによる非常用所内電源喪失、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による2次系除熱機能の喪失及び直流電源の喪失によるプラントの監視機能、操作機能の喪失に至る可能性がある。 ・漂流物、油タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。	【基準津波を一定程度超える津波の規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備（ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失） ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系、原子炉制御系	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・2次系からの除熱機能喪失 ・SBO+LUHSの同時発生 ・2次系からの除熱機能喪失及び安全保護系、原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊（原子炉格納容器過温破損）へ至る可能性がある。
③ 風（台風）	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・設計風速は、敷地付近で観測された最大瞬間風速（53.2m／s）としている。 ・事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風（台風）による風荷重の影響については、竜巻に包含されるものと考えられる。ただし、影響は広範囲となり、断続的に長時間継続する可能性がある。 ・風速(53.2m／s)を超える風（台風）により、外部電源供給設備の損傷に伴う長期の外部電源喪失が想定される。	【53.2m／s を超える風速】 ・外部電源	・外部電源喪失

第5.2.1表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理（3／4）

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
① 竜　巻	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・竜巻防護施設及び同施設に波及的影響を及ぼし得る施設について、最大風速100m／sの竜巻（設計竜巻の最大風速92m／sに保守性を考慮）等から設定した設計竜巻荷重に対して、安全性を損なうおそれがないことを評価している。 ・可搬型重大事故等対処設備については、固縛等により相応の耐性を有していること、分散配置を行っていることから、同時に全ての設備が機能喪失する可能性は低い。 ・必要に応じ、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策等を講じておく。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計竜巻を超える竜巻によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の機能喪失に伴う長期間の外部電源喪失、飛来物等により海水ポンプが損傷することによる原子炉補機冷却機能の喪失に至る可能性がある。	【風速（100m／s）を超える竜巻】 ・外部電源 ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・屋外にある一部の可搬型重大事故等対処設備	・外部電源喪失 ・SBO＋LUHSの同時発生
⑤ 凍　結	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・敷地付近で観測された最低気温は-5.8℃であり、屋外機器で凍結のおそれのあるものは保温等の凍結防止対策を適切な余裕を持って設定している。 ・事前の予測が可能であることから、保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策による必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・プラントの安全機能に影響を与えることはないものと判断する。	【設計値の-5.8℃を下回る低温】 なし （事前の予測が可能であることから、屋外設備が機能喪失に至ることはないものと判断）	・影響なし
⑥ 積　雪	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・敷地付近の観測所で観測された積雪深さの月最大値は12cmであり、安全施設は積雪荷重に対して、この実績値を考慮し、「建築基準法」に基づき設計している。 ・事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計を超える積雪が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【12cmを超える規模の積雪量】 ・外部電源	・外部電源喪失
⑦ 火山の影響（降灰）	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・降下火砕物については、敷地において想定される火砕物として層厚10cmとしている。 ・事前の予測が可能であることから、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・降下火砕物が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う長期間の外部電源喪失に至る可能性がある。	【10cmを超える規模の降灰】 ・外部電源	・外部電源喪失

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理（４／４）

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑧ 生物学的事象	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・安全施設は生物学的事象に対して、クラゲ等の発生を考慮し、原子炉補機冷却海水設備に対して、除塵機能を設けている。また、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電用原子炉を安全に停止できる運用としている。 ・ネズミ等の小動物が電気関係盤又は制御関係盤に侵入することによる短絡、地絡事象が想定されるが、各盤のケーブル貫通部などの開口部には小動物が侵入しない対策を施している。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計を超える生物学的事象が発生した場合、海水ポンプが機能喪失することによる原子炉補機冷却機能の喪失及びディーゼル発電機の機能喪失に至る可能性がある。	【海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来】 ・海水ポンプ（ディーゼル発電機の機能喪失）　（海生生物による影響）	・原子炉補機冷却機能喪失
⑨ 森林火災	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・森林火災が発生した場合にも発電用原子炉施設への影響がないよう、評価上必要とされる幅の防火帯を確保している。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、あらかじめ放水する等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・森林火災が防火帯幅を越えて発生した場合、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【防火帯を越えるような森林火災】 ・外部電源	・外部電源喪失
⑩ 落　雷	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・落雷に対して、建築基準法等に基づき高さ 20m を超える原子炉格納施設等へ避雷設備を設置し、避導体により接地網と接続する。接地網は、電撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、落雷により安全施設の機能を損なうおそれはない。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・可搬型重大事故等対処設備については、分散配置を行っていることから、同時に全ての設備が機能喪失することはない。 ・設計想定以上の雷サージにより、機器が誤動作する可能性がある。 ・落雷により、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【設計想定以上の規模の雷サージ】 ・外部電源 ・安全保護系、原子炉制御系	・外部電源喪失 ・ECCS 誤作動
⑪ 隕　石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉格納容器は、相当程度の構造強度を有する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・大型航空機の衝突同様、プラントに与える影響が広範囲となる。	【広範囲に影響を及ぼす規模の隕石】 ・大型航空機の衝突と同様	・大型航空機の衝突と同様

第 5.2.2 表 自然災害の重畳事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理

自然災害 の重畳	設計基準を超える自然災害が プラントに与える影響評価	喪失する可能性のある安全機能	最終的な プラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】 ・大規模地震発生時及び大規模津波発生時のいずれの想定においても、設計基準事故対処設備、常設重大事故等対処設備が機能喪失した場合には、影響を受けにくい場所に分散配置(EL. ＋11m 以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置が期待できる。 ・このため、両事象の重畳が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置(EL. ＋11m 以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置に期待できることから、プラントに及ぼす影響は、大規模地震発生時の場合と同様になるものと判断している。 ・大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策（水源確保等）が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。 ・斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 ・漂流物、タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。	【基準地震動及び基準津波を一定程度超える規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備(ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系、原子炉制御系 ・原子炉建屋、原子炉格納容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器の閉じ込め機能 ・使用済燃料ピット損傷	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・SBO+LUHS の同時発生 ・１次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHS と相まって重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。 ・２次系からの除熱機能喪失及び安全保護系、原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。
火山の影響（降灰）と積雪との重畳	【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】 ・火山の影響（降灰）と積雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、人員を確保して除雪及び除灰等の対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低いものと判断する。 ・火山の影響（降灰）と積雪との重畳による影響は、火山の影響（降灰）での評価に包含される。	【10cm を超える規模の降灰及び 12cm を超える規模の積雪量】 ・外部電源	・外部電源喪失

第 5.2.3 表 大規模損壊へ至る可能性のある大規模自然災害

大規模自然災害	大規模損壊へ至るイベント	発生する可能性のある重大事故等	発生する可能性のある設計基準事故
① 地　震	・原子炉建屋、原子炉格納容器破損 ・蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損) ・原子炉補助建屋損傷 ・複数の信号系損傷 ・使用済燃料ピット損傷	・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA ・大破断 LOCA+低圧注入失敗 ・大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 ・中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 ・LOCA+ECCS失敗 ・原子炉補機冷却機能喪失+大破断 LOCA(CV 過圧破損) ・全交流動力電源喪失+LOCA ・SBO+LUHS(補助給水失敗) ・過渡事象+補助給水失敗(炉内構造物損傷) ・２次系からの除熱機能喪失 ・SBO(LOCA なし)	・大破断 LOCA ・外部電源喪失
② 津　波	・複数の信号系損傷	・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)+補助給水失敗(DCH) ・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)+シール LOCA ・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)(シール LOCA なし)	・外部電源喪失
③ 風（台風）	なし	なし	・外部電源喪失
④ 竜　巻	なし	・SBO+LUHS ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失
⑤ 凍　結	なし	なし	なし
⑥ 積　雪	なし	なし	・外部電源喪失
⑦ 火山の影響（降灰）	なし	なし	・外部電源喪失
⑧ 生物学的事象	なし	・原子炉補機冷却機能喪失	なし
⑨ 森林火災	なし	なし	・外部電源喪失
⑩ 落　雷	なし	なし	・外部電源喪失 ・ECCS 誤作動
⑪ 隕　石	大型航空機の衝突と同様		

第5.2.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（１／２）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
電源確保	大容量空冷式発電機による給電	・全交流動力電源喪失時に大容量空冷式発電機を用いて必要な負荷に給電する。	・第３項、４項(1.14) ・(2.1)
	号炉間電力融通による給電	・全交流動力電源喪失時に多様な号炉間電力融通手段により必要な負荷に給電する。	
	発電機車による給電	・全交流動力喪失時に大容量空冷式発電機が使用できない場合に、発電機車を用いて必要な負荷に給電する。	
	代替所内電源による給電	・所内電気設備が機能喪失した場合に、代替所内電気設備により必要な負荷に給電する。	
	直流電源用発電機による給電	・直流電源が喪失している場合に直流電源用発電機を用いて必要な直流負荷に給電する。	
	可搬型計測器の取付け操作	・電源喪失により監視パラメータの計測が不能となった場合に可搬型計測器を取付け、必要なパラメータを測定する。	・(1.15) ・(2.1)
炉心損傷緩和	蒸気発生器への注水操作	・直流電源が喪失した場合に、手動又は可搬型バッテリを用いてタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。 ・タービン動補助給水ポンプが使用不能な場合は、可搬型ポンプにより、蒸気発生器へ注水する。	・第３項、４項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.5)
	１次冷却系統の冷却、減圧操作	・制御用空気が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ出口流量制御弁の現場ハンドルを手動操作することにより１次冷却系統を冷却、減圧する。 ・加圧器逃がし弁を代替駆動源（代替IA、可搬型バッテリ）により操作し、１次冷却系統を減圧する。	・第３項、４項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.5)
	原子炉への注水操作	・１次冷却材喪失事故等発生時において、設計基準事故対処設備（ECCS等）が機能喪失した場合を想定し、多様な炉心注入手段により、炉心へ冷却水を注入する。	・第３項、４項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.8) ・(2.1)
原子炉格納容器破損緩和	原子炉格納容器内雰囲気の冷却、減圧操作	・炉心損傷発生時に、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な手段により原子炉格納容器に注水することで損傷炉心を冠水させる。 ・設計基準事故対処設備（格納容器スプレイ）による原子炉格納容器の冷却が不能な場合に、多様な手段により原子炉格納容器へ注水し、原子炉格納容器内雰囲気を減圧する。 ・移動式大容量ポンプ車により海水を冷却水として格納容器再循環ユニットへ直接供給し、原子炉格納容器内雰囲気を冷却する。	・第３項、４項(1.5)、(1.6)(1.7)、(1.8)(1.12) ・(2.1)
	水素爆発による原子炉格納容器破損防止操作	・炉心損傷し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出される可能性がある場合に、水素爆発を抑制するため電気式水素燃焼装置を起動する。（長期的に発生する水素については、静的触媒式水素再結合装置により低減　） ・原子炉格納容器内の水素濃度を可搬型事故後サンプリング設備により測定する。	・第３項、４項(1.9) ・(2.1)
	原子炉建屋等の水素爆発防止操作	・アニュラス部の水素濃度、放出放射能量を低減するため、窒素ボンベによりアニュラス空気浄化系のダンパを開とし、アニュラス空気浄化設備を起動する。	・第３項、４項(1.10)

第5.2.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（２／２）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
放射性物質放出低減	敷地外への放射性物質の放出低減操作	・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体等の著しい損傷に至った場合に、敷地外への放射性物質の放出を低減するため、移動式大容量ポンプ車、放水砲により原子炉格納容器又は燃料取扱棟の損傷箇所へ放水する。また、放水による汚染水が海洋に流出し、拡散することを抑制するため、原子炉施設から海洋へ流出する箇所に放射性物質吸着剤及びシルトフェンスを設置する。	・第３項、４項 (1.11)、(1.12)
使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和	使用済燃料ピット漏えい時の冷却水補給操作	・使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合に多様な手段により使用済燃料ピットへ冷却水を補給する。 ・使用済燃料ピットからの冷却水の漏えいを抑制する。	・第３項、４項 (1.11) ・(2.1)
	使用済燃料ピット漏えい時のスプレイ操作	・「使用済燃料ピット漏えい時の冷却水補給操作」による対応を実施しても、使用済燃料ピットの水位が維持できない大量の漏えいが発生した場合に可搬型ポンプ等により使用済燃料ピットへスプレイし、燃料体の損傷を緩和し、臨界を防止する。	
水源確保	中間受槽への水補給操作	・八田浦貯水池（淡水）、海水等の多様な手段を取水源として、可搬型ポンプにより中間受槽へ水補給を行う。	・第３項、４項 (1.13) ・(2.1)
	復水タンク等への水補給操作	・復水タンク、使用済燃料ピットの水位が低下した場合、中間受槽から可搬型ポンプにより給水する。 ・燃料取替用水タンクの水位が低下した場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給を行う。	
	移動式大容量ポンプ車の取水源確保	・大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする。	
大規模火災への対応	移動式大容量ポンプ車による消火活動	・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合に、移動式大容量ポンプ車、放水砲等を用いた泡消火による消火活動を実施する。なお、準備を実施している間は消防自動車等により、原子炉建屋等への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。	・第２項 ・第３項、４項 (1.12)
	可搬型設備による消火活動	・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、可搬型ポンプ等により、原子炉建屋への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。	・第２項 ・第３項、４項 (1.12)
その他	原子炉停止操作	・原子炉の自動トリップ失敗時、ATWS緩和設備が動作しない場合に現場にて原子炉を停止させる。	・(1.1)
	アクセスルート確保	・大規模損壊発生時に予想される大規模な火災の消火活動、斜面崩壊による土砂の撤去活動、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動について、事故対応に必要な箇所へのアクセスルートを確保するため優先的に実施する。 ・移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水を実施する。	・第１項、２項 ・(2.1)
	燃料補給	・可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	・第１項

第5.2.5表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク＊2 主蒸気逃がし弁	1次系のフィードアンドブリード	高圧注入ポンプ＊9	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（一部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
			加圧器逃がし弁	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			余熱除去ポンプ＊9＊10	常設		
			余熱除去冷却器＊10	常設		
			蓄圧タンク	常設		
			蓄圧タンク出口弁＊9	常設		
		1次冷却系の減圧及び原子炉への注水	B充てんポンプ（自己冷却）＊5	常設	大規模損壊時に対応する手順	
			加圧器逃がし弁	常設		
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）＊4	可搬		
			窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）＊4	可搬		
			燃料取替用水タンク	常設		
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク＊2	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（一部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			中間受槽＊6	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊7	常設		
			タンクローリ＊7	可搬		
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁	常設		
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・常設直流電源系統の喪失	ポンプの機能回復	・タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（手動）	常設		
			・可搬型バッテリ（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）	可搬		
			・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（手動）	常設		
	電動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失		大容量空冷式発電機＊8	常設		
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・常設直流電源系統の喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（手動）	常設		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）	可搬		
－	－	監視及び制御	加圧器水位計＊3＊5	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）	
			蒸気発生器広域水位計＊3	常設		
			蒸気発生器狭域水位計＊3	常設		
			補助給水流量計＊3	常設		
			復水タンク水位計＊3	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3：常設直流電源系統喪失も含めた対応手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
＊4：手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊5：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊6：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンラインにより排水を行う。
＊7：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊8：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊9：ディーゼル発電機等により給電する。
＊10：1次系のフィードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却に使用するものである。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.6表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）

（１／４）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク＊2 主蒸気逃がし弁	1次系のフィードアンドブリード＊3	加圧器逃がし弁	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
			高圧注入ポンプ＊6	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
		代替炉心注入	B充てんポンプ（自己冷却）＊6＊7	常設	大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク	常設		
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク＊2	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ＊3	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			中間受槽＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊5	常設		
			タンクローリ＊5	可搬		
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁＊3	常設		
	加圧器逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊6	常設	SGTR 時破損Ｓ／Ｇ減圧継続時の対応手順等（二部兆候ベース：運転員（当直員）等） 大規模損壊時に対応する手順	
			タービン動補助給水ポンプ	常設		
			蒸気発生器	常設		
			復水タンク	常設		
			電動主給水ポンプ＊3	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
			中間受槽＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊5	常設		
			タンクローリ＊5	可搬		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁	常設		
			タービンバイパス弁＊3	常設		
		加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁	常設		
			充てんポンプ＊6	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、Ｓ／Ｇブローダウンラインにより排水を行う。
＊5：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊6：ディーゼル発電機等により給電する。
＊7：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.6表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）

（２／４）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・常設直流電源系統喪失	ポンプの機能回復	・タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）＊２	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部兆候ベース：逆転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
			・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（手動）＊２	常設		
			・可搬型バッテリ（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）＊２	可搬		
			・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（手動）＊２	常設		
	電動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失		大容量空冷式発電機＊３	常設		
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・常設直流電源系統喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（手動）＊２	常設		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊２	可搬		
	加圧器逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・常設直流電源系統喪失		窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	可搬	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順（二部：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊３：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.6表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）

（３／４）

（高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止	－	加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧	加圧器逃がし弁	常設	炉心が損傷した後の格納容器破損防止を行うための手順（一部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.6表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）

（４／４）

（蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
蒸気発生器伝熱管破損	－	1次冷却系統の減圧	・タービン動補助給水ポンプ ・電動補助給水ポンプ＊2 ・復水タンク ・蒸気発生器 ・主蒸気逃がし弁	常設 常設 常設 常設 常設	SGTR時破損S/G減圧継続時の対応手順（一部兆候ベース：運転員（当直員）等） 大規模損壊時に対応する手順	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
			・高圧注入ポンプ＊2 ・燃料取替用水タンク ・加圧器逃がし弁	常設 常設 常設		
インターフェイスシステムLOCA	－		・タービン動補助給水ポンプ ・電動補助給水ポンプ＊2 ・復水タンク ・蒸気発生器 ・主蒸気逃がし弁	常設 常設 常設 常設 常設	インターフェイスシステムLOCAの対応手順（一部兆候ベース：運転員（当直員）等） 大規模損壊時に対応する手順	
			・高圧注入ポンプ＊2 ・燃料取替用水タンク ・加圧器逃がし弁	常設 常設 常設		
		1次冷却材の漏えい量抑制	余熱除去ポンプ入口弁	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）

（１／７）

（運転中の１次冷却材喪失事象時におけるフロントライン系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
１次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク＊２	注入炉心	充てんポンプ＊３	常設	原子炉の冷却が喪かされた場合の手順（二部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
				燃料取替用水タンク	常設		
			代替炉心注入（a）	Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）＊３	常設		
				常設電動注入ポンプ＊３	常設		
				燃料取替用水タンク	常設		
				復水タンク	常設		
				電動消火ポンプ	常設		
				ディーゼル消火ポンプ	常設		
				原水タンク	常設		
				消防自動車	可搬		
				防火水槽	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクコーリ	可搬		
		余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	代替再循環	Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）＊３	常設	１次冷却材喪失時に再循環運転が不能となった場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）	
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
				Ｂ格納容器スプレイ冷却器	常設		
				AM用代替再循環ポンプ＊３＊６	常設		
			再循環＊５＊６	高圧注入ポンプ＊３	常設		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
		格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器再循環サンプ外隔離弁	炉心注入＊６	高圧注入ポンプ＊３	常設	１次冷却材喪失時に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（二部事象ベース：運転員（当直員）等）	
				充てんポンプ＊３	常設		
				燃料取替用水タンク	常設		
			代替炉心注入＊６	（a） 余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク機能喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	－		
			代替再循環	AM用代替再循環ポンプ＊３＊６	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：燃料取替用水タンクの破損、枯渇時の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊３：ディーゼル発電機等により給電する。
＊４：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊５：格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器で格納容器内の冷却を行う。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊６：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）

（２／７）

（運転中の１次冷却材喪失事象時におけるサポート系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2	代替炉心注入（a）	常設電動注入ポンプ	常設	全交流動力電源が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
				燃料取替用水タンク	常設		
				復水タンク	常設		
				B充てんポンプ（自己冷却）	常設		
				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）	常設		
				ディーゼル消火ポンプ	常設		
				原水タンク	常設		
				消防自動車	可搬		
				防火水槽	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
				中間受槽＊3	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			＊4 代替再循環（b）	B高圧注入ポンプ（海水冷却）＊5	常設		
				移動式大容量ポンプ車	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
		原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	（a） 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	—	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等）	
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊5	常設		
			＊4 代替再循環	（b） 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環に用いる設備と同様。	—	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の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等）	
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊5	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊３：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊４：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊５：空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）

（３／７）

（溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
１次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	－	原子炉格納容器水張り（格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ）＊４	格納容器スプレイポンプ＊２	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順
				常設電動注入ポンプ＊２	常設		
				燃料取替用水タンク	常設		
				復水タンク	常設		
				電動消火ポンプ	常設		
				ディーゼル消火ポンプ	常設		
				原水タンク	常設		
				消防自動車	可搬		
				防火水槽	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
				中間受槽＊３	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊２：ディーゼル発電機等により給電する。

＊３：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

＊４：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）

（４／７）

（運転中の１次冷却材喪失事象が発生していない場合のフロントライン系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
１次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊２	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
				タービン動補助給水ポンプ	常設		
				復水タンク	常設		
				蒸気発生器	常設		
				電動主給水ポンプ＊３	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁	常設		
				タービンバイパス弁＊３	常設		
			蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊２＊５	常設		
				復水タンク	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊５	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：ディーゼル発電機等により給電する。
＊３：蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊４：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、Ｓ／Ｇブローダウンにより排水を行う。
＊５：蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）

（５／７）

（運転中の１次冷却材喪失事象が発生していない場合のサポート系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生していない場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ	常設	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	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
				電動補助給水ポンプ	常設		
				復水タンク	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
				中間受槽＊4	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）＊3	常設		
				窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊3	可搬		
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊5	常設		
				復水タンク	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊5	可搬		
				中間受槽＊4	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候【安全機能】ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

＊3：蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊4：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンにより排水を行う。

＊5：蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）

（６／７）

（運転停止中のフロントライン系故障時（１／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	炉心注入	充てんポンプ＊2	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
				高圧注入ポンプ＊2	常設		
				燃料取替用水タンク	常設		
			代替炉心注入	燃料取替用水タンク（重力注入）	常設		
				B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）＊2	常設		
				常設電動注入ポンプ＊2	常設		
				燃料取替用水タンク	常設		
				復水タンク	常設		
				電動消火ポンプ	常設		
				ディーゼル消火ポンプ	常設		
				原水タンク	常設		
				消防自動車	可搬		
				防火水槽	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
				中間受槽＊3	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			代替再循環	B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）＊2	常設		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
				B格納容器スプレイ冷却器	常設		
				AM用代替再循環ポンプ＊2＊4	常設		
			＊4＊5再循環	高圧注入ポンプ＊2	常設		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊5：格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器で格納容器内の冷却を行う。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）

（６／７）

（運転停止中のフロントライン系故障時（２／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊２	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（一部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
				タービン動補助給水ポンプ	常設		
				復水タンク	常設		
				蒸気発生器	常設		
				電動主給水ポンプ＊３	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁	常設		
				タービンバイパス弁＊３	常設		
			蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊２＊５	常設		
				復水タンク	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊５	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：ディーゼル発電機等により給電する。
＊３：蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊４：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、Ｓ／Ｇブローダウンにより排水を行う。
＊５：蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）

（７／７）

（運転停止中のサポート系故障時（１／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2	代替炉心注入（c）	燃料取替用水タンク（重力注入）	常設	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	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
				常設電動注入ポンプ	常設		
				燃料取替用水タンク	常設		
				復水タンク	常設		
				B充てんポンプ（自己冷却）	常設		
				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）	常設		
				ディーゼル消火ポンプ	常設		
				原水タンク	常設		
				消防自動車	可搬		
				防火水槽	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
				中間受槽＊3	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			＊4 代替再循環（d）	B高圧注入ポンプ（海水冷却）＊5	常設		
				移動式大容量ポンプ車	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
		原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	（c） 運転停止中の全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	—	原子炉停止中における原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等）	
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊5	常設		
			＊4 代替再循環	（d） 運転停止中の全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環に用いる設備と同様。	—		
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊5	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊5：空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）

（７／７）

（運転停止中のサポート系故障時（２／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ	常設	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順（一部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	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
				電動補助給水ポンプ	常設		
				復水タンク	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
				中間受槽＊4	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）＊3	常設		
				窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊3	可搬		
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊5	常設		
				復水タンク	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊5	可搬		
				中間受槽＊4	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンにより排水を行う。
＊5：蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.8表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.5）

（１／２）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障	海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ＊3	常設	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	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
			電動補助給水ポンプ＊2＊3	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			電動主給水ポンプ＊4	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊4	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）＊4	常設		
			タービンバイパス弁＊4	常設		
			所内用空気圧縮機	常設		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊4	可搬		
			B制御用空気圧縮機（海水冷却）	常設		
	海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ	格納容器内自然対流冷却＊7	A、B格納容器再循環ユニット	常設	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の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	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
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		
			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用)）	可搬		
		代替補機冷却	移動式大容量ポンプ車＊8	可搬	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の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		
	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器		空調用冷水ポンプ（A余熱除去ポンプ冷却用）	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：大容量空冷式発電機等により給電する。

＊3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンにより排水を行う。

＊6：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊7：手順は「1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順書等」にて整備する。

＊8：移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「B高圧注入ポンプ、B制御用空気圧縮機、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却　　器」である。

注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.8表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.5）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源＊2	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ＊3	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
			電動補助給水ポンプ＊3	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊4	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）＊4	常設		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊4	可搬		
			B制御用空気圧縮機（海水冷却）	常設		
		格納容器内自然対流冷却＊7	A、B格納容器再循環ユニット	常設		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		
			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用)）	可搬		
		代替補機冷却	移動式大容量ポンプ車＊8	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンにより排水を行う。
＊6：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊7：手順は「1.7原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順書等」にて整備する。
＊8：移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「B高圧注入ポンプ、B制御用空気圧縮機、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却　　器」である。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.9表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.6）

（１／４）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク＊2 格納容器スプレイ冷却器	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊3	常設	格納容器健全性の確保の手順（一部兆候ベース：運転員（当直員）等）等	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
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ＊3＊4	常設		
			A原子炉補機冷却水冷却器＊3	常設		
			原子炉補機冷却水サージタンク＊3	常設		
			窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）＊3	可搬		
			A、B海水ポンプ＊3＊4	常設		
			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用)）＊3	可搬		
			A、B格納容器再循環ファン＊4	常設		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊4	常設	格納容器健全性の確保の手順（一部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊4：ディーゼル発電機等により給電する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊6：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.9表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.6）

（２／４）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊3	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
			移動式大容量ポンプ車＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
			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用)）＊3	可搬		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設		
			よう素除去薬品タンク	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊4：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.9表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.6）

（３／４）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク＊2	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊3	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部:運転員(当直員)等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ＊3＊4	常設		
			A原子炉補機冷却水冷却器＊3	常設		
			原子炉補機冷却水サージタンク＊3	常設		
			窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）＊3	可搬		
			A、B海水ポンプ＊3＊4	常設		
			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用)）＊3	可搬		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊4	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊4：ディーゼル発電機等により給電する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊6：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.9表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.6）

（４／４）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源＊２ 原子炉補機冷却水系	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊３	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部:運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			移動式大容量ポンプ車＊３	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊４	常設		
			タンクローリ＊４	可搬		
			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用)）＊３	可搬		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設		
			よう素除去薬品タンク	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊５	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊４	常設		
			タンクローリ＊４	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊３：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊４：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊５：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.10表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.7）

（１／２）

（交流動力電源又は原子炉補機冷却機能健全時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	－	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ＊2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部；運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク	常設		
		格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット	常設		
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ＊2	常設		
			A原子炉補機冷却水冷却器	常設		
			原子炉補機冷却水サージタンク	常設		
			窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	可搬		
			A、B海水ポンプ＊2	常設		
			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用)）	可搬		
		代替格納容器スプレイ＊3	常設電動注入ポンプ＊2	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊5	常設		
			タンクローリ＊5	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：代替格納容器スプレイに関する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」に整備する。
＊4：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊5：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.10表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.7）

（２／２）

（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		
			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用)）	可搬		
		代替格納容器スプレイ＊3	常設電動注入ポンプ＊4	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B格納容器スプレイポンプ＊4（自己冷却）	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊3：代替格納容器スプレイに関する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」に整備する。
＊4：大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.11表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.8）

（１／２）

（原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ＊2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク	常設		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊2	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊5	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B格納容器スプレイポンプ＊5（自己冷却）	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.11表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.8）

（２／２）

（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手順	対応設備	常設可搬	整備する手順＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	炉心注入	高圧注入ポンプ＊2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			余熱除去ポンプ＊2	常設		
			充てんポンプ＊2＊6	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
		代替炉心注入＊6	B格納容器スプレイポンプ＊2（RHRS－CSS タイライン使用）	常設		
			常設電動注入ポンプ＊2	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	代替炉心注入＊6	B充てんポンプ＊5（自己冷却）	常設		
			常設電動注入ポンプ＊5	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B格納容器スプレイポンプ＊5（自己冷却）（RHRS－CSS タイライン使用）	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊6：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.12表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
―	―	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置＊2	常設		
			電気式水素燃焼装置＊2	常設		
			電気式水素燃焼装置動作監視装置＊2	常設		
			大容量空冷式発電機＊3	常設		
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置＊2	可搬	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（二部：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ＊2	可搬		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置＊2	可搬		
			格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器	常設		
			窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）	可搬		
			移動式大容量ポンプ車＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクコーリ＊4	可搬		
			大容量空冷式発電機＊3	常設		
			ガス分析計	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候（安全機能）ベース、停止中）、第二部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊4：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.13表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.10）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
―	―	水素排出	アニュラス空気浄化ファン＊2	常設	全交流動力電源が喪失した場合の手順等（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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等
			アニュラス空気浄化フィルタユニット	常設		
			窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）	可搬		
			大容量空冷式発電機＊3	常設		
		水素濃度監視	アニュラス水素濃度計測装置＊2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（二部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	可搬		
			大容量空冷式発電機＊3	常設		
			可搬型格納容器水素濃度計測装置＊2＊4	可搬		
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ＊2＊4	可搬		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置＊2＊4	可搬		
			格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器＊4	常設		
			窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）＊4	可搬		
			移動式大容量ポンプ車＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊5	常設		
			タンクローリ＊5	可搬		
			格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	常設		
			排気筒高レンジガスモニタ	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊4：原子炉格納容器内水素濃度の監視に使用する。手順は「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊5：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.14表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.11）

（１／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
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	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク ２次系補給水ポンプ ２次系純水タンク	燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ	常設	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	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
			燃料取替用水タンク	常設		
			２次系補給水ポンプ	常設		
			２次系純水タンク＊2	常設		
		消火設備による使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
		使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ＊3	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
			中間受槽＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊5＊6	常設		
			タンクローリ＊5＊6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：２次系補給水ポンプが起動できない場合は、水頭圧を利用して使用済燃料ピットへ注水する。
＊3：使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等により使用済燃料ピットへ注水する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。
＊4：中間受槽への供給は、淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊5：水中ポンプ用発電機の燃料補給に使用する。手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊6：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第5.2.14表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.11）

（２／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順の分類
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	—	使用済燃料ピットへのスプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ＊2	可搬	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
			中間受槽＊3	可搬		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
			消防自動車	可搬		
		燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水	移動式大容量ポンプ車＊5	可搬		
			放水砲＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：可搬型ディーゼル注入ポンプにより使用済燃料ピットへスプレイする場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。
＊3：中間受槽への供給は、淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：手順は「1.12　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」にて整備する。

第5.2.14表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11)

（３／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順の分類
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位計（SA）＊2	常設	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	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
			使用済燃料ピット水位計（広域）＊2 （使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む）	常設		
			使用済燃料ピット温度計（SA）＊2	常設		
			使用済燃料ピット周辺線量率計(低レンジ)＊2	可搬		
			使用済燃料ピット周辺線量率計(中間レンジ)＊2	可搬		
			使用済燃料ピット周辺線量率計(高レンジ)＊2	可搬		
			使用済燃料ピット状態監視カメラ＊2	常設		
			大容量空冷式発電機＊3	常設		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
			使用済燃料ピットエリアモニタ	常設		
			ロープ式水位計	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊4：使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）の燃料補給に使用する。

第5.2.15表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.12）

分類	想定する重大事故等	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書	手順の分類
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損	－	大気への拡散抑制	常設電動注入ポンプ	常設	発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順	大規模損壊時に対応する手順
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			化学消防自動車	可搬		
			小型動力ポンプ付水槽車	可搬		
			可搬消防ポンプ	可搬		
			原水タンク	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		
使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷		大気への拡散抑制	可搬型ディーゼル注入ポンプ＊1＊3	可搬		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ＊1	可搬		
			中間受槽＊4	可搬		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷		海洋への拡散抑制	放射性物質吸着剤	可搬		
			シルトフェンス	可搬		
			小型船舶	可搬		
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	－	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車	可搬	航空機衝突による航空機燃料火災に対応する手順	
			小型動力ポンプ付水槽車	可搬		
			可搬消防ポンプ	可搬		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
			小型放水砲	可搬		
			中間受槽＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		
		航空機燃料火災への泡消火	移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		

①下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊2：移動式大容量ポンプ車、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊3：可搬型ディーゼル注入ポンプによりスプレイ又は泡消火する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。
＊4：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

第5.2.16表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.13）

（１／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
代替水源から中間受槽への供給	復水タンクの枯渇又は破損等 燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等 使用済燃料ピットの枯渇又は破損等	代替淡水源から中間受槽への供給	中間受槽	可搬	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			２次系純水タンク	常設		
			原水タンク	常設		
		八田浦貯水池から中間受槽への供給	中間受槽	可搬		
			取水用水中ポンプ	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		
		３号炉及び４号炉取水ピット他から中間受槽への供給	中間受槽	可搬		
			取水用水中ポンプ	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		
蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンクの枯渇又は破損等	復水タンクから２次系純水タンクへの水源切替え	２次系純水タンク	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	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
		１次系のフィードアンドブリード＊３	燃料取替用水タンク	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			高圧注入ポンプ	常設		
			加圧器逃がし弁	常設		
		１次冷却系の減圧及び原子炉への注水＊３	B充てんポンプ（自己冷却）	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			加圧器逃がし弁	常設		
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	可搬		
			窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	可搬		
		中間受槽を水源とする蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）＊３	中間受槽	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		
	復水タンクの枯渇	中間受槽を水源とする復水タンクへの供給	中間受槽	可搬	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	
			復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊２：水中ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊３：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.16表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.13）

（２／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等	代替炉心注入＊２	復水タンク	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	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
			常設電動注入ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			防火水槽	常設		
			消防自動車	可搬		
			中間受槽	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊３	常設		
			タンクローリ＊３	可搬		
		代替格納容器スプレイ＊４	復水タンク	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（二部：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			常設電動注入ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			防火水槽	常設		
			消防自動車	可搬		
			中間受槽	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊３	常設		
			タンクローリ＊３	可搬		
	燃料取替用水タンクの枯渇	使用済燃料ピットから燃料取替用水タンクへの供給	使用済燃料ピット	常設		
			使用済燃料ピットポンプ	常設		
			２次系純水タンク	常設		
			２次系補給水ポンプ	常設		
		１次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給	１次系純水タンク	常設		
			１次系補給水ポンプ	常設		
			ほう酸タンク	常設		
			ほう酸ポンプ	常設		
		燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水補助タンク	常設		
			燃料取替用水ポンプ	常設		
		復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	復水タンク	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊２：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊３：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊４：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.16表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.13）

（３／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
格納容器再循環サンプを水源とする再循環	—	再循環	格納容器再循環サンプ	常設	1次冷却材喪失事象時の対応手順（一部：運転員（当直員）等）	故障及び設計基準事象に対処する手順
			格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
			高圧注入ポンプ＊5＊6	常設		
			余熱除去ポンプ	常設		
			余熱除去冷却器	常設		
			格納容器スプレイポンプ＊6	常設		
			格納容器スプレイ冷却器＊6	常設		
	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	代替再循環＊3	格納容器再循環サンプ	常設	1次冷却材喪失時に再循環運転が不能となった場合の手順（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	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
			格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
			B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）	常設		
			B格納容器スプレイ冷却器	常設		
			AM用代替再循環ポンプ＊5	常設		
		再循環	格納容器再循環サンプ	常設		
			格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
			高圧注入ポンプ＊3＊5＊6	常設		
	全交流動力電源喪失＊2 原子炉補機冷却機能喪失	代替再循環＊3	格納容器再循環サンプ	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	
			格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
			B高圧注入ポンプ（海水冷却）＊5	常設		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ ＊4	可搬		
	原子炉補機冷却機能喪失	代替再循環＊3	格納容器再循環サンプ	常設	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の手順（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	
			格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
			A余熱除去ポンプ(空調用冷水)＊7	常設		

⓪下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊6：格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器で格納容器内の冷却を行う。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊7：空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.16表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.13）

（４／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
使用済燃料ピットへの水の注水	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク ２次系補給水ポンプ ２次系純水タンク	燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水＊２	燃料取替用水タンク	常設	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応員）等 大規模損壊時に対応する手順	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
			燃料取替用水補助タンク	常設		
			燃料取替用水ポンプ	常設		
			２次系純水タンク	常設		
			２次系補給水ポンプ	常設		
		原水タンク等を水源とする電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による使用済燃料ピットへの注水＊２	原水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			防火水槽	常設		
			消防自動車	可搬		
		中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水＊２	中間受槽	可搬		
			使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊３	常設		
			タンクローリ＊３	可搬		
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への放水	－	中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ＊２	中間受槽	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊３	常設		
			タンクローリ＊３	可搬		
		海を水源とする燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水＊４	移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	可搬		
			消防自動車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊３	常設		
			タンクローリ＊３	可搬		
原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	－	海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水＊４	移動式大容量ポンプ車	可搬	発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順 大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊時に対応する手順
			放水砲	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊３	常設		
			タンクローリ＊３	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊３：水中ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊４：手順は「1.12 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」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.17表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.14）

（１／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	代替電源（交流）による給電	大容量空冷式発電機	常設	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
			大容量空冷式発電機用燃料タンク＊2	常設		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ＊2	常設		
			予備変圧器２次側電路	常設		
			号炉間電力融通電路	常設		
			予備ケーブル（号炉間電力融通用）	可搬		
			後備送電線連絡高圧電路	常設		
			発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）	可搬		
			ディーゼル発電機（他号炉）	常設		
			燃料油貯油そう（他号炉）＊3	常設		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。
＊3：ディーゼル発電機（他号炉）の燃料補給に使用する。
＊4：大容量空冷式発電機用燃料タンク、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）及び燃料油貯油そう（他号炉）の燃料補給に使用する。

第5.2.17表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.14）

（２／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
直流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	非常用電源（直流）による給電	蓄電池（安全防護系用）	常設	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
		代替電源（直流）による給電	蓄電池（重大事故等対処用）	常設		
			蓄電池（３系統目）	常設		
			直流電源用発電機	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		
			可搬型直流変換器	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：直流電源用発電機の燃料補給に使用する。

第5.2.17表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.14）

（３／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
所内電気設備機能喪失	所内電気設備	代替所内電気設備による給電	大容量空冷式発電機	常設	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	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
			大容量空冷式発電機用燃料タンク＊2	常設		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ＊2	常設		
			重大事故等対処用変圧器受電盤	常設		
			重大事故等対処用変圧器盤	常設		
			発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）	可搬		
			変圧器車	可搬		
			可搬型分電盤	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊3	常設		
			タンクローリ＊3	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。

＊3：大容量空冷式発電機用燃料タンク、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）の燃料補給に使用する。

第5.2.18表　大規模損壊に特化した対応設備と整備する手順一覧

想定	対応手段	対応手順	対応設備	整備する手順書の分類
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系も機能喪失した場合	1次冷却系の減圧及び原子炉への注水	B充てんポンプ（自己冷却）で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順	B充てんポンプ（自己冷却）	大規模損壊時に対応する手順
			加圧器逃がし弁	
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	
			窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、1次冷却材喪失事象が発生した場合、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及び1次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中に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消火用水系統が使用できない場合	代替炉心注入	消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉に注水する手順	消防自動車	
原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる機能の喪失に加えて、フロントライン系及びサポート系の機能喪失を想定し消火用水系統が使用できない場合	代替格納容器スプレイ	消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉格納容器に注水する手順	消防自動車	
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注水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燃料取扱棟に近づけない場合	使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピットへ可搬型ディーゼル注入ポンプで注水する手順	可搬型ディーゼル注入ポンプ	
	使用済燃料ピットへのスプレイ	使用済燃料ピットへ消防自動車でスプレイする手順	消防自動車 使用済燃料ピットスプレイヘッダ	
長期間にわたる大津波警報が発令されている場合	水源の確保	大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする手順	移動式大容量ポンプ車	
全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合	監視機能の回復	可搬型バッテリを使用してアニュラス水素濃度を計測する手順	可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	
	代替所内電気設備による給電	可搬型代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順	発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）	
			変圧器車	
			可搬型分電盤	
全交流動力電源及び非常用直流電源が喪失し、継電器室にて可搬型計測器の接続が不可能となった場合	監視機能の回復	可搬型計測器を現場盤に接続し計測する手順	可搬型計測器	
移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合	原子炉補機冷却水冷却器室浸水時の排水	移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順	－	

第5.2.19表　要員の力量管理について

要　　員	必要な任務	力　　量
緊急時対策本部要員 （原子力防災管理者、指揮者等及び各班の班長）	・ 発電所における災害対策活動の実施	・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・ 事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること）
緊急時対策本部要員 （上記以外の要員）	・ 発電所における災害対策活動の実施 （班長指示による） ・ 班長の補佐	・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・ 事故時の対応操作（班長の補佐や通報連絡等の任務が行えること）
重大事故等対策要員 （保修対応要員）	・ 事故対応時の個別作業 （電源確保作業、常設電動注入ポンプ起動準備作業 他）	・ 設備、系統の知識（操作手順を理解していること（設備、資機材の設置位置等を含む）） ・ 事故時の対応操作（事故対応操作ができること）
重大事故等対策要員 （協力会社）	・ 事故対応時の個別作業 （復水タンクへの補給作業、使用済燃料ピットへの補給作業他）	
重大事故等対策要員 （運転対応要員） 運転員（当直員）	・ 災害状況の把握 ・ 事故拡大防止に必要な運転上の措置 ・ 事故対応時の個別作業 （主蒸気逃がし弁操作（手動）、補助給水流量調整（手動）他）	・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断、操作手順を理解していること） ・ 事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること、又は運転操作が行えること）

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(1/11)

a. 特定重大事故等対処施設の準備操作の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(2/11)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(3/11)

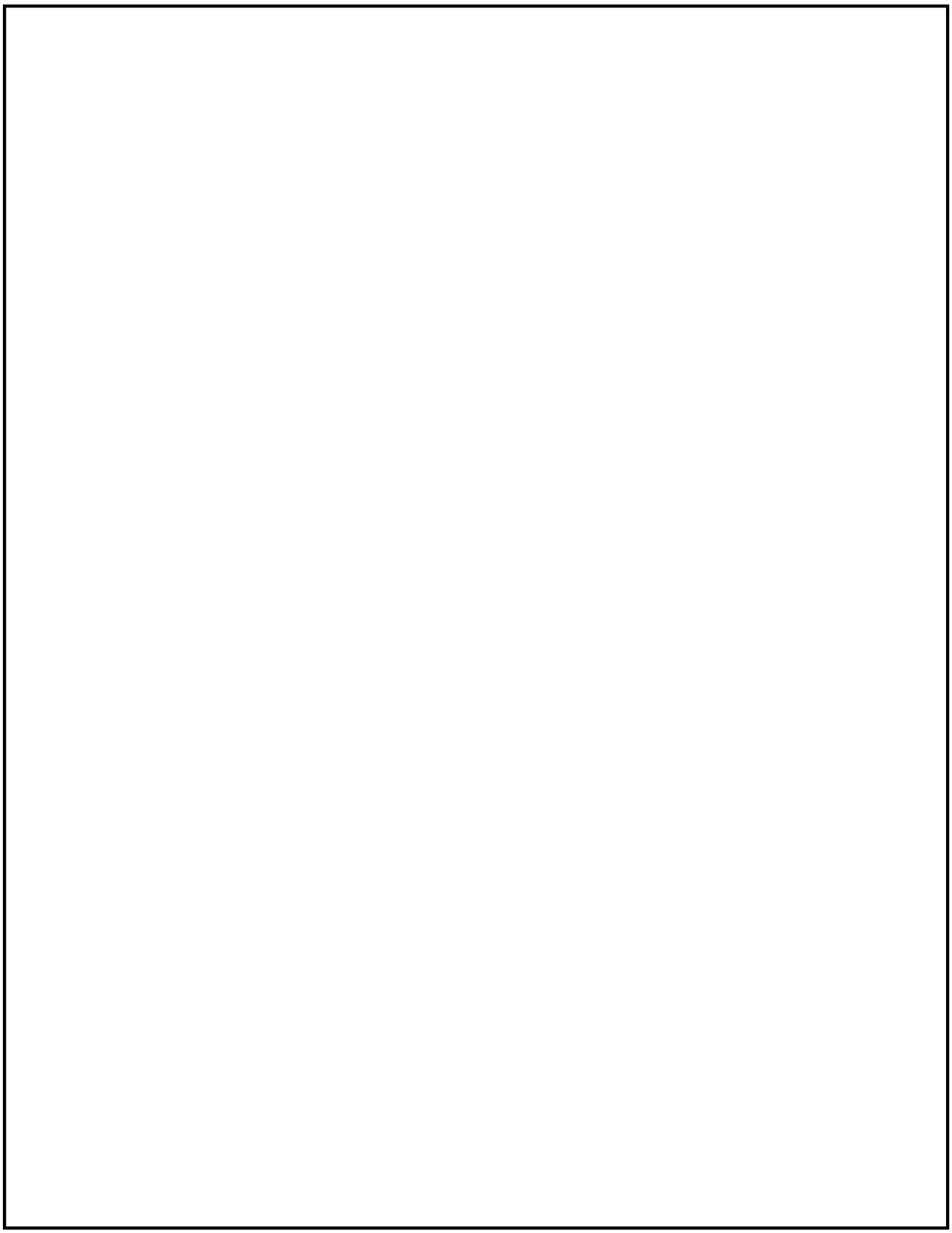
c. 原子炉内の溶融炉心の冷却の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(4/11)

d. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

：防護上の観点から公開できません。

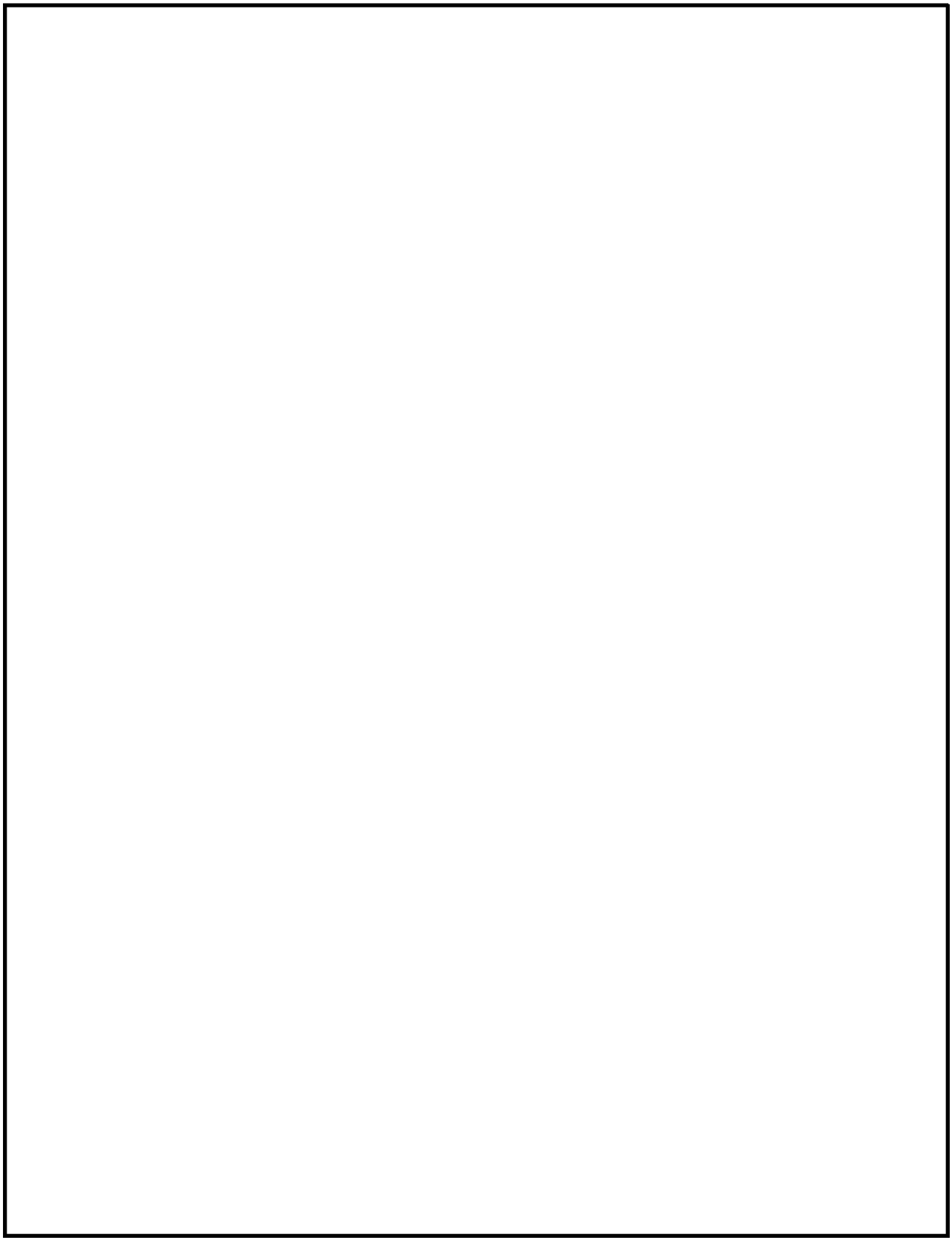


：防護上の観点から公開できません。

第 5.2.20 表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(5/11)

e. 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

：防護上の観点から公開できません。

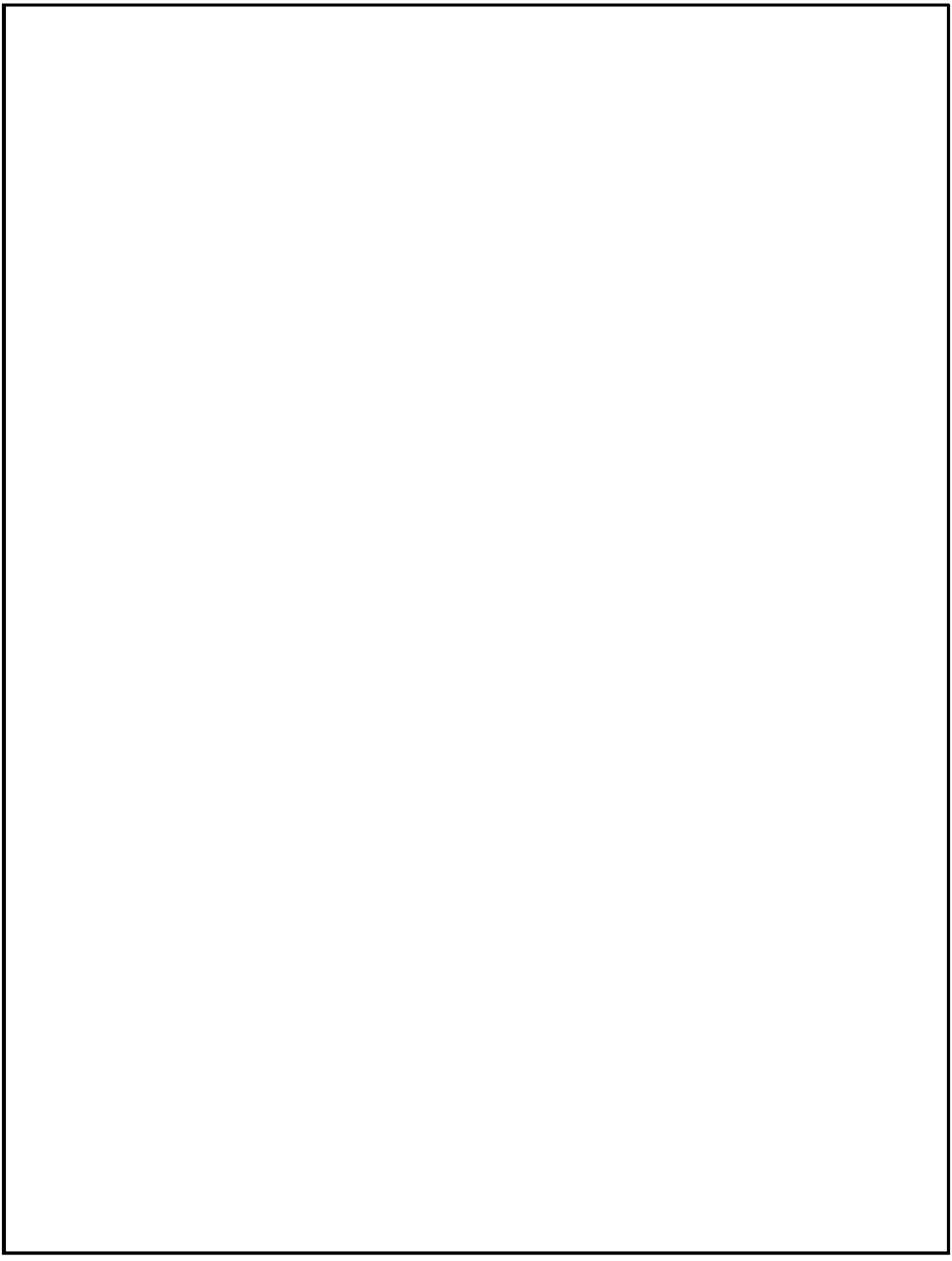


：防護上の観点から公開できません。

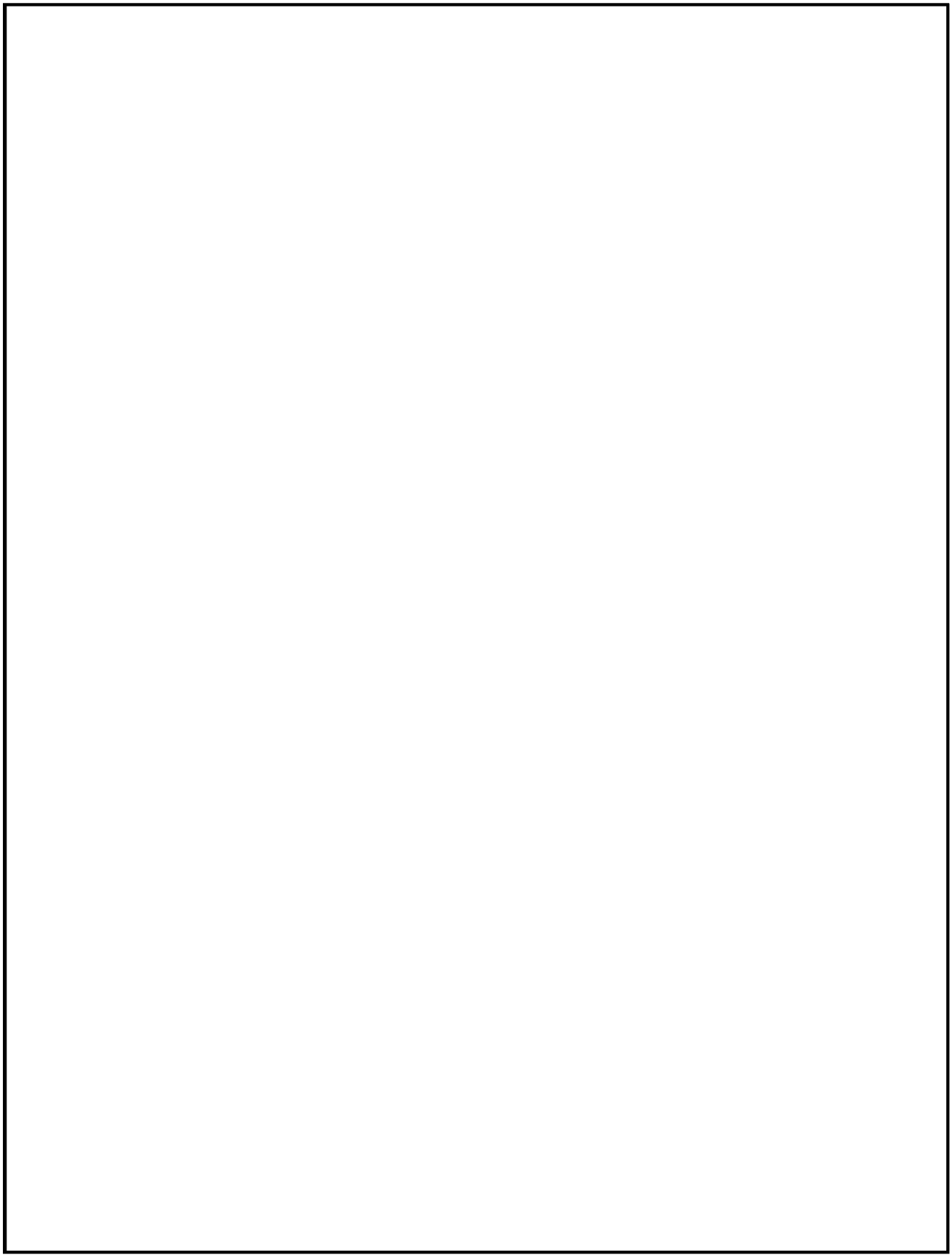
第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(6/11)

f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順

：防護上の観点から公開できません。



：防護上の観点から公開できません。

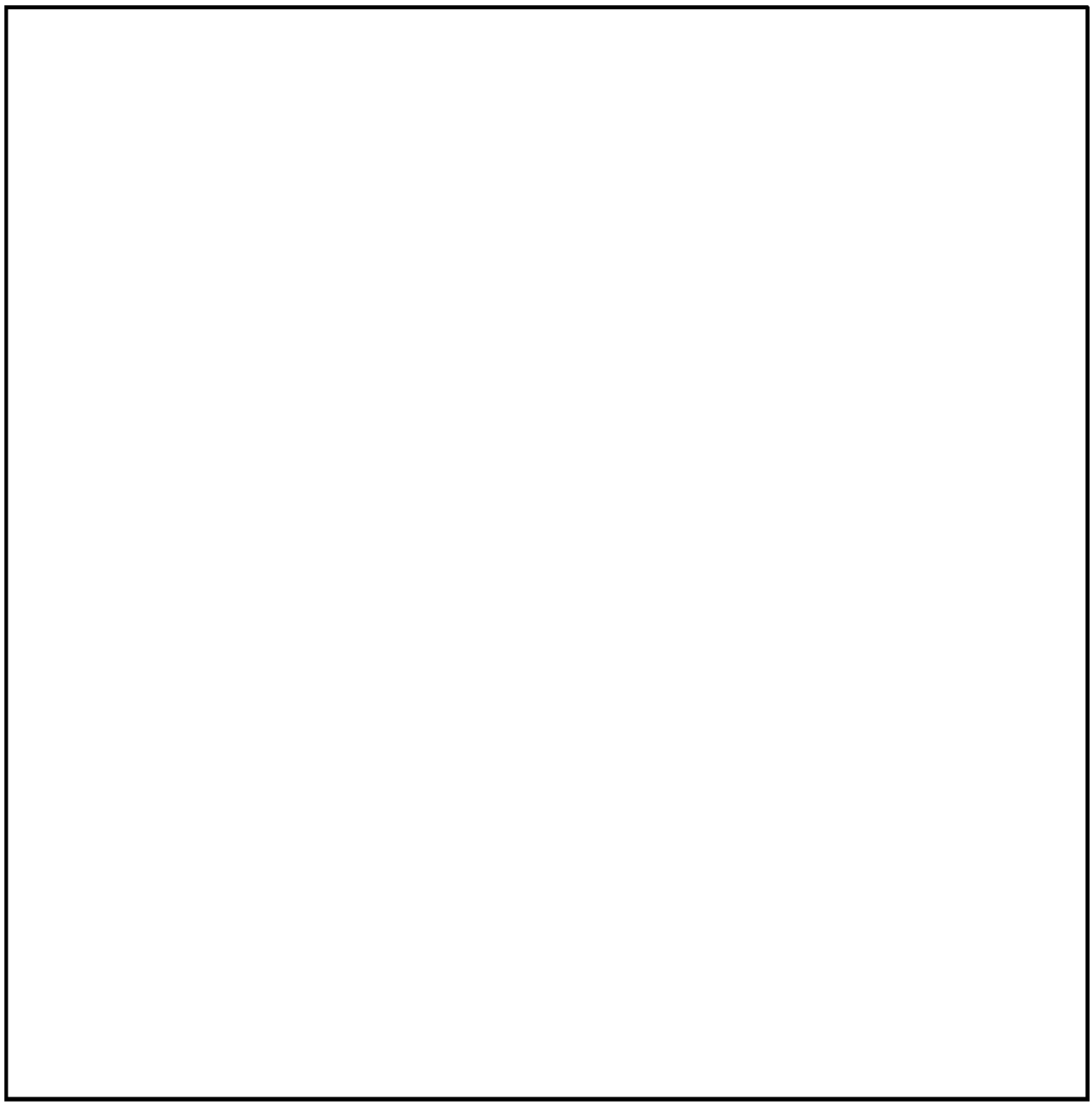


：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(7/11)

g.		の居住性に関する手順

：防護上の観点から公開できません。



：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(8/11)

h. 電源設備の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(9/11)

i. 計装設備の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(10/11)

j．通信連絡設備の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(11/11)

k. 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.21表　特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要　員	必要な任務	力　量
発電所対策本部要員のうち特重施設指揮者	・特定重大事故等対処施設を用いた災害対策活動の実施	・特定重大事故等対処施設の各機能の知識(特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること。) ・特定重大事故等対処施設を用いた対応操作(特定重大事故等対処施設を用いた対応開始の判断等を行い、指揮(指示、命令等)が行えること。)
発電所対策本部要員のうち必要な要員	・特定重大事故等対処施設を用いた災害対策活動の実施	・特定重大事故等対処施設の各機能の知識（特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること。）
運転員（当直員）	・プラント運転操作	・特定重大事故等対処施設の各機能の知識（特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること。） ・特定重大事故等対処施設を用いた対応操作（特定重大事故等対処施設を用いた対応開始の判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること、又は運転操作が行えること。）
特重施設要員	・発電所対策本部長からの指示に従った特定重大事故等対処施設を用いた対応操作	・設備、系統の知識（操作手順を理解していること（操作スイッチの設置位置等を含む。））

(1) 外部事象の収集
大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象を抽出するに当たり、まずは、プラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に 77 事象を収集

⇩

(2) 海外文献等を参考とした外部事象の選定基準の検討
海外文献や国内で検討されている評価手法を参考に以下の選定基準を検討
・基準Ａ：プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない事象
・基準Ｂ：事象の進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知し、排除できる事象
・基準Ｃ：プラント設計上、考慮された事象と比較して、設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は、プラントの安全性が損なわれることがない事象
・基準Ｄ：影響が他の事象に包含される事象
・基準Ｅ：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い事象
・基準Ｆ：自然現象に該当しない事象※

⇩

(3) プラントの安全性に影響を与える可能性のある自然災害の選定
(2) の選定基準に基づくスクリーニングにより、以下の 11 事象をプラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象として選定

①地　　震	⑦火山の影響（降灰）
②津　　波	⑧生物学的事象
③風（台風）	⑨森林火災
④竜　　巻	⑩落　　雷
⑤凍　　結	⑪隕　　石
⑥積　　雪	

⇩

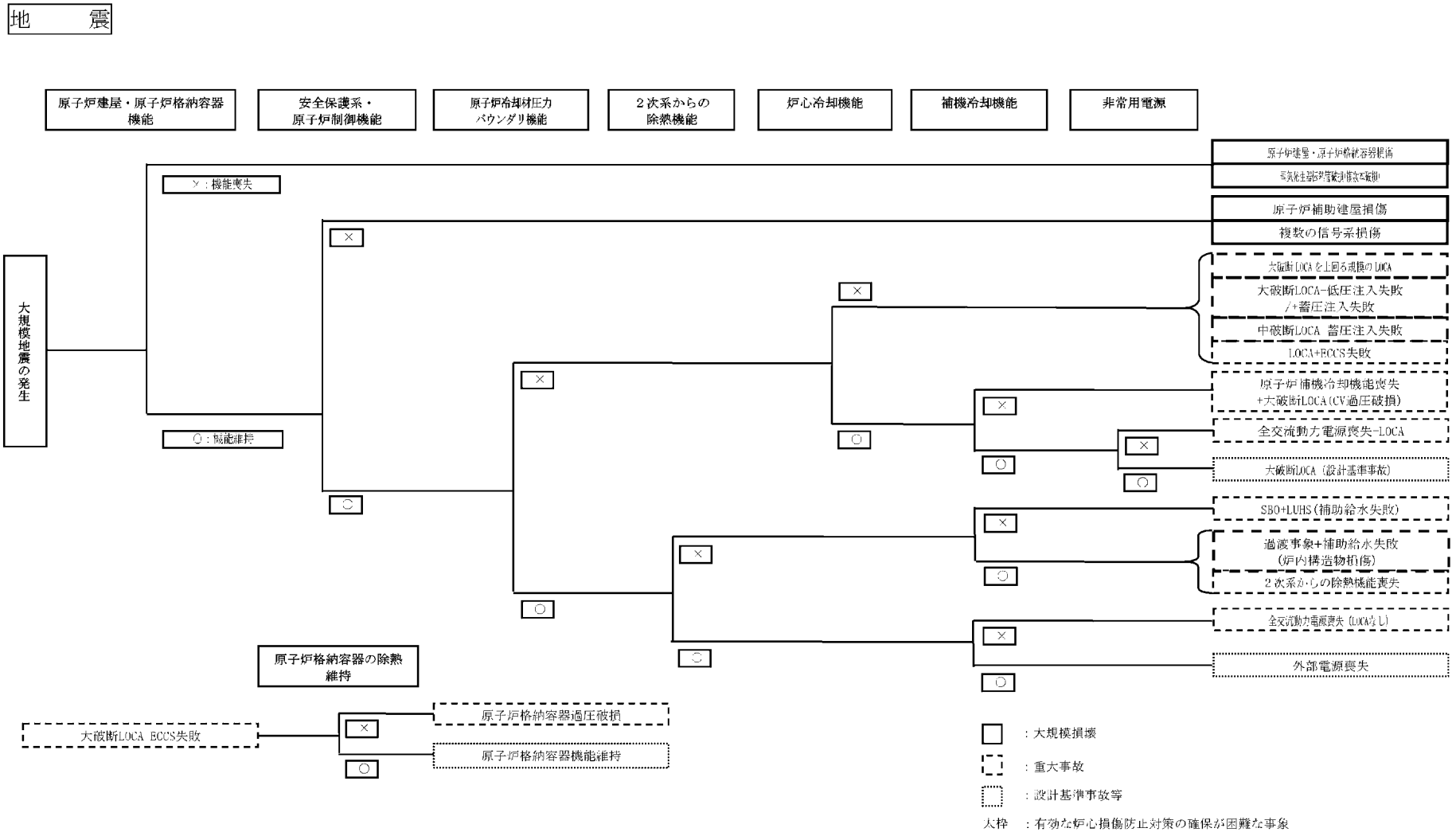
(4) 自然災害 11 事象の規模の想定
(3) の自然災害 11 事象について、プラントの安全性に影響を与えるような規模として、設計基準等を超える規模を想定する。

⇩

(5) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討
(4) の想定規模を踏まえて、自然災害 11 事象が与えるプラントへの影響等について個別に整理し、大規模損壊へ至る可能性のある自然災害を検討する。

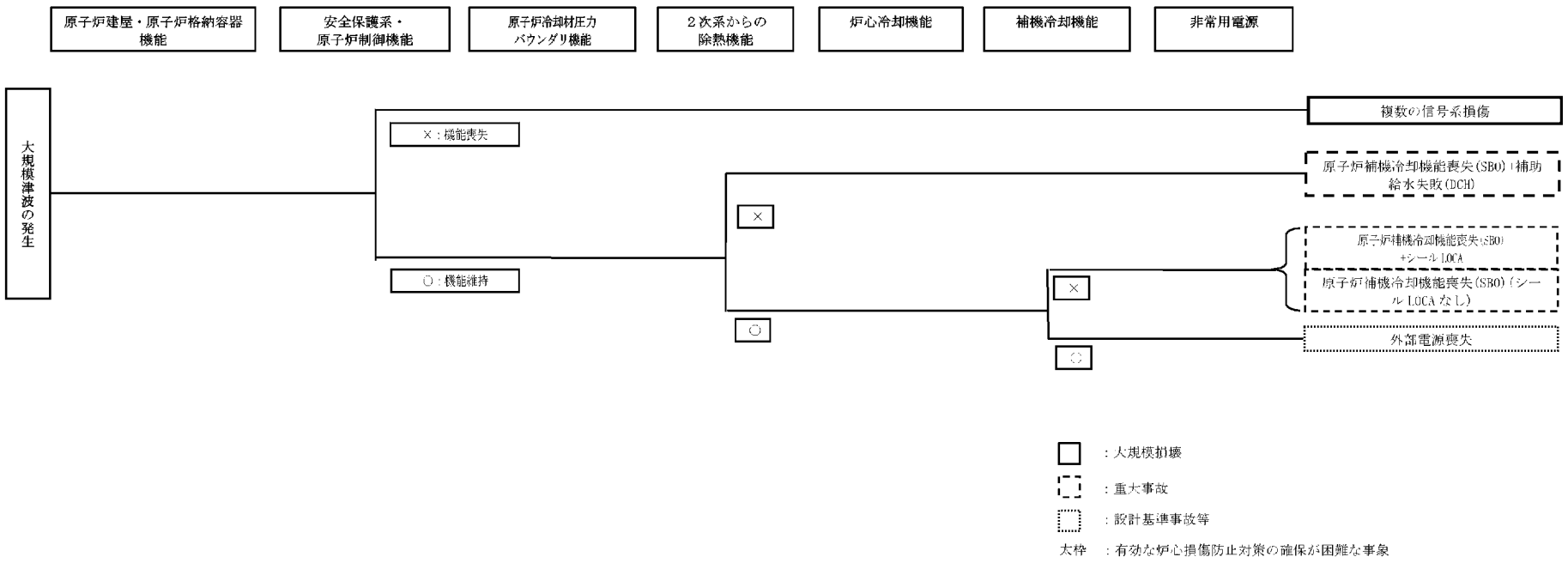
※ 23 事象が該当するが、これらは「故意による大型航空機の衝突」に包含される又は適切な管理により防護できるものと考えられる。

第 5.2.1 図　大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要



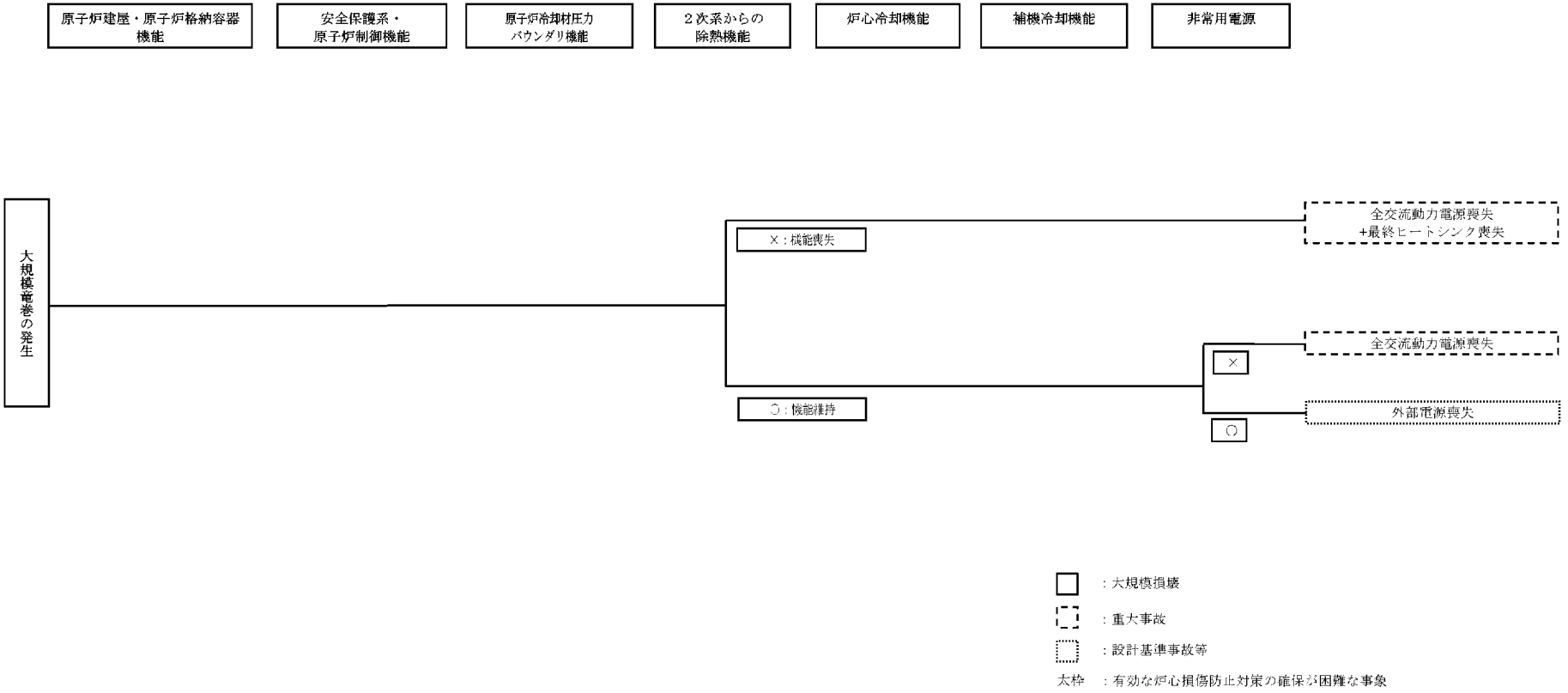
第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（１／７）

津　　波

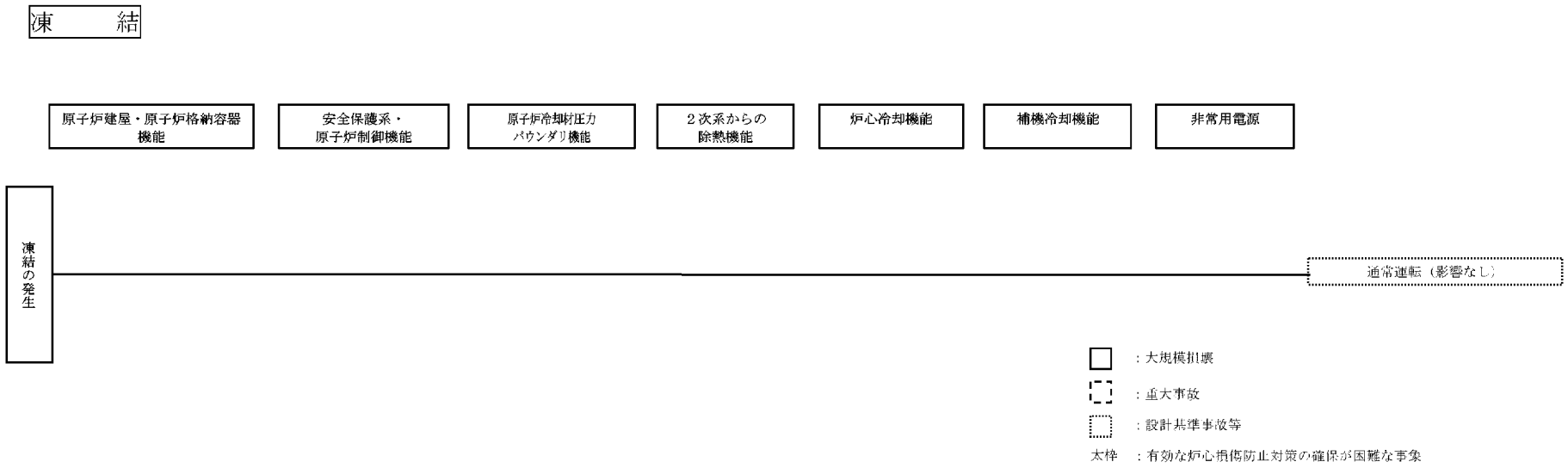


第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（２／７）

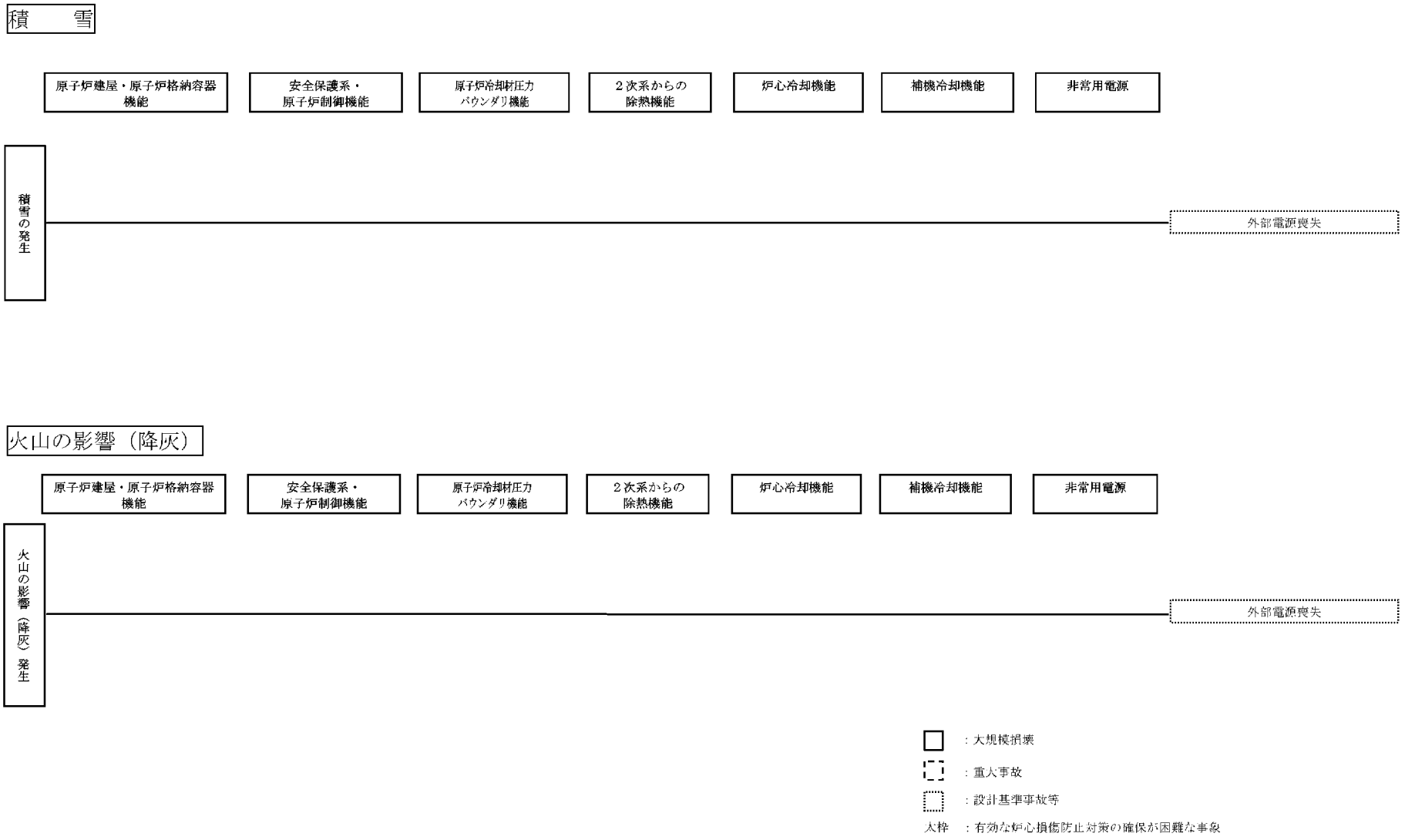
竜　　巻



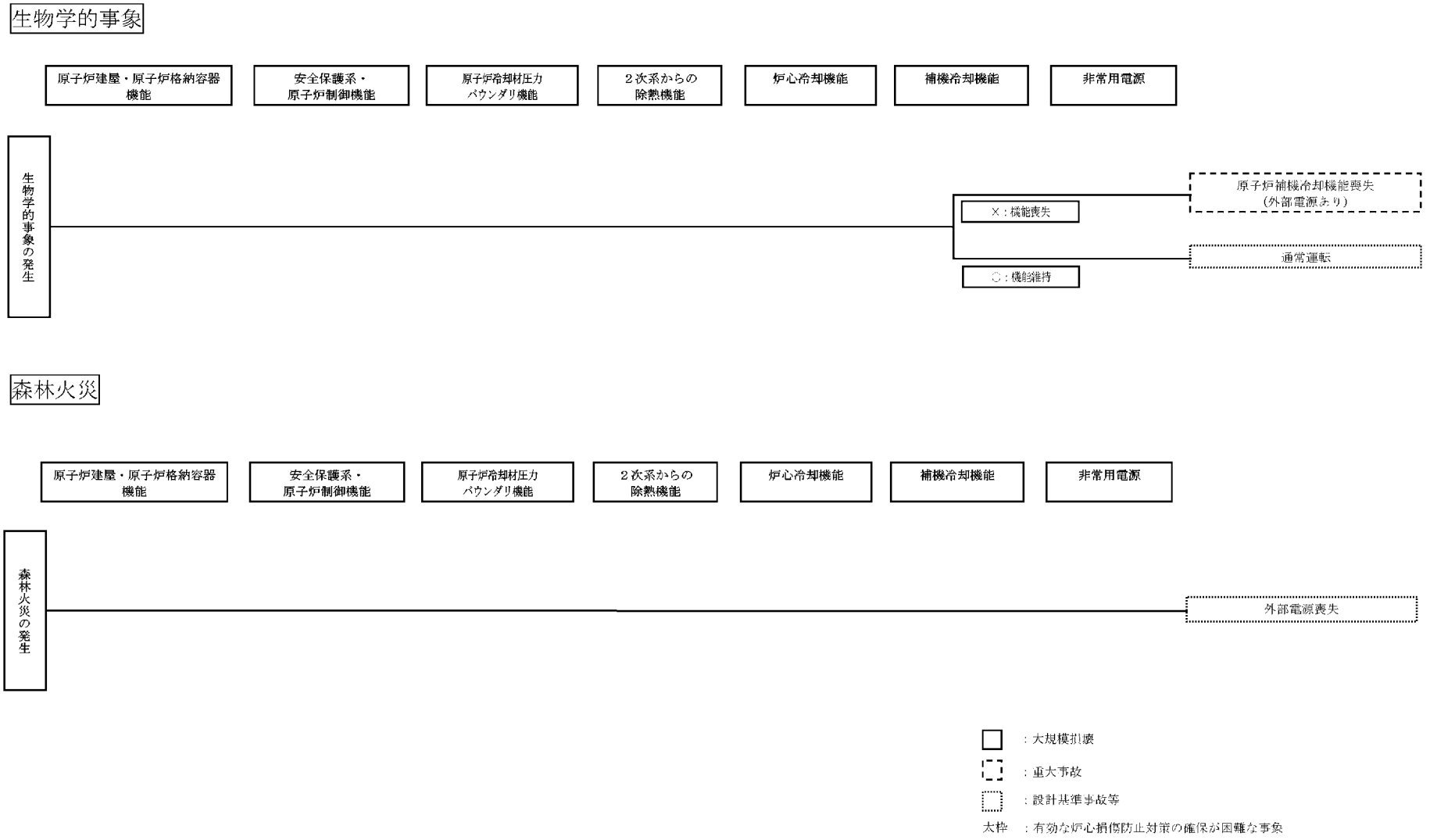
第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（３／７）



第 5.2.2 図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（４／７）

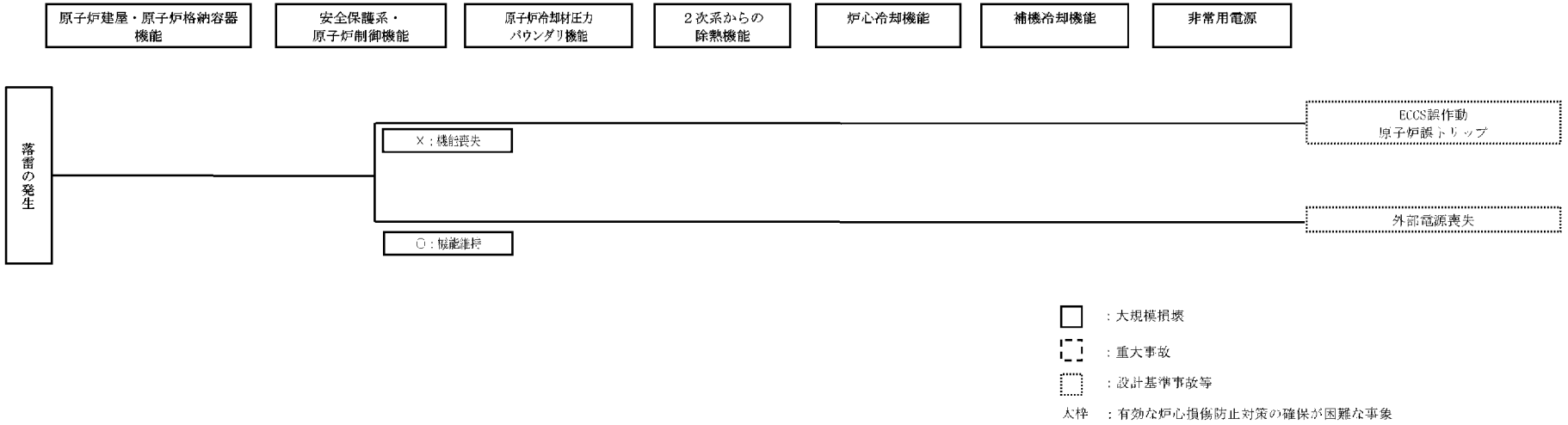


第 5.2.2 図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（５／７）

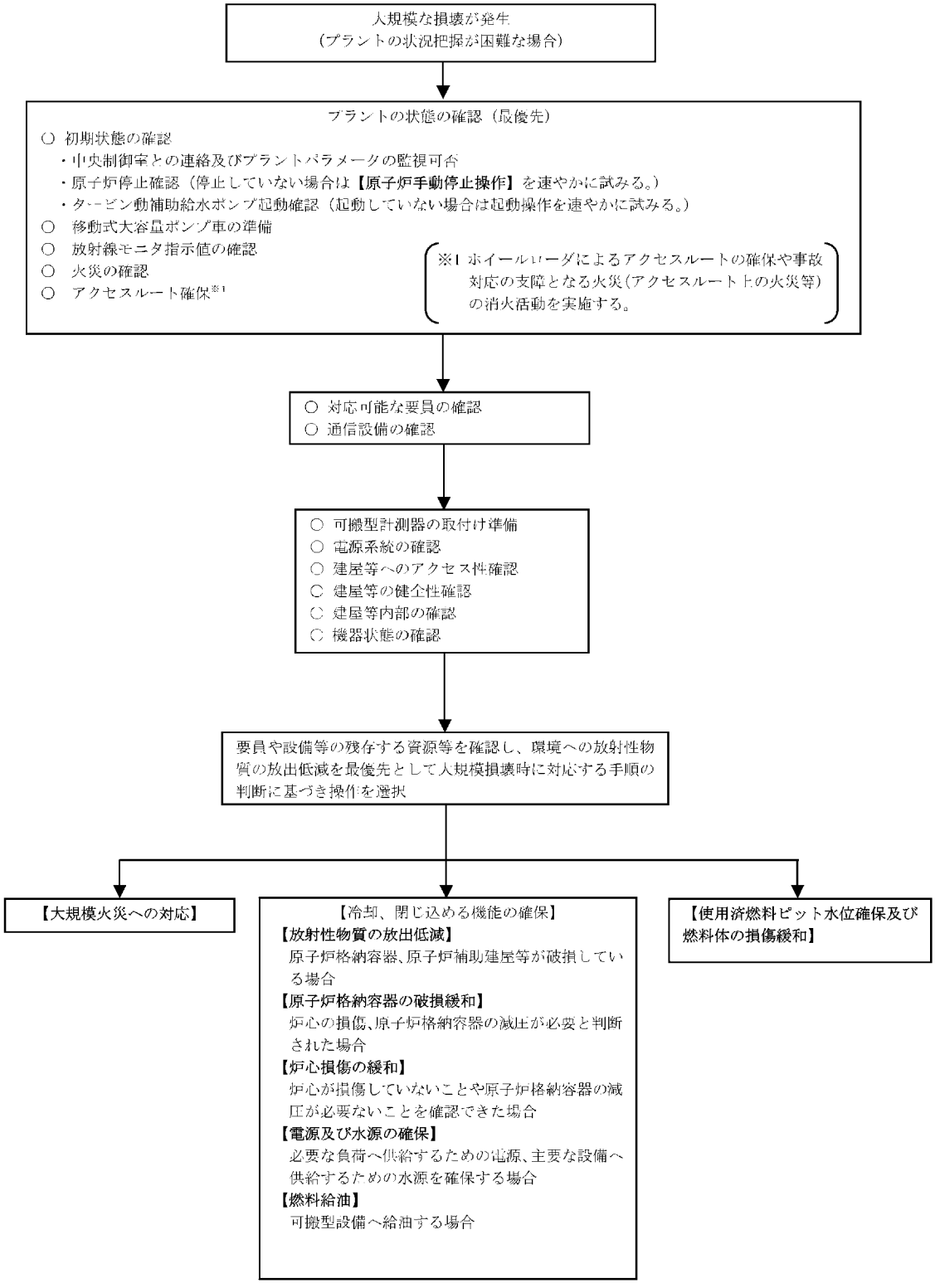


第 5.2.2 図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（６／７）

落　　雷



第5.2.2図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（７／７）



第5.2.3図　大規模損壊発生時の対応全体フロー
（状況把握が困難な場合）

６．　重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

6.1　概　　要

本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心の著しい損傷の防止、燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の著しい損傷の防止、燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

6.1.1　評価対象の整理及び評価項目の設定

本発電用原子炉施設を対象としたPRAの知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。

具体的には「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

6.1.2　評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「５．重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で講じることとしている措置のうち、『添付書類八　1.12.7.1「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年６月 19 日制定）」に対する適合』で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とする。また、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員（以下「運転員等」という。）の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。

具体的には「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。

6.1.3　有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目と

なるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る運転員等の判断や操作時間に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。

具体的には「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。

6.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については、「6.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

具体的には「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。

6.1.5 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを

確認し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

6.1.6　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても措置の実現性に問題がなく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。

具体的には「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。

6.1.7　必要な要員及び資源の評価

要員及び資源については、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。

具体的には「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみをモデル化し、運転開始以降整備している種々の安全対策を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因事象（以下「内部事象」という。）を範囲とするレベル１PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル１PRAを活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象レベル1.5PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、停止時レベル１PRAを活用する。

PRAを実施した結果、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は10^{-4}／炉年程度、格納容器破損頻度は10^{-4}／炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は10^{-4}／炉年程度である。

また、地震、津波以外の外部事象を対象としたレベル１PRAや外部事象を対象としたレベル1.5PRAについては、定性的な検討から

発生する事故シーケンスを分析した結果、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。

なお、有効性評価における重要事故シーケンス等と「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第6.2.1表に示す。

ここで記載している、事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「追補２．Ⅰ　事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。

6.2.1　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.1.1　事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定

して評価を行う。

(1)　事故シーケンスの抽出

内部事象レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せを網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和機能が喪失する場合、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理する。第6.2.1図に内部事象PRA用イベントツリーを示す。

地震PRA及び津波PRAにおいては、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接炉心損傷に至る事故シーケンスや、地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRAで想定していない複数機器、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた階層イベントツリーで整理し、複合的な事象発生の組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。第6.2.2図に地震PRA階層イベントツリーを、第6.2.3図に津波PRA階層イベントツリーを示す。

地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷等、緩和設備に期待できない事象も抽出しており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

また、津波PRAでは津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設

置されている複数の電気設備が機能喪失する事象は、緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

なお、１次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

a. 大破断LOCA

１次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な１次冷却系統（以下「１次系」という。）の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

b. 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、１次系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

c. 小破断LOCA

中破断LOCAよりもさらに破断口が小さく、高圧注入系による１次冷却材の補填と、２次冷却系統（以下「２次系」という。）による崩壊熱除去が可能となる規模のLOCAである。

d. Excess LOCA

大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、ECCS注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。

(2) 事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じであるものを

炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。

a. ２次冷却系からの除熱機能喪失

b. 全交流動力電源喪失

c. 原子炉補機冷却機能喪失

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

e. 原子炉停止機能喪失

f. ECCS 注水機能喪失

g. ECCS 再循環機能喪失

h. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す５つの事故シーケンスは、事象発生時に発電用原子炉施設に与える影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であるため、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして抽出している。

・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

・原子炉建屋損傷

・原子炉格納容器損傷

・原子炉補助建屋損傷

・複数の信号系損傷

これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、本発電用原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれらの事象が発生したとしても影響を緩和する対策を整備することから、頻度及び影響の観点から有意な頻度

又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はない。

なお、これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対応に際しては、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器、配管の全てが機能喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊に対する対策により影響緩和を図る。

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定するが、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間、炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シーケンスグループ内の代表性の観点でより厳しい事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

1次系の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しい、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従属的に

発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じる可能性がある１次冷却材ポンプ軸封（以下「RCP シール」という。）部からの１次冷却材の流出（以下「RCP シール LOCA」という。）の有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」並びに「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

c.　原子炉補機冷却機能喪失

１次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」が代表的な事故シーケンスとなるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

d.　原子炉格納容器の除熱機能喪失

破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への１次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び再循環切替え後の低圧再循環による炉心冷却に期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が早いことから運転員等操作の余裕時間の観点で厳しい、「大破断 LOCA 時に格納容器スプレ

イ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

e. 原子炉停止機能喪失

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみであるが、有効性評価では、具体的な起因事象を想定する必要があるため、原子炉トリップが必要な起因事象として「運転時の異常な過渡変化」から、起因事象発生時に原子炉トリップ機能が喪失し、多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認するため、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

f. ECCS 注水機能喪失

破断口径の大きさによる１次冷却材の流出流量が多く、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

g. ECCS 再循環機能喪失

破断口径の大きさによる１次冷却材の流出流量が多く、再循環切替えまでの時間が短いため、再循環切替えが失敗する時点での炉心崩壊熱が大きく、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい、「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び

高圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

h. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

また、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、全ての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることから、これらを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施する。

・炉内構造物損傷（過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故）

・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故

・大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）

・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故

・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.2表に示す。

6.2.1.2　有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.1.1 に挙げた事故シーケンスグループについて、炉心の著しい損傷を防止するための対策に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]を下回ること。

(3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力 0.392MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の２倍の圧力 0.784MPa[gage]を下回ること。

(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度 144℃又は限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

(3) 及び (4) に示す原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、評価上、最高使用圧力を起点としている操作があることから、最高使用圧力の２倍の圧力 0.784MPa[gage]及び 200℃を下回ることとする。

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性

を確認するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、3号炉及び4号炉における仕様を踏まえた構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。

ここで記述している、原子炉格納容器本体、シール部等の原子炉格納容器バウンダリ構成部の健全性については、「追補2．Ⅱ　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。

6.2.2　運転中の原子炉における重大事故

6.2.2.1　格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があると想定する格納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1)　格納容器破損モードの抽出

内部事象レベル1.5PRAにおいては、事象進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後及び原子炉容器破損後後期の各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事象進展中に実施される緩和手段等から第6.2.4図に示す格納容器イ

ベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理する。

(2) 格納容器破損モードの選定

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（δモード）

b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（τモード）

c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（σ、μモード）

d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ηモード）

e. 水素燃焼（γ、γ'、γ"モード）

f. 溶融炉心・コンクリート相互作用（εモード）

また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。

・原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）

・格納容器隔離失敗（βモード）

・水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

・インターフェイスシステムLOCA（νモード）

・蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生を回避でき、有意な影響をもたらすものではないことから、有意な頻度

又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損（ｇモード）の中には、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）があるが、発生する可能性は極めて低く、発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊に対する対策による影響緩和を図る。

また、原子炉格納容器が小さく原子炉下部のペデスタルに開口部があるBWRマークⅠ型の原子炉格納容器特有の事象として、格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

(3)　評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類記号についての説明を第6.2.3表に示す。なお、Excess LOCAにおいても大破断LOCAで整備した格納容器破損防止対策が有効である。

a.　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の

大きい「A**」が原子炉格納容器内への１次冷却材の流出流量が多いことから、圧力上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。

AEDに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉格納容器の圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

b.　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより、溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却に期待できない「T**」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が温度上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破

損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失するTEDとなる。

TEDに属する事故シーケンスのうち、1次系が高圧で、溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、1次系の圧力が高く維持される「T**」が1次系の減圧の観点で厳しい。また、1次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失はTEDに含まれる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失するTEDとなる。

TEDに属する事故シーケンスのうち、1次系が高圧で、溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子

炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」は事象進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きいため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生の観点で厳しい。また、原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水又は格納容器スプレイ注入が行われるが格納容器スプレイ再循環機能が喪失するAEWとなる。

AEWに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きい大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を考慮するとともに、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納

容器スプレイ再循環機能の喪失を考慮した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、本評価事故シーケンスにおける格納容器スプレイは、原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度が相対的に小さい方が、溶融炉心と冷却材が接触した際に水蒸気が急激に生成されることから、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは考慮せず、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイを想定する。常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイは、注水開始時間が格納容器スプレイポンプよりも遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度は小さくなることにより、さらに厳しくなる。

e. 水素燃焼

本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、事象進展が早く初期から原子炉格納容器内への水素放出が開始され、原子炉容器破損が早い「A**」が水素放出速度の観点で厳しい。また、格納容器スプレイ作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから「**I」がより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS は、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する AEI となる。

AEI に属する事故シーケンスのうち、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素が放出され、かつ放出速度が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、

さらに余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

f. 溶融炉心・コンクリート相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」は事象進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きいため、溶融炉心によるコンクリート侵食発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」がコンクリート侵食抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。

AEDに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

各格納容器破損モードに含まれるPDS及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.3表に示す。

6.2.2.2　有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.2.1に挙げた格納容器破損モードについて、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRマークⅠ型の原子炉格納容器特有の破損モードであり、PWRでは原子炉格納容器が大きく溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、格納容器直接接触（シェルアタック）に係る評価項目（原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。）については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。

(1)　原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.392MPa[gage]の2倍の圧力0.784MPa[gage]を下回ること。

(2)　原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。

(3)　放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

(4)　原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること。

(5)　急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(6)　原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止す

ること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること。

(7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の要件を満足すること。

(8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

6.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

6.2.3.1 想定事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本発電用原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の事故の評価を行う。

(1) 想定事故1

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

(2) 想定事故2

サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故

6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.3.1に挙げた想定事故について、使用済燃料ピットにおける燃料体等の損傷を防止するための対策に有効性があるこ

とを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(2) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。

(3) 未臨界が維持されていること。

6.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、主発電機の解列から並列までの期間を評価対象とし、運転停止中の原子炉において、プラントの運転状態、1次系の開放状態、1次系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況に応じた緩和設備の状態を考慮してプラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料体の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象とした PRA の結果を踏まえて、運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 事故シーケンスの抽出

停止時レベル1 PRA においては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段等の組合せ等を第6.2.5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(2) 事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じであるものを以下の運転停止中事故シーケンスグループに分類する。

a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

b. 全交流動力電源喪失

c. 原子炉冷却材の流出

d. 反応度の誤投入

(3) 重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定するが、同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間、燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点でより厳しい事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

充てんポンプによる炉心注水開始までの余裕時間及び要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない「燃料取出前の浄化運転（以下「ミッドループ運転」という。）中に余熱除去機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。また、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始までの余裕時間及び要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が大きく、１次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

c. 原子炉冷却材の流出

１次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、１次系保有水量の確保の観点から、炉心崩壊熱が大きく、１次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

d. 反応度の誤投入

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。また、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じるため、臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を

第 6.2.4 表に示す。

6.2.4.2　有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.4.1 に挙げた運転停止中事故シーケンスグループについて、運転停止中の原子炉における燃料体の著しい損傷を防止するための対策に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1)　燃料有効長頂部が冠水していること。

(2)　放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。

(3)　未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

6.3　評価に当たって考慮する事項

6.3.1　有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「５．重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」及び『添付書類八　1.12.7.1「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年６月 19 日制定)」に対する適合』との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「５．重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で講じることとしている措置のうち、『添付書類八　1.12.7.1「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年６月 19 日制定)」に対する適合』で重大事故等対策としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における１つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における１つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策について解析を行う。

6.3.2　安全機能の喪失に対する仮定

グループ化した事故シーケンスごとに、PRA の結果を踏まえ、

起因事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。

6.3.3　外部電源に対する仮定

外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。

6.3.4　単一故障に対する仮定

重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

6.3.5　運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

(1)　中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する

操作については、警報発信等から10分後に開始する。

(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。

(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。

(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。

(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。

なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

6.3.6 考慮する範囲

有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。また、有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な

時点までとし、外部支援がないものとして７日間の対策成立性を評価する。

なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」での原子炉が安定停止状態に導かれる時点は、低温停止状態に到達した時点又は低温停止状態への移行が可能となる時点とする。

ただし、低温停止状態への移行に機能喪失を仮定した設備の復旧を考慮する必要がある場合は、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによる除熱継続により、高温停止状態よりも低い圧力、温度での維持が可能となる時点を「高温の停止状態」とし、安定停止状態とする。

6.4　有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第 6.4.1 表から第 6.4.3 表に示す。

ここで記述している、解析コードの検証内容や不確かさ等については、「追補２．Ⅲ　重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示す。

6.4.1　M-RELAP5 (1)

6.4.1.1　概　　要

制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い解析コードである。

熱流動解析では、１次系及び２次系を複数のボリューム並びにボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギ保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、１次冷却材ポンプ、配管・機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、ECCS の状態等の諸量の模擬を行う。

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別し

て高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウムー水反応量を評価する。

本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究所により開発されたRELAP5－3Dコードを基に、PWRプラントの中小破断LOCA解析に適用するため、米国NRCの連邦規則である、10 CFR 50 Appendix K“ECCS Evaluation Models”にて要求される保守的なモデル（Moody臨界流モデル等）を付加した解析コードである。

6.4.1.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、１次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりである。

(1)　炉　　心

重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流がモデル化されている。

(2)　１　次　系

重要現象として、冷却材流量変化（自然循環時）、冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・

対向流、圧力損失、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加 圧 器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。

6.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF、ROSA/LSTF SB-CL-18、ROSA/LSTF SB-CL-39、PKL/F1.1、Marviken、LOFT L9-3、LOFT L6-1 の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.4 表に示すとおりである。

6.4.2 SPARKLE-2[2]

6.4.2.1 概 要

M-RELAP5 の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-RELAP5、3次元炉心動特性解析コード COSMO-K 及び3次元熱流動解析コード MIDAC の3

つの要素コードを動的に結合し、１次系全体の熱流動と３次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードである。

結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として１次系圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度が M-RELAP5 から COSMO-K 及び MIDAC に受け渡される。炉心過渡計算では、M-RELAP5 から受け渡された炉心境界条件と COSMO-K から受け渡される３次元出力分布に基づき、MIDAC にて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度の３次元分布を計算し、その後、MIDAC から受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度を用いて、COSMO-K にて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。炉心過渡計算が終了すると、MIDAC で計算された熱流束分布が M-RELAP5 に返され、炉心部を含む１次系全体の熱流動を計算する。

6.4.2.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1)　炉　　心

核については、重要現象として、中性子動特性（核分裂出力）、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化がモデ

ル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。

(2) 加 圧 器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。

(3) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。

6.4.2.3 検証/妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証/妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGLベンチマーク、LMWベンチマーク、SPERT-Ⅲ E-core実験解析、NUPEC管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証/妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.5表に示すとおりである。

6.4.3 MAAP[3]

6.4.3.1 概 要

重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止

対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って１次系や原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、重大事故等時に想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

熱水力モデルでは、質量・エネルギ保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えば LOCA 直後の炉心の流動など、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量・エネルギの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。

6.4.3.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、１次系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1)　炉　　心

核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料

棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。

(2) 1 次 系

重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加 圧 器

重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウトがモデル化されている。

(5) 原子炉格納容器

重要現象として、区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、区画間・区画内の流動（液体）、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却、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及び水素濃度変化がモデル化されている。

(6) 炉心損傷後の原子炉容器

重要現象として、リロケーション、原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器内FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損、溶融及び1次系内核分裂生成物（FP）挙動がモデル化されている。

(7) 炉心損傷後の原子炉格納容器

重要現象として、原子炉容器外FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核分裂生成物（FP）挙動がモデル化されている。

6.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI 事故解析、MB-2実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、ACE 実験解析、SURC 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、感度解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第6.4.6表に示すとおりである。

6.4.4 GOTHIC[4]

6.4.4.1 概　　要

原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用熱流動解析コードであり、質量、エネルギ及び運動量の3保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。

原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギ、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。

6.4.4.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1)　原子炉格納容器

重要現象として、区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。

6.4.4.3　妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、NUPEC試験 TestM-7-1、NUPEC 試験 TestM-4-3、熱伝達試験との比較等による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.7 表に示すとおりである。

6.4.5 COCO[5][6][7]

6.4.5.1 概　　要

原子炉格納容器内圧解析コード COCO は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギ保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

6.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器

重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。

6.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの

妥当性確認を実施している。具体的には、CVTR Test-3 試験解析による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.8 表に示すとおりである。

6.5　有効性評価における解析の条件設定の方針

6.5.1　解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等操作による重大事故等対処設備の操作が可能となる状態のことをいう。

また、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、３号炉と４号炉で異なる解析条件を設定している場合は、両号炉の条件を記載する。

6.5.2　共通解析条件

操作条件については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから、共通の条件として設定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。

6.5.2.1　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1)　初期条件

a.　初期定常運転条件

解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値（3,411MWt）に正の定常誤差（定格値の＋２％）を考慮した値を用いるものとする。また、１次冷却材平均温度の初期値として、定格値（307.1℃）に正の定常誤差（＋2.2℃）を考慮した値を用いるものとする。また、１次系圧力の初期値として、定格値（15.41MPa[gage]）に正の定常誤差（＋0.21MPa）を考慮した値を用いるものとする。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、これを多様化自動作動設備の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう、反応度帰還の効果を小さくするため、減速材温度係数の絶対値が小さめの値を設定することから、炉心熱出力、１次冷却材平均温度及び１次系圧力の初期値として定格値を用いるものとする。

b.　１次冷却材流量

１次冷却材全流量は熱設計流量を用いるものとする。

c.　炉心及び燃料体

炉心及び燃料体に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、燃料ペレット／燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

（a）　炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線[8]を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、１次系圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、第6.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いるものとする。なお、各事故シーケンスに用いる崩壊熱は、対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を用いるものとする。

（b）　炉心バイパス流量

熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は、標準値として5.5%を用いるものとする。

（c） 核的パラメータ

即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を考慮して評価項目に対して厳しくなるよう設定するものとする。なお、減速材密度係数は標準値を用いるものとする。また、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における炉心動特性解析には3次元手法を用いるものとする。このため、減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の絶対値が小さめの値となるように解析用の炉心条件を設定するものとする。ドップラ反応度帰還効果はウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性（標準値）を用いるものとする。

d. 加 圧 器

加圧器保有水量の初期値は、標準値として60%体積を用いるものとする。

e. 蒸気発生器

蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸気発生器2次側水位は設計値として44%（狭域水位スパン）を、蒸気発生器保有水量は1基当たり50tを用いるものとする。

f. 原子炉格納容器

（a） 自由体積

原子炉格納容器の自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さめの値として72,900m^3を用いるものとする。

(b) ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いるものとする。

(c) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度は設計値として49℃を、初期圧力は標準値として9.8kPa[gage]を用いるものとする。

g. 主要機器の形状

原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて低温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 炉心及び燃料体

原子炉トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の

添加は、第6.5.3図に示すものを用い、制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

過大温度ΔT高

1次冷却材平均温度等の関数（第6.5.4図参照）

（応答時間6.0秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間2.0秒）

1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間1.5秒）

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位11%（応答時間2.0秒）

また、工学的安全施設作動信号のうち、ECCS作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

原子炉圧力低

12.04MPa[gage]（応答時間2.0秒）

なお、ECCS作動信号「原子炉圧力低」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、ECCSの作動による炉心注水がより早くなることにより、原子炉格納容器に放出されるエネルギが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECCS再循環機能喪失」では、ECCSの作動が早くなること

により、炉心崩壊熱がより大きい状態で再循環機能が喪失し、炉心水位の低下が早くなるため、代替再循環への切替時間を厳しくする観点を踏まえて０秒とし、その他の事故シーケンスグループは2.0秒を用いるものとする。

c.　原子炉制御設備

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、１次系及び２次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、１次冷却材の２次系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとする。

d.　１次系及び２次系主要弁

加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を用いるものとする。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については、設計値に余裕を考慮した高めの値を用いるものとする。

(a)　加圧器逃がし弁容量：95t／h（１個当たり）

(b)　加圧器安全弁容量　：190t／h（１個当たり）

(c)　主蒸気逃がし弁容量：定格主蒸気流量（ループ当たり）の10％

(d)　主蒸気安全弁容量　：定格主蒸気流量（ループ当たり）の100％

e.　１次冷却材ポンプ

１次冷却材ポンプ回転数等の１次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いるものとする。

f.　格納容器再循環ユニット

格納容器再循環ユニットは２基作動し、１基当たり、標準値である除熱特性（100℃～約 168℃、約 4.1MW～約 11.2MW）で原子炉格納容器を除熱するものとする。

g.　燃料取替用水タンク

燃料取替用水タンクの水量は、設計値として 2,100m^3を用いるものとする。

6.5.2.2　運転中の原子炉における重大事故

(1)　初期条件

「6.5.2.1（1）初期条件」に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク、初期圧力は、水素濃度上昇の観点から以下の値を用いるものとする。

・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いるものとする。

・原子炉格納容器の初期圧力は、０kPa[gage]を用いるものとする。

(2)　事故条件

a.　原子炉冷却材喪失時の破断位置

１次冷却材配管の破断による LOCA を想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては ECCS 注水に期待していないこと、また、蓄圧タン

クからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

「6.5.2.1(3)重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。

6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱の合計が、最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、3号炉12.464MW、4号炉10.794MWを用いるものとする。

b. 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の標準的な温度として40℃を用いるものとする。

c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して評価しており、燃料体を取り出す際には燃料取替キャナルと燃料検査ピット並びに3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットの間に設置されているゲートを取り外すことから、3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピット並びに燃料取替キャナル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、100℃までの温度条件が厳しくなるように3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットのみの水量を考慮するものとする。

d. 主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が3号炉燃料取扱時、4号炉燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値（0.15mSv／h）となる水位として、燃料頂部から、3号炉約4.27m（通常運転水位（以下「NWL」という。）－約3.41m)、4号炉約4.41m（NWL－約3.27m）とする。

6.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

a. 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線[8]を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いるものとする。なお、各事故シーケンスに用いる崩壊熱は、対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を用

いるものとする。

b. 原子炉停止後の時間

燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は 72 時間とする。

c. 1次系圧力

ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから、1次系圧力の初期値は大気圧とする。

d. 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は 93℃とする。

e. 1次系水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを 20cm 上回る高さとする。

f. 1次系開口部

ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外されているものとする。

g. 主要機器の形状

原子炉容器、１次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、１次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

6.6　解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。また、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対し厳しくなる発電用原子炉施設の結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

6.7　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。

不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。

6.7.1　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第6.7.1表から第6.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.2　解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.3　操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目に対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

6.8　必要な要員及び資源の評価方針

6.8.1　必要な要員の評価

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定した最も厳しい状態での重大事故等対策において、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、休日・夜間における要員の確保の観点から、「５．重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

6.8.2　必要な資源の評価

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい重大事故等対策において、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、７日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について７日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

6.9 参考文献

(1) 「三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの M-RELAP5 コードの適用性について」

MHI-NES-1054

三菱重工業、平成 25 年

(2) 「三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの SPARKLE-2 コードの適用性について」

MHI-NES-1055

三菱重工業、平成 25 年

(3) 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器損傷に係る重要事故シーケンスへの MAAP コードの適用性について」

MHI-NES-1056

三菱重工業、平成 25 年

(4) 「三菱 PWR 格納容器破損に係る重要事故シーケンスへの GOTHIC コードの適用性について」

MHI-NES-1057

三菱重工業、平成 25 年

(5) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」

MAPI-1035 改 8

三菱重工業、平成 11 年

(6) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価感度解析」

MAPI-1063 改 2

三菱重工業、平成 2 年

(7) 「三菱 PWR 原子炉格納容器内圧評価解析方法」

MHI-NES-1016

三菱重工業、平成 12 年

(8)　「PWR の安全解析用崩壊熱について」

MHI-NES-1010　改 4

三菱重工業、平成 25 年

第 6.2.1 表　有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連

事故シーケンスグループ等			技術的能力審査基準	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16
			設置許可基準規則／技術基準規則	44 条 /59 条	45 条 /60 条	46 条 /61 条	47 条 /62 条	48 条 /63 条	49 条 /64 条	50 条 /65 条	51 条 /66 条	52 条 /67 条	53 条 /68 条	54 条 /69 条	55 条 /70 条	56 条 /71 条	57 条 /72 条	58 条 /73 条	59 条 74 条
			重要事故シーケンス等	緊急停止失敗時に蒸気発生器への給水を確保するための手順等	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	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	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	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	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	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	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	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	7.1.1	2 次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	－	●	●	●	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	7.1.2	全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故	－	●	●	●	●	●	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
			外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	－	●	●	●	●	●	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
	7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故	－	●	●	●	●	●	－	－	－	●	●	－	●	－	●	●
	7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故	－	－	－	●	－	●	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	7.1.5	原子炉停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－
	7.1.6	ECCS 注水機能喪失	中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故	－	－	●	●	－	－	－	－	●	－	－	－	●	－	●	－
	7.1.7	ECCS 再循環機能喪失	大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	－	－	－	●	－	●	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	7.1.8	格納容器バイパス	インターフェイスシステム LOCA	－	－	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
			蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	－	－	●	●	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
運転中の原子炉における重大事故	7.2.1.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	－	－	－	●	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	7.2.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	－	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	7.2.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	－	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	7.2.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	－	－	－	●	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	7.2.4	水素燃焼	大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	－	－	－	●	－	●	－	●	●	●	－	－	●	－	●	●
	7.2.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	－	－	－	●	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故	7.3.1	想定事故 1	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故	－	－	－	●	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－	－	－
	7.3.2	想定事故 2	サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故	－	－	－	●	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－	－	－
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	7.4.1	崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故	－	－	－	●	－	●	－	－	－	●	－	－	●	－	●	－
	7.4.2	全交流動力電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	－	－	－	●	●	●	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
	7.4.3	原子炉冷却材の流出	燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	－	－	－	●	－	●	－	－	－	●	－	－	●	－	●	－
	7.4.4	反応度の誤投入	原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故	●	－	－	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－

第6.2.2表　重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（１／２）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス※
２次冷却系からの除熱機能喪失	・小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故 （従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）
原子炉補機冷却機能喪失	・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故	・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故 （「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮）
原子炉格納容器の除熱機能喪失	・大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故

※：（　）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第6.2.2表　重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（２／２）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス※
原子炉停止機能喪失	・原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 ・負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 （原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい起因事象を選定）
ECCS注水機能喪失	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故
ECCS再循環機能喪失	・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故
格納容器バイパス	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

※：（　）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第6.2.3表　評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（１／４）

格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	最も厳しいPDSの考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	・SED　・SLW ・TED　・SEW ・TEW　・AED ・AEW	AED	・破断規模の大きい大中破断LOCA（A**）が、原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しい。 ・ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある（**W）に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	・SED　・SLW ・TED　・SEW ・TEW　・AED ・AEW	TED	・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内の温度上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 ・原子炉圧力容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA（S**）、過渡事象（T**）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・補助給水による冷却がない（T**）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・SED　・SEI ・TEI　・SLI ・TED　・SLW ・TEW　・SEW	TED	・１次系の圧力が高く維持される過渡事象（T**）が、１次系減圧の観点から厳しい。 ・１次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失はTEDに含まれる。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	・AEI　・SLI ・AEW　・SLW ・SEI　・SEW	AEW	・事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きい大中破断LOCA（A**）が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内の冷却がない（**W）が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。
水素燃焼	・TEI　・TEW ・SED　・SEW ・AEI　・AEW ・SEI　・SLW ・SLI　・AED ・TED	AEI	・格納容器スプレイの作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから（**I）のPDSがより厳しい。 ・炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とすると、各PDSで炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい（A**）が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。
溶融炉心・コンクリート相互作用	・TEI　・AED ・TED　・SLI ・SED　・SLW ・TEW　・AEW ・AEI　・SEW ・SEI	AED	・事象進展が早い大中破断LOCA（A**）が、原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きく、溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しい。 ・１次系圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない（A**）が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の量を多くするため厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、溶融炉心を冷却せず、コンクリート侵食抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。

PDS：プラント損傷状態

第6.2.3表　評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（２／４）

補足：PDS の分類記号

事故のタイプと１次系圧力	
分類記号	状態の説明
A	１次系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。（起因事象：大中破断LOCA）
S	１次系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。（起因事象：小破断LOCA）
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。（起因事象：過渡事象）
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。（起因事象：蒸気発生器伝熱管破損）
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。（起因事象：インターフェイスシステムLOCA）

炉心損傷時期	
分類記号	状態の説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。

原子炉格納容器内事象進展（原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）	
分類記号	状態の説明
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

第6.2.3表　評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（３／４）

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	AED	・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※2
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	TED	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 （時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	TED	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 （時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）

※１：（　）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。
※２：常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

第6.2.3表　評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（４／４）

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	AEW	・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故※2 （炉心損傷を早める観点から高圧注入機能の喪失を考慮する。）
水素燃焼	AEI	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故 （事象進展が厳しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。）
溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※3

※１：（　）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。
※２：原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。
※３：常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

第6.2.4表　重要事故シーケンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）

運転停止中 事故シーケンス グループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス
崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	・余熱除去機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・原子炉補機冷却機能が喪失する事故	・余熱除去機能が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故※1
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故※1※2
原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・水位維持に失敗する事故 ・オーバードレンとなる事故	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故※1
反応度の誤投入	・反応度の誤投入事故	・反応度の誤投入事故	・原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故※3

※1：崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。

※2：全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。

第 6.4.1 表　有効性評価に使用する解析コード一覧表
－運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	・２次冷却系からの除熱機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・ECCS注水機能喪失 ・格納容器バイパス
SPARKLE-2	・原子炉停止機能喪失
MAAP	・原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ECCS再循環機能喪失
COCO	・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失

第6.4.2表　有効性評価に使用する解析コード一覧表
－運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	・雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・溶融炉心・コンクリート相互作用
GOTHIC	・水素燃焼

第 6.4.3 表　有効性評価に使用する解析コード一覧表
－運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用運転停止中事故シーケンスグループ
M-RELAP5	・崩壊熱除去機能喪失 （余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出

第 6.4.4 表　M-RELAP5 における重要現象の不確かさ等（１／２）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL／THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが０％ ～ －40％の範囲であり、保守的なモデルを使用している。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム－水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは 95％信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL／THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが０m ～ －0.3m であることを確認した。また、ROSA／LSTF SB-CL-18 の試験解析より、解析コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性がある。 Winfrith／THETIS の試験結果より、大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは、最大でも±0.4m 程度である。
１次系	冷却材流量変化（自然循環時） 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20％過大評価する。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさは±10％、二相臨界流量の不確かさは－10％ ～ ＋50％である。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	２流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA／LSTF、PKL の試験解析より、２次系強制冷却時の１次系圧力の不確かさは０ ～ ＋0.5MPa である。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、１次系圧力で定量化し、ROSA／LSTF、PKL の試験解析より、１次系圧力の不確かさが０～＋0.5MPa である。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡	２流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の１次冷却材温度の不確かさは±２℃、１次系圧力の不確かさは±0.2MPa である。
	水位変化		
	冷却材流出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	

第6.4.4表　M-RELAP5における重要現象の不確かさ等（２／２）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA／LSTF、PKLの試験解析より、２次系強制冷却での減圧時の１次系圧力の不確かさは０ ～ ＋0.5MPaである。 LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の１次冷却材温度の不確かさは±２℃、１次系圧力の不確かさは±0.2MPa である。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	２次側水位変化・ドライアウト	２流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること及び１次冷却材温度の不確かさは±２℃、１次系圧力の不確かさは±0.2MPaである。
	２次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.5 表　SPARKLE-2 における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 （核）	中性子動特性（核分裂出力）	3 次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び SPERT-Ⅲ E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%は矛盾しない。
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさは±3.6pcm／℃である。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 （燃料）	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
炉心 （熱流動）	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は４％であり、２σを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさは±８％である。
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、１次冷却材温度の不確かさは±２℃、１次系圧力の不確かさは±0.2MPa である。
	水位変化		
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	二相／サブクール臨界流モデル	
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
	２次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	２次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（１／５）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（核）	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態は、TMI 事故分析結果と一致する。 炉心ヒートアップ速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム－水反応速度の係数を２倍とした感度解析により影響を確認。 ・SBO、LOCA シーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーケンスでは約 14 分、LOCA シーケンスでは約 30 秒早まる。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	「ECCS 再循環機能喪失」では、M-RELAP5 コードよりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となる。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAP5 コードと同等な結果が得られている。高温側配管領域の保有水量を M-RELAP5 コードより多めに評価する。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両解析コードの原子炉格納容器への放出エネルギから見積もられる原子炉格納容器圧力の差は僅かであり、M-RELAP5 コードで MAAP コードの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微である。また、M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となる。
	気液分離（炉心水位）・対向流		
１次系	気液分離・対向流	１次系モデル（１次系の熱水力モデル）	
	構造材との熱伝達	１次系モデル（１次系破損モデル）	－
	ECCS 強制注入	安全系モデル（ECCS）	入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	安全系モデル（蓄圧タンク）	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗（圧損）の感度は小さい。

第6.4.6表　MAAPにおける重要現象の不確かさ等（２／５）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	１次系モデル(加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価する。
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、１次系から２次系への熱伝達を適正に評価する。ただし、２次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向がある。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価する。液相放出の場合、過大評価する傾向がある。
	２次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価する。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向がある。
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	原子炉格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）	HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下の傾向がある。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力　：１割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度　　：適正に評価 なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	区画間・区画内の流動（液体）		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル（格納容器スプレイモデル）	入力値に含まれる。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル（水素発生）	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致する。
	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	原子炉格納容器モデル（格納容器再循環ユニットモデル）	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算 13vol%の場合、原子炉格納容器圧力を 0.016 MPa、温度を２℃の範囲で高めに評価する。

第6.4.6表　MAAPにおける重要現象の不確かさ等（3／5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心挙動モデル（リロケーション）	TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致する。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBOシーケンスの場合約26分、LOCAシーケンスの場合約3分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）	原子炉容器内FCIに影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析により、いずれについても、1次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さい。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）	TMI事故解析における下部ヘッドの温度挙動についてTMI事故分析結果と一致する。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとした感度解析により、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度は小さい。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとした感度解析により、1次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度は小さい。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル（原子炉容器破損モデル）	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み（しきい値）」をパラメータとした感度解析により、原子炉容器破損時間は5分早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

第6.4.6表　MAAPにおける重要現象の不確かさ等（4／5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器外FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）	原子炉容器外FCI現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の事象をベースにした感度解析により、原子炉容器外FCIにより生じる圧力スパイクへの感度は小さい。
			MCCI現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースにした感度解析により、MCCIによるコンクリート侵食量への感度は小さい。
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）	MCCI現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースにした感度解析により、「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「水－溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCIによるコンクリート侵食量への感度は小さい。「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面積の約1／10を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約18cmとなる。これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合のコンクリート侵食は約19cmであり、継続的な侵食は生じない。MCCIによって発生する水素を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は6vol%程度（ドライ条件換算）であり、水素処理装置（静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置）による処理が可能なレベルである。ACE及びSURC実験解析等より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		
	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生		

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（５／５）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉容器（炉心損傷後）	１次系内核分裂生成物（FP）挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後の核分裂生成物（FP）放出開始のタイミングも早く評価する。しかしながら、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できる。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からの核分裂生成物（FP）放出速度」を低減させた場合の感度解析により、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さい。
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉格納容器内核分裂生成物（FP）挙動		

第 6.4.7 表　GOTHIC における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構成式及び相関式	NUPEC 試験 TestM-7-1 の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーディングスキーム	
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。
		熱伝導モデル	不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		界面積モデル	
		界面伝達モデル	
	水素処理	PAR 特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）。 THAI 試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
		イグナイタによる水素燃焼モデル	コード開発元による解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で１%。

第 6.4.8 表　COCO における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3 試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器内温度については約 20℃高めに評価する。
		ヒートシンク内熱伝導モデル	

第6.7.1表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（1／3）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 ／ 物理現象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパス	
									インターフェイスシステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
炉心（核）	中性子動特性（核分裂出力）	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	－	－	○	－	○	○
	限界熱流束（CHF）※2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	燃料被覆管酸化	－	－	－	－	－	○	－	－	－
	燃料被覆管変形	－	－	－	－	－	－	－	－	－
炉心（熱流動）	3次元熱流動	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	－	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	－	－	○	○	○	○
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－	－	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。
※2：Critical Heat Flux

第6.7.1表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（２／３）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 物理現象	２次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
									インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	１次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
１次系	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	○	○	－	－	○	－	○	－
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	○	○	－	－	○	－	○	－
	気液分離・対向流	－	○	○	－	－	－	○	○	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	ECCS 強制注入※1	○	－	－	－	－	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	－	○	○	－	－	○	－	－	－
加圧器	気液熱非平衡	○	－	－	－	○	－	－	－	－
	水位変化	○	－	－	－	○	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	－	－	－	○	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.1 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（３／３）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 物理現象	２次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
									インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	１次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	○	○	○	－	○	○	－	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	－	○	○	－	○	○	－	○	○
	２次側水位変化・ドライアウト	○	－	－	－	○	－	－	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）※1	－	○	○	－	○	○	－	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	－	○	○	○	－	－	－	－	－
	スプレイ冷却※1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	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※1	－	－	－	○	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故）（１／４）

分類	評価事象 ／ 評価指標 ／ 物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
		原子炉格納容器圧力及び温度	１次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	－	－	－	－	－
	気液分離（水位変化）・対向流	－	－	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故）（２／４）

分類	評価事象／評価指標／物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 １次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
１次系	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	－	－	－
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	－	－	－	－
	気液分離・対向流	－	－	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	－	－	－	－	－
	ECCS 強制注入※1	－	－	－	－	－
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	－	－	－	－	－
加圧器	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	水位変化	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	○	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故）（３／４）

分類	評価事象／評価指標／物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 １次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	－	－	－	－	－
	２次側水位変化・ドライアウト	－	－	－	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）※1	－	－	－	－	－
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	○	－	○	○	○
	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	－	－	○	－
	スプレイ冷却※1	○	－	－	○	－
	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	○	－	－	－	－
	放射線水分解等による水素発生	－	－	－	－	－
	水素濃度変化	－	－	－	○	－
	水素処理	－	－	－	○	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故）（４／４）

分類	物理現象＼評価事象＼評価指標	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 １次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI※1（溶融炉心細粒化）	－	○	－	－	－
	原子炉容器内 FCI※1（デブリ粒子熱伝達）	－	○	－	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	－	○
	原子炉容器破損、溶融	○	○	○	○	○
	１次系内 FP※2 挙動	－	－	－	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	－	－	－	－	－
	格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－	－	－
	原子炉容器外 FCI※1（溶融炉心細粒化）	○	－	○	－	○
	原子炉容器外 FCI※1（デブリ粒子熱伝達）	○	－	○	－	○
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	－	－	－	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	－	－	－	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	－	－	－	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	－	－	－	○	○
	原子炉格納容器内 FP※2 挙動	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※１：Fuel-Coolant Interaction（溶融炉心と冷却水の相互作用）　※２：Fission Product（核分裂生成物）

第 6.7.3 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（１／２）

分類	評価事象 ／ 評価指標 ／ 物理現象	崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
		炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	－	－	－
	燃料棒表面熱伝達	－	－	－
	限界熱流束（CHF）※2	－	－	－
	燃料被覆管酸化	－	－	－
	燃料被覆管変形	－	－	－
炉心（熱流動）	３次元熱流動	－	－	－
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	－	－	－
	圧力損失	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。
※２：Critical Heat Flux

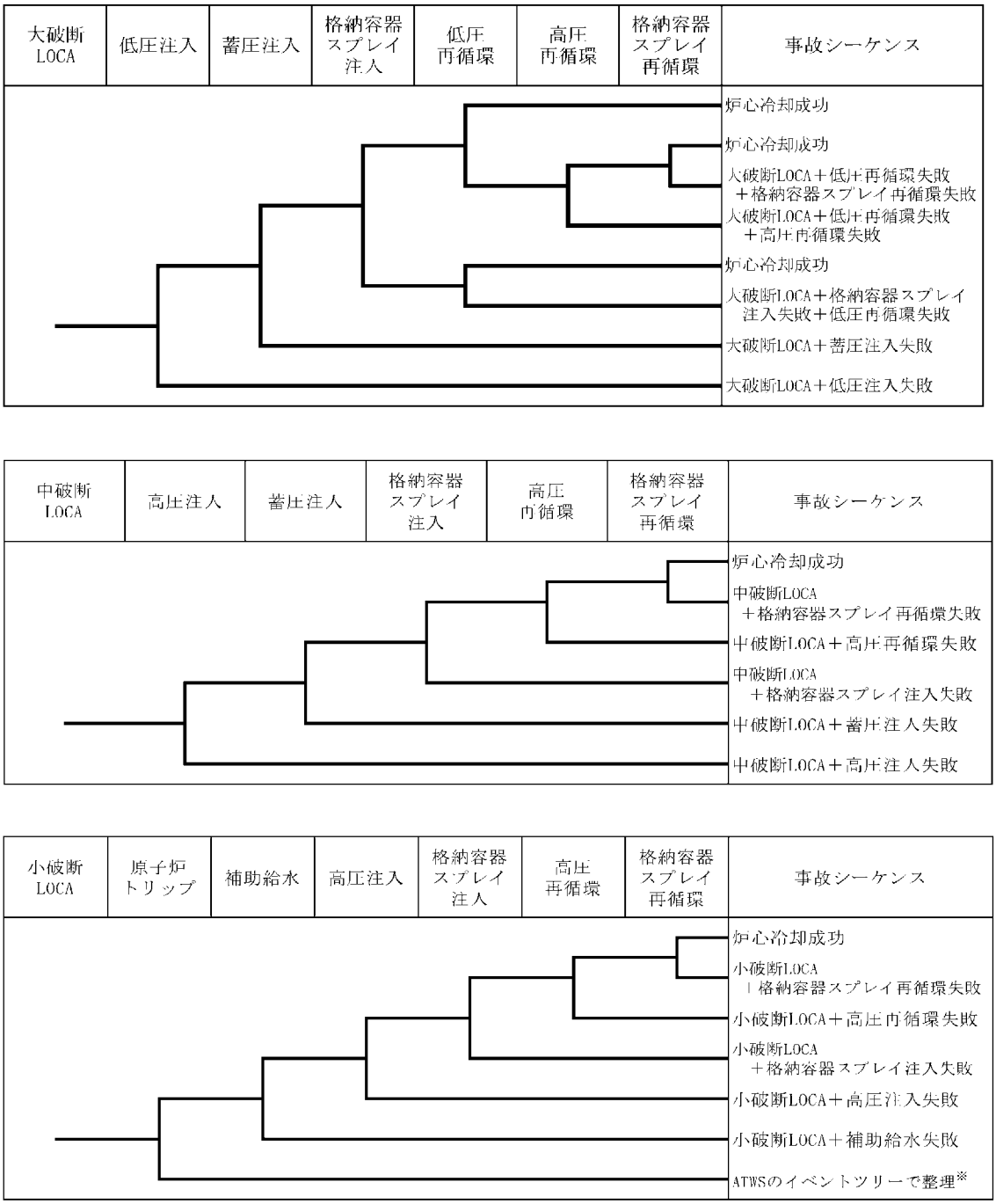
第6.7.3表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（２／２）

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
		炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度
１次系	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	－	－
	気液分離・対向流	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－
	圧力損失	－	－	－
	構造材との熱伝達	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－
	ECCS 強制注入（充てん系含む）※1	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	○	○	－
加圧器	気液熱非平衡	－	－	－
	水位変化	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	－
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	－	－	－
	２次側水位変化・ドライアウト	－	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）※1	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

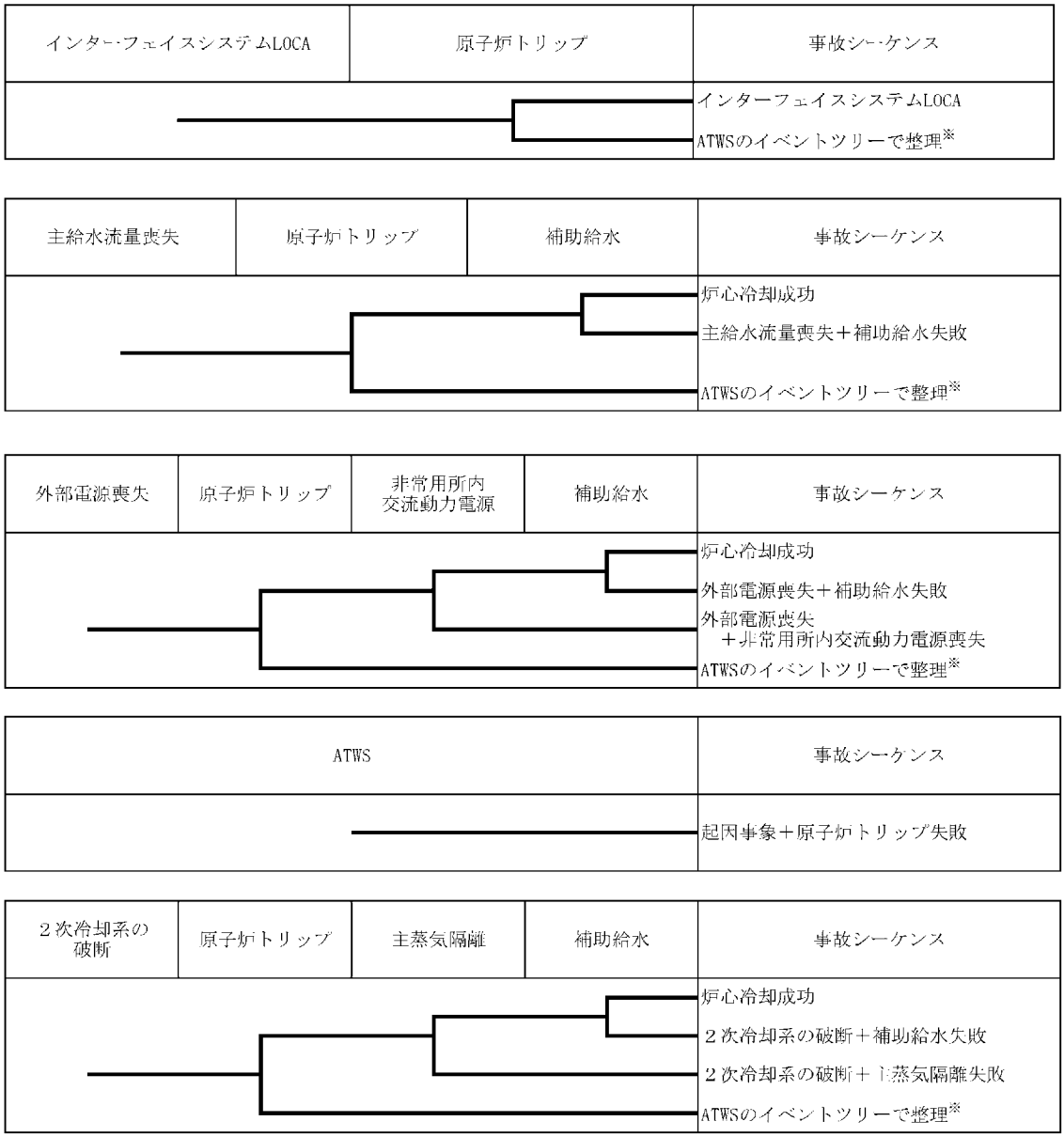
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。



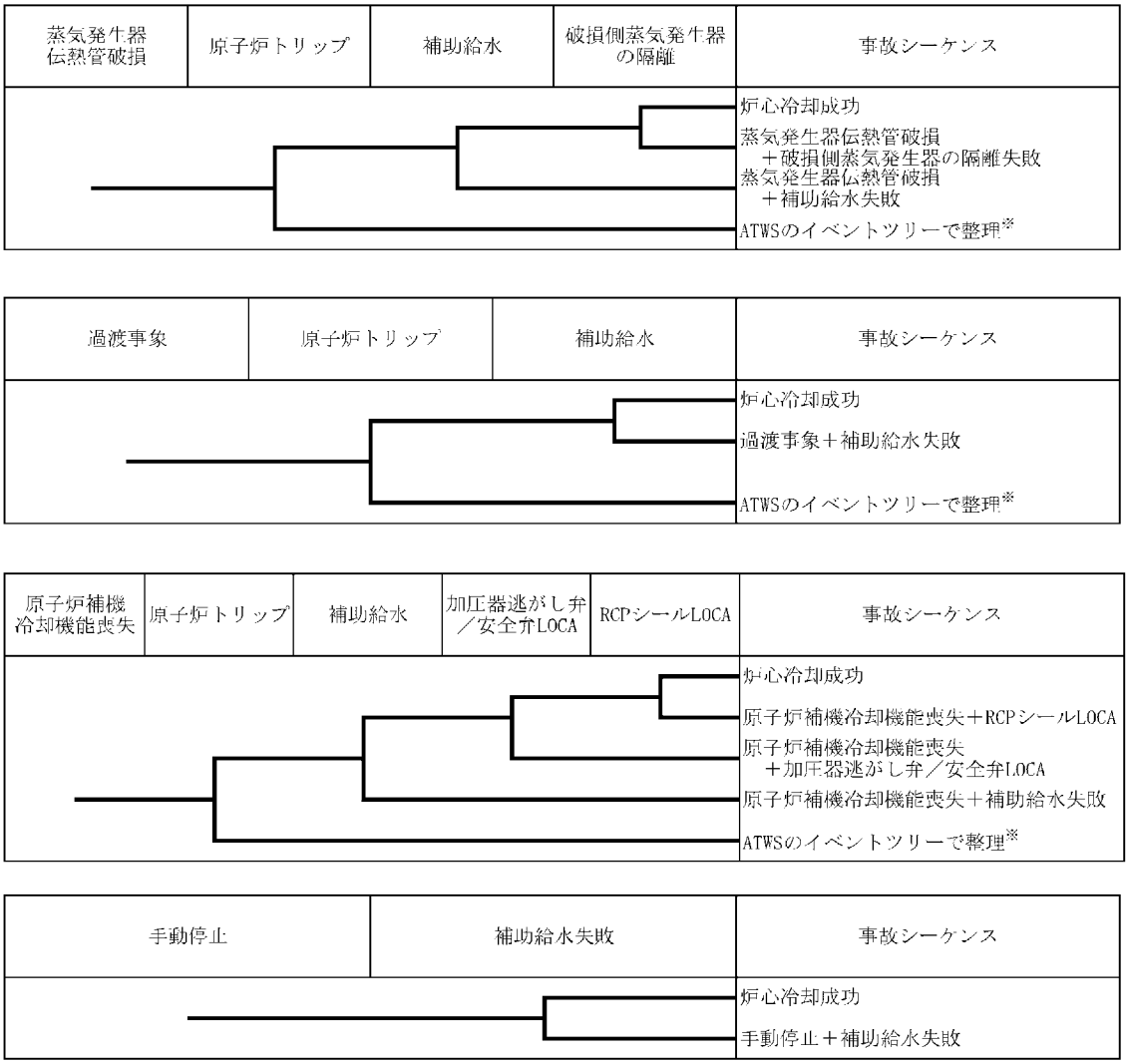
※小破断LOCA、インターフェイスシステムLOCA、２次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

第6.2.1図　内部事象PRA用イベントツリー（１／３）



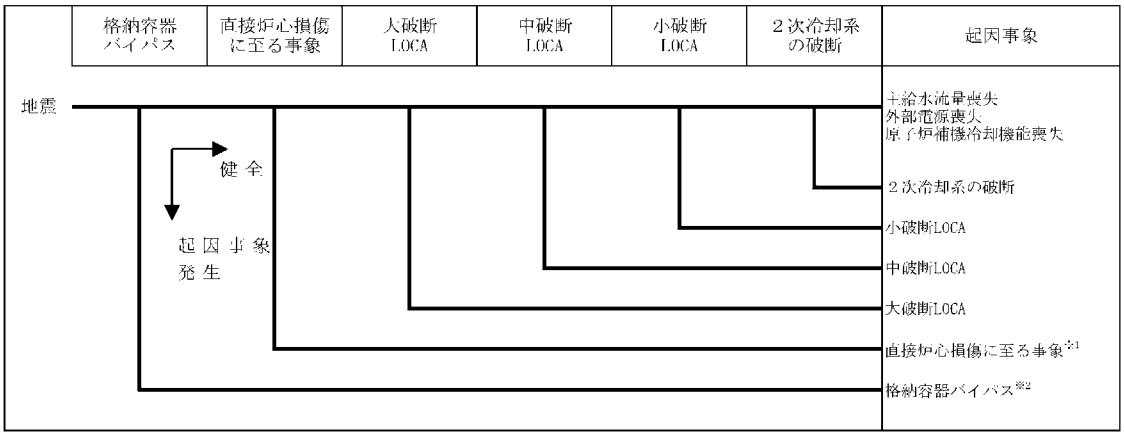
※小破断LOCA、インターフェイスシステムLOCA、２次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

第 6.2.1 図　内部事象 PRA 用イベントツリー（２／３）



※小破断LOCA、インターフェイスシステムLOCA、２次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

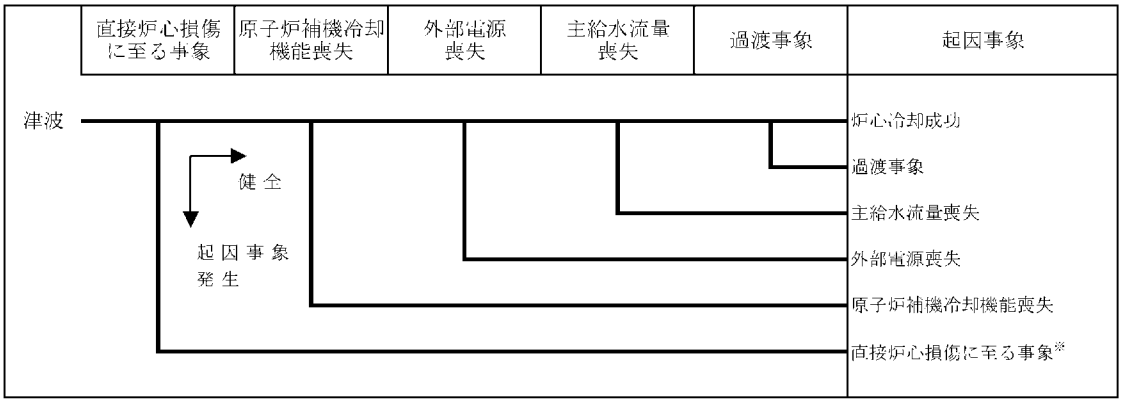
第6.2.1図　内部事象PRA用イベントツリー（３／３）



※１：直接炉心損傷に至る事象
- 大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉補助建屋損傷
- 炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）
- 複数の信号系損傷

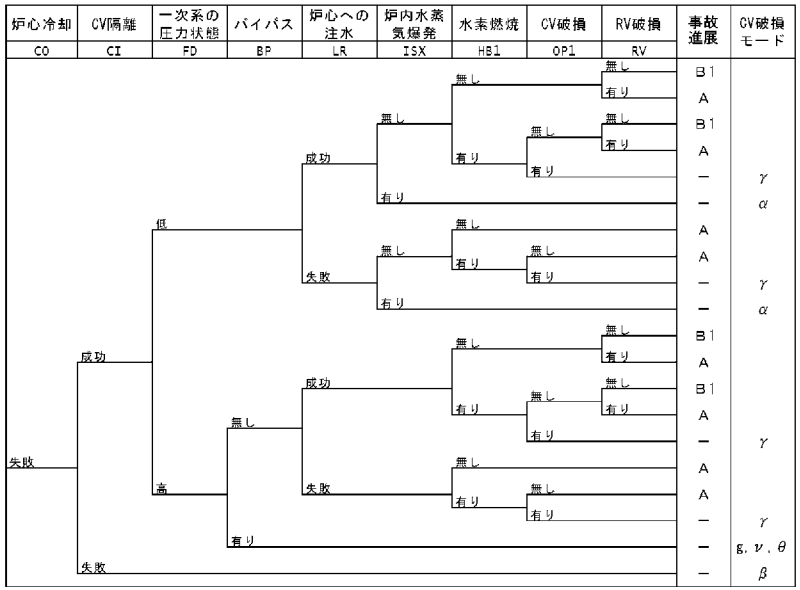
※２：格納容器バイパス
- 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

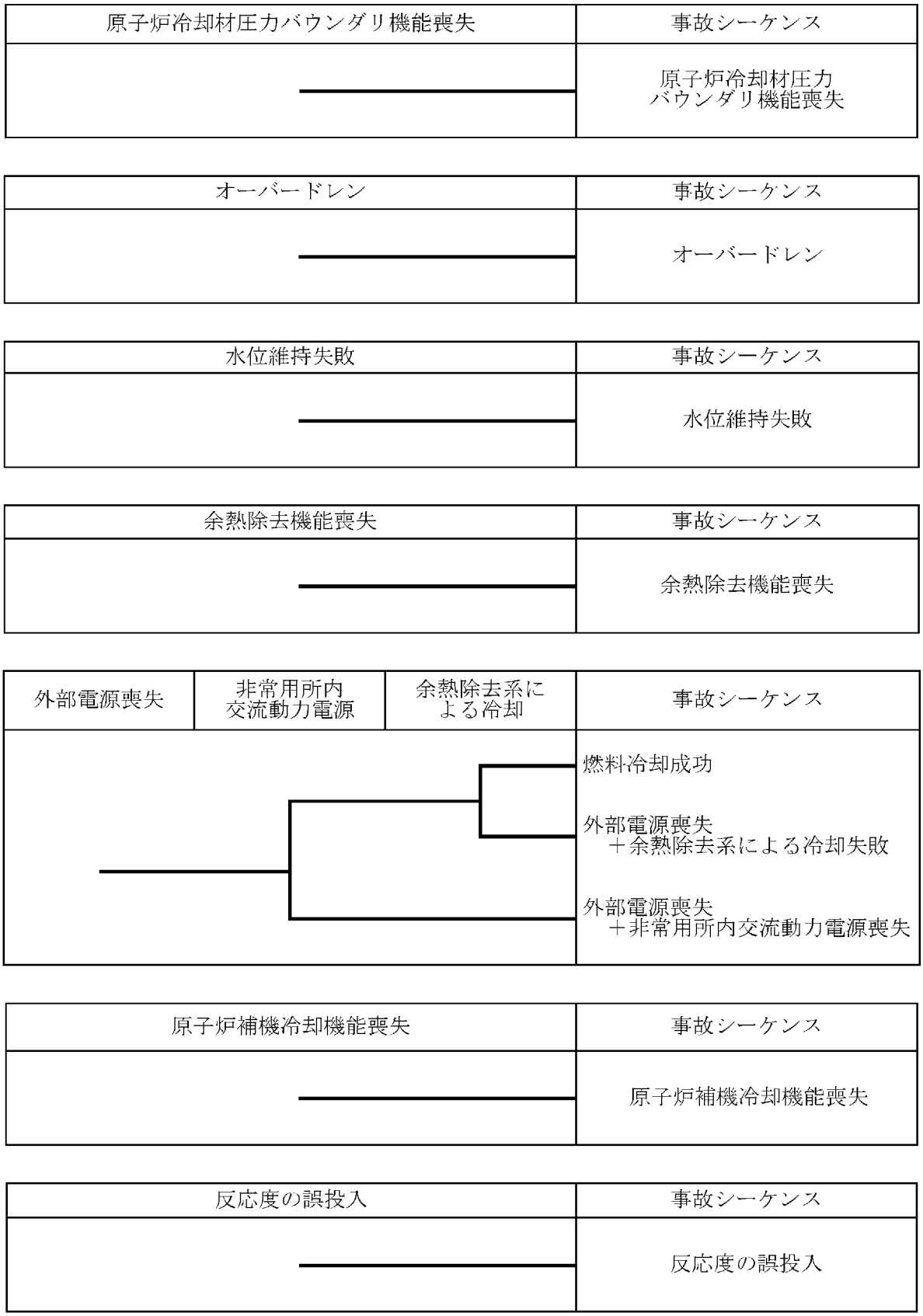
第6.2.2図　地震PRA階層イベントツリー



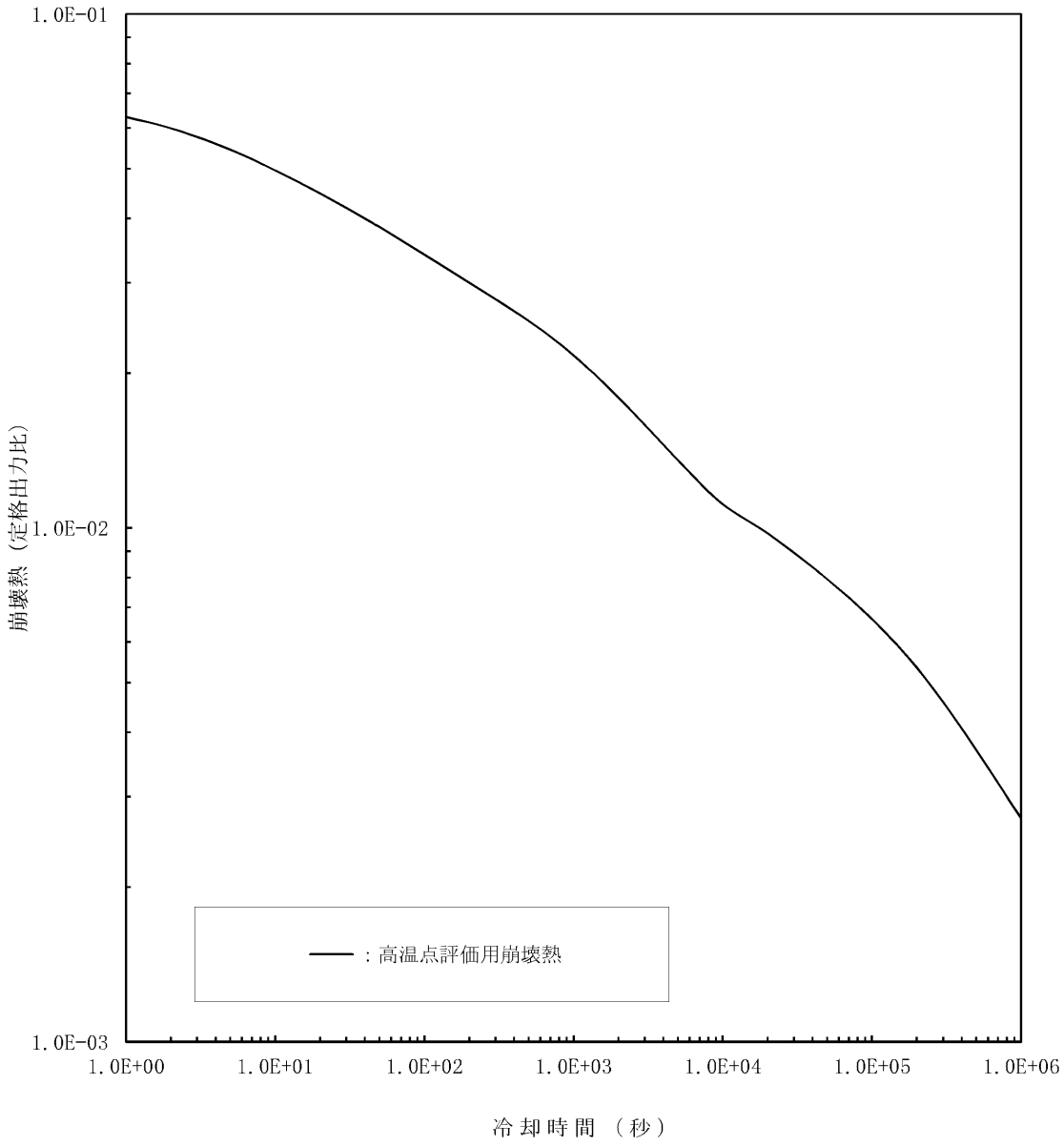
※：直接炉心損傷に至る事象
- 複数の信号系損傷

第6.2.3図　津波PRA階層イベントツリー

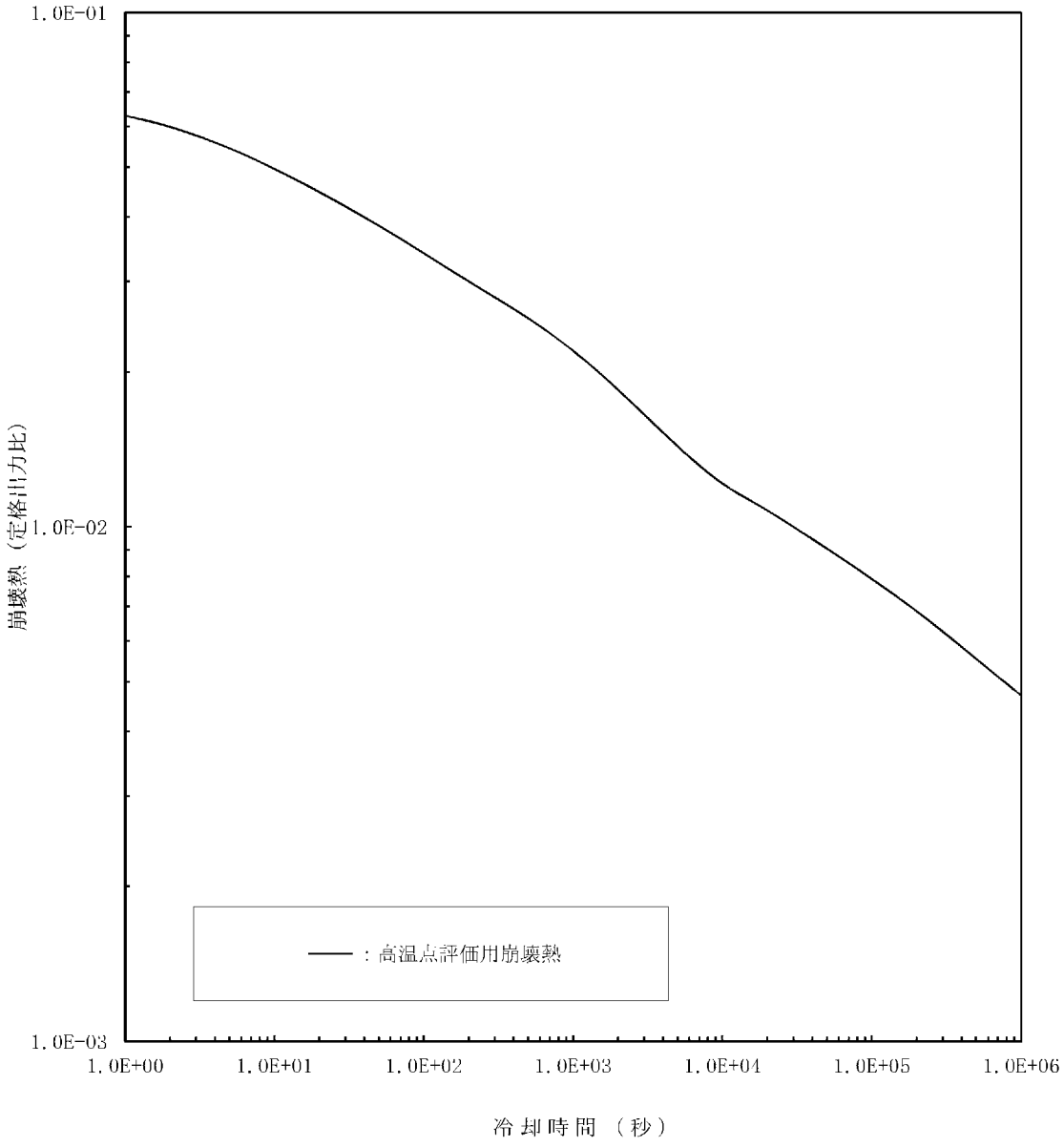

炉心冷却
CO
CV隔離
CI
一次系の圧力状態
FD
バイパス
BP
炉心への注水
LR
炉内水蒸気爆発
ISX
水素燃焼
HB1
CV破損
OP1
RV破損
RV
事故進展
CV破損モード
失敗
成功
低
高
無し
有り
成功
失敗
無し
有り
成功
失敗
無し
有り
無し
有り
無し
有り



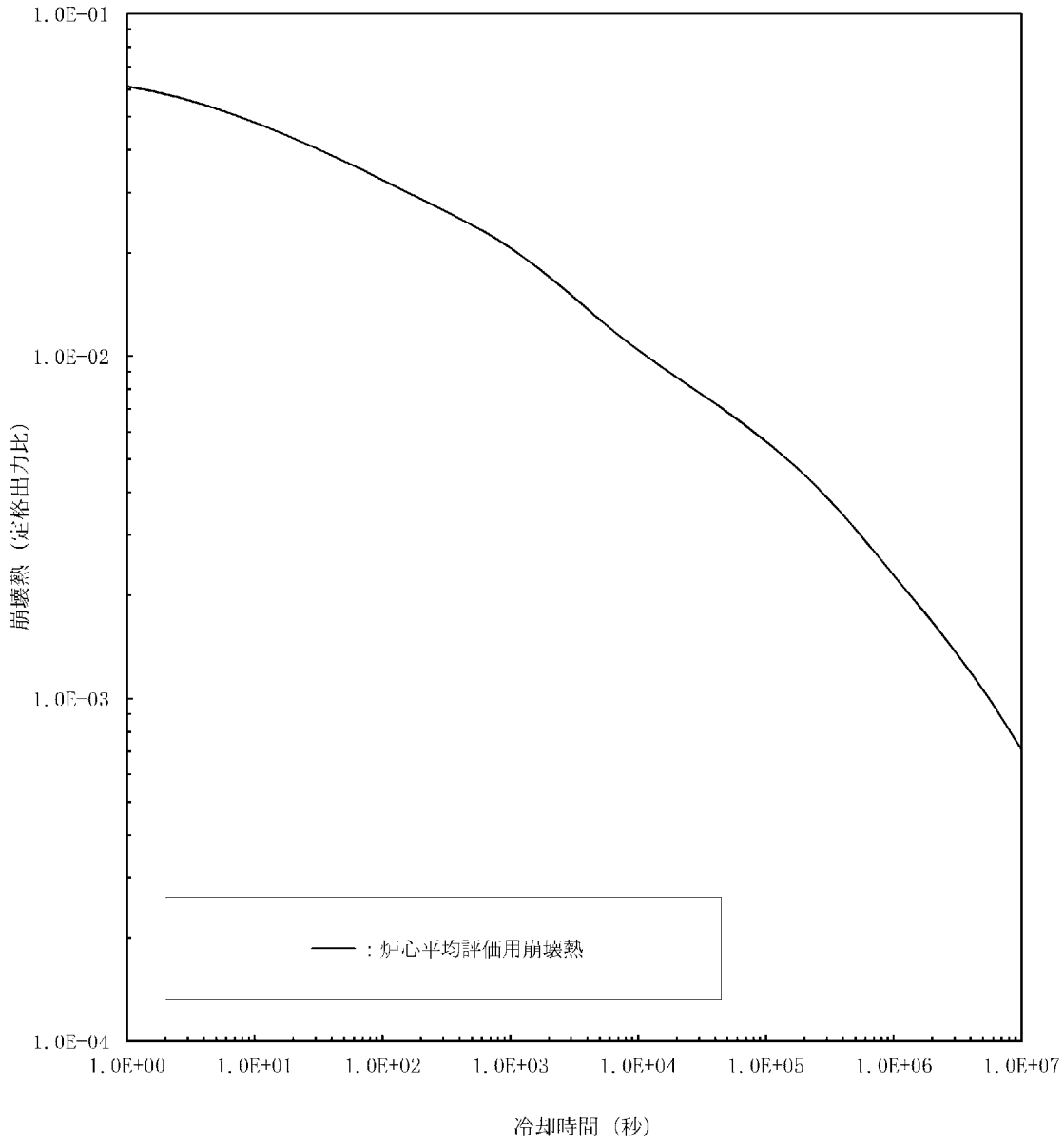
第6.2.5図　内部事象停止時PRA用イベントツリー



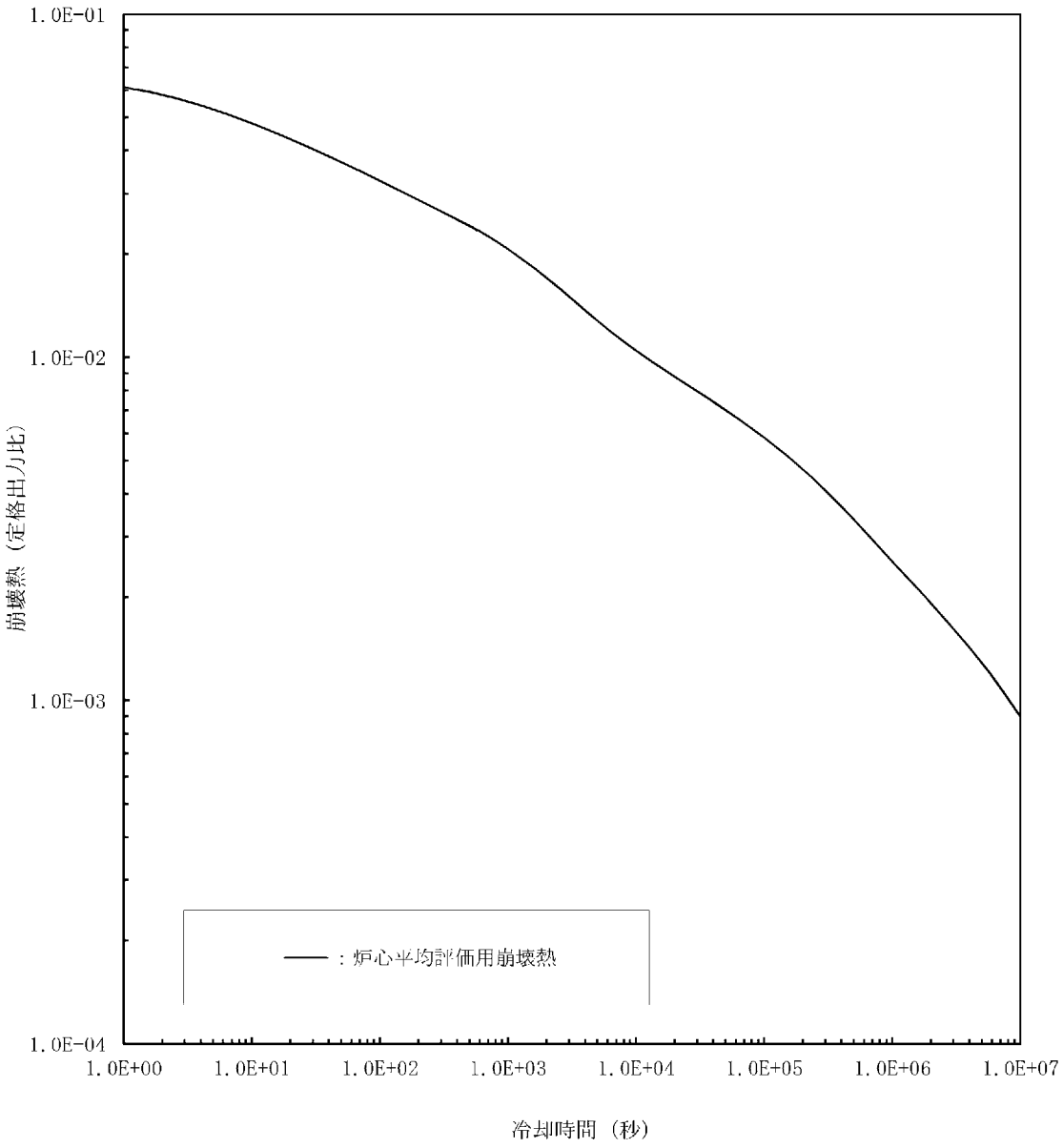
第6.5.1図　高温点評価用崩壊熱（ウラン燃料炉心）（１／２）



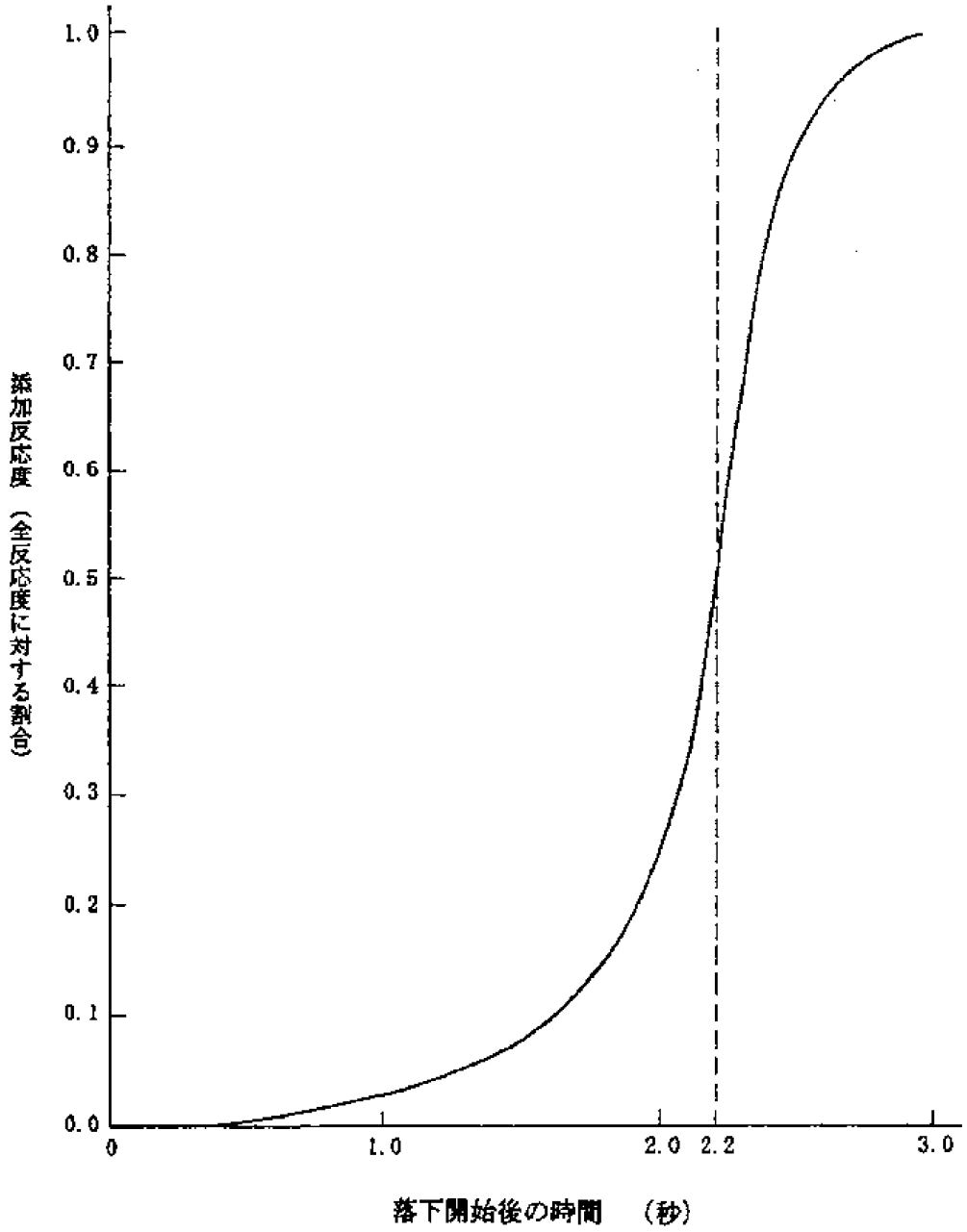
第6.5.1図　高温点評価用崩壊熱（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）（2／2）



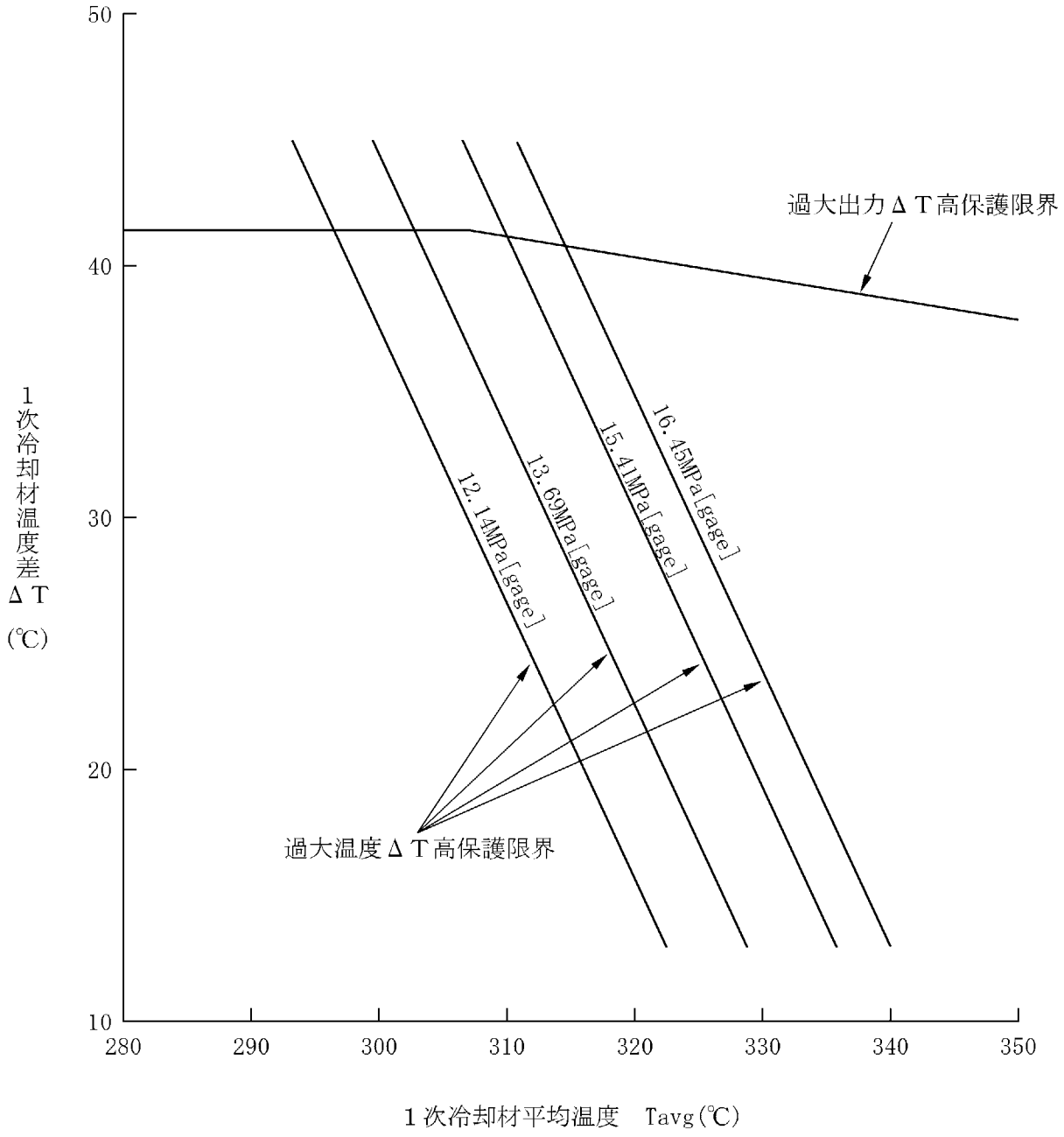
第 6.5.2 図　炉心平均評価用崩壊熱（ウラン燃料炉心）（１／２）



第6.5.2図　炉心平均評価用崩壊熱（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）（２／２）



第6.5.3図　原子炉トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



第6.5.4図　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図(代表例)

7．重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

本発電用原子炉施設は、設計基準としての安全対策を講じており、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を想定した解析においても、炉心の著しい損傷に至ること等はなく、安全性は十分確保し得ると考える。ここでは、本発電用原子炉施設において想定する重大事故等に対して、その発生原因と防止対策を説明し、対策の有効性評価を行うことで、重大事故等の発生に対しても対処可能であることを説明する。

有効性評価に当たっては、「6．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」において示す方針に基づいて評価を行った結果を示す。

7.1　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

本発電用原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生原因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、炉心損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.1.1　２次冷却系からの除熱機能喪失

7.1.1.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「小破断 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「２次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」である。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能

が喪失し、蒸気発生器はドライアウトして、２次系からの除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、１次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの１次冷却材の漏えいにより１次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、１次系を強制的に減圧し、高圧での炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3)　炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.1.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.1.2 図及び第 7.1.1.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.1.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.1.2 (1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 36 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う

当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員６名及び保修対応要員６名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員８名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.1.4 図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、36名で対処可能である。

a.　プラントトリップの確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、ECCS作動信号等が発信する場合には、信号発信及び信号発信による補機の自動作動を確認する。

b.　蒸気発生器除熱機能喪失の判断及び除熱機能維持操作

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動失敗等により、補助給水流量が喪失し、全ての蒸気発生器狭域水位計指示が０％以下かつ補助給水流量計指示が125m^3／h 未満となれば、蒸気発生器除熱機能喪失と判断するとともに、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポン

プ機能の回復操作及び電動主給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による除熱機能の維持操作を行う。また、補助給水ポンプ、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水が不能の場合に備えて、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。

蒸気発生器除熱機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

c. １次系のフィードアンドブリード開始

主蒸気逃がし弁の自動作動により、全ての蒸気発生器広域水位計指示が10%未満となれば、この対応操作として、ECCS作動信号の手動発信による高圧注入ポンプの起動及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中は、１次冷却材圧力、１次冷却材高温側温度（広域）等の監視により、炉心の冷却状態を確認する。

１次系のフィードアンドブリード開始の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器広域水位等であり、フィードアンドブリード中の炉心冷却状態の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等である。

d. 蓄圧注入系作動の確認

１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

e. 蒸気発生器除熱機能回復の判断

いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ、蒸気発生器狭域水位計指示が０％以上となれば、蒸気発生器の除熱機能が回復したと判断し、蒸気発生器による炉心冷却を開始する。

蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合は、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

蒸気発生器除熱機能回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

f. 余熱除去系による炉心冷却への切替え

蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合であっても、１次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり、余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転を確認する。

余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

g. １次系のフィードアンドブリード停止及び蓄圧タンク出口弁閉止

余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば、加圧器逃がし弁を閉止し、フィードアンドブリードを停止する。

１次系圧力が安定していることを確認後、蓄圧タンク出口弁を閉止し、ECCS 停止条件を満足すれば、高圧注入ポンプを

停止する。以降、長期対策として、余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

１次系のフィードアンドブリード停止の判断に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

7.1.1.2　炉心損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、１次系温度及び圧力の上昇が早いことから運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、１次系におけるECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達及び２次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により、１次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

補助給水機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続されることから、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 高圧注入ポンプ

フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、

炉心への注水流量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性（高圧注入特性：０～約 280m^3／h、０～約 13.5MPa[gage]）を用いるものとする。

(b)　加圧器逃がし弁

フィードアンドブリードにおける１次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁２個を使用するものとし、１個当たりの容量は、設計値である 95t／h を用いるものとする。

(c)　蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることにより１次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a)　フィードアンドブリードは、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、蒸気発生器広域水位が

０％に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとし、その５分後に開始するものとする。

なお、運用上は、計器誤差等を考慮して、蒸気発生器広域水位 10%到達にて蒸気発生器ドライアウトと判断することにより、蒸気発生器広域水位が０％になる前にフィードアンドブリードを開始することとしている。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.1.3 図に、１次系圧力、１次系温度、１次系保有水量、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.1.1.5 図から第 7.1.1.14 図に、蒸気発生器水位及び２次系圧力の２次系パラメータの変化を第 7.1.1.15 図及び第 7.1.1.16 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、主給水流量の喪失に伴い蒸気発生器の水位が低下することにより、「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、１次系圧力は、原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが、蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の減少によって上昇に転じ、加圧器逃がし弁が自動作動する。

一方、「蒸気発生器水位低」信号発信後、補助給水機能が喪失することから、主蒸気逃がし弁の自動作動による１次系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下が継続し、事象発生の約 25 分後に蒸気発生器広域水位が０％以下となり、蒸気発生器はドライアウトする。

蒸気発生器広域水位０％到達から５分後である事象発生

の約 30 分後に運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の開操作による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における１次系温度は飽和温度に対して余裕があり、サブクール状態を維持していることから、開始直後は１次冷却材の減圧沸騰を伴わないため、１次系圧力が急激かつ大幅に低下し、高圧注入ポンプによる炉心注水が開始される。その後、１次系圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により１次系は気液二相となり、１次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることにより蒸気放出が抑制され、１次系圧力は上昇に転じる。１次系圧力の上昇に伴い高圧注入ポンプによる炉心注水流量が減少し、１次系保有水量が減少することにより加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、１次系圧力が低下に転じる。１次系圧力の低下に伴い高圧注入ポンプによる炉心注水流量が増加し、事象発生の約 1.2 時間後に加圧器逃がし弁から放出される流量を上回ることにより、１次系保有水量は回復に転じる。また、１次系保有水量は増減するが、炉心の冠水状態は維持される。

b.　評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.1.13 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

１次系圧力は、第 7.1.1.5 図に示すとおり、２次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約 16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.8MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に放出された１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.1.5 図及び第 7.1.1.14 図に示すとおり、事象発生後 180 分時点においても１次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 218 分後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約 9.2 時間後に低温停止状

態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.1.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、蒸気発生器ドライアウトが事象発生の約 25 分後と比較的早く、運転員等操作であるフィードアンドブリードにより、炉心冷却を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器水位を起点に操作を開始するフィードアンドブリードとする。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a.　運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響は

ない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達及び２次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で１次系温度を２℃、１次系圧力を 0.2MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系温度及び圧力は低くなり、蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達は小さくなることにより、蒸気発生器水位の低下が遅くなることから、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が遅くなる。また、最小で１次系温度を２℃、１次系圧力を 0.2MPa 低く評価する可能性がある。このため、実際の１次系温度及び圧力は高くなり、蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達は大きくなることにより、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が早くなる。

また、M-RELAP5 コードでは、高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路において、実際よりも気相が流れにくい模擬としており、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が抑制されることにより、フィードアンドブリードによる１次系の減圧が遅くなるが、フィードアンドブリード開始後に不確かさの影響

を確認する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達及び２次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で１次系温度を２℃、１次系圧力を0.2MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系温度及び圧力は低くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される流量は少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水流量も多くなることにより、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、最小で１次系温度を２℃、１次系圧力を0.2MPa低く評価する可能性がある。このため、実際の１次系温度及び圧力は高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される

流量は多く、高圧注入ポンプによる炉心注水流量も少なくなることにより、１次系保有水量の減少が促進されることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、不確かさを考慮した場合でも１次系圧力の上昇はわずかであり、高圧注入ポンプによる炉心注水により炉心は露出することなく、燃料被覆管温度が有意に上昇することはないと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、M-RELAP5コードでは、高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路において、実際よりも気相が流れにくい模擬としており、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が抑制されることにより、フィードアンドブリードによる１次系の減圧が遅くなる。このため、実際には１次系の減圧が早くなり、早期に炉心への注水が可能となることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2)　解析条件の不確かさの影響評価

a.　初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量

に関する影響評価の結果を以下に示す。

また、本重要事故シーケンスにおいて想定する高圧注入ポンプの運転台数は２台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを１台運転とした場合の感度解析を実施する。

(a)　運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が遅くなる。このため、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が遅くなる。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される流量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水流量が多くなる。また、１次冷却材の蒸散率が小さくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、１次

系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して1次系への注水量の観点から厳しくなるが、蓄圧注入に期待することなく高圧注入ポンプによる炉心注水により1次系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

高圧注入ポンプを1台運転とした場合の事象進展を第7.1.1.17図から第7.1.1.21図に示す。高圧注入ポンプによる炉心注水流量が少なくなり、フィードアンドブリード時の1次系圧力が比較的高圧で推移する期間に炉心注水が停止することにより一時的に炉心上部が露出するが、炉心注水の回復に伴って再冠水する。このため、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は約507℃となるが、再冠水することにより燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移することから、評価項目に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.1.1.4図に示すとおり、フィードアンドブリードは、

中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

フィードアンドブリードについては、加圧器における気液熱非平衡等の不確かさにより、1次系温度及び圧力が高くなると、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達が大きくなることから、蒸気発生器水位の低下が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、この操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系温度がより低くサブクール度が大きい状態で減圧を開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きくなり、高圧注入ポンプによる炉心注水流量が増加する。一方で、炉心崩壊熱が大きくなることにより、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系温度及び圧力が上昇し、1次系保有水量が減少する。このため、解析条件よりも操作開始を3分早くし、蒸気発生器広域水位0%到達から2分後にフィードアンドブリードを開始した場合について感度解析を実施した。その結果、第7.1.1.22図から第7.1.1.27図に示すとおり、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の増加が大きく作用することにより1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

また一方で、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなると、蒸気発生器水位の低下

が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、フィードアンドブリードの開始が遅れた場合の操作時間余裕を感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

フィードアンドブリードの開始時間に対する時間余裕を確認するため、フィードアンドブリードの開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.1.1.28 図から第 7.1.1.33 図に示すとおり、1次系温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することから、沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、1次系圧力が高圧注入ポンプの締切圧力以上となる期間が生じ、高圧注入ポンプによる炉心注水が停止する。このため、一時的に炉心上部が露出するが、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の回復に伴って再冠水する。燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は約 880℃となるが、炉心の再冠水によって燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移する。したがって、操作時間余裕として蒸気発生器広域水位0%到達から 10 分程度は確保できる。

(4) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるフィードアンドブリードを行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.1.1 (3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 36 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員 52 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水　　源

燃料取替用水タンクを水源とするフィードアンドブリードでの高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに余熱除去系による炉心冷却に切り替えることが可能である。切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の対応である。

b. 燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後７日間ディーゼル発電機２台が全負荷で運転した場合、約 593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 11.7kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯

油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

仮に、上記に加え事象発生直後から７日間まで可搬型ディーゼル注入ポンプにより全負荷で蒸気発生器への代替給水を行った場合を想定すると、30.3kℓの重油が必要となる。可搬型ディーゼル注入ポンプの起動を想定した場合は、ディーゼル発電機の負荷減少を見込み、合計約 588.5kℓの重油が必要となるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.1.1.5　結　　論

事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」では、補助給水機能が喪失し、蒸気発生器がドライアウトすることにより２次冷却系からの除熱機能が喪失することから、１次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの１次冷却材の漏えいにより１次系保有水量が減少し、炉心損傷に至るこ

とが特徴である。事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等、また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリード等を行うことにより、炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、フィードアンドブリード等の炉心損傷防止

対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。

7.1.2　全交流動力電源喪失

7.1.2.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の出力運転中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失し、常用系補機である１次冷却材ポンプ等が機能喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水、原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送、中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による１次系の減温、減圧並びに復水タンクへの補給等ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなるととも

に、RCP 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から、RCP シール部からの１次冷却材の漏えい等により１次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、２次系を強制的に減圧することにより１次系の減温、減圧を行うとともに、１次系からの漏えい量が多い場合に、１次系保有水量を確保するために炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3)　炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、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、Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.1.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.2.2 図から第 7.1.2.5 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.2.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.2.2（1）有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、

緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 52 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員 12 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 16 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.2.6 図及び第 7.1.2.7 図に示す。

a.　全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池（安全防護系用）による非常用直流母線への給電を確認する。また、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、主蒸気ライン隔離を行い、主蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、２次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの徴候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器による炉心冷却を行う場合、２次冷却材喪失又は蒸気発生器細管漏えいの徴候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により炉心冷却を行う。

b. タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器の水位低下等によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が 125m^3／h 以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。

補助給水流量確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、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含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

d. 事象進展の判断及び対応準備

１次冷却材圧力の低下等により１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が

大きい LOCA が発生した場合又は全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きい LOCA でない場合でも、炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^{5}mSv／h 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。

１次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、補助給水系機能喪失有無の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e.　２次系強制冷却

現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、１次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計（広域）指示 208℃）を目標に減温、減圧を行うとともに、

目標値となれば１次系温度、圧力を維持する。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

また、その後の蒸気発生器への注水量の確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。

２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

f.　蓄圧注入系作動の確認

１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

g.　１次冷却材ポンプ封水関連の隔離及び格納容器隔離弁の閉止

充てんポンプ起動時のRCPシール温度急変等を防止するために、RCPシール関連の隔離操作を行う。また、ECCS作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

h.　直流負荷切離し

大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池（安全防護系用）に加え、蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接

続し、全交流動力電源喪失後、８時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。

i. 蓄圧タンク出口弁閉止及び２次系強制冷却の再開

大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、１次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。また、１次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を再開し、目標値となれば１次系温度の維持を行う。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力であり、再開後の２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等である。

j. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

大容量空冷式発電機等により電源が供給されるとともに、常設電動注入ポンプの準備が完了し、１次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計(広域)指示 170℃）となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は１次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に１次系保有水を回復させるように調整する。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

k. アニュラス空気浄化系、中央制御室非常用循環系等の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するために蓄電池室排気ファンを起動する。

1. 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環

LOCAが発生している場合、長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。また、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は格納容器圧力等であり、高圧再循環への切替えの判断、高圧再循環の確認に必要な計装設備は燃料取替用水タンク水位、高圧注入ポンプ流量等である。

m. 蒸気発生器による炉心冷却の継続

LOCAが発生していない場合、長期対策としてタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器による炉心冷却を継続的に行う。

蒸気発生器による炉心冷却の継続に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

n. 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、LOCAが発生する場合には充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行い、LOCAが発生しない場合には余熱除去系による炉心冷却を行う。

7.1.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」である。さらに、RCP シール部からの漏えいについては不確かさを伴うため、RCP シール LOCA が発生しない場合として、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」についても重要事故シーケンスとする。

なお、非常用所内交流動力電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となるため、現場操作に係る必要な作業項目及び要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により、措置の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、１次系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達、冷却材放出及び２次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により、１次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。また、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA の発生に伴う冷却材流出が生じるため、長期的な原子炉格納容器の健全性確保についても重要となることから、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導も重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である原子炉格納容器内圧解析コード COCO により、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.2.2表及び第7.1.2.3表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

(d) RCPシール部からの漏えい率

RCPシール部からの漏えい率は、全シールの機能喪失を仮定し、シール部や配管等の抵抗を考慮せず、それ以外で最も狭い流路であるサーマルバリア付近のラビリンス部の抵抗のみを考慮して評価した値を上回る値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約109m^3／h（480gpm）とし、その漏えい率相当となる口径約1.4cm（約0.6inch）を設定するものとする。また、1次冷却材ポンプ4台からの漏えいを考慮するものとする。なお、ラビリンス部の抵抗のみを考慮した場合においても、ラビリンス

部の構造健全性は維持される。

RCP シール LOCA の発生を想定せず、RCP シール部が機能維持している場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の１次系温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果と同程度の値として、１次冷却材ポンプ１台当たり、定格圧力において 1.5m^3／h とし、その漏えい率相当となる口径約 0.2cm（約 0.07inch）を設定するものとする。また、１次冷却材ポンプ４台からの漏えいを考慮するものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上は事象発生の 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 200m^3／h の流量で注水するものとする。

(b) 主蒸気逃がし弁

２次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁４個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理するものとする。

(c) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることにより１次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小

保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

(d)　常設電動注入ポンプ

炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

運転員等による炉心注水操作を行うに当たっての余裕を考慮した時点として、安定状態到達後に１次系温度及び圧力の維持を行う１次系圧力 0.7MPa[gage]到達時点を選定し、この時点で代替炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して炉心損傷防止が可能な流量として、30m^3／hを設定するものとする。

(e)　RCP シール部からの漏えい停止

RCP シール LOCA が発生しない場合において、RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa[gage]で漏えいが停止するものとする。

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a)　２次系強制冷却は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事

象発生から 30 分後に開始するものとする。

(b) 代替交流電源は、RCP シール LOCA が発生する場合においては事象発生の 60 分後に確立するものとし、RCP シール LOCA が発生しない場合においては交流電源が 24 時間使用できないものとして、事象発生の 24 時間後に確立するものとする。

(c) １次系温度の維持は、蒸気発生器による炉心冷却時の１次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから１次系に窒素が注入される圧力である約 1.2MPa[gage]に対して約 0.5MPa の余裕を考慮し、約 1.7MPa[gage]の飽和温度である 208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(d) 蓄圧タンク出口弁の閉止は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)に従い、1 次系圧力約 1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源の確立から、10 分後に行うものとする。

(e) ２次系強制冷却再開は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、主蒸気逃がし弁の調整操作を考慮して、蓄圧タンク出口弁の閉止から 10 分後とし、１次系温度が 170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(f) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(g) RCP シール LOCA が発生する場合においては、１次系圧

力が 0.7MPa[gage]に到達すれば、代替炉心注水を開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

a. RCP シール LOCA が発生する場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.2.4 図に、1 次系圧力、1 次系温度、1 次系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 7.1.2.8 図から第 7.1.2.18 図に、2 次系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次系パラメータの変化を第 7.1.2.19 図から第 7.1.2.24 図に示すとともに、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度の原子炉格納容器パラメータの変化を第 7.1.2.25 図及び第 7.1.2.26 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い 1 次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失及び RCP シール LOCA の発生を想定することから、1 次系圧力は徐々に低下する。

事象発生の約 1 分後にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が開始されることにより蒸気発生器の保有水量は回復する。事象発生の 30 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次系強制冷却を開始し、1 次系を減温、減圧することにより、事象発生の約 40 分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生の約 54 分後に１次系圧力が約 1.7MPa[gage]に到達し、その状態を維持し、事象発生の 70 分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、事象発生の 80 分後に２次系強制冷却を再開する。事象発生の約 2.2 時間後に、１次系圧力が 0.7MPa[gage]に到達した段階で、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始することにより１次系保有水量の減少が抑制され、炉心の冠水状態は維持される。

(b)　評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.2.18 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

１次系圧力は、第 7.1.2.8 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 7.1.2.25 図及び第 7.1.2.26 図に示すとおり、RCP シール部からの１次冷却材の漏えいにより上昇するが、事象発生後 24 時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧再循環を行い、第 7.1.2.27 図及び第 7.1.2.28 図に示すとおり、事象

発生の約 81 時間後に原子炉格納容器内温度 100℃に到達後、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除熱が開始される。格納容器再循環ユニットの除熱能力は、原子炉格納容器内に放出されるエネルギである、崩壊熱量と2次系除熱量の差より大きい。時間の経過とともに崩壊熱は低下し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギは小さくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度は維持される。

また、蒸気発生器による炉心冷却、常設電動注入ポンプによる炉心注水を行うことで、第 7.1.2.8 図から第 7.1.2.10 図に示すとおり、1次系圧力、温度及び1次系保有水量は維持され、事象発生の約8時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、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、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環等を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

なお、原子炉補機冷却海水系の復旧により原子炉補機冷却水系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

b. RCP シール LOCA が発生しない場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.2.5 図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第 7.1.2.29

図から第 7.1.2.37 図に、２次系圧力、蒸気発生器水位等の２次系パラメータの変化を第 7.1.2.38 図から第 7.1.2.43 図に示す。

(a)　事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い１次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより、「１次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失を想定するが、RCP シール LOCA は発生しないことから１次系は高圧で維持される。

事象発生の約１分後にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が開始されることにより蒸気発生器の保有水量は回復する。事象発生の 30 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による２次系強制冷却を開始し、１次系を減温、減圧することにより、事象発生の約 70 分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生の約 25 時間後に１次系圧力が約 1.7MPa[gage]に到達し、その状態を維持し、その 10 分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、さらに 10 分後に再び主蒸気逃がし弁を調整し２次系強制冷却を再開する。

事象発生の約 28 時間後に、１次系圧力が 0.83MPa[gage]に到達した時点で、RCP 封水戻りラインに設置されている逃がし弁が吹き止まることにより、RCP シール部からの１次冷却材の漏えいは停止し、事象発生の約 30 時間後に１次系圧力が約 0.7MPa[gage]に到達する。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.2.37 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

１次系圧力は、第 7.1.2.29 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

また、RCP シール部からの漏えいが停止するまでに原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、「a. RCP シール LOCA が発生する場合」より厳しくならないことから、原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.2.29 図及び第 7.1.2.30 図に示すとおり、１次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約 30 時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

なお、原子炉補機冷却海水系の復旧により原子炉補機冷

却水系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

7.1.2.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である２次系強制冷却により１次系の減温、減圧率を調整できることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生の 30 分後に操作を行う２次系強制冷却、２次系強制冷却開始後の１次系温度を指標に調整操作を行う１次系温度維持、１次系圧力を起点に操作を開始する蓄圧タンク出口弁閉止、蓄圧タンク出口弁閉止を起点に操作を開始する２次系強制冷却の再開、１次系圧力を起点に操作を開始する常設電動注入ポンプによる代替炉心注水とする。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a.　運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

１次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、初期の漏えい率が実機の設計漏えい率となるように入力で調整することから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を 10%小さく若しくは 50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、１次系の減温、減圧が遅くなるため、１次系温度及び圧力の低下が抑制されることから、１次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が遅くなる。

１次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で

0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系の減温、減圧が早くなり、１次系温度及び圧力は低くなることから、１次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなる。

１次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で１次系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、１次系の減温、減圧が早くなるため、１次系温度及び圧力は低くなることから、１次系圧力を起点としている常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の開始が早くなる。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなることから、１次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなる。

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力のピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器内温度を約 20℃高く評価する可能性がある。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b.　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、初期の漏えい率が実機の設計漏えい率となるように入力で調整することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を 10%小さく若しくは 50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制され、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系

の減温、減圧が早くなり、１次系温度及び圧力は低くなることにより、漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

１次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で１次系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、１次系の減温、減圧が早くなるため、１次系温度及び圧力は低くなる。よって、漏えい量が少なくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなることにより１次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力のピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器内温度を約 20℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.2.2 表及び第 7.1.2.3 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及びRCPシール部からの漏えい率並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間並びに1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなる。

RCP シール部からの漏えい率の変動を考慮し、最確条件のRCPシール部からの漏えい率を用いた場合、解析条件として設定している漏えい率より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が遅くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間

並びに１次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が遅くなる。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次冷却材の蒸散率が小さくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

RCP シール部からの漏えい率の変動を考慮し、最確条件の RCP シール部からの漏えい率を用いた場合、解析条件として設定している漏えい率より小さくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、１次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して１次系への注水量の観点から厳しくなるが、１次系圧力 0.7MPa[gage]到達による安定状態維持時点の保有水量に対して、蓄圧注入期間中の保有水量が十分多いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、本重要事故シーケンスよりも原子炉格納容器内に大きなエネルギが放出される「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、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除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制できることを確認していることから、本重要事故シーケンスでも長期的な原子炉格納容器の除熱は可能であり、このことは第 7.1.2.27 図及び第 7.1.2.28 図でも確認できる。さらに、A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値とした場合、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は同等となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.1.2.6 図及び第 7.1.2.7 図に示すとおり、現場における2次系強制冷却、中央制御室における蓄圧タンク出口弁の閉止及び常設電動注入ポンプの起動は、それぞれ別の運転員等による操作を想定しており、また、1次系の温度維持及び減温、減圧は、運転員等による主蒸気逃がし弁の開度調整を行うことにより現場の操作開始時間も確保で

きるため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

事象発生の 30 分後又は蓄圧タンク出口弁閉止を起点とする２次系強制冷却による１次系温度維持については、運転員等の主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蓄圧タンク出口弁閉止については、１次系圧力約 1.7MPa[gage]にて蓄圧タンク出口弁を閉止すること及び１次系圧力は主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蓄圧タンク出口弁閉止後の２次系強制冷却再開については、炉心崩壊熱等の不確かさにより１次系温度及び圧力の低下が早くなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、この操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、１次系からの漏えい量が少なくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また一方で、冷却材放出における臨界流モデルの不確かさ、RCP シール部からの漏えい率等の不確かさにより１次系からの漏えい量が少なくなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始は遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、１次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕は小さくなる

ことが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生 30 分後の２次系強制冷却の開始が遅れた場合の時間余裕を感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、蓄圧タンク出口弁閉止後の２次系強制冷却再開と同様であり、操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから評価項目に対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、「(3) 操作時間余裕の把握」において、代替炉心注水の開始が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。なお、漏えい率の観点から事象進展の早い RCP シール LOCA が発生する場合について行う。

２次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、２次系強制冷却の開始を 30 分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.1.2.44 図から第 7.1.2.47 図に示すとおり、１次系の減温、減圧が遅くなることにより、１次系からの漏えい量が多くなり、１次系保有水量の減少が早くなるが、評価項目に対して十分な余裕がある。このため、操作時間余裕

として事象発生から60分程度は確保できる。

蓄圧タンク出口弁閉止の操作時間余裕としては、第7.1.2.48図に示すとおり、1次系圧力が約1.7MPa[gage]から蓄圧タンク内の窒素が1次系内に注入される圧力である 1.2MPa[gage]に達するまでの時間を、1次系圧力が約1.7MPa[gage]到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次系圧力約1.7MPa[gage]到達から10分程度は確保できる。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の操作時間余裕としては、第7.1.2.49図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量に減少するまでの時間を、1次系圧力が2次系強制冷却再開時点のまま維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次系圧力約0.7MPa[gage]到達から1.1時間程度は確保できる。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による主蒸気逃がし弁の開度調整により1次系の温度維持及び減温、減圧を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余

裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.2.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.2.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり52名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2)　必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は「7.5.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

なお、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、直流電源については、24時間交流動力電源の復旧を考慮しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失が発生する事故」の評価結果を、直流電源以外については評価結果が厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の評価結果を示す。

a.　水　　源

燃料取替用水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が水

位異常低警報値となるまでの水量である約1,960m^{3}を使用し、事象発生後約67.5時間の注水継続が可能である。事象発生約59時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンク枯渇までの水量約970m^{3}の使用を考慮し、事象発生後約14.8時間の注水継続が可能である。以降は、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプにより淡水（八田浦貯水池）又は海水を復水タンクに補給する。

b. 燃　　料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約230.2kℓの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水タンクへの補給及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5kℓの重油が必要となる。使用済燃料ピットへの注水については、復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約284.5kℓとなる

が、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約2,550kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kWにて電源供給が可能である。

また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。

7.1.2.5　結　　論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、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、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失

し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を行うことにより炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

7.1.3　原子炉補機冷却機能喪失

7.1.3.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

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

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水並びに原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送ができなくなるとともに、補機冷却を必要とする制御用空気供給機能が喪失することにより中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による１次系の減温、減圧ができなくなる。また、RCP シール部へのシール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からRCPシール部からの１次冷却材の漏えい、若しくは加圧器逃がし弁又は安全弁からの１次冷却材の漏えいにより１次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、２次系を強制

的に減圧することにより１次系の減温、減圧を行うとともに、１次系保有水量を確保するために炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3)　炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、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、Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.1.3.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.3.2 図及び第 7.1.3.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.3.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.3.2（1）有効性評価の方法」に示す代表的な事故シーケンスにおける３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 46 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員６名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策

要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員 10 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 14 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.3.4 図に示す。また、代表的な事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を代表的な事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、46 名で対処可能である。

a. 原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認

原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉手動トリップを行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器の水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が 125m^3／h 以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。

補助給水流量確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 原子炉補機冷却機能、制御用空気供給機能の回復及び対応準備

原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作

を行うとともに、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、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含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

d. 事象進展の判断及び対応準備

１次冷却材圧力の低下等により１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合又は補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。

原子炉補機冷却機能喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格

納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。

１次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、補助給水系機能喪失有無の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e.　２次系強制冷却

現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、１次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計（広域）指示208℃）を目標に減温、減圧を行うとともに、目標値となれば１次系温度、圧力を維持する。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

また、その後の蒸気発生器への注水量の確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。

２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

f.　蓄圧注入系作動の確認

１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

g.　１次冷却材ポンプ封水関連の隔離及び格納容器隔離弁の閉止

充てんポンプ起動時のRCPシール温度急変等を防止するために、RCPシール関連の隔離操作を行う。また、ECCS作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。

h.　蓄圧タンク出口弁閉止及び２次系強制冷却の再開

１次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。また、１次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃を目標に、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を再開し、目標値となれば１次系温度の維持を行う。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力であり、再開後の２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等である。

i.　常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

常設電動注入ポンプの準備が完了し、１次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃）となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は１次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に１次系保有水を回復させるように調整す

る。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

j. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系等の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

k. 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環

長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。また、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は格納容器圧力等であり、高圧再循環への切替えの判断、高圧再循環の確認に必要な計装設備は燃料取替用水タンク水位、高圧

注入ポンプ流量等である。

1. 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行う。

7.1.3.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループにおいては、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」が代表的な事故シーケンスとなるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

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

(2) 有効性評価の条件

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

(3) 有効性評価の結果

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

7.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

7.1.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、重要事故シーケンスにおいては「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様 52 名である。また、代表的な事故シーケンスにおいては「7.1.3.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 46 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員 52 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

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

7.1.3.5 結　　論

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCP シール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水

量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、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、Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」について、有効性評価を実施した。

上記は「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的に安定停止状態を維持できる。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり、供給可能である。

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

7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失

7.1.4.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」、「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」、「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「小破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は、冷却器を経由しない高圧注入ポンプによる高圧再循環により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る（原子炉格納容器先行破損）。その後、格納容器再循環サン

プに貯水される水の減圧沸騰が生じ、再循環による炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉格納容器内を除熱することにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環、格納容器内自然対流冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.1.4.1図に、対応手順の概要を第7.1.4.2図及び第7.1.4.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.1.4.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.4.2 (1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計32名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う

当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員８名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第7.1.4.4図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、32名で対処可能である。

a.　プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

b.　格納容器スプレイ注入機能喪失の判断及び回復操作等

格納容器内圧力計指示が原子炉格納容器スプレイ系の作動圧力である196kPa[gage]以上において、格納容器スプレイポンプの起動失敗等により格納容器スプレイライン流量を

確認できない場合には、格納容器スプレイ注入機能喪失と判断するとともに、格納容器スプレイ注入機能の回復操作、主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を行う。

格納容器スプレイ注入機能喪失の判断に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

c. 格納容器内自然対流冷却の準備

格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応操作として、原子炉補機冷却水の沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧する等の格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

格納容器内自然対流冷却の準備に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク水位等である。

d. １次冷却材の漏えいの判断

１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材の漏えいを判断する。

１次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

e. 燃料取替用水タンクへの補給準備

１次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。

f. 高圧及び低圧再循環への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が 16％となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 65％以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切替え、高圧及び低圧再循環による炉心注水

の状態を確認する。水源切替え後、高圧再循環は開始されるが、低圧再循環については余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断し、低圧再循環機能の回復操作及び燃料取替用水タンクへの補給操作を行う。

高圧及び低圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、高圧及び低圧再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

g. 格納容器内自然対流冷却

格納容器圧力計指示が 392kPa[gage]以上（最高使用圧力）となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。ただし、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

h. 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却の継続

長期対策として、高圧再循環による炉心注水を確保しつつ、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を除熱することで、原子炉格納容器先行破損を防止し、炉心冷却を継続的に行う。

7.1.4.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目

の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への１次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び再循環切替え後の低圧再循環による炉心冷却に期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が早いことから、運転員等操作の余裕時間の観点で厳しくなる「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに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が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAP コードについては、LOCA 直後の炉心の流動のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、燃料被覆管温度等については、「3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を、原子炉格納容器内温度については、「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与

える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と ECCS の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、低温側配管の口径である約 0.70m (27.5inch) の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、ECCS の作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなる。このため、より炉心崩壊熱が大きい状態で格納容器再循環サンプに貯水された高温の水を炉心注水することになり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) ECCS 作動信号

ECCS 作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(b) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え後は低圧再循環機能喪失を想定するため、高圧注入ポンプ2台を使用するものとする。また、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：0～約 360m^3／h、0～約 15.8MPa[gage]、低圧注入特性：0～約 2,500m^3／h、0～約 1.5MPa[gage]）を用いるものとする。最大注入特性とすることにより、破断口からの流出流量が多くなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

(c) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は ECCS 作動限界値到達 60 秒後に4基の蒸気発生器に合計 370m^3／h の流量で注水するものとする。

(d) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力及び初期保有水量については、標準的に最低保持圧力及び最小保有

水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

(e)　再循環切替

再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位 16%到達後に行うものとする。

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(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は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、原子炉補機冷却水サージタンクの現場での加圧操作、中央制御室での冷却開始操作等を考慮して、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.392MPa[gage]到達から 30 分後に開始するものとする。

(3)　有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.4.3 図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.1.4.5 図から第 7.1.4.10 図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第 7.1.4.11 図から第 7.1.4.15 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、破断口からの１次冷却材の流出に伴い１次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始される。炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約37分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行う。切替え時に余熱除去ポンプによる低圧再循環機能が喪失するが、高圧注入ポンプによる高圧再循環により原子炉容器内水位は炉心上端以上の水位で維持される。しかしながら、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。

事象発生の約8.4時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後である事象発生の約8.9時間後に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を開始することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は、第7.1.4.14図及び第7.1.4.15図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.408MPa[gage]及び約140℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）及び200℃を下回る。

燃料被覆管温度は、破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第 7.1.4.10 図に示すとおり、ECCS による炉心注水によって低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、設計基準事故「3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「3.2.1 原子炉冷却材喪失」において、ECCS の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（１次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）における断面積の２倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものと想定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約 1,006℃であり、燃料被覆管の酸化量は約１％である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度は 1,200℃以下、燃料被覆管の酸化量は 15%以下となる。

１次系圧力は、第 7.1.4.5 図に示すとおり、初期値（約 15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉は事象発生の約 37 分後に高圧再循環運転に切り替えることで炉心の冠水状態を維持でき、第 7.1.4.12 図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により格納容器再循環サンプ水温が低下に転じる約 14 時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。さらに、高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却を継続することにより、原子炉の安定停止状態を維持できる。また、原子炉格納容器圧力及び温度は、

事象発生の約8.9時間後に低下傾向に転じ、原子炉格納容器の安定状態に到達する。

なお、余熱除去系の復旧により余熱除去系の使用が期待できる場合には、余熱除去冷却器を経由する余熱除去ポンプによる低圧再循環を行うことにより、低温停止状態に到達させることが可能である。また同様に、原子炉格納容器スプレイ系の復旧により原子炉格納容器スプレイ系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

7.1.4.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始する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とする。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響

評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.4.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び標準値とし

て設定しているＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a)　運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの１次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用い

た場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、格納容器内自然対流冷却は、開始前の原子炉格納容器の圧力を起点としていることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用い

た場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号炉の設計値（1基当たりの除熱特性：100℃～約168℃、約6.7MW～約12.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.4.16図及び第7.1.4.17図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はさらに抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.1.4.4図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

格納容器内自然対流冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩やかになると、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始

が遅くなる場合でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することにより原子炉格納容器の圧力上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなることから、事象発生の 80 分後から格納容器内自然対流冷却を開始することを想定した場合の感度解析を実施した。その場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、格納容器内自然対流冷却の開始直後から低めに推移する。A、B 格納容器再循環ユニットの除熱量は原子炉格納容器内温度に依存し、原子炉格納容器内温度が低い場合には除熱量も減少するが、第 7.1.4.18 図及び第 7.1.4.19 図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値については、解析条件である原子炉格納容器の最高使用圧力到達の 30 分後から格納容器内自然対流冷却を開始した場合と比較して低下している。このため、格納容器内自然対流冷却を早期に開始した場合には、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、第 7.1.4.20 図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力から最高使用圧力の 2 倍に到達するまでの時間を、原子炉格納容器

圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として原子炉格納容器の最高使用圧力到達から 12 時間程度は確保できる。

(4) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による格納容器内自然対流冷却を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.4.1 (3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 32 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員 52 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水　　源

燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、高圧再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の評価結果となる。

b. 燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必

要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.1.4.5 結　　論

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失することにより、原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器が過圧破損に至るため、格納容器再循環サンプに貯水される水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却等を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環、

格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による高圧再循環、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等を行うことにより、原子炉格納容器先行破損は生じない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、格納容器内自然対流冷却等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」

に対して有効である。

7.1.5　原子炉停止機能喪失

7.1.5.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉の出力運転中に起因事象として運転時の異常な過渡変化が発生し、原子炉トリップが必要となるが、原子炉トリップ機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、運転時の異常な過渡変化のうち「主給水流量喪失」、「負荷の喪失」のような加圧事象では、原子炉が高出力で維持されるとともに、蒸気発生器への注水喪失により除熱が低下することから、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力の抑制を図るとともに、蒸気発生器への注水を確保し、1次系の過圧を防止することにより炉心損傷を防止する。長期的には、炉心への

ほう酸水注入により未臨界を確保するとともに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、主蒸気ライン隔離、補助給水ポンプ等を自動作動させる多様化自動作動設備を整備する。また、未臨界を確保するため、緊急ほう酸注入等を整備し、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.1.5.1図に、対応手順の概要を第7.1.5.2図から第7.1.5.4図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.1.5.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.5.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計14名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員6名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第7.1.5.5図及び第7.1.5.6図に示す。

a. 運転時の異常な過渡変化の発生及び原子炉トリップ機能喪失の判断

運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉トリップすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が５％以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、原子炉トリップ機能喪失を判断する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

原子炉トリップ機能喪失時は、中央制御室での手動による対応として原子炉トリップ、タービントリップ、常用系パワーセンタ母線遮断器の開放操作による電動発電機電源断、制御棒の手動挿入等の操作を行う。この中央制御室での対応で原子炉が停止状態とならなければ、現場での対応による原子炉トリップ遮断器の開放操作等を行う。

原子炉トリップ機能喪失の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 多様化自動作動設備の作動及び作動状況確認

運転時の異常な過渡変化の発生時に原子炉トリップ機能喪失となった事象のうち、蒸気発生器の水位が低下する事象に対しては、多様化自動作動設備が作動し、主蒸気ライン隔離等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が自動起動し、補助給水流量の確立を確認する。

また、主蒸気ライン隔離等による１次系温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した１次系圧力が、補助給水ポンプ自動起動並

びに加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の作動により抑制されていることを確認する。

多様化自動作動設備の作動状況の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。また、１次系温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、１次系の挙動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

c. 緊急ほう酸注入及びほう酸希釈ラインの隔離

制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が５％以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、ほう酸水注入の実施を判断し、化学体積制御設備等によりほう酸水を炉心へ注入し、１次冷却材のほう素濃度を上昇させるとともに、ほう酸希釈ラインを隔離する。

緊急ほう酸注入の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、緊急ほう酸注入の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

d. 原子炉未臨界状態及びほう素濃度の確認並びに１次系の減温及び減圧

出力領域中性子束計指示が５％未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負であることにより、原子炉が未臨界であることを確認する。また、１次冷却材中のほう素濃度が、燃料取替ほう素濃度以上であることをサンプリングにより確認する。その後、燃料取替ほう素濃度以上を満足していれば、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイにより１次系の減温、減圧を行う。

原子炉の未臨界状態の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、１次系の減温、減圧の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等である。

e.　余熱除去系による炉心冷却への切替え

長期対策として、１次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり、余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。また、余熱除去系による炉心冷却は継続的に行う。

余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

7.1.5.2　炉心損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、運転時の異常な過渡変化発生時に原子炉トリップ機能が喪失し、多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給

水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認する「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における中性子動特性、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、崩壊熱、燃料棒内温度変化及び沸騰・ボイド率変化、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であり、1次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードSPARKLE-2により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。さらに、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに影響を与えるものについては、「7.1.5.3(3) 感度解析」において、それらの不確かさの重畳を考慮した影響評価を実施する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.5.2表及び第7.1.5.3表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以

下に示す。

a. 初期条件

(a) 炉心熱出力

炉心熱出力の初期値は、定格値（3,411MWt）を用いるものとする。

(b) １次系圧力

１次系圧力の初期値は、定格値（15.41MPa[gage]）を用いるものとする。

(c) １次冷却材平均温度

１次冷却材平均温度の初期値は、定格値（307.1℃）を用いるものとする。

(d) 減速材温度係数

減速材温度係数の初期値は、ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう－16pcm／℃に設定するものとする。

(e) ドップラ特性

ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性（標準値）を設定するものとする。

(f) 対象炉心

ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(d)、(e) の特性を考慮した炉心を用いるものとする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

ⅰ. 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

ⅱ. 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

起因事象として、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

原子炉トリップ機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続されることから1次冷却材流量が低下せず、1次系温度上昇が小さくなる。このため、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなることから、圧力評価の観点で厳しくなる。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 多様化自動作動設備

原子炉が自動停止せず、蒸気発生器水位低下を多様化自動作動設備が検知し、主蒸気ライン隔離信号及び補助給水ポンプ自動作動信号を発信するものとする。また、多様化自動作動設備作動設定値は、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位7%と

する。

(b)　主蒸気ライン隔離

解析上は多様化自動作動設備作動設定値到達 17 秒後に全ループの主蒸気隔離弁が閉止し、主蒸気ラインの隔離が完了するものとする。

(c)　補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上は多様化自動作動設備作動設定値到達60秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^3／hの流量で注水するものとする。

d.　重大事故等対策に関連する操作条件

多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ起動による蒸気発生器への注水により、１次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作に関する条件はない。

(3)　有効性評価の結果

a.　主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.5.3 図に、原子炉出力、１次冷却材平均温度、１次系圧力等の１次系パラメータの変化を第 7.1.5.7 図から第 7.1.5.13 図に、２次系除熱量、蒸気発生器２次側保有水量等の２次系パラメータの変化を第 7.1.5.14 図から第 7.1.5.18 図に示す。

(a)　事象進展

事象発生後、主給水流量の喪失に伴い１次系温度及び圧

力が緩やかに上昇する。この時、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水流量喪失による蒸気発生器水位の低下を多様化自動作動設備が検知し、主蒸気ラインを隔離する。これにより、１次系温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

１次系温度の上昇に伴い、１次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑制され、また、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により炉心が冷却され、１次系の圧力上昇は抑制される。

(b)　評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、第 7.1.5.9 図に示すとおり、約 18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

燃料被覆管温度は、第 7.1.5.13 図に示すとおり、原子炉トリップ機能の喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉

格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.5.8 図及び第 7.1.5.9 図に示すように、事象発生後 600 秒時点において１次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続し、化学体積制御設備を用いたほう酸水の炉心注入により未臨界を確保した後、１次系の降温、降圧を行い、事象発生の約 16 時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約 21.5 時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

b. 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.5.4 図に、原子炉出力、１次冷却材平均温度、１次系圧力等の１次系パラメータの変化を第 7.1.5.19 図から第 7.1.5.25 図に、２次系除熱量、蒸気発生器２次側保有水量等の２次系パラメータの変

化を第 7.1.5.26 図から第 7.1.5.30 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、負荷の喪失に伴い１次系温度及び１次系圧力が上昇する。この時、原子炉は自動停止しないが、蒸気負荷の喪失により１次系温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。その後、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、１次系温度の上昇は抑制され、原子炉出力が維持される。また、全ての主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障に伴う主給水流量喪失による蒸気発生器水位の低下を多様化自動作動設備が検知する。

１次系温度の上昇に伴い、１次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑制され、また、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により炉心が冷却され、１次系の圧力上昇は抑制される。

(b) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、第 7.1.5.21 図に示すとおり、約 18.9MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

燃料被覆管温度は、第 7.1.5.25 図に示すとおり、原子炉トリップ機能の喪失によりわずかに上昇し、約 360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならな

い。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.5.20 図及び第 7.1.5.21 図に示すように、事象発生後 600 秒時点において１次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続し、化学体積制御設備を用いたほう酸水の炉心注入により未臨界を確保した後、１次系の降温、降圧を行い、事象発生の約 16 時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約 21.5 時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.5.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展は早いが、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a.　運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2 (2) 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における減速材反応度帰還効果の不確かさとして、減速材温度係数を3.6pcm／℃大きく評価する可能性がある。このため、実際の減速材反応度帰還効果は小さくなり、1次系温度上昇時における負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が増加する。減速材反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。

炉心におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさとして、10%小さく評価する可能性がある。このため、実際のドップラ反応度帰還効果は大きくなり、燃料温度低下時における正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が増加する。ドップラ反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この

不確かさを考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさは、ドップラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含める。

炉心における沸騰・ボイド率変化の不確かさとして、炉心ボイド率を８％大きく評価する可能性がある。このため、実際の炉心ボイド率は小さくなり、１次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、１次系温度上昇時における負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、１次系圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達及び２次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で１次系温度を２℃、１次系圧力を0.2MPa低く評価する可能性がある。このため、実際の１次系圧力は高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の１次系温度が高くなり、１次冷却材保有熱量が増加するため、１次冷却材膨張量が増加する。これらの解析コードの不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、１次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安

全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.5.2 表及び第 7.1.5.3 表に示すとおりである。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる初期条件である炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差、ドップラ特性及び減速材温度係数の取替炉心ごとの変動並びに標準値として設定している炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2 (2) 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度について、初期定常誤差が原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる

圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響を「(3)感度解析」にて確認する。

減速材温度係数のサイクル寿命中の変化及び取替炉心ごとの変動を考慮し、最確条件の減速材温度係数を用いた場合、解析条件として設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次系温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

ドップラ特性の取替炉心ごとの変動を考慮し、最確条件のドップラ特性を用いた場合においても、解析条件として設定しているドップラ特性と大きく変わらないため、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくないが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(3) 感度解析」にて確認する。

3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考

慮した場合、減速材温度係数は絶対値が大きくなり負の反応度帰還効果が大きくなる傾向となり、また、ドップラ特性は大きくなり正の反応度帰還効果が大きくなる傾向となるため、評価項目となるパラメータに与える影響について確認する観点から、３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した場合の感度解析を実施した。感度解析に当たって、減速材温度係数の初期値は取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し負の反応度帰還効果が小さくなるよう－19pcm／℃を設定し、ドップラ特性は３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定する。その結果、第 7.1.5.31 図及び第 7.1.5.32 図に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 18.5MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 18.7MPa[gage]となる。１次系圧力を高くする方向に作用するドップラ特性の相違による影響よりも、１次系圧力を低くする方向に作用する減速材温度係数初期値の相違による影響の方が大きいことから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるが、１次系圧力が最大となる時の原子炉出力は崩壊熱よりも十分大きく、崩壊熱が１次系圧力上昇に与える影響は小

さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2（2）有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

（3） 感度解析

解析コード及び解析条件の不確かさにより、1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を実施した。感度解析に当たって、炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びにドップラ反応度帰還効果の不確かさを考慮する。その結果は、第7.1.5.4表及び第7.1.5.5表並びに第7.1.5.33図及び第

7.1.5.34図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約19.4MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約19.6MPa[gage]となる。「7.1.5.2（3）有効性評価の結果」で示す各々の最高値約18.6MPa[gage]及び約18.9MPa[gage]に比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回っている。

さらに、「(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」のとおり、解析コードにおける1次系温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回り、評価項目を満足する。

(4) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

本重要事故シーケンスは、「7.1.5.2（2）有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作遅れによる影響はない。

(5) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲とし

て、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、感度解析により、解析コード及び解析条件の不確かさの重畳を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動による蒸気発生器への注水等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

7.1.5.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.5.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり14名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2)　必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

なお、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリッ

プ機能が喪失する事故」において、資源の評価結果は同じである。

a. 水　　源

復水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンクが枯渇するまでの水量約970m^{3}の使用を考慮し、事象発生後約14.8時間の注水継続が可能である。余熱除去系による炉心冷却は、事象発生の約18時間後から使用可能となるため、復水タンク枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約3.2時間は、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの淡水（八田浦貯水池）又は海水補給が必要となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水は不要であり、復水タンクへの補給は不要である。

なお、本重要事故シーケンスにおいては、外部電源の喪失を想定しておらず、復水タンク枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約3.2時間は、常設設備により復水タンクへの補給が可能となる。

b. 燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水

タンクへの補給及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 11.7kℓの重油が必要となる。使用済燃料ピットへの注水については、復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により起動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.1.5.5 結　　論

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉のトリップ機能が喪失することにより、１次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの１次冷却材の漏えいにより

１次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、緊急ほう酸注入、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、多様化自動作動設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動すること等により、１次系圧力が過度に上昇することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した。感度解析結果より、解析コード及び解析条件の不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できる。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可

能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。

7.1.6 ECCS注水機能喪失

7.1.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCSによる炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次系を強制的に減温、減圧することにより1次系を減温、減圧し、炉心注水の促進及び漏えい量の抑制を図ることにより炉心損傷を防

止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.1.6.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.6.2 図及び第 7.1.6.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.6.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.6.2 (1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 30 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員６名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.6.4 図に示す。また、

重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対処可能である。

a. プラントトリップ及びECCS作動信号発信の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

b. １次冷却材の漏えいの判断

１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材の漏えいを判断する。

１次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

c. 燃料取替用水タンクへの補給準備

１次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。

d. 高圧注入機能喪失の判断及び回復操作等

高圧注入ポンプの起動失敗又は高圧注入ポンプ流量が上昇しないことにより高圧注入機能喪失と判断するとともに、

高圧注入系の回復操作、充てんポンプによる炉心注水を行う。

高圧注入機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

e. ２次系強制冷却

高圧注入機能喪失を判断した後に、主蒸気逃がし弁の開操作により、１次系の減温、減圧を行い、蓄圧注入、低圧注入の促進及び漏えい量の抑制を図る。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

２次系強制冷却を確認するために必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

f. 電気式水素燃焼装置（以下「イグナイタ」という。）の起動及び格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度計指示が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、イグナイタの運転状態を電気式水素燃焼装置動作監視装置により確認する。

g. 蓄圧注入系作動の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止

１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。また、蓄圧

注入開始後、1次冷却材圧力計指示が約 0.6MPa[gage]となれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、蓄圧タンクの出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

h. 余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認

2次系強制冷却等による1次系圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。

余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

i. 低圧再循環への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 65%以上を確認し、低圧再循環に切替え、低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。以降、長期対策として、低圧再循環による炉心冷却を継続的に行う。

低圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、低圧再循環による炉心注水状態の確認に必要な計装設備は余熱除去流量等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

7.1.6.2　炉心損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる１次冷却材の流出流量が多いことから、運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、１次系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達、冷却材放出及び２次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により、１次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2)　有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と ECCS の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための１次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約 15cm（６inch)、約 10cm（４inch）及び約５cm（２inch）とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 余熱除去ポンプ

炉心への注水は、余熱除去ポンプ２台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水流量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性（低圧注入特性：０～約 1,010m^3／h、０～約 0.9MPa[gage]）を用いるものとする。

(b)　補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上は、ECCS 作動限界値到達 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^3／h の流量で注水するものとする。

(c)　主蒸気逃がし弁

２次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁４個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理するものとする。

(d)　蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングが遅くなることにより１次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 2次系強制冷却は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(1)及び(2)に従い、ECCS作動信号発信から10分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。

(b) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.6.3図に示す。

a. 6inch破断

1次系圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第7.1.6.5図から第7.1.6.11図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第7.1.6.12図から第7.1.6.14図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出に伴い1次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約16秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入機能の喪失を想定することから、1次系保有水量が減少することより炉心が一時的に露出し、燃料被覆管温度は上昇する。事象発生の約5.9分後に1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、炉心は再び冠水することにより燃料被覆管温度

は低下する。

さらに、ECCS 作動信号発信の 10 分後である事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による２次系強制冷却を開始し、その１分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するが、蓄圧注入による１次系保有水量の回復に伴い１次系圧力の低下が抑制され、蓄圧注入が一時的に停止することにより炉心水位が低下し、事象発生の約 13 分後に炉心が再び露出し、燃料被覆管温度は上昇する。その後、燃料被覆管温度は事象発生の約 22 分後に約 581℃に到達した後、再冠水することにより急速に低下し、１次系圧力が低下することにより、事象発生の約 23 分後に低圧注入が開始され、１次系保有水量が回復に転じる。

(b)　評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.6.11 図に示すとおり、事象発生の約 22 分後に約 581℃に到達した後に再冠水することにより低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。

１次系圧力は、第 7.1.6.5 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器ス

プレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.6.7 図に示すように、事象発生後 60 分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約2.9時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

b. ４inch 破断

１次系圧力、１次系保有水量、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.1.6.15 図から第 7.1.6.21 図に、２次系圧力、補助給水流量等の２次系パラメータの変化を第 7.1.6.22 図から第 7.1.6.24 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、破断口からの１次冷却材の流出に伴い１次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のト

リップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約 24 秒後に「原子炉圧力低」信号の ECCS 作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入機能の喪失を想定することから、1 次系保有水量が減少することにより、事象発生の約 7 分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇するが、再び冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。その後、事象発生の約 9.8 分後に再び炉心が露出する。

さらに、ECCS 作動信号発信の 10 分後である事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次系強制冷却を開始し、その 1 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 14 分後に、1 次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は事象発生の約 16 分後に約 891℃に到達した後、事象発生の約 19 分後に再冠水することにより急速に低下する。さらに、1 次系圧力が低下することにより、事象発生の約 31 分後に低圧注入が開始され、1 次系保有水量が回復に転じる。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.6.21 図に示すとおり、事象発生の約 16 分後に約 891℃に到達した後に再冠水することにより低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 1.7%にとどまることから、15%以下となる。

１次系圧力は、第 7.1.6.15 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.6.17 図に示すように、事象発生後 60 分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 3.3 時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

c.　２inch 破断

１次系圧力、１次系保有水量、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.1.6.25 図から第 7.1.6.31 図に、２次系圧力、補助給水流量等の２次系パラメータの変化を第 7.1.6.32 図から第 7.1.6.34 図に示す。

(a)　事象進展

事象発生後、破断口からの１次冷却材の流出に伴い１次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約 65 秒後に「原子炉圧力低」信号の ECCS 作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、ECCS 作動信号発信の 10 分後である事象発生の約 11 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による２次系強制冷却を開始し、その１分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 19 分後に、１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生の約 49 分後に低圧注入が開始され、１次系保有水量が回復に転じる。この期間中、炉心の冠水状態は維持される。

(b)　評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.6.31 図に示すとおり、炉心が冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸

化反応は著しくならない。

１次系圧力は、第 7.1.6.25 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.6.27 図に示すように、事象発生後 180 分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 7.2 時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.6.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、高圧注入機能の喪失を想定することから、運転員等操作である２次系強制冷却により１次系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることにより炉心冷却を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、ECCS 作動信号の発信を起点に操作を開始する２次系強制冷却とする。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a.　運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を

大きく評価するジルコニウム－水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高く評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

１次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、解析における破断口径を６inch、４inch 及び２inch とすることにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、解析コードの持つ不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を 10%小さく若しくは 50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、１次系の減温、減圧が遅くなるため、１次系温度及び圧力の低下が抑制される。しかしながら、１次系圧力の低下により発信する ECCS 作動信号は、サブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点としている２次系強制冷却の開始に与える影響はない。

１次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系圧力は低くなるが、１次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、２次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点としている２次系強制冷却の開始に与える影響はない。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の１次側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなるが、１次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、２次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点としている２次系強制冷却の開始に与える影響はない。

b.　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム－水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高く評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、炉心露出に対する余裕が大きくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

１次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。また、二相領域での漏えい率を 10%小さく若しくは 50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、１次系の減温、減圧が遅くなるため、１次系温度及び圧力の低下が抑制され、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる影響があるが、１次系圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクによる炉心注水開始が遅れ、１次系保有水量の回復が遅れることから、評価項目に対する余裕が小さくなる影響もある。このため、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響の程度を確認するため、解析における破断口径を６inch、４inch 及び２inch とすることで、破断流量の不確かさの影響を考慮している。

１次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系圧力は低くなることにより、漏えい量が少なくなるため、１

次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなることにより１次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2)　解析条件の不確かさの影響評価

a.　初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.6.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破断口径に関する影響評価並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a)　運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、

１次系圧力の低下により発信するECCS作動信号の発信を起点としている２次系強制冷却の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、１次系からの漏えい率が変動することにより、１次系圧力の低下に影響を与える。このため、１次系圧力の低下により発信するECCS作動信号の発信を起点としている２次系強制冷却の開始が変動する。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次系からの漏えい率及び１次冷却材の蒸散率が小さくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、１次系からの漏えい率が変動することにより、１次系保有水量に影響を与えることから、６inch破断、４inch破断及び２inch破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。その結果、以下に示すとおり、評価項目に対して十分な余裕がある。

ｉ．　６inch破断

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、１次系圧力の低下が早くなり、早期にループシールが解除されることにより、蓄圧注入が開始される。その後、２次系強制冷却の開始後に蓄圧注入が一時的に停止し炉心は露出するが、蓄圧注入が再

開することにより炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

ⅱ．　４inch破断

事象初期の破断流量及び１次系圧力の低下は２inch破断と６inch破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、１次系保有水量の減少により一時的に炉心は露出する。その後、１次系圧力の低下により２次系強制冷却を開始するとともに、蓄圧注入が開始されることにより炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

ⅲ．　２inch破断

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに１次系圧力の低下が遅くなり、２次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。

ⅳ．　４inch破断から２inch破断の間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに１次系圧力の低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、２次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、１次系保有水量の減少が遅く、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。

ⅴ．　４inch破断から６inch破断の間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに１次系圧力の低下が早くなり、事

象初期にループシールが解除される。その後、２次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的早くなることから、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、１次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなる。その影響を、炉心露出に至る６inch 破断及び４inch 破断のケースにおいて、最大保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.1.6.35 図から第 7.1.6.37 図に示すとおり、６inch 破断の場合では、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなることによりループシール解除後に１次冷却材の流出によって低下した水位の回復が遅くなるため、燃料被覆管温度は高めに推移し、燃料被覆管最高温度は約 746℃となる。また、第 7.1.6.38 図から第 7.1.6.40 図に示すとおり、４inch 破断の場合では、炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約 928℃となる。このように、評価項目に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不

確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.1.6.4 図に示すとおり、2 次系強制冷却は中央制御室で行う操作であり、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

2 次系強制冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより 1 次系温度及び圧力の低下が早くなると、ECCS 作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように、操作開始が早くなる場合には、1 次系からの漏えい量が少なくなり、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の不確かさにより 1 次系からの漏えい量が少なくなると、1 次系圧力の低下が遅くなるため、ECCS 作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように、操作開始が遅くなる場合には、1 次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、ECCS 作動信号発信 11 分後の 2 次系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を 3 分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れに対して評価項目を下回っており、評価項目となるパラメータに与え

る影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

２次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、２次系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、６inch 破断及び４inch 破断のケースにおいて、２次系強制冷却の開始を３分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、６inch破断の解析結果は第7.1.6.41図から第7.1.6.46図に示すとおりであり、２次系強制冷却を開始する前に蓄圧注入が開始し、炉心は冠水している。その後、間欠的な蓄圧注入挙動により炉心は露出するが、炉心水位は高い状態を維持しており、燃料被覆管最高温度は約577℃となる。また、４inch破断の解析結果は第7.1.6.47図から第7.1.6.52図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることにより１次系圧力がわずかに高く推移し、１次系からの漏えい量が多くなるとともに、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなり、燃料被覆管最高温度は約1,115℃となるが、いずれも評価項目を下回っている。このため、操作時間余裕としてECCS作動信号の発信から13分程度は確保できる。

(4) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響

を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による２次系強制冷却を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.6.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.6.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2)　必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1（2）資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a.　水　　源

燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達後、低圧再循環に切り替える。再循環切替え以降

は、格納容器再循環サンプを水源とした低圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃　　料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.1.6.5 結　　論

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心への注水ができないことにより１次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入等を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却等を行うことにより、破断サイズにより蓄圧注入又は低圧注入を促進させ、破断口径が大きい６inch 破断及び４inch 破断については、炉心は一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。また、破断口径が比較的小さい２inch 破断については、炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、２次系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して有効である。

7.1.7　ECCS 再循環機能喪失

7.1.7.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」、「中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故」である。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」では、原子

炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、燃料取替用水タンクを水源とした ECCS による炉心への注水を行った後に、格納容器再循環サンプを水源とする ECCS 再循環による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、代替再循環による炉心注水を継続的に行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、余熱除去系と格納容器スプレイ系間のタイラインを使用するB格納容器スプレイポンプ（以下「B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）」という。）による代替再循環、格納容器スプレイ再循環等を整備する。

これらの対策の概略系統図を第 7.1.7.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.7.2 図及び第 7.1.7.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.7.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.7.2 (1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、

緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員４名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第7.1.7.4図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、24名で対処可能である。

a.　プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信した場合は、格納容器スプレイポンプの自動作動を確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄

圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、原子炉格納容器スプレイ作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

b.　１次冷却材の漏えいの判断

１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材の漏えいを判断する。

１次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

c.　燃料取替用水タンクへの補給準備

１次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。

d.　高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が 16％となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 65％以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切り替える。また、原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、格納容器スプレイ再循環に切り替える。

高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

e.　低圧再循環機能喪失の判断及び回復操作等

余熱除去ポンプの運転継続失敗等による余熱除去流量の喪失により、低圧再循環機能喪失と判断する。この対応操作として、低圧再循環機能の回復操作、燃料取替用水タンクの補給操作、主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を行う。ま

た、原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、原子炉格納容器圧力の変化等により、格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイの状態を確認する。

低圧再循環機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイの確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

なお、低圧再循環機能喪失に加えて高圧再循環が機能喪失し、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水が継続している場合は、燃料取替用水タンクの水位低下を低減するために高圧注入ポンプ１台運転とする。

f. 代替再循環による炉心冷却

余熱除去ポンプの運転継続失敗等による低圧再循環機能喪失時の対応操作として、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環の準備を行う。準備が完了すれば、代替再循環を開始し、代替再循環による炉心注水の状態を確認する。以降、長期対策として、代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。

代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

g. 原子炉格納容器の健全性維持

長期対策として、Ａ格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環により、原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。

原子炉格納容器の健全性維持の確認に必要な計装設備は、

格納容器圧力等である。

7.1.7.2　炉心損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断口径の大きさにより１次冷却材の流出流量が多くなるとともに、再循環切替えまでの時間が短いことにより再循環機能が喪失する時点での炉心崩壊熱が大きくなることから、運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンス以外の事故シーケンスである「中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故」の炉心損傷防止対策として、２次系強制冷却により１次系を減圧させた後、低圧再循環により長期的な炉心冷却を確保する手段があるが、この対策の有効性については、「7.1.6 ECCS 注水機能喪失」において確認している。さらにその手段に失敗した場合においても、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環等に期待できる。したがって、「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」において対策の有効性を確認することにより、「中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故」における対策の有効性を確認できる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表

面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに１次系における気液分離・対向流及び ECCS 強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である総合解析コード MAAP により、１次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAP コードについては、LOCA 直後の炉心の流動のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、燃料被覆管温度等については、「3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を、原子炉格納容器内温度については、「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。また、事象初期の原子炉格納容器圧力については、MAAP コードにおいても適切な模擬が可能であるが、１次系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギ保存則を解くことにより、事象初期のブローダウン期間及びリフィル／再冠水期間をより詳細に評価している「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

さらに、MAAP コードの炉心水位の予測の不確かさに関し、

「7.1.7.3（3）感度解析」において、MAAP コードと M-RELAP5 コードとの比較による評価を実施する。

（2） 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.7.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

（a） 起因事象

起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と ECCS の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、低温側配管の口径である約 0.70m（27.5inch）の完全両端破断とする。

（b） 安全機能の喪失に対する仮定

低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失するものとする。

（c） 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、ECCS の作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却上厳しくなる。

（d） 再循環切替

再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位 16％到達時に行うものとし、再循環機能が喪失するものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) ECCS 作動信号

ECCS 作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(b) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器スプレイ作動信号は、「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.205MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(c) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え時点で低圧及び高圧再循環機能喪失を想定するものとする。また、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：0～約 360m^3／h、0～約 15.8MPa[gage]、低圧注入特性：0～約 2,500m^3／h、0～約 1.5MPa[gage]）を用いるものとする。最大注入特性とすることにより、水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しくなる。

(d) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは、再循環切替え前は、格納容

器スプレイとして格納容器スプレイポンプ２台を最大流量で使用するものとする。また、再循環切替え後は、１台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し、もう１台を格納容器スプレイとして最大流量で使用するものとする。

最大流量とすることにより、水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、１次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しくなる。

(e)　補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上はECCS作動限界値到達60秒後に４基の蒸気発生器に合計370m^3／hの流量で注水するものとする。

(f)　蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

（g） 代替再循環

代替再循環時の炉心注水流量は、再循環切替え時点での炉心崩壊熱に相当する1次冷却材の蒸散量を上回る流量として、200m^3／hを設定するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

（a） B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、現場での系統構成や中央制御室での操作等に余裕を考慮して、再循環機能喪失から30分後に開始するものとする。なお、運用上は「7.1.7.3（3）感度解析」に示すとおり、MAAPコードの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、代替再循環を実際に見込まれる操作時間である再循環機能喪失から15分後（訓練実績：13分）までに開始する。

（3） 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.7.3図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第7.1.7.5図から第7.1.7.12図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第7.1.7.13図から第7.1.7.16図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出に伴い1次系

圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始される。炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約17分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行うが、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去ポンプによる低圧再循環機能が喪失することにより、原子炉容器内水位は低下する。しかしながら、再循環機能喪失の30分後である事象発生の約47分後にB格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環により炉心注水を実施することにより、原子炉容器内水位は回復する。

b. 評価項目等

燃料被覆管温度は、破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第7.1.7.12図に示すとおり、ECCSによる炉心注水によって低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、設計基準事故「3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「3.2.1 原子炉冷却材喪失」において、ECCSの性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（１次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）における断面積の２倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものと想定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,006℃であり、燃料被覆管の酸化量は約１％である。このため、本事象においても燃料被覆管

最高温度は 1,200℃以下、燃料被覆管の酸化量は 15%以下となる。

1 次系圧力は、第 7.1.7.5 図に示すとおり、初期値（約 15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 7.1.7.15 図及び第 7.1.7.16 図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.7.14 図に示すように、格納容器再循環サンプ水温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約 2.0 時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、B 格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.7.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、運転員等操作であるＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環により、炉心を冷却することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、再循環機能喪失を起点に操作を開始する代替再循環とする。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a.　運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに１次系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(3) 感度解析」にて評価している。

b.　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに１次系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(3) 感度解析」にて評価している。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.7.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破断口径に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、ECCSによる炉心注水流量が多くなり、燃料取替用水タンクの水位低下が早くなることから、燃料取替用水タンク水位を起点としている代替再循環の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系圧力の低下が遅くなる。このため、ECCSによる炉心注水流量が少なくなり、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなることから、燃料取替用水タンク水位を起点としている代替再循環の開始が遅くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.1.7.4図に示すとおり、代替再循環は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

代替再循環については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、ECCSによる炉心注水流量が多くなることから、燃料取替用水タンクの水位

低下が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなるため、１次冷却材の蒸散率が大きくなり、１次系保有水量の減少が早く、評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 感度解析」において、再循環機能喪失から 15 分後に代替再循環を開始することにより、炉心は露出しないことを確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、一方で、破断口径等の不確かさにより１次系温度及び圧力の低下が遅くなり、ECCS による炉心注水流量が少なくなることから、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が小さくなるため、１次冷却材の蒸散率が小さくなり、１次系保有水量の減少が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

なお、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに１次系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(3) 感度解析」にて評価している。

(3) 感度解析

MAAP コードにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに１次系における気液分離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため、本重要事故シーケンスにおいて、M-RELAP5 コードによる感度解析を行った。

その結果は、第 7.1.7.17 図に示すとおりであり、MAAP コードは M-RELAP5 コードより約 15 分炉心露出を遅めに予測する傾向を確認した。また、M-RELAP5 コードにより再循環機能喪失から 15 分後に代替再循環を開始した場合、第 7.1.7.18 図に示すとおり、再循環機能喪失後においても炉心は露出せず、燃料被覆管温度は上昇しない結果となった。このため、本重要事故シーケンスにおいては、炉心露出の予測に対する不確かさとして、15 分を考慮するものとする。なお、同評価では、MAAP コードによって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、両コードの計算結果から得られる原子炉格納容器内へ放出されるエネルギの差から見積もられる原子炉格納容器の圧力上昇に与える影響の差はわずかであることから、M-RELAP5 コードの炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに 1 次系における気液分離・対向流の不確かさとして、MAAP コードは M-RELAP5 コードと比較して、炉心露出を約 15 分遅く評価する可能性がある。この場合、再循環機能喪失から代替再循環開始までの操作時間余裕は小さくなり、評価項目に対する余裕も小さくなる。これに対して、解析条件として考慮している「再循環機能喪失から 30 分後」よりも 15 分早く代替再循環を開始できるように、要員を配置することから、炉心は露出することなく評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(4) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目と

なるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

代替再循環の開始時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被覆管温度評価の観点から、実際に見込まれる操作開始時間で最大となる再循環機能喪失から 15 分後に対して、開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.1.7.19 図及び第 7.1.7.20 図に示すとおり、評価項目に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として、再循環機能喪失から 20 分程度は確保できる。

(5) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。感度解析結果により、MAAP コードにおける炉心水位の予測の不確かさとして 15 分を考慮し、実際に見込まれる操作開始時間を 15 分早くした。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による代替再循環を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.7.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」において、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.7.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり、28 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員 52 名で対応可能である。

(2)　必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a.　水　　源

燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、高圧及び低圧再循環への切替えを行うが、再循環切替えに失敗する。このため、2 系列の格納容器スプレイ再循環切替成功を確認した後、B 格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環に切り替える。代替再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、A 格納容器スプレイポンプに

よる格納容器スプレイ再循環に切り替える。格納容器スプレイ再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイを継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の評価結果となる。

b. 燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後７日間ディーゼル発電機２台が全負荷で運転した場合、約 593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 11.7kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源の喪失は想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.1.7.5　結　　論

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」では、燃料取替用水タンクを水源とした ECCS による炉心への注水後に、格納容器再循環サンプを水源とする ECCS の再循環による炉心への注水機能が喪失することにより、1 次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、B 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、格納容器スプレイ再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による B 格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環等を行うことにより、再循環機能喪失後に炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧

力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した。感度解析結果より、MAAP コードにおける炉心水位の予測の不確かさとして 15 分を考慮し、実際に見込まれる操作開始時間を 15 分早くした。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、B 格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に対して有効である。

7.1.8　格納容器バイパス

7.1.8.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損

側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が破損し、さらに1次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することにより、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次系を強制的に減圧すること等により1次系の減温、減圧を行い、漏えい量の抑制を図るとともに、1次系保有水量を確保するために炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、ECCS等による炉心注水を確保するとともに、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却並びに加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行うことにより漏えいを抑制し、余熱除去系による長期的な炉心冷却を行うクールダウンアンドリサーキュレーション等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。さらに、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、余熱除去系

の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を整備するとともに、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.1.8.1図及び第7.1.8.2図に、対応手順の概要を第7.1.8.3図から第7.1.8.6図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.1.8.1表及び第7.1.8.2表に示す。

a. インターフェイスシステムLOCA

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.8.2（1）有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」における3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保修対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。この必要な要員と作業項目について第7.1.8.7図に示す。

(a)　プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(b)　漏えい箇所の判断及び対応操作

1次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により、余熱除去系からの漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断するとともに、インターフェイスシステムLOCA時に燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給準備を行う。

漏えい箇所の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(c)　漏えい箇所の隔離（１次系減圧前）

余熱除去系の隔離操作として、余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水タンク水の流出を抑制するために、燃料取替用水タンクと余熱除去系の隔離を行う。また、１次系保有水量の減少を抑制するために、１次系の減圧操作を開始する前に、漏えい箇所の隔離操作として中央制御室からの操作により１次系と余熱除去系の隔離操作を行う。なお、隔離操作については破断側系列及び健全側系列ともに行う。

漏えい箇所の隔離の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(d)　余熱除去系隔離失敗の判断

余熱除去系の隔離操作後に１次冷却材圧力の低下が継続することにより、余熱除去系の漏えい箇所の隔離に失敗したことを判断する。

余熱除去系の隔離失敗の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(e)　２次系強制冷却

余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、主蒸気逃がし弁の開操作により、１次系の減温、減圧を行う。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備

は、蒸気発生器狭域水位等である。

(f) 燃料取替用水タンクへの補給及び漏えい箇所の隔離準備（１次系減圧後）

余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給操作を行うとともに、１次系の減圧状態を確認し、現場操作等による隔離操作の準備を行う。

(g) 加圧器逃がし弁開操作による１次系の減圧

ECCS停止条件を早期に確立し、１次系からの漏えい量を抑制するため、１次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで１次系の減圧を行う。

１次系の減圧の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(h) 蓄圧タンク出口弁閉止

１次系からの漏えい量を抑制するため、ECCS停止条件の満足又は１次冷却材圧力計指示が約 0.6MPa[gage]となれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(i) 高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止

ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替え、炉心注水状態を確認する。切替え後に高圧注入ポンプを停止する。

高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポン

プ停止の判断に必要な計装設備は、加圧器水位等であり、充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(j) 健全側余熱除去系による炉心冷却への切替え

1次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、健全側の余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。

健全側余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

(k) 余熱除去系からの漏えい停止

1次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力以下であることを確認し、漏えい箇所の隔離操作として現場操作等により余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁等を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系からの漏えいを停止する。

余熱除去系からの漏えい停止の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器ス

プレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

b．蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.8.2（1）有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」における３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 22 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員２名及び保修対応要員４名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.8.8 図及び第 7.1.8.9 図に示す。

(a)　プラントトリップ及び ECCS 作動信号発信の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS 作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

(b) 漏えい箇所の判断及び対応操作

1次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ、高感度型主蒸気管モニタの指示上昇、破損側蒸気発生器水位上昇等により、蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器の判定を行うとともに、蒸気発生器伝熱管破損時に燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給準備を行う。

漏えい箇所の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(c) 漏えい箇所の隔離

破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を行う。

漏えい箇所の隔離の確認に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

(d) 破損側蒸気発生器隔離失敗の判断

破損側蒸気発生器の隔離操作後に破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力より低下し、減圧が継続していることによ

り、破損側蒸気発生器の隔離に失敗したことを判断する。

破損側蒸気発生器隔離失敗の判断に必要な計装設備は、主蒸気ライン圧力等である。

(e) ２次系強制冷却

破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の開操作により、１次系の減温、減圧を行う。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

(f) 燃料取替用水タンクへの補給

破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給操作を行う。

(g) 加圧器逃がし弁開操作による１次系の減圧

ECCS 停止条件を早期に確立し、１次系からの漏えい量を抑制するため、１次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで１次系の減圧を行う。

１次系の減圧の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(h) 蓄圧タンク出口弁閉止

蓄圧注入による破損側蒸気発生器２次側への漏えい量

を抑制するため、１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力になる前に蓄圧タンク出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

(i) 高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止

ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替え、炉心注水状態を確認する。切替え後に高圧注入ポンプを停止する。

高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプ停止の判断に必要な計装設備は、加圧器水位等であり、充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(j) 余熱除去系による炉心冷却への切替え

１次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。

余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

(k) １、２次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止

１次系の減圧により１次系と破損側蒸気発生器２次側を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。

１、２次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

(1)　１次系のフィードアンドブリード

余熱除去系の接続に失敗する場合には、この対応操作として、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中の炉心冷却状態の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。

(m)　代替再循環による炉心冷却

余熱除去系の接続に失敗する場合の長期対策として、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示が 70％以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環に切り替えることにより、代替再循環による炉心注水状態を確認する。以降、長期対策として代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、格納容器再循環サンプ水位（広域）等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合

でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

7.1.8.2　炉心損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮した「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、１次系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入、加圧器における冷却材放出並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達、冷却材放出及び２次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により、１次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.8.3表及び第7.1.8.4表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を各々について以下に示す。

a. インターフェイスシステムLOCA

(a) 事故条件

ⅰ. 起因事象

起因事象として、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとする。1次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。また、破断口径は、余熱除去系逃がし弁については実機における口径に基づいた値とし、余熱除去系機器等については実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値とする。なお、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることはなく、余熱除去系の低圧側に静的に1次系の圧力及び温度相当まで加圧及び加温されるものとする。

(ⅰ) 原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁
(等価直径約2.5cm(1inch)相当)

(ⅱ) 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁
(等価直径約10cm(4inch)相当)

（ⅲ）原子炉格納容器外の余熱除去系機器等

（等価直径約 2.8cm（1.12inch）相当）

ⅱ．安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能が喪失するものとする。

ⅲ．外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

(b)　重大事故等対策に関連する機器条件

ⅰ．高圧注入ポンプ

炉心への注水は、高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：０～約 360m^3／h、０～約 15.8MPa[gage]）を用いるものとする。

ⅱ．補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上は ECCS 作動限界値到達 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^3／hの流量で注水するものとする。

ⅲ．主蒸気逃がし弁

２次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁４個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置して

いる主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

ⅳ．蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることにより１次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。なお、本事故は事象発生後の事象進展が比較的早く、蓄圧タンクの初期条件の不確かさによる漏えい量に与える影響は小さいことから、他の事故と同様の取扱いとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

ⅴ．余熱除去系逃がし弁吹止まり圧力

余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとし、両逃がし弁からの漏えいが停止するものとする。

(c)　重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

ⅰ．２次系強制冷却は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対

する仮定」の（5）に従い、事象の判断、余熱除去系の隔離操作等を考慮して、ECCS作動信号発信から24分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。

ii．補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

iii．加圧器逃がし弁の開閉は、以下に示す加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

（i）ECCS停止条件成立前

イ．サブクール度 60℃以上で開操作

ロ．サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で閉操作

（ii）ECCS停止条件成立後

イ．サブクール度 20℃以上で開操作

ロ．サブクール度 10℃以下で閉操作

iv．高圧注入系から充てん系への切替えは、以下に示すECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとする。

（i）サブクール度 40℃以上

（ii）加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中

（iii）1次系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中

（iv）蒸気発生器狭域水位下端以上又は電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中

ｖ．健全側余熱除去系による炉心冷却は、以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

（ｉ）１次系温度 177℃以下

（ⅱ）１次系圧力 2.7MPa[gage]以下

ⅵ．運用上実際の操作では、充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するが、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁の閉止と同時に充てんポンプを停止するものとする。

b．　蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

（a）　事故条件

ｉ．起因事象

起因事象として、１基の蒸気発生器の伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こすものとする。

ⅱ．安全機能の喪失に対する仮定

破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁１個が開固着するものとする。

ⅲ．外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

(b)　重大事故等対策に関連する機器条件

ⅰ．高圧注入ポンプ

炉心への注水は、高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：０～約 360m^3／h、０～約 15.8MPa[gage]）を用いるものとする。

ⅱ．補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ２台及びタービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上は ECCS 作動限界値到達 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 370m^3／hの流量で注水するものとする。

ⅲ．主蒸気逃がし弁

２次系強制冷却として、健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁３個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10％を処理するものとする。

(c)　重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

ⅰ．破損側蒸気発生器の隔離は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（1）及び（2）に従い、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸

気元弁の閉止、破損側蒸気発生器への補助給水の停止及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止を行うものとし、原子炉トリップ信号発信から 10 分後に操作を開始し、操作終了に約２分を要するものとする。

ii．健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（2）に従い、破損側蒸気発生器隔離の操作終了時点から開始し、開操作に１分を要するものとする。

iii．補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

iv．加圧器逃がし弁の開閉は、以下に示す加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、１個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

（ｉ）ECCS 停止条件成立前

イ．サブクール度 60℃以上で開操作

ロ．サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50％以上で閉操作

（ii）ECCS 停止条件成立後

イ．サブクール度 20℃以上で開操作

ロ．サブクール度 10℃以下で閉操作

v．高圧注入系から充てん系への切替えは、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、以下に示す ECCS 停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとし、切

替えに２分の操作時間を考慮するものとする。

（ｉ）サブクール度 40℃以上

（ii）加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中

（iii）１次系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中

（iv）健全側の蒸気発生器狭域水位下端以上又は健全側蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ１台の設計流量以上で注水中

vi．充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

vii．余熱除去系による炉心冷却は、以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

（ｉ）１次系温度 177℃以下

（ii）１次系圧力 2.7MPa[gage]以下

(3)　有効性評価の結果

a.　インターフェイスシステム LOCA

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.8.4 図に、１次系圧力、１次系温度、１次系保有水量、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.1.8.10 図から第 7.1.8.21 図に、補助給水流量及び主蒸気流量の２次系パラメータの変化を第 7.1.8.22 図及び第 7.1.8.23 図に示す。

(a)　事象進展

事象発生後、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生し、誤開又は破損が発生した側の余熱除去系逃がし弁、余熱除去系機器等からの１次冷却材の流出に伴い１次系

圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約21秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始される。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

事象発生の約11分後に1次系圧力が余熱除去冷却器出口逃がし弁の吹止まり圧力まで低下するため、逃がし弁が閉止することにより、1次系保有水量が回復する。

1次系圧力の低下が継続するため、ECCS作動信号発信の24分後である事象発生の約24分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するとともに、加圧器水位の回復と1次系からの漏えい量抑制のため、事象発生の約63分後に加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行い、事象発生の約63分後に高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えを行う。

その後、事象発生の約63分後に健全側余熱除去系による炉心冷却を開始するとともに、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作で閉止することにより、1次冷却材の漏えいは停止する。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第7.1.8.21図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約390℃）以下にとど

まる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

１次系圧力は、第7.1.8.10図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、余熱除去ポンプ入口逃がし弁の作動及び加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第7.1.8.10図及び第7.1.8.11図に示すように、事象発生後８時間時点においても１次系圧力及び温度は安定又は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却さ

れている。その後は、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生の約 10 時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

b. 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.8.6 図に、１、２次系圧力、１次系温度、１次系保有水量、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.1.8.24 図から第 7.1.8.33 図に、蒸気発生器水位、蒸気流量等の２次系パラメータの変化を第 7.1.8.34 図から第 7.1.8.36 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、破断した伝熱管を通じて１次冷却材の蒸気発生器２次側への流出に伴い１次系圧力が低下することにより、事象発生の約５分後に「過大温度ΔＴ高」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約６分後の主蒸気逃がし弁作動と同時に破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁の開固着を想定しているため、１次系温度及び圧力が低下することにより、事象発生の約８分後に「原子炉圧力低」信号の ECCS 作動限界値に到達した後、ECCS が作動し、炉心注水が開始され、１次系保有水量は回復に転じる。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

原子炉トリップ信号発信の 10 分後である事象発生の約

15分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始し、その約2分後に隔離操作を終了する。しかしながら、破損側蒸気発生器の減圧が継続するため、破損側蒸気発生器の隔離操作の終了時点から健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するとともに、加圧器水位の回復と1次系からの漏えい量抑制のため、事象発生の約27分後に加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行い、事象発生の約 36 分後に高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えを行う。

その後、事象発生の約2.3時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより1次系圧力は低下し、1次系圧力と破損側蒸気発生器2次側圧力が平衡になった時点で、1次冷却材の漏えいは停止する。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.8.33 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 350℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第7.1.8.24図に示すとおり、初期値（約15.7MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.8.24 図及び第 7.1.8.25 図に示すように、事象発生後４時間時点においても１次系圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生の約 4.5 時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系の接続に失敗した場合においても、充てん系によるフィードアンドブリードを行うとともに、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替再循環等により長期的な炉心冷却を行うことにより、事象発生の約 32.6 時間後に低温停止状態になり、安定停

止状態に到達する。その後も、代替再循環等を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.8.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、運転員等操作である２次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉による１次系の減温、減圧を行うとともに、高圧注入系から充てん系への切替え等を行うクールダウンアンドリサーキュレーションにより炉心を冷却し、漏えい量を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉トリップ信号又は ECCS 作動信号の発信を起点に操作を開始する２次系強制冷却並びに１次系温度及び圧力（サブクール条件）等を起点に操作を開始する加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えとする。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a.　運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒

表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

１次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステム LOCA では、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測する。また、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価する。このため、インターフェイスシステム LOCA では、実際の漏えい率は小さくなり、１次系の減圧が遅くなるため、１次系圧力の低下が抑制されることから、ECCS 作動信号の発信を起点としている２次系強制冷却の開始が遅くなる。一方、１次系の減圧が遅くなるため、１次冷却材の飽和温度の低下も遅くなることから、１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

１次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとし

て、インターフェイスシステム LOCA では、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系の減温、減圧が早くなり、１次系温度は低くなることから、１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

１次系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステム LOCA では、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で１次系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、１次系の減温、減圧が早くなるため、１次系温度は低くなることから、１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなることから、１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

b.　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性がある。この

ため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

１次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステム LOCA では、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測する。また、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価する。このため、インターフェイスシステム LOCA では、実際の漏えい率は小さくなり、１次系の減温、減圧が遅くなるため、１次系の温度及び圧力の低下が抑制され、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

１次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステム LOCA では、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系の減温、減圧が早くなり、１次系温度及び圧力は低くなることにより漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

１次系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステム LOCA では、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で１次系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、１次系の減温、減圧が早くなり、１次系温度及び圧力は低くなることにより漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなることにより１次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2)　解析条件の不確かさの影響評価

a.　初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.8.3 表及び第 7.1.8.4 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及びインターフェイスシステム LOCA 時の破断口

径に関する影響評価並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、１次系圧力の低下により発信する ECCS 作動信号の発信を起点としている２次系強制冷却並びに１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

インターフェイスシステム LOCA 時の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、１次系圧力の低下が遅くなることから、ECCS 作動信号の発信を起点としている２次系強制冷却の開始が遅くなる。一方、１次系圧力の低下が遅くなることにより１次冷却材の飽和温度の低下も遅くなることから、１次系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなる

ため、１次冷却材の蒸散率が小さくなり、また、インターフェイスシステム LOCA 時の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、１次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して１次系への注水量の観点から厳しくなるが、蓄圧タンクによる炉心注水より前に ECCS により１次系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

b.　操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a)　要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.1.8.7 図に示すとおり、インターフェイスシステム

LOCAにおいて、２次系強制冷却、加圧器逃がし弁開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの複数の操作は、中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。また、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作により閉止する操作は、現場で行う操作であるが、中央制御室で操作を行う運転員とは別の運転員等による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。現場での操作場所は、漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合においても、閉止操作の成立性に影響を与えない。

第7.1.8.8図及び第7.1.8.9図に示すとおり、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故において、破損側蒸気発生器隔離及び健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁開等並びに加圧器逃がし弁開閉、蓄圧タンク出口弁閉止及び高圧注入系から充てん系への切替え等の複数の操作は、中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

２次系強制冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより１次系温度及び圧力の低下が早くなると、ECCS作動信

号又は原子炉トリップ信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、１次系からの漏えい量が少なくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また一方で、インターフェイスシステムLOCAでは、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより１次系からの漏えい量が少なくなると、１次系圧力の低下が遅くなるため、ECCS作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は、１次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、高圧注入系による炉心注水により１次系保有水量は確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えについては、炉心崩壊熱等の不確かさにより１次系温度及び圧力の低下が早くなると、１次系温度及び圧力（サブクール条件）成立が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、１次系からの漏えい量が少なくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

なお、高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間の変動によるプラント挙動に与える影響はなく、その後の加圧器水位調整の影響についてもプラント挙動に与える影

響はない。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

インターフェイスシステム LOCA において、２次系強制冷却の操作時間余裕としては、第 7.1.8.37 図に示すとおり、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を、２次系強制冷却開始までの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに３時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間余裕としては、第 7.1.8.37 図に示すとおり、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を、主蒸気逃がし弁開による１次系の減温、減圧を考慮し、大気圧時点での注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに３時間程度は確保できる。

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故において、破損側蒸気発生器の隔離及び２次系強制冷却の操作時間余裕としては、第 7.1.8.38 図に示すとおり、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を、２次系強制冷却開始までの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに８時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間余裕としては、第 7.1.8.38 図

に示すとおり、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を、主蒸気逃がし弁開による１次系の減温、減圧を考慮し、大気圧時点での注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに４時間程度は確保できる。

(4)　ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるクールダウンアンドリサーキュレーションを行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.8.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.8.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 28 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」

に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

なお、重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、燃料及び電源の評価結果は同じであり、水源の評価結果は各々について以下に示す。

a. 水　　源

重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」において、復水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については復水タンクが枯渇するまで注水継続が可能であるが、それまでに健全側余熱除去系による炉心冷却が可能となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要であり、復水タンクへの補給は不要である。

また、燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ若しくは充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに漏えい箇所の隔離により余熱除去系からの漏えいを停止することが可能である。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、健全

側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、復水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンクが枯渇するまで注水継続が可能であるが、それまでに余熱除去系による炉心冷却が可能となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要であり復水タンクへの補給は不要である。

また、燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ若しくは充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに１次系の減圧により１次系と蒸気発生器２次側を均圧させ、漏えいを停止することが可能である。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。なお、余熱除去系の接続に失敗した場合においては、燃料取替用水タンクを水源とする充てん系によるフィードアンドブリードを行い、格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位到達後、代替再循環に切り替える。代替再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃　　料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後７日間ディーゼル発電機２台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.1.8.5 結　　論

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では、１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいにより１次系保有水量の

減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対する炉心損傷防止対策としては、ECCS等により炉心注水を確保しつつ、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却並びに加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行うことにより漏えい量を抑制し、余熱除去系による炉心冷却を行うクールダウンアンドリサーキュレーション等を、長期的な炉心冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。また、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を、長期的な炉心冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）による代替再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」の重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるクールダウンアンドリサーキュレーション等を行うことにより、炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、クールダウンアンドリサーキュレーション等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して有効である。

7.2　重大事故

本発電用原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シーケンスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.2.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

7.2.1.1　格納容器過圧破損

7.2.1.1.1　格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に至る可能性のある PDS は、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW 及び AED である。

(2)　格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の１次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇

し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を整備する。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。これらの対策の概略系統図を第7.2.1.1.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.1.2図に示すと

ともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.1.1表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.1.2（1）有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保修対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第7.2.1.1.3図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、52名で対処可能である。

a.　事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安

全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、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含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を

行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

c. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場に

てアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

d. 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で１次冷却材圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による１次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e. イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失

時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

f. 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示１×10^5mSv／h以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350℃は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した１次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）１×10^5mSv／hは、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等である。

g. 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

h. 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、１次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が 16％以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が 75％以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である 392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

i. 水素濃度監視

ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、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の測定を開始する。

j. 格納容器内自然対流冷却

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し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

PDS の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、破断規模の大きい「A**」が原子炉格納容器内への１次冷却材の流出流量が多いことから圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が圧力上昇抑制

効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

・中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

・大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、原子炉格納容器圧力の上昇の観点で厳しくなる大破断 LOCA を起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることを確認する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

・崩壊熱

・燃料棒内温度変化

・燃料棒表面熱伝達

・燃料被覆管酸化

・燃料被覆管変形

・沸騰・ボイド率変化

・気液分離・対向流

b. 原子炉容器、１次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内 FP（核分裂生成物）挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

・区画間・区画内の流動

・構造材との熱伝達及び内部熱伝導

・格納容器スプレイ冷却

・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

・水素濃度変化
・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP（核分裂生成物）挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コードMAAPにより、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPコードについては、LOCA直後の原子炉格納容器内温度のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1　原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、高温側配管の口径である約0.74m（29inch）の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。

(d) 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮

するものとする。なお、MAAPコードでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生の60秒後に4基の蒸気発生器に合計200 m^3／hの流量で注水するものとする。

(b) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（1基当たり）

(c) 常設電動注入ポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、標準値として130m^3／hを設定するものとする。

(d) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。

(b) 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件

a. 事象発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102%で

長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、3号炉は燃料を1／3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とし、4号炉は燃料を1／4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。

b. 原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して 75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記 c.の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAP コードによる解析結果に比べて、Cs-137 の環境への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。

c. 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 は、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込むものとする。

d. 時間経過とともに Cs-137 の環境への放出率が小さくなることを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても評価するものとする。

e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAP コードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の 0.16%／d を用いるものとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、

0.125%／dを用いるものとする。

f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り３%はアニュラス部以外で生じるものとする。

g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%を用いるものとする。

h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上62分とする。その間、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量環境へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視するものとする。

i. 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として140m^3／hを設定するものとする。

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図に、１次系圧力、原子炉容器内水位等の１次系パラメータの変化を第7.2.1.1.6図から第7.2.1.1.8図に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.13図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断 LOCA の発生に加えて低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約 22 分後に炉心溶融に至る。

さらに、格納容器スプレイ注入機能も喪失することから、炉心溶融開始から 30 分後となる事象発生の約 52 分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、原子炉容器内水位がなくなることにより、事象発生の約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出する。その後、事象発生の約 2.6 時間後に原子炉容器からの溶融炉心流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約 15 時間後に低下に転じる。

また、事象発生の 24 時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内温度は事象発生の約 26 時間後に低下に転じる。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第 7.2.1.1.9 図に示すとおり、

代替格納容器スプレイにより事象発生の約 15 時間後に最高値約 0.444MPa[gage]となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器内温度は、第 7.2.1.1.10 図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約 26 時間後に最高値約 144℃となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

大破断 LOCA が発生し低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することにより、事象発生の約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至るが、その時点での１次系圧力は、第 7.2.1.1.6 図に示すとおり、約 0.21MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに１次系圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減される。

「6.2.2.2　有効性を確認するための評価項目の設定」の（5）、（8）に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、有効性評価の結果は、それぞれ「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。また、（6）に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することにより本評価事故シーケンスよりも水蒸気が凝縮することで水素濃度

が高くなるとともに、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4　水素燃焼」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は、第 7.2.1.1.13 図に示すとおり、全圧約 0.5MPa[abs]に対して 0.01MPa[abs]程度である。また、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約２%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）及び 200℃を下回る。

また、第 7.2.1.1.11 図及び第 7.2.1.1.12 図に示すとおり、事象発生から約 2.6 時間後に溶融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、第 7.2.1.1.9 図及び第 7.2.1.1.10 図に示すとおり、48 時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱される。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることにより事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放

射性物質量は多くなるが、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.5TBqであり、第7.2.1.1.30図に示すとおり、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことにより、100TBqを十分下回る。また、その大気放出過程を第7.2.1.1.31図に示す。

事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生後30日（約6.0TBq）及び100日（約6.0TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回っている。

7.2.1.1.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低下させることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生の24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生

の 60 分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える

影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点と

している運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。

第 7.2.1.1.14 図及び第 7.2.1.1.15 図に示すとおり、約 16cm のコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇する。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

Cs-137 の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAP コードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAP コードの評価結果ではなく、NUREG-1465 に基づき設定しているが、これらパラメータを起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認

されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間は30秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接

部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。

第 7.2.1.1.14 図及び第 7.2.1.1.15 図に示すとおり、約 16cm のコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されるため、コンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものであり、十分小さい。また、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析においても水素の追加発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度上昇

はドライ条件換算で１vol％程度である。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPコードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPコードの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、１次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の

結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量より

も多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。

このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響を確認する観点で、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間はLOCAの発生を操作の起点として現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生の約52分後とした。その結果、第7.2.1.1.16図から第7.2.1.1.21図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギは大破断LOCAの場合と同じであり、また、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はあるが、原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）を下回っているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

ⅰ．1次冷却材高温側配管　全ループ破断

ⅱ．1次冷却材低温側配管　全ループ破断

ⅲ．原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、流量の違いが原子炉格納容器圧力

及び温度に与える影響を確認する観点で代替格納容器スプレイ流量を設計値とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.22図及び第7.2.1.1.23図に示すとおり、事象発生から約52分後の代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号炉の設計値（1基当たりの除熱特性：100℃～約168℃、約6.7MW～約12.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.24図及び第7.2.1.1.25図に示すとおり、事象発生から24時間後の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開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低くなるため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.26図及び第7.2.1.1.27図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）及び

200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.2.1.1.3図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から 30 分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、1次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなることから評価項目に対する余裕が大きくなるが、1次冷却材の流出流量の不確かさとして「a.（b）評価項目となるパラメータに与える影響」において、事象発生から約 52 分で操作開始する場合の影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を事象発生から 60 分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力及び温度

の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、「7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、より炉心崩壊熱の大きい約 8.9 時間後からの格納容器内自然対流冷却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始時間が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射能量が減少する。このため、評価項目に対する余裕が大きくなる。

(3)　操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約８分遅く、事象発生の 60 分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.1.1.28 図及び第 7.2.1.1.29 図に示すとおり、代替格納容器スプレイ開始が約８分遅くなった場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度はそ

れぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）及び200℃に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、解析上は事象発生の24時間後に格納容器内自然対流冷却を開始するとともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して、代替格納容器スプレイの停止条件である、原子炉格納容器内水量4,000m^3となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として20分程度は確保できる。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動の時間余裕を確認するため、操作開始が10分から20分遅れた場合の感度解析を実施した。その結果、操作開始が10分から20分程度遅れた場合、Cs-137の放出量は10～30%程度増加するが、評価項目に対して余裕は確保できるため、操作時間余裕として事象発生から80分程度は確保できる。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラ

メータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.1.1.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.2.1.1.1 (3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2)　必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1（2）資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水　　源

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約52分後から24時間までの合計約23.2時間にわたり、定格値である150m^3／hでの代替格納容器スプレイを想定して、約3,480m^{3}の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水タンクは、約1,960m^{3}の使用が可能である。また、事象発生約12時間後までに復水タンクとの連絡操作を行うとともに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプにより、淡水（八田浦貯水池）又は海水を復水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約24時間後までに、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、燃料取替用水タンク及び復水タンクへの補給は不要である。

b. 燃　　料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約230.2kℓの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水タンクへの補給、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5kℓの重油が必要となる。復水タンクへの補給については、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約284.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約440kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kWにて電源供給が可能である。

7.2.1.1.5 結　　論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機

能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉格納容器内へ流出した高温の１次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、その結果、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を考慮する。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を行うことにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の１次系圧力、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及

び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器の水素濃度については「7.2.4　水素燃焼」において、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して有効である。

7.2.1.2　格納容器過温破損

7.2.1.2.1　格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」に至る可能性のある PDS は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW 及び AED である。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器内温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器内温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格

納容器過温破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を整備する。

また、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策等を整備する。

さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。これらの対策の概略系統図を第7.2.1.2.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.2.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.2.1表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.2.2（1）有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉及び4

号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 52 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員 12 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 16 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.2.1.2.3 図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、52 名で対処可能である。

a.　事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、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含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でな

い場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

c. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダ

ンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

d. 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で１次冷却材圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による１次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e. イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速や

かにイグナイタを起動する。

f. 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1×10^5mSv／h 以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350℃は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した１次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）1×10^5mSv／h は、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等である。

g. 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

h. 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、１次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート

相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である 392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

i. 水素濃度監視

ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、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の測定を開始する。

j. 格納容器内自然対流冷却

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し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

7.2.1.2.2　格納容器破損防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

PDS の選定結果については、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却がない「T**」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が温度上昇抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、

格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故
・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・２次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、１次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、運転員等操作の余裕時間及び要求される設備容

量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

・崩壊熱

・燃料棒内温度変化

・燃料棒表面熱伝達

・燃料被覆管酸化

・燃料被覆管変形

・沸騰・ボイド率変化

・気液分離・対向流

b. 原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・1次系における構造材との熱伝達

・1次系におけるECCS蓄圧タンク注入

・加圧器における冷却材放出

・蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達

・蒸気発生器における冷却材放出

・蒸気発生器における２次側水位変化・ドライアウト

・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内 FP（核分裂生成物）挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

・区画間・区画内の流動

・構造材との熱伝達及び内部熱伝導

・格納容器スプレイ冷却

・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

・水素濃度変化

・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用

・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱

・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

・炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（核分裂生成物）挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原

子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

さらに、本評価事故シーケンスでは評価結果が厳しくなるため、炉心部に残存する損傷燃料（以下「残存デブリ」という。）の量は極く少量となるが、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に対する不確かさを考慮して、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デブリの冷却性を確認する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.1.2.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

(d) RCP シール部からの漏えい率

RCP シール部が機能維持している場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の１次系温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果と同程度の値として、１次冷却材ポンプ１台当たり、定格圧力において 1.5m^3／h とし、その漏えい率相当となる口径約 0.2cm（約 0.07inch）を設定する。また、１次冷却材ポンプ４台からの漏えいを考慮するものとする。

なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の１次系圧力の観点で厳しくなるように、考慮しないものとする。

(e) 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮するものとする。なお、MAAP コードでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(3) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力及び初期保有水量については、標準的に最低保持圧力及び最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンク保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンク保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

(b) 加圧器逃がし弁

１次系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁２個を使用するものとし、１個当たりの容量は、設計値である95t／hを用いるものとする。

(c) 常設電動注入ポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、標準値として130m^3／hを設定するものとする。

(d) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(3) 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)及び(5)に従い、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から10分後に開始するものとする。

(b) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、「6.3.5運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、原子炉格納容器内の保有水量が2,000m^3に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力 0.392MPa[gage]に到達していない場合は、常設電動注入ポンプを一旦停止し、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。

(c) 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.2.4図及び第7.2.1.2.5図に、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの変化を第7.2.1.2.6図及び第7.2.1.2.7図に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第7.2.1.2.8図から第7.2.1.2.11図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全ての蒸気発生器への注水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次系圧力及び温度の上昇に伴い加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することにより、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。

このため、炉心溶融開始から10分後となる事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始から30分後となる事象発生の約3.6時間後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度は事象発生の約17時間後に低下に転じる。

その後、事象発生の24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水によ

る格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、格納容器内自然対流冷却の開始とともに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを停止することにより、原子炉格納容器上部区画の温度が一時的に上昇傾向となっているが、事象発生の約 27 時間後に再び低下に転じる。

なお、本評価事故シーケンスでは、１次系圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいとして、RCP シール部からの漏えいのみを想定していることから、１次系が高温となり、原子炉容器ふたフランジ部及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的には RCP シール LOCA が発生することにより１次系の減温、減圧が進み、事象進展が緩和される。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第 7.2.1.2.8 図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生の約 17 時間後に最高値約 0.409MPa[gage]となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器内温度は、第 7.2.1.2.9 図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生の約 17 時間後に最高値約 144℃となる。事象発生の 24 時間後に代替格納容器スプレイを停止することにより原子炉格納容器上部区画

の温度が一時的に上昇傾向となるが、その後の格納容器自然対流冷却により低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

「6.2.2.2　有効性を確認するための評価項目の設定」の（3）に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融開始が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを示す。

（4）に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンスが同一であることから、「7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す。

（5）及び（8）に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融開始及び原子炉容器破損時間が早く、崩壊熱が大きい状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

（6）に示す評価項目については、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4　水素燃焼」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は、第 7.2.1.2.10

図に示すとおり、全圧約 0.5MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度である。また、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約２％と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍(0.784MPa[gage])及び 200℃を下回る。

また、第 7.2.1.2.8 図及び第 7.2.1.2.9 図に示すとおり、事象発生の約 13 時間後に溶融炉心の原子炉下部キャビティへの流出が停止するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、48 時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱される。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

7.2.1.2.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプによる代替格納容器ス

プレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器内温度を低下させることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による１次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始並びに原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開とし、事象発生の 24 時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a.　運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 14 分程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による１

次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を１割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下さ

せた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開に与える影響は小さい。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低

くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、

評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒ

ートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、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は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、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は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、流量の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で代替格納容器スプレイを設計値とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.2.12図及び第7.2.1.2.13図に示すとおり、事象発生から約3.6時間後の代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、

B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号炉の設計値（1基当たりの除熱特性：100℃～約168℃、約6.7MW～約12.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.2.14図及び第7.2.1.2.15図に示すとおり、事象発生から24時間後の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開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.2.1.2.3図に示すとおり、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、中央制御室において同一の運転員が

行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

代替格納容器スプレイの再開は、原子炉下部キャビティへの注水を目的とした代替格納容器スプレイを行う運転員と同一の運転員が行う操作であることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から 10 分後を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器へ放出されるエネルギ量は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギ量は減少することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。さらに、「(3) 操作余裕時間の把握」において、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の操作時間余裕を炉心溶融開始から 20 分後に加圧器逃がし弁によ

る１次系強制減圧を行う場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心溶融開始から 30 分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「7.2.1.1.3（3）操作時間余裕の把握」において、より事象進展の早い事故シーケンスを対象に代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を、代替格納容器スプレイの開始を約８分遅くした場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器の最高使用圧力到達から 30 分後に再開する代替格納容器スプレイの再開は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心崩壊熱等の不確

かさにより原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなるが、起点となる原子炉格納容器圧力は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、「7.1.4　原子炉納容器の除熱機能喪失」において、より炉心崩壊熱の大きい約8.9時間後から格納容器内自然対流冷却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3)　操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.2.16図及び第7.2.1.2.17図に示すとお

り、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）及び200℃に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、解析上は事象発生から24時間後の格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して代替格納容器スプレイの停止条件である、原子炉格納容器内水量4,000m^3となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として３時間程度は確保できる。

（4） 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価

原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイにより格納容器内に注水された水が流入して炉心発熱有効長の中心高さまで冠水し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット等による除熱と露出した残存デブリによる蒸発が平衡するものとして、露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量を評価した。その結果、露出した残存デブリが全溶融炉心の19%以下であれば、露出した残存デブリの崩壊熱は原子炉格納容器内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギを下回る。また、実際には全溶融炉心の19%

以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に存在することは考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることにより、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態となることなく、冷却が可能である。

(5) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格

納容器過温破損)」において、３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.2.1.2.1（3）格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対応可能である。

（2） 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1（2）資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水　　源

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約 3.6 時間後から約 16 時間までと事象発生約 17 時間後から 24 時間までの合計約 19.4 時間にわたり、定格値である 150m^3／h での代替格納容器スプレイを想定して、約 2,910m^3の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水タンクは、約 1,960m^3の使用が可能である。また、事象発生約 14 時間後までに復水タンクとの連絡操作を行うとともに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプにより、淡水（八田浦貯水池）又は海水を復水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約 24 時間後までに、移動式大容量ポ

ンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、燃料取替用水タンク及び復水タンクへの補給は不要である。

b. 燃　　料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、７日間の運転継続に約 230.2kℓの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水タンクへの補給、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 46.5kℓの重油が必要となる。復水タンクへの補給については使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 284.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約 376kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約 490kW の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW

にて電源供給が可能である。

7.2.1.2.5　結　　論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉格納容器内へ流出した高温の１次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器内温度が緩慢に上昇し、その結果、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を考慮する。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による加圧器逃がし弁による１次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を行うことにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、放射性物質の総放出量については、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」において、原子炉容器破損時の１次系圧力については、「7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器の水素濃度については、「7.2.4　水素燃焼」において、溶融炉心によるコンクリート侵食については、「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」において評価項目を満足することを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、

全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、1次系強制減圧、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損)」に対して有効である。

7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

7.2.2.1　格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるPDSは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TEI、TED、TEW、SEI、SLI、SLW及びSEWである。

(2)　格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の小規模の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損までに１次系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3)　格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、１次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁による１次系強制減圧等を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を整備する。

さらに、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減対策を図るための設備

としてイグナイタを設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.2　格納容器過温破損」と同様である。

7.2.2.2　格納容器破損防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、1次系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次系の減圧の観点から厳しい。「T**」のうち、最も1次系圧力が高くなる全交流動力電源喪失等による加圧器逃がし弁の機能喪失は「TED」に含まれる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故
・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注

入機能が喪失する事故

・２次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、１次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、運転員等操作の余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは「7.2.1.2　格納容器過温破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る重要現象は以下のとおりである。

a.　炉心における重要現象

・崩壊熱

・燃料棒内温度変化

・燃料棒表面熱伝達

・燃料被覆管酸化

・燃料被覆管変形

・沸騰・ボイド率変化

・気液分離・対向流

b. 原子炉容器、１次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・１次系における構造材との熱伝達

・１次系における ECCS 蓄圧タンク注入

・加圧器における冷却材放出

・蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達

・蒸気発生器における冷却材放出

・蒸気発生器における２次側水位変化・ドライアウト

・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

・炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内 FP（核分裂生成物）挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

・炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（核分裂生成物）挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後の

プラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コードMAAPにより、1次系圧力等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」の条件と同様であるが、以下の条件を適用する。本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.2.1表に示す。

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) リロケーション

炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b) 原子炉容器破損

最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」の第7.2.1.2.4図及び第7.2.1.2.5図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第7.2.2.1図及び第7.2.2.2

図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.2.2（3）有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、全ての蒸気発生器への注水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次系圧力及び温度の上昇に伴い加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することにより、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。

このため、炉心溶融開始から10分後となる事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。1次系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、原子炉容器下部プレナム水が喪失することにより、再び低下に転じ、事象発生の約6.7時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次系圧力は2.0MPa[gage]以下に抑えられる。

なお、加圧器安全弁が作動している事象発生の約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁は確実に開弁可能である。その後、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかしながら、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに拡がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによる駆動源喪失に伴う

弁閉止の可能性はないことから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開放状態を維持できる。

b. 評価項目等

1次系圧力は、第7.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る約6.7時間時点では約1.8MPa[gage]であり、原子炉容器破損時点で2.0MPa[gage]以下に低減できる。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)及び(7)に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「7.2.1.2.2(3)有効性評価の結果」と同様である。

(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融開始が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを示す。

(5)及び(7)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融開始及び原子炉容器破損時間が早く、崩壊熱が大きい状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

(6)に示す評価項目については、全炉心内ジルコニウム

量の 75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4　水素燃焼」に示す。

なお、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に成功し、溶融物が1次系圧力 2.0MPa[gage]以下で原子炉格納容器内に放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融物が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉下部キャビティに十分な量の注水を行う時間があること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスして1次系圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

7.2.2.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁により1次系を強制的に減圧することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格

納容器スプレイの開始並びに原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開とし、事象発生の 24 時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 14 分程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの1次系モデルは、TMI 事故解析により加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さい。このため、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での１次系圧力に対する感度は小さく、また、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場

合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 14 分程度早くなるが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの１次系モデルは、TMI 事故解析により加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さい。また、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変

わらず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での１次系圧力に対する感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さい。さらに、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早くなる。しかしながら、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の１次系圧力は、蓄圧タンクからの注水と溶融炉心の接触による急激な水蒸気生成に伴う１次系の加圧現象、加圧器逃がし弁からの蒸気放出による１次系の減圧現象及び溶融炉心からの熱負荷、破損形態などの原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。１次系の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と１次系圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態となるため、１次系圧力が 2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出に応じて、１次系圧力は低下する。

また、圧力スパイク発生後の１次系の減圧挙動について、原子炉容器下部ヘッドへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより１次系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量も１次系圧力に応じて変動することから、１次系の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施した。その結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の１次系圧力は

2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び蓄圧タンク保持圧力並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、

原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力よりも高いため、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始される。しかしながら、炉心溶融は蓄圧注入の前に生じていること、また、原子炉格納容器へ放出されるエネルギは同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、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は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、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は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギが減少することにより、炉心溶融開始が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低くなる。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力よりも高いため、1次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始され、その後の1次系圧力の挙動に影響を与える。このため、蓄圧タンク保持圧力の違いが原子炉容器破損時点の1次系圧力に与える影響を確認する観点で、蓄圧タンク保持圧力を最確条件（4.4MPa[gage]）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.3図に示すとおり、1次系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始後の1次系圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損時間が遅くなる。その結果、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.8MPa[gage]となり、2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに

与える影響は小さい。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の１次系圧力には影響しないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなるが、原子炉容器破損時点の１次系圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

b.　操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a)　要員の配置による他の操作に与える影響

本評価事故シーケンスにおける要員の配置による他の操作に与える影響については、「7.2.1.2　格納容器過温破

損」と同様である。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から 10 分後を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように、操作開始が早くなる場合は、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始時点の崩壊熱が大きくなることにより事象進展に影響を与えることが考えられることから、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始を 10 分早くした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.2.4 図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約 1.8MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っている。この場合、より早期に1次系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早くなる。ただし、この場合でも、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態が形成されるため、1次系圧力が 2.0MPa[gage]近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を水の蒸発潜熱で割った値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が高くなれば、蒸気生成量が増加し1次系圧力が上昇することにより蓄圧注入が停止し、水位が低くなれば、蒸気生成量が減少することにより1次系圧力が低下し、蓄圧タンクからの注水が再開する挙動となる。このため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を 10 分早く開始した場合で

も、１次系圧力挙動については、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧開始を起点として、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下することにより圧力ピークが生じるまでの１次系減圧挙動は変わらない。一方、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧操作を 10 分早く開始することに伴い、炉心崩壊熱が約１％高い状態で事象が進展するため、１次系圧力挙動に影響を与えると考えられる。しかしながら、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧タンクからの注水が早くなることにより炉心冷却が促進される。このため、事象進展及び原子炉容器破損時間が遅くなることにより、原子炉容器破損時点の１次系圧力は低下し、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧の開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧が遅れた場合の操作時間余裕を炉心溶融開始から 20 分後に加圧器逃がし弁開放を行う場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.5図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.9MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っている。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できる。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性

が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.2.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.2.1.2　格納容器過温破損」と同様である。

(2)　必要な資源の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.2　格納容器過温破損」と同様である。

7.2.2.5　結　　論

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の小規模の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、その結果、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止

対策としては、加圧器逃がし弁による１次系強制減圧等を考慮する。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による原子炉容器破損までに行う加圧器逃がし弁による１次系強制減圧により１次系圧力を低減することができる。

その結果、原子炉容器破損時の１次系圧力は評価項目を満足している。

また、原子炉格納容器バウンダリに係る圧力及び温度、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「7.2.1.2　格納容器過温破損」において、放射性物質の総放出量については、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」において評価項目を満足していることを確認している。さらに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器の水素濃度については「7.2.4　水素燃焼」において、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、１次系強制減圧、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。

7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

7.2.3.1　格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるPDSは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、AEI、AEW、SEI、SLI、SLW及びSEWである。

(2)　格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材

相互作用」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS注水機能や格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、その時に、発生するエネルギが大きい場合には、構造物が破壊されることにより、原子炉格納容器の破損に至る。

溶融燃料－冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、原子炉容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜に何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大、伝ぱすることに伴い大きなエネルギが発生する現象である。

細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及びJASMINEコードを用いた格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の

輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ等を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を整備する。

さらに、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1　格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.3.2　格納容器破損防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」が事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生の観点でより厳しい。また、原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が圧力上昇抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水又は格納容器スプレイ注水が行われるが格納容器スプレイ再循環機能が喪失する「AEW」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・大破断 LOCA 時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
・大破断 LOCA 時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
・大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
・大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入

機能が喪失する事故

・中破断 LOCA 時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

・中破断 LOCA 時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

・中破断 LOCA 時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

・中破断 LOCA 時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

・中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への格納容器スプレイとしては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し、事象が厳しくなる。このため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは想定せず、常設

電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを想定する。常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより注水開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象を厳しく評価することとなる。

したがって、本評価事故シーケンスは「7.2.1.1　格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

a.　炉心における重要現象

・崩壊熱

・燃料棒内温度変化

・燃料棒表面熱伝達

・燃料被覆管酸化

・燃料被覆管変形

・沸騰・ボイド率変化

・気液分離・対向流

b.　原子炉容器、１次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内FP（核分裂生成物）挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

・区画間・区画内の流動

・格納容器スプレイ冷却

・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用

・炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（核分裂生成物）挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAP コードについては、LOCA 直後の原子炉格納容器内温度のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様であるが、以下の条件を適用する。本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.3.1表に示す。

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径

計装用案内管と同等の径を用いるものとする。

(b) エントレインメント係数

Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値を用いるものとする。

(c) 溶融炉心と水の伝熱面積

原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積を用いるものとする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図と同様である。原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.12図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2 (4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象

発生の約22分後に炉心溶融に至り、事象発生の約52分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉下部キャビティに注水される。

また、原子炉容器内水位がなくなることにより、事象発生の約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、原子炉格納容器圧力は事象発生の約15時間後に低下に転じる。また、事象発生の24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内温度は事象発生の約26時間後に低下に転じる。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)、(3)、(4)、(6)及び(7)に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「7.2.1.1.2(4)有効性評

価の結果」と同様である。また、(8) に示す評価項目については、「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

7.2.3.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生の 24 時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生の 60 分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価

は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性があるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容

器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさ

として、HDR 実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおける解析条件の不確かさの影響評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余

裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.3.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」と同様である。

(2)　必要な資源の評価

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.3.5　結　　論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS注水機能や格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、その結果、発生するエネルギが大きいと構造物が破壊されることにより、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を考慮

する。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ並びに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することが可能である。

その結果、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」において、評価項目を満足していることを確認している。

また、原子炉格納容器の水素濃度については、「7.2.4　水素燃焼」において、溶融炉心によるコンクリート侵食については、「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価

項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。

7.2.4　水素燃焼

7.2.4.1　格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるPDSは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、SED、AEI、SEI、SLI、TED、TEW、SEW、AEW、SLW及びAEDである。

(2)　格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「水素燃焼」では、原子炉の出力運転中

に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳して、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生する。このため、緩和措置がとられない場合には、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用に対しては、原子炉下部キャビティへ注水し、水素発生を抑制する。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器の自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する観点から、静的触媒式水素再結合装置を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、原子

炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器水素濃度計測装置等により原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。これらの対策の概略系統図を第7.2.4.1図に、手順の概要を第7.2.4.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.4.1表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.4.2（1） 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計30名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員６名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第7.2.4.3図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果52名で対処可能である。

a. 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動

作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、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含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準

備完了後にＢ充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

c. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気

中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

d. 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で１次冷却材圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による１次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e. イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動する

とともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

f. 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^5mSv／h以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350℃は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した１次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)１×10^5mSv／hは、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等である。

g. 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

h. 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、１次冷

却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

i. 水素濃度監視

ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、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の測定を開始する。

j.　格納容器内自然対流冷却

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し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

7.2.4.2　格納容器破損防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

PDS の選定結果については、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、事象進展が早く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A**」が水素放出速度の観点で厳しい。また、格納容器スプレイ作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから「**I」がより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS は、破断規模が大きく、格納容器スプレイが作動する「AEI」である。

この PDS には、以下の事故シーケンスが想定される。

・中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故

・中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故

・大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故

・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故

・中破断 LOCA 時に蓄圧注入機能が喪失する事故

・大破断 LOCA 時に蓄圧注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ、水素放出速度が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、事象初期に大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに事象初期の１次系保有水量を厳しくする観点から高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」である。

本評価事故シーケンスにおいて、水素発生に係る重要現象は、以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

・崩壊熱

・燃料棒内温度変化

・燃料棒表面熱伝達

・燃料被覆管酸化

・燃料被覆管変形

・沸騰・ボイド率変化

・気液分離・対向流

b. 原子炉容器、１次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内 FP（核分裂生成物）挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

・格納容器スプレイ冷却

・水素濃度変化

・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用

・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり

・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱

・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

・炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（核分裂生成物）挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納

容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAP コードについては、LOCA 直後の原子炉格納容器内温度のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1　原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。

・区画間・区画内の流動

・構造材との熱伝達及び内部熱伝導

・スプレイ冷却

・水素処理

これらの現象を適切に評価することが可能な熱流動解析コード GOTHIC により、原子炉格納容器内水素濃度等の過渡応答を求める。なお、第 7.2.4.4 図に示すとおり、GOTHIC コードで原子炉格納容器内水素濃度を評価する際は、MAAP コードによる評価結果に基づいて時刻暦の水素の発生量が評価され、これを境界条件として GOTHIC コードに入力する。

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、高温側配管の口径である約 0.74m (29inch) の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることから、水素濃度の観点で厳しくなる。

(d) 水素の発生

全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応することによる水素の発生を考慮するものとする。

水と反応する炉心内のジルコニウム量の割合は、MAAP コードによる評価結果に基づき 75%に補正するものとする。補正する期間は、炉心溶融開始時点から、炉外に流出した溶融炉心と水が反応することによるジルコニウム－水反応が収束するまでの期間とする。さらに、水と反応す

るジルコニウム量の割合として、全炉心内ジルコニウム量の 75%と MAAP コードによる解析結果との差分は、補正期間中一定速度で増加するものとする。

また、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生を標準値として考慮するものとする。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については 0.4 分子／100eV、サンプ水については 0.3 分子／100eV とする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価するものとする。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を 0.4 分子／100eV とする。

(e) 水素の燃焼

第 7.2.4.5 図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応して発生した水素が、全て燃焼に寄与するものとする。また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し、火炎の下方伝ぱにより原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度 8 vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 静的触媒式水素再結合装置

静的触媒式水素再結合装置 1 基当たりの処理性能については、設計値を基に 1.2kg／h（水素濃度 4 vol%、圧力 0.15MPa[abs]時）を用いるものとする。また、装置につい

ては５基の設置を考慮するものとする。

(b)　イグナイタ

解析においては水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しないが、「7.2.4.3 (1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」に示す溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮する感度解析においては、イグナイタの効果に期待するものとする。

(c)　格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプ２台を使用するものとし、設計値に基づく最大流量を用いるものとする。

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。

(3)　有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第 7.2.4.6 図及び第 7.2.4.7 図に、原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度、燃料最高温度の推移及びジルコニウム－水反応割合の推移を第 7.2.4.8 図から第 7.2.4.10 図に、原子炉格納容器内の平均水素濃度及び原子炉格納容器内の各区画水素濃度の推移を第 7.2.4.11 図及び第 7.2.4.12 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することによりジルコニウム－水反応による水素が発生するとともに、事象発生の約 27 分後に炉心溶融が開始する。さらに、事象発生の約 1.1 時間後には原子炉容器下部ヘッドへの溶融炉心落下に伴い水素が発生する。

その後、事象発生の約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉容器外に流出するが、約 1.5 時間後に原子炉下部キャビティに溜まった水が原子炉容器の破損口を通して原子炉容器内に逆流すると、溶融炉心の流出は停止する。その後、事象発生の約 1.6 時間後に原子炉容器外に流出した溶融炉心のジルコニウム－水反応による水素の生成はほぼ停止する。

第 7.2.4.11 図に示すように、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に低下し、蓄積することはなく、事象発生から 25 時間時点においても低下傾向となる。

また、第 7.2.4.12 図に示すように、１次冷却材配管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に水素濃度が高くなる。１次冷却材配管の破断区画は、ジルコニウム－水反応により発生した水素が破断口から放出されることによるが、その期間は短く、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。一方、原子炉下部キャビティ区画

は、解析では原子炉容器破損時の溶融炉心の原子炉下部キャビティ水中への落下に伴う水素発生により水素濃度が上昇することで爆轟領域に入り、その後、溶融炉心による水蒸気発生に伴い、不燃領域へ移動する。しかしながら、実機では気相部に衝撃波を与えるような巨大なエネルギ源はないことから、直接、起爆源から爆轟が生ずることはない。また、国内外における知見を踏まえると、配管やダクトのような細長い体系でないこと、片端又は両端が閉ざされた体系でないこと、火炎が加速するための十分な助走距離がないこと及び火炎に乱れを発生させ火炎を加速させるような障害物がないことから、仮に燃焼が生じたとしても火炎が加速されて爆轟に遷移する可能性はない。事象発生初期においては、各区画の水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度分布は一様となる。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第 7.2.4.13 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器内温度は、第 7.2.4.14 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

１次系圧力は、第 7.2.4.15 図に示すとおり、原子炉容器

破損までに 2.0MPa[gage]以下に低減される。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融開始が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1　格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを示す。

原子炉格納容器内の水素濃度は、第 7.2.4.11 図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム－水反応に伴い発生する水素により上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 12.8vol％で減少に転じ、13vol％を下回る。また、局所の水素濃度については、１次冷却材配管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に 13vol％を上回るが、「a.　事象進展」に示すとおり爆轟に遷移する可能性はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。

全炉心内のジルコニウム量の 75％が水と反応することにより発生した水素が、全て燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高値約 0.497MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）を下回る。

「6.2.2.2　有効性を確認するための評価項目の設定」の（5）及び（8）に示す評価項目については、格納容器スプレイに失敗するため、本評価事故シーケンスより原子炉格納容器圧力が高く推移し、格納容器スプレイにより原子炉下部キ

ャビティに溜まる水が少なく、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

第7.2.4.13図及び第7.2.4.14図に示すように、事象発生の約1.4時間後に原子炉下部キャビティに溶融炉心が落下するが、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、事象発生から約2時間時点において原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されており、その後も安定状態を維持できる。

7.2.4.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本評価事故シーケンスは、静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7　解析コード及び解析条件の不確かさの影響

評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2（2） 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響（MAAP コード）

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間は 30 秒程度早くなるが、有効性評価では、MAAP コードで得られた水素発生量が、全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における水素濃度変化の不確かさとして、水素発生に関する基本的なモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、有効性評価では、MAAP コードで得られた水素発生量が、全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間は早くなるが、有効性評価では、MAAP コードで得られた水素発生量が、全炉心内のジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかし、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われているため、溶融炉心・コンクリート相互作用が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心及びコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、原子炉下部キャビティの床に堆積した溶融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程で種々の不確かさが考えられることから、「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」において、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施している。基

本ケースでは有意な侵食は発生しないが、感度解析の結果、溶融炉心の拡がり面積として、局所的に溶融炉心が堆積することによりコンクリート侵食が開始され水素が発生するが、溶融炉心が冷却されることによりコンクリート侵食が停止し、水素発生も停止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素は全てジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約６％である。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外でのジルコニウム－水反応による水素発生に加えて、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタにより水素を処理することで、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は最大約 9.5vol％であり、13vol％を下回る。したがって、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響を考慮しても、評価項目を満足する。

c. 評価項目となるパラメータに与える影響（GOTHIC コード）

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びにスプレイ冷却の不確かさとして、NUPEC 検証解析により影響程度を確認しており、爆轟領域に最も余裕の小さい区画において、不確かさを考慮しても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「7.2.4.2（3） 有効性評価の結果」に示すとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器

ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じない。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.4.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、静的触媒式水素再結合装置の性能及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している水の放射線分解、金属腐食量及びヒドラジンの放射線分解に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉容器破損時間等が遅くなり炉内に燃料が留まる時間が長くなる。このため、炉内でのジルコニウム－水反応により発生する水素の量が多くなると考えられるが、水素発生量に対しては全炉心内ジルコニウム量の75％と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

静的触媒式水素再結合装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。静的触媒式水素再結合装置の性能の変動を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず、炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の 75％が反応したと想定して評価した結果、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は約 12.9vol％であり、13vol％を下回る。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、静的触媒式水素再結合装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮し、静的触媒式水素再結合装置が水素濃度５vol％まで起動しないと想定して評価した結果、約１kgの未反応分の水素が発生し、水素濃度としては約 0.02vol％上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

１次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess

LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動し、炉心溶融開始が早まり、水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、発生水素量については、全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正しており、さらに、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応したと想定しても、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約 12.9vol%であり 13vol%を下回る。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、「7.2.4.1 (3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり、重大事故等時に水素濃度上昇を抑制するための設備としてイグナイタを設置する。第 7.2.4.16 図にイグナイタの効果に期待する場合の原子炉格納容器内におけるウェット換算の水素濃度の推移を、第 7.2.4.17 図にドライ換算の水素濃度の推移を示す。イグナイタの効果は、全炉心内のジルコニウム量の 100%と水が反応することによる水素発生量を考慮しても、静的触媒式水素再結合装置の効果と相まって、原子炉格納容器内の水素濃度を 13vol%に対して十分下回るよう抑制することが可能である。

水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえ、設定している。水素の生成割合の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水素の生成割合より小さいため、水の放射線分解による水素の生成が抑制され、評価項目に対する余裕は大き

くなる。

金属腐食量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している金属腐食量より小さいため、金属腐食に伴う水素生成が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

ヒドラジンの放射線分解による水素の生成については、実機ではよう素除去薬品としてヒドラジンではなく苛性ソーダを添加するため、ヒドラジンの放射線分解による水素は生成されない。したがって、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、操作遅れによる影響はない。

(4) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減すること等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2 (2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することはないことから、操作遅れによる影響及び要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.2.4.1 (3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 52 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転

員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水　　源

燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位になるまでの水位としての約1,960m^3の使用を考慮し、再循環切替水位到達後、格納容器スプレイ再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイ再循環を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合も同様の対応である。

b. 燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット

監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2） 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源の喪失は想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により起動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.2.4.5 結　　論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生し、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、その結果、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容

器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、静的触媒式水素再結合装置を考慮する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策等を考慮する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置等により原子炉格納容器内の水素濃度測定を行う。

格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、原子炉格納容器自由体積が大きいため、著しい炉心損傷時にジルコニウムー水反応により短期間に発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の上昇は限定されることから、水素燃焼による原子炉格納容器破損を防止することができる。また、静的触媒式水素再結合装置によって、水の放射線分解等に伴い緩やかに発生する水素を除去すること等により、原子炉格納容器内の水素濃度を低減できる。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の１次系圧力、原子炉格納容器内の水素濃度及び水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心

及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、溶融炉心によるコンクリート侵食については、「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、操作遅れによる影響はない。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、静的触媒式水素再結合装置の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。

7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

7.2.5.1　格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるPDSは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW及びSEWである。

(2)　格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本

的考え方

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することにより、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器床へ注水し、原子炉格納容器床に落下した溶融炉心を冷却することにより原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器床のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。また、継続的に発

生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。

さらに、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を整備する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1　格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.2　格納容器破損防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」が事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいため、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」がコンクリート侵食抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

・中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

・大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断 LOCA を起因とした「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは「7.2.1.1　格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

a.　炉心における重要現象

・崩壊熱

・燃料棒内温度変化

・燃料棒表面熱伝達

・燃料被覆管酸化

・燃料被覆管変形

・沸騰・ボイド率変化

・気液分離・対向流

b.　原子炉容器、１次系、加圧器及び蒸気発生器における重要

現象

・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融

・炉心損傷後の原子炉容器における１次系内 FP（核分裂生成物）挙動

c.　原子炉格納容器における重要現象

・区画間・区画内の流動

・格納容器スプレイ冷却

・水素濃度変化

・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用

・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり

・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱

・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

・炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（核分裂生成物）挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納

容器内温度等の過渡応答を求める。

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様であるが、以下の条件を適用する。本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.5.1 表に示す。

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり

原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。

(b) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限

大気圧条件で 0.8MW／m^2 相当とする。

(c) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第 7.2.1.1.4 図及び第 7.2.1.1.5 図と同様である。溶融炉心・コンクリート相互作用における格納容器破損防止対

策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ室水量、ベースマット侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第7.2.5.1図及び第7.2.5.2図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2（4）有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約22分後に炉心溶融に至り、事象発生の約52分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉下部キャビティに注水される。

また、原子炉容器内水位がなくなることにより、事象発生の約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することにより原子炉下部キャビティ水位が変動する。溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには水量が確保されており、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。

b. 評価項目等

ベースマット侵食深さは、第7.2.5.2図に示すとおり、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

「6.2.2.2　有効性を確認するための評価項目の設定」の（1）、（2）、（3）、（4）、（6）及び（7）に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「7.2.1.1.2（4）有効性評価の結果」と、（5）に示す評価項目については、「7.2.3.2（3）

有効性評価の結果」と同様である。

7.2.5.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することにより溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生の 24 時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生の 60 分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるため、不確かさは小さい。また、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容

器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態が、コンクリート侵食に与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、「b.　評価項目となるパラメータに与える影響」に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、約 16cm のコンクリート侵食が発生する。しかしながら、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE 及びSURC 実験解析等により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。また、溶融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であり、その不確かさは小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合において

も、原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態が、コンクリート侵食に与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解

析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。

落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さい場合には、約 16cm のコンクリート侵食が発生する。しかしながら、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることによりコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、全てジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約６％である。また、溶融炉心の拡がりが小さい場合、拡がり面積は約 14.5m^2 となるが、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する場合がある。解析上は、保守的にライナプレートがないと仮定し、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は、約 16cm のコンクリート侵食が発生する。

一方、落下時に冷却されず、高温のまま原子炉下部キャビティ床に到達する場合、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約５mm のコンクリート侵食が発生する。

しかしながら、いずれのケースにおいても実機では溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見に

おいて、側面コンクリートが侵食されてギャップが形成されることにより溶融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。

以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響はない。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE 及びSURC 実験解析等により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。このため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.2.5.1 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び１次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により、事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮

し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心のエネルギが減少し、原子炉容器破損時間が遅くなる。このため、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響を確認する観点で、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間はLOCAの発生を操作の起点として現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生後約 52 分とした。その

結果、第7.2.5.3図から第7.2.5.8図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時に原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

ⅰ．１次冷却材高温側配管　全ループ破断

ⅱ．１次冷却材低温側配管　全ループ破断

ⅲ．原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際の原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した溶融炉心の冷却が促進される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉容器破損時間には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

b.　操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不

確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から 30 分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、1次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉下部キャビティの水位上昇が早くなることから評価項目に対する余裕が大きくなるが、1次冷却材の流出流量については「7.2.1.1.3 (2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」について事象発生から約 52 分で操作開始する場合の影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、代替格納容器スプレイによ

る原子炉下部キャビティへの注水が遅れた場合の操作余裕時間を事象発生から 60 分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及びアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動に係る不確かさの影響評価については、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で大きな影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3)　操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約８分遅く、事象発生から 60 分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.2.5.9 図及び第 7.2.5.10 図に示すとおり代替格納容器スプレイ開始が約８分遅くなった場合でも原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は 0.9m 程度であり、原子炉下部キャビティ水位が十分に存在する。このため、操作時間余裕として事象発生から 60 分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及びアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動に係る操作余裕時間については、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」と同様である。

(4)　ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへ

の海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.2.5.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」と同様である。

(2)　必要な資源の評価

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.5　結　　論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内

の床上へ流出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することにより、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を行うことにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却並びに原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」において、原子炉圧力容器外

の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器の水素濃度については、「7.2.4　水素燃焼」において、評価項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響も含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。

7.3　使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

本発電用原子炉施設における想定事故について、その発生原因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.3.1　想定事故１

7.3.1.1　想定事故１の特徴、燃料損傷防止対策

(1)　想定する事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の１つは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故１として「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

(2)　想定事故１の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故１では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料体等は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故１では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮へいが維持される水位を確保すること及び未臨界

が維持されていることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故１における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.3.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.3.1.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.3.1.1 表に示す。

想定事故１における３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 40 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は保修対応要員 10 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 14 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.3.1.3 図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の機能が喪失し、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合

又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、回復操作を行うとともに、燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水準備並びに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び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含む〕の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（SA）等である。

b. 使用済燃料ピット水位の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。

使用済燃料ピット水位の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

c. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

d. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水

淡水タンク（２次系純水タンク、原水タンク）からの注水

手段のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL.＋10.96m、注水開始水位 EL.＋10.78m の範囲で維持する。

以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

7.3.1.2　燃料損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

想定する事故は、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故１として、「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

想定事故１では、使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により

使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故１における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2)　有効性評価の条件

想定事故１に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.1.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故１特有の評価条件を以下に示す。

a.　初期条件

(a)　事象発生前使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、使用済燃料ピット水位低警報レベル（NWL－0.09m）とする。

b.　事故条件

(a)　安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b)　外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能で

あり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ1台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、25m^3／hを設定するものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故1の事象進展を第7.3.1.2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約13時間で100℃に到

達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。さらに、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下するのは、第7.3.1.4図に示すとおり事象発生から約2.1日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分（約0.3日）後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間である約2.1日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.939であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生約8時間55分後には使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

7.3.1.3　評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故1は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる

操作開始時間の差異がある使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.3.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び水位（初期水位）並びに使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時

間に与える影響はない。

初期水位の変動を考慮し、最確条件の初期水位を用いた場合、評価条件として設定している初期水位より高くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目

に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期水位の変動を考慮し、最確条件の初期水位を用いた場合、評価条件として設定している初期水位より高くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.3.1.3 図に示すとおり、現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、

他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「7.3.1.2 (3) 有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約 2.1 日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から 7 時間 50 分（約 0.3 日）に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水温上昇及

び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水温の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水温の変動を考慮し、初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である 65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.2 日短い約 1.9 日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 7 時間 50 分（約 0.3 日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を 100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.6 日短い約 1.5 日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 7 時間 50 分（約 0.3 日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の差異が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(4) ま と め

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、重大事故等対策要員による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故1において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.3.1.1 (3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 40 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員 52 名で対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以

下に示す。

a. 水　　源

淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ間欠的に注水を行う。

b. 燃　　料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

取水用水中ポンプ及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水並びに使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

また代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、電源を必要としない。

なお、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準

事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機により電源供給が可能である。

7.3.1.5 結　　論

想定事故１「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下し、やがて燃料体等は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故１に対する燃料損傷防止対策としては、短期及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故１について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認し

た結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故１「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」に対して有効である。

7.3.2　想定事故２

7.3.2.1　想定事故２の特徴、燃料損傷防止対策

(1)　想定する事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の１つは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故２として「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」である。

(2)　想定事故２の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故２では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料ピット注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料体等は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故２では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮へいが維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

(3)　燃料損傷防止対策

想定事故２における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.3.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.3.2.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.3.2.1 表に示す。

想定事故２における３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 40 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策

要員（初動）は、保修対応要員 10 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 14 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.3.2.3 図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピット水位低警報発信により使用済燃料ピット水位の低下を確認した場合は、原因調査を行うとともに、燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水準備を開始する。使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所の特定及び隔離操作を実施するとともに、使用済燃料ピット水位計指示が EL.＋10.75m 未満に低下している場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び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含む〕の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

b. 使用済燃料ピット水温の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット水温の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（SA）等である。

c. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

d. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水

淡水タンク（２次系純水タンク、原水タンク）からの注水手段のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL.＋9.46m、注水開始水位 EL.＋9.28m の範囲で維持する。

以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

7.3.2.2　燃料損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

想定する事故は、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故２として、「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」である。

想定事故２では、使用済燃料ピット冷却系配管破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故２における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2)　有効性評価の条件

想定事故２に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.2.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故２特有の評価条件を以下に示す。

a.　初期条件

想定事故２に特有の初期条件はない。

b. 事故条件

(a) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位

使用済燃料ピット冷却系配管の破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、初期水位として使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮し、NWL－約 1.41m とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ１台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、25m^3／h を設定するものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。なお、本評価では、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮しない。

(3) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を第7.3.2.2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約11時間で100℃に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。さらに、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下するのは、第7.3.2.4図に示すとおり事象発生から

約 1.3 日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間 50 分（約 0.3 日）後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間である約 1.3 日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で 0.939 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で

満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生7時間50分後には使用済燃料ピット冷却系出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

7.3.2.3　評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故2は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料ピット水位を起点に注水準備を開始する使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水とする。

(1)　評価条件の不確かさの影響評価

a.　初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条

件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.3.2.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱、初期水温及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、崩壊熱、初期水温及び隣接するピットの状態を最確条件とした場合、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下時間は変動する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始するが、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に到達するまでの時間は考慮しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温

上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a)　要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.3.2.3 図に示すとおり、現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2)　操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「7.3.2.2 (3) 有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約 1.3 日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から 7 時間 50 分（約 0.3 日）に対して十分な操作時間余裕を確

保できる。

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水温の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水温の変動を考慮し、初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である 65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.2 日短い約 1.1 日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の7時間 50 分(約 0.3 日)後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を 100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.4 日短い約 22 時間となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事

象発生の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の差異が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(4) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、重大事故等対策要員による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故2において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.3.2.1 (3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり40名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対応可能

である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故２において、必要な水源、燃料及び電源は「7.3.1 想定事故１」と同様である。

7.3.2.5 結　　論

想定事故２「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」では、使用済燃料ピット冷却系配管の破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳するため、やがて燃料体等は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故２に対する燃料損傷防止対策としては、短期及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故２について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕

について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、「7.3.1 想定事故１」と同様であり供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故２「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」に対して有効である。

7.4　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

本発電用原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生原因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.4.1　崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

7.4.1.1　事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「余熱除去機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故」及び「原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等により、崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散に伴い１次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより１次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3)　燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」における機能喪失に対して、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てんポンプによる炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、Ｂ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、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等を整備する。また、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去機能が喪失した場合は「7.4.2　全交流動力電源喪失」で整備する燃料損傷防止対策にて対応する。これらの対策の概略系統図を第7.4.1.1図に、対応手順の概要を第7.4.1.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.4.1.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.1.2（1）有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う

当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員４名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第7.4.1.3図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、42名で対処可能である。

a.　余熱除去機能喪失の判断

余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却機能喪失を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を行う。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

b.　原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c.　原子炉格納容器隔離操作

余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。

d. 充てんポンプによる炉心注水

余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. アニュラス空気浄化系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が 39kPa[gage]となれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

f. 代替再循環及び格納容器内自然対流冷却

余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示 65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。

以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

7.4.1.2　燃料損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、全ての評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における ECCS 強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡

解析コード M-RELAP5 により、１次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、余熱除去系による浄化及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、全ての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

起因事象の想定により、全ての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 充てんポンプ

炉心への注水は、充てんポンプ２台を使用するものとする。

原子炉停止 72 時間後を事象開始として、c.（a）で設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、37m^3／h を設定するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 充てんポンプによる炉心注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水に要する時間を上回る時間として、事象発生から 50 分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.4.1.2 図に、１次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.4.1.4 図から第 7.4.1.12 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、１次系温度が上昇し、約２分で１次冷却材が沸騰、蒸散することにより１次系保有水量が減少する。

また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材の温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、事象発生の 50 分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量がつりあうことにより、１次系保有水量を確保することができる。

b.　評価項目等

炉心上端ボイド率は、第 7.4.1.5 図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水により炉心が露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮へい物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮へい設計基準値 0.15mSv／h を上回ることはなく、放射線の遮へいを維持できる。

炉心崩壊熱による１次冷却材のボイド発生により、１次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び１次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、

燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、事象発生後の１次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約－6.6％Δｋ／ｋであり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は、第 7.4.1.12 図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することなく、１次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

１次系保有水量及び１次系温度は、第 7.4.1.9 図及び第 7.4.1.11 図に示すとおり、事象発生から約 150 分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器スプレイ冷却器による冷却を継続することにより、長期的に原子炉の安定状態を維持できる。また、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、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

7.4.1.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てんポンプによる炉心注水により、1次系保有水量を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異がある充てんポンプによる炉心注水とする。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価

は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第 7.4.1.8 図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は炉心上端から約 1.0m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.4.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響

及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.4.1.3図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てんポンプによる炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.1.13図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、充てんポンプによる炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として炉心露出に至る可能性のある水量までに23分程度は確保できる。

(4) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲とし

て、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による充てんポンプによる炉心注水を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.4.1.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」において、３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.4.1.1（3）燃料損傷防止対策」に示すとおり 28 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員)、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員 52 名で対処可能である。

(2)　必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1（2）資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水　　源

燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃　　料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.1.5　結　　論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等に伴い崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散により１次系保有水量の減少が継続し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対する燃料損傷防止対策としては、充てんポンプによる炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、Ｂ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、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等を考慮する。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による充てんポンプによる炉心注水等を行うことにより、炉心が露出

することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の１次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して有効である。

7.4.2　全交流動力電源喪失

7.4.2.1　事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に送電系統の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、安全上重要な機器の交流電源が喪失することにより、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなることに伴い、余熱除去系による崩壊熱除去機能も喪失することから、炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散に伴い１次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより１次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環、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等を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.4.2.1図に、対応手順の概要を第7.4.2.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.4.2.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.2.2（1）有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保修対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第7.4.2.3図に示す。

a. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池（安全防護系用）による非常用直流母線への給電を確認する。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

全交流動力電源喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、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含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

d. 燃料取替用水タンクによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失時の対応操作として、燃料取替用水タンク水位が確保されている場合は、燃料取替用水タンク水による炉心への重力注水を行う。

e. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、格納容器隔離弁を閉止する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

f. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

大容量空冷式発電機等により電源が供給され、常設電動注入ポンプの準備が完了次第、炉心への注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。また、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

g. 直流負荷切離し

大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池（安全防護系用）に加え、蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。

h. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダン

パへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後に、アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するため、蓄電池室排気ファンを起動する。

i. 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却

移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば通水を開始し、格納容器内自然対流冷却を開始する。また、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認する。

以降、長期対策として高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

高圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、高圧再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

j. 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因

を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、余熱除去系による炉心冷却を行う。

7.4.2.2　燃料損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、全ての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、出力運転時と同じ緩和手段が使用でき、出力運転時と比べて1次系保有水量は同

等であるが、炉心崩壊熱は小さいことから、出力運転時に包絡される。出力運転時の有効性評価より、全ての評価項目を満足できることが確認されているため、部分出力運転や高温停止状態においても全ての評価項目を満足できる。

なお、非常用所内交流動力電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となるため、現場操作に係る必要な作業項目及び要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により、措置の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における ECCS 強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 常設電動注入ポンプ

炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉停止72時間後を事象開始として、c.(a)で設定した代替炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、37m^3／hを設定するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる代替炉心注水に要する時間を上回る時間として、事象発生から50分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.4.2.2図に、1次系

圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.4.2.4 図から第 7.4.2.12 図に示す。

a.　事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失による余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、１次系温度が上昇し、約２分で１次冷却材が沸騰、蒸散することにより１次系保有水量が減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材の温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、事象発生の 50 分後に常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量がつりあうことにより、１次系保有水量を確保することができる。

b.　評価項目等

炉心上端ボイド率は、第 7.4.2.5 図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心が露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮へい物により被ばく低減を図ることができるため、燃

料取替時の原子炉格納容器内の遮へい設計基準値 0.15mSv／h を上回ることはなく、放射線の遮へいを維持できる。

炉心崩壊熱による１次冷却材のボイド発生により、１次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び１次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、事象発生後の１次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約－6.6％Δｋ／ｋであり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。し

たがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は、第7.4.2.12図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することなく、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は、第7.4.2.9図及び第7.4.2.11図に示すとおり、事象発生から約150分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、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、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

7.4.2.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により、1次系保有水量を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異がある常設電動注入ポン

プによる炉心注水とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第 7.4.2.8 図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は炉心上端から約 1.0m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の

冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.4.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.4.2.3図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.2.13図に示すとおり、1次系保有水量が炉心

露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始時点における１次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作余裕時間として炉心露出に至る可能性のある水量までに23分程度は確保できる。

(4) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.4.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.4.2.1 (3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり52名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結

果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水　　源

燃料取替用水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が水位異常低警報値となるまでの水量である約1,960m^{3}を使用し、事象発生から約53.8時間の注水継続が可能である。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃　　料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約230.2kℓの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5kℓの重油が必要となる。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継

続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 284.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約2,550kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW にて電源供給が可能である。

また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。

7.4.2.5 結　　論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失し、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散により1次系保有水量の減少が継続し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、B高圧注入ポンプ（海水冷却）

による高圧再循環、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等を考慮する。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の1次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交

流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

7.4.3 原子炉冷却材の流出

7.4.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」、「水位維持に失敗する事故」及び「オーバードレンとなる事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への漏えいが発生し、1次冷却材の流出が継続することにより、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。

長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てんポンプによる炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、B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、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等を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.4.3.1図に、対応手順の概要を第7.4.3.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.4.3.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.3.2(1)有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第7.4.3.3図に示す。また、

重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、28名で対処可能である。

a. １次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断

１次冷却材の流出により１次系の水位が低下し、余熱除去ポンプが運転不能となれば、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系２系列が運転不能となれば、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去ポンプ回復操作を行うとともに、１次冷却材流出の原因調査及び隔離操作を行う。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c. 原子炉格納容器隔離操作

余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。

d. 充てんポンプによる炉心注水

余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、１次系保有水量を確保するとともに、取

り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. アニュラス空気浄化系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が 39kPa[gage]となれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

f. 代替再循環及び格納容器内自然対流冷却

余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示 65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。

以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器内

自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

7.4.3.2　燃料損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、全ての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、出力運転時と同じ緩和手段が使用でき、出力運転時と比べて1次系保有水量は同等であるが、炉心崩壊熱は小さいことから、出力運転時に包絡される。出力運転時の有効性評価より、全ての評価項目を満足できることが確認されているため、部分出力運転や高温停止状態においても全ての評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における冷却材放出及びECCS強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.3.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、余熱除去系から1次冷却材が流出するものとする。

ミッドループ運転中は、1次系に余熱除去系、化学体積制御系等が接続されているが、1次系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系からの流出とする。また、流出流量は、余熱除去機能喪失までは、余熱除去ポンプ1台による浄化及び冷却運転時の標準値として 450 m^3／h とする。さらに、余熱除去機能喪失後も誤操作等による系外への漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するも

のとし、流出口径は余熱除去系の最大口径である燃料取替用水タンク戻り配管の約 20cm（８inch）相当とする。

(b)　安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去系による浄化及び冷却運転中において、余熱除去ポンプ入口側の１次冷却材が喪失した時点として、１次系水位が１次冷却材配管の下端に到達した時点で全ての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

(c)　外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

b.　重大事故等対策に関連する機器条件

(a)　充てんポンプ

炉心への注水は、充てんポンプ２台を使用するものとする。

原子炉停止 72 時間後を事象開始として、c.（a）で設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込んだ流量として、45m^3／h を設定するものとする。

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5　運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定

する。

(a) 充てんポンプによる炉心注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水に要する時間を上回る時間として、余熱除去機能喪失から20分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.4.3.2図に、1次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第7.4.3.4図から第7.4.3.13図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、1次冷却材の流出に伴い1次系保有水量が減少し、事象発生の約2分後に1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達することにより余熱除去系の機能が喪失する。これに伴い、1次冷却材の流出流量は減少するが、流出は継続するため1次系保有水量は減少し、また、余熱除去機能喪失に伴い、崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、1次冷却材が沸騰、蒸散することにより1次系保有水量がさらに減少する。その後、事象発生の約22分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、炉心への注水流量と余熱除去系及び加圧器開口部からの流出流量がつりあうことにより、1次系保有水量を確保することができる。

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は、第7.4.3.5図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水により炉心が露出することはなく、燃

料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮へい物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮へい設計基準値 0.15mSv／h を上回ることはなく、放射線の遮へいを維持できる。

炉心崩壊熱による１次冷却材のボイド発生により、１次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び１次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、事象発生後の１次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約－6.6％Δｋ／ｋであり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう

素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は、第7.4.3.13図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することなく、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は、第7.4.3.10図及び第7.4.3.12図に示すとおり、事象発生から約30分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、1次冷却材の流出が発生した系統の隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器スプレイ冷却器による冷却を継続することにより、長期的に原子炉の安定状態を維持できる。また、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、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

7.4.3.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメー

タに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てんポンプによる炉心注水により、1次系保有水量を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点に操作を開始する充てんポンプによる炉心注水とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。また、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が早くなる。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第 7.4.3.9 図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.3m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水状態は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.4.3.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a)　運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮し、最確条件の1次冷却材の流出流量を用いた場合、解析条件として設定している流出流量より少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮し、最確条件の1次冷却材の流出流量を用いた場合、解析条件として設定している流出流量より少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.4.3.3図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てんポンプによる炉心注水については、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさにより炉心水位が低くなることにより、1次系保有水量の減少が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、操作開始の起点としている余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が大きくなるため、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなる。このため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、操作時間が早まる時間は数十秒程度であり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材の蒸散率が小さくなることにより、1次系保有水量の減少が抑制され、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅

くなる場合には、操作開始の起点としている余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.3.14図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、充てんポンプによる炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として炉心露出に至る可能性のある水量までに33分程度は確保できる。

(4) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、

運転員による充てんポンプによる炉心注水を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.4.3.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.4.3.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり28名である。このため、「7.5.2　重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2)　必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a.　水　　源

燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心

注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃　　料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.3.5 結　　論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等による系外への漏えいが発生し、１次冷却材が流出することにより余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、１次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による１次冷却材の蒸散により１次系保有水量の減少が継続し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、充てんポンプによる炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、B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、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等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による充てんポンプによる炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の１次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

7.4.4　反応度の誤投入

7.4.4.1　事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「反応度の誤投入事故」のみである。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本

的考え方

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、１次冷却材中に純水が注水される。このため、緩和措置がとられない場合には、１次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、臨界に達し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、純水注水を停止し、反応度の添加を防止するとともに、１次冷却材中にほう酸水を注入することにより未臨界を確保し、燃料損傷を防止する。

(3)　燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における機能喪失に対して、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、純水注水の停止、ほう酸水の注入による１次冷却材のほう素の濃縮等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.4.4.1 図に、対応手順の概要を第 7.4.4.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.4.4.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.4.2 (1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 18 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直

課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員２名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第 7.4.4.3 図に示す。

a.　反応度の誤投入の判断

１次冷却材の希釈事象の発生に伴い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。

反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

b.　原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c.　希釈ラインの隔離

反応度の誤投入時の対応操作として、１次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」並びに１次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作

動停止を確認する。

d. ほう酸濃縮操作

反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。また、事象発生前のほう素濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。

ほう酸濃縮操作によるほう酸注入状態の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

e. 未臨界状態の確認

中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していることを確認する。また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認する。以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。

未臨界状態の確認に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

なお、反応度の誤投入については次のような場合がある。

原子炉起動前のほう素希釈中に外部電源が喪失した場合、1次冷却材ポンプ、充てんポンプ及び1次系補給水ポンプの電源喪失により希釈が停止するが、ディーゼル発電機の自動起動に伴い1次系補給水ポンプ及び充てんポンプが再起動し、希釈が再開されると、1次冷却材ポンプが停止していることから十分なミキシングが行われずに、1次系配管内にほ

う素濃度の低い水塊が形成される。この状態でさらに外部電源復旧後、1次冷却材ポンプを再起動すると、水塊が炉心に送り込まれることとなり、反応度投入事象となる可能性がある。しかしながら、外部電源喪失時には希釈信号は解除されるため、1次系補給水ポンプが自動起動することはない。また、充てんポンプの水源が体積制御タンクから燃料取替用水タンクに自動で切り替わることから、外部電源喪失時のブラックアウト信号発信によって充てんポンプが自動起動しても希釈が再開されることはない。

7.4.4.2　燃料損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、原子炉停止中は、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの余裕時間の観点で厳しくなる「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」である。

原子炉停止中に講じる措置として、1次冷却材温度が93℃以下となってから原子炉起動直前までの間は、原子炉補給水モードを切り替えるスイッチを希釈操作禁止として厳格に管理することとしており、この期間において希釈による反応度誤投入事象は発生しない。

本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要となる。このため、希釈が開始されてから「中性子

源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止を行うための余裕時間を評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.4.4.2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 制御棒位置

低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を用いるものとする。

(b) 1次冷却材の有効体積

1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなるため、評価結果が厳しくなるような値として、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた261m^{3}を用いるものとする。

(c) 初期ほう素濃度

原子炉停止中の1次系は、3号炉は燃料取替用水タンク、4号炉は燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同タンク、ピットのほう素濃度要求値の下限値である3,100ppmを用いるものとする。

(d) 臨界ほう素濃度

サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として3号炉 1,850ppm、4号炉 2,000ppm を用いるものとする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。

1次系への純水注水の最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量（約 60m^3／h）に余裕を持たせた値である 81.8m^3／h とする。

(b) 外部電源

外部電源はあるものとする。

1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」信号

警報発信から臨界までの余裕時間を保守的に評価するため、設定値に計装誤差等を考慮した値として、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上を用いるものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定

する。

(a) 希釈停止は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)に従い、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から 10 分後に開始し、操作完了に1分を要するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.4.4.2 図に示す。

a. 事象進展

原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、事象発生の約 68 分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から 10 分後の事象発生の約 78 分後に、弁の閉止及び1次系補給水ポンプの停止による希釈停止操作を開始し、操作開始から1分後の事象発生の約 79 分後に、1次冷却材のほう素の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界は確保される。希釈停止後、ほう酸水注入による1次冷却材のほう素の濃縮により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。

b. 評価項目等

本事故シーケンスにおいては、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、第 7.4.4.4 図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまでに約 68 分を要し、臨界に至るまでにはさらに約 16 分を要する。したが

って、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。

また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持できる。

その後は、ほう酸水の注入による１次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約6.0時間後に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能である。

なお、臨界ほう素濃度である 2,000ppm まで希釈された際に、初期ほう素濃度 3,100ppm まで濃縮するのに要する時間は約 3.8 時間である。

7.4.4.3　評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である希釈停止により、反応度添加を防止することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信を起点に操作を開始する希釈停止とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.4.4.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を確認する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる臨界ほう素濃度、1次系への純水注水流量及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度の差が大きくなり、警報発信時間が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動

を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が早くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員

等操作時間に与える影響並びに評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.4.4.3図に示すとおり、希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作への影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

希釈停止については、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

希釈停止の操作時間余裕としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約 16 分かかるのに対し、警報の発信による事象発生の検知及び判断に 10 分、その後の希釈停止操作に1分の合計 11 分を要することとしているが、実際に見込まれる希釈停止操作時間は約 20 秒であることから、臨界に至るまでに5分程度は確保できる。

なお、評価では反応度誤投入の判断後、希釈停止を行うこととしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により1次冷却材のほう素の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の時間余裕は十分ある。

(3) ま と め

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による希釈停止を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はな

い。

7.4.4.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.4.4.1 (3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。このため、「7.5.2　重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2)　必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a.　水　　源

本事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策に必要な水源はない。

b.　燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続

に約 7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.4.5 結　　論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、炉心が臨界に達し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策とし

ては、純水注水の停止、ほう酸水の注入による１次冷却材のほう素の濃縮等を考慮する。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持できる。その後は、ほう酸水の注入による１次冷却材のほう素の濃縮により長期にわたる未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な燃料及び電源については、外部電源喪

失時においても供給可能である。

以上のことから、希釈停止等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。

7.5　必要な要員及び資源の評価

7.5.1　必要な要員及び資源の評価条件

(1)　要員の評価条件

a.　重大事故等発生時に対応する要員については、保守的に３号炉及び４号炉同時の重大事故等が発生した場合に対応可能であるか評価を行う。

b.　各事故シーケンスグループ等において実施する作業に対して、運転員（当直員）12名、緊急時対策本部要員（指揮者等）４名及び重大事故等対策要員 36 名にて対応を行うことで、必要な作業対応が可能であることを評価する。また、発電所構外から召集される緊急時対策本部要員については、実際の運用では、集まり次第作業対応は可能であるが、評価上は見込まないものとする。なお、必要な要員数を休日・夜間においても確保する。

c.　屋外作業に係る要員の評価においては、有効性評価で考慮する屋外作業に必要なアクセスルート復旧時間として 70 分を考慮する。なお、復旧作業時間は、検証結果等を考慮して設定しており、アクセスルート復旧の他、保管場所までの徒歩での移動に必要な時間も含める。

(2)　資源の評価条件

a.　共　　通

(a)　各事故シーケンスグループ等において、重大事故等対策を７日間継続するために必要な水源、燃料及び電源に関する評価を行う。

(b) 各重要事故シーケンス等において、有効性評価で想定した事故条件等の解析又は評価条件を考慮する。

(c) 水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉において重大事故等が同時に発生した場合を想定して評価を行う。

b. 水　　源

(a) 炉心への注水が必要なLOCA事象等の事故シーケンスについては、水源となる燃料取替用水タンクの保有水量が必要水量を上回ること又は水源を格納容器再循環サンプに切り替えるまでの間、注水継続が可能であることを評価する。燃料取替用水タンクの保有水量は、燃料取替用水タンク定常水位以下の有効水量である約1,960m^3とする。

(b) 蒸気発生器への注水が必要な全交流動力電源喪失等の事故シーケンスについては、水源となる復水タンクの保有水量が必要水量を上回ること又は淡水や海を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給準備ができるまでの間、注水継続が可能であることを評価する。復水タンクの保有水量は、復水タンク定常水位以下の有効水量である約970m^3とする。

(c) 運転中の原子炉における重大事故が発生した場合の原子炉格納容器への注水については、淡水や海を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給準備及び燃料取替用水タンクと復水タンクの接続ができるまでの間、燃料取替用水タンクからの注水が可能であることを評価する。なお、燃料取替用水タンクの保有水量は、燃料取替用水タンク定常水位以下の有効水量である約1,960m^3と

する。

(d) 使用済燃料ピットへの注水が必要な事故シーケンスについては淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とする。

(e) 水源の評価については、事象進展が速い重要事故シーケンス等が水源（必要水量）として厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認することで事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

c. 燃　　料

(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定している事故シーケンスについては、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄している重油量により、大容量空冷式発電機１台を７日間運転継続できることを評価する。燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの備蓄量は約 376kℓとする。

(b) 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスについては、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクにて備蓄している重油量により、ディーゼル発電機２台を７日間運転継続できることを評価する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスについても、保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行う。燃料油貯油そう２基分の備蓄量は約 264kℓ、燃料油貯蔵タンク２基分の備蓄量は約 356kℓとし、合計約 620kℓとする。

(c) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるが、大容量空冷式発電機、ディーゼル発電機、代替緊急時対策所用発電機、水

中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの燃料消費については、保守的に事象発生と同時に運転を開始するとともに、定格負荷にて運転を行うことを考慮する。

d. 電　　源

(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいて、有効性評価上考慮する補機類に電源供給を行い、その最大負荷が大容量空冷式発電機の給電容量未満となることを評価する。大容量空冷式発電機1台の給電容量は、約3,200kWとする。

(b) 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスにおいては、ディーゼル発電機からの給電を考慮する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスにおいても保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行う。

(c) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるため、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認する事で事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

各事故シーケンスグループ等において、必要な作業項目、要員数及び移動時間を含めた所要時間について評価を実施した。

必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、「7.2.1.2

格納容器過温破損」、「7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「7.4.2　全交流動力電源喪失」（停止時）であり、全交流動力電源喪失の重畳を考慮していることから使用済燃料ピットへの注水対応を合わせて実施しても、必要な要員数は合計 52 名であり、初動対応として運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員の合計 52 名で対処可能である。

7.5.3　重大事故等対策の７日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

各事故シーケンスグループ等において、外部からの支援を考慮しない場合でも、重大事故等対策を７日間継続して実施するために必要な水源、燃料及び電源について評価を実施した。

(1)　水源の評価結果

a.　炉心注水

炉心注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.4.2　全交流動力電源喪失」（停止時）である。

常設電動注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンクを水源とし、燃料取替用水タンクの有効水量である、定常水位以下の水量約 1,960m^3が使用可能であり、事象発生から約 53.8 時間の注水継続が可能である。以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環の継続により、７日間の炉心注水の継続が可能である。

b.　蒸気発生器注水

蒸気発生器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2　全交流動力電源喪失」及び「7.1.3　原子炉補機冷却機能喪失」である。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については復水タンクを水源とし、復水タンク枯渇までに炉心崩壊熱の除去等が可能な水量約970m^{3}が使用可能であり、事象発生から約14.8時間の注水継続が可能である。以降は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とした復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給を行うことにより、7日間の蒸気発生器への注水継続が可能である。

c.　格納容器注水

格納容器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.2.1.1　格納容器過圧破損」、「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」である。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンクを水源とし、燃料取替用水タンクの有効水量である、定常水位以下の水量約1,960m^{3}が使用可能であり、事象発生から約13時間の注水が可能である。

また、燃料取替用水タンク枯渇までに、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの淡水又は海水の補給準備及び燃料取替用水タンクと復水タンクの連絡操作を行うことにより、格納容器内自然対流冷却開始まで代替格納容器スプレイの継続が可能

である。以降は、格納容器内自然対流冷却の継続により７日間の原子炉格納容器の冷却継続が可能である。

(2)　燃料の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.1　２次冷却系からの除熱機能喪失」、「7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「7.1.5　原子炉停止機能喪失」、「7.1.6　ECCS 注水機能喪失」、「7.1.7　ECCS 再循環機能喪失」、「7.1.8　格納容器バイパス」、「7.2.4　水素燃焼」、「7.3.1　想定事故１」、「7.3.2　想定事故２」、「7.4.1　崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」、「7.4.3　原子炉冷却材の流出」及び「7.4.4　反応度の誤投入」である。ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を２台で７日間継続した場合、約 593kℓの重油が必要となる。

また、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 11.7kℓの重油が必要となる。復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給を想定しても、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

７日間継続した場合、約 612.5kℓの重油が必要となるが、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクにて備蓄している重油量約

620kℓにて供給可能である。

なお、現実的には不要となる補機を順次停止することにより定格負荷未満となることから、実際の燃料消費量は少なくなる。

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.2　全交流動力電源喪失」、「7.1.3　原子炉補機冷却機能喪失」、「7.2.1.1　格納容器過圧破損」、「7.2.1.2　格納容器過温破損」、「7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「7.4.2　全交流動力電源喪失」（停止時）である。大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を1台で7日間継続した場合、約230.2kℓの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5kℓの重油が必要となる。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

7日間継続した場合、約284.5kℓの重油が必要となるが、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクにて備蓄している重油量約376kℓにて供給可能である。

(3)　電源の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価

上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.1　２次冷却系からの除熱機能喪失」、「7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「7.1.5　原子炉停止機能喪失」、「7.1.6　ECCS 注水機能喪失」、「7.1.7　ECCS 再循環機能喪失」、「7.1.8　格納容器バイパス」、「7.2.4　水素燃焼」、「7.3.1　想定事故１」、「7.3.2　想定事故２」、「7.4.1　崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「7.4.3　原子炉冷却材の流出」及び「7.4.4　反応度の誤投入」である。ディーゼル発電機の電源負荷について、工学的安全施設作動信号発信時に自動起動される負荷約 6,900kW は、重大事故等対策に必要な負荷を上回っていることから、ディーゼル発電機の給電容量約 7,100kW にて供給可能である。

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.2　全交流動力電源喪失」、「7.1.3　原子炉補機冷却機能喪失」及び「7.4.2　全交流動力電源喪失」である。大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約 2,550kW の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW にて供給可能である。

なお、直流電源についてはディーゼル発電機又は大容量空冷式発電機にて供給可能であるが、事故シーケンスグループ「7.1.2　全交流動力電源喪失」では、交流電源が 24 時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも、不要直流負荷の切離し等により 24 時間の直流電源供給が可能である。

第 7.1.1.1 表　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について（１／２）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。 ECCS 作動信号等が発信する場合には、信号発信及び信号発信による補機の自動作動を確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
蒸気発生器除熱機能喪失の判断及び除熱機能維持操作	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動失敗等により、補助給水流量が喪失し、全ての蒸気発生器狭域水位計指示が０％以下かつ補助給水流量計指示が 125m³／h 未満となれば、蒸気発生器除熱機能喪失と判断するとともに、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ機能の回復操作及び電動主給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による除熱機能の維持操作を行う。 補助給水ポンプ、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水が不能の場合に備えて、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水タンク】	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
１次系のフィードアンドブリード開始	全ての蒸気発生器広域水位計指示が 10%未満となれば、この対応操作として、ECCS 作動信号の手動発信による高圧注入ポンプの起動及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。 フィードアンドブリード中は、１次冷却材圧力、１次冷却材高温側温度（広域）等の監視により、炉心の冷却状態を確認する。	燃料取替用水タンク 高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 蒸気発生器広域水位 燃料取替用水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.1.1表　「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について（2／2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
蓄圧注入系作動の確認	1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力
蒸気発生器除熱機能回復の判断	いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ、蒸気発生器狭域水位計指示が0％以上となれば、蒸気発生器の除熱機能が回復したと判断し、蒸気発生器による炉心冷却を開始する。 蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合は、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水タンク】 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】	－	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【1次冷却材低温側温度（広域）】 【1次冷却材圧力】 【加圧器水位】 【蒸気発生器広域水位】 【蒸気発生器狭域水位】 【補助給水流量】 【主蒸気ライン圧力】 【復水タンク水位】
余熱除去系による炉心冷却への切替え	蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合であっても、1次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり、余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転を確認する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
1次系のフィードアンドブリード停止及び蓄圧タンク出口弁閉止	余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば、加圧器逃がし弁を閉止し、フィードアンドブリードを停止する。 1次系圧力が安定していることを確認後、蓄圧タンク出口弁を閉止し、ECCS 停止条件を満足すれば、高圧注入ポンプを停止する。 以降、長期対策として、余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.1.2 表　主要解析条件（２次冷却系からの除熱機能喪失）（１／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、１次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	１次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと高圧注入及び蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	１次冷却材平均温度 （初期）	307.1＋2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水流量の喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	補助給水機能喪失	補助給水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、１次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器１次側と２次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しい設定。

第 7.1.1.2 表　主要解析条件（２次冷却系からの除熱機能喪失）（２／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	蒸気発生器水位低 （狭域水位11％） （応答時間2.0秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	高圧注入ポンプ	最小注入特性 （２台） （高圧注入特性： ０～約280m^3／h、 ０～約13.5MPa[gage]）	炉心への注水は、高圧注入ポンプ２台を使用するものとし、炉心への注水流量を少なくする観点から、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性として設定。
	加圧器逃がし弁	95t／h／個 （２個）	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3／基 （４基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	フィードアンドブリード開始	蒸気発生器広域水位 ０％到達から５分後	蒸気発生器がドライアウトに至る水位として設定した蒸気発生器広域水位０％からフィードアンドブリード開始までの運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、手動でのECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプの起動確認並びに加圧器逃がし弁開操作に余裕を考慮して設定。 なお、運転手順書における操作開始条件として設定されている蒸気発生器広域水位10％は、広域水位計は全て運転停止中に使用するため低温で校正されていることから、出力運転状態でドライアウトに至った時の指示に計装誤差を見込んだものとしている。

第7.1.2.1表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（1／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の確認	外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池（安全防護系用）による非常用直流母線への給電を確認する。	蓄電池（安全防護系用）	－	－
プラントトリップの確認	全交流動力電源喪失の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 また、主蒸気ライン隔離を行い、主蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの徴候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器による炉心冷却を行う場合、2次冷却材喪失又は蒸気発生器細管漏えいの徴候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により炉心冷却を行う。	－	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力

第 7.1.2.1 表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（２／６）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	蒸気発生器の水位低下等によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が 125m³／h 以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、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含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	大容量空冷式発電機※ 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	－

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第7.1.2.1表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（3／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備	1次冷却材圧力の低下等により1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合又は全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。 対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。	常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.2.1表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（4／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
2次系強制冷却	現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、1次冷却材圧力計指示1.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度計（広域）指示 208℃）を目標に減温、減圧を行うとともに、目標値となれば1次系温度、圧力を維持する。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。 また、その後の蒸気発生器への注水量の確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
蓄圧注入系作動の確認	1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力
1次冷却材ポンプ封水関連の隔離	充てんポンプ起動時の RCP シール温度急変等を防止するために、RCP シール関連の隔離操作を行う。	－	－	－
格納容器隔離弁の閉止	ECCS 作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。	－	－	－
直流電源負荷切離し	大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池（安全防護系用）に加え、蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。	蓄電池（安全防護系用） 蓄電池（重大事故等対処用） 蓄電池（3系統目）	－	－
蓄圧タンク出口弁閉止	大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、1次冷却材圧力計指示が1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	－	1次冷却材圧力

第7.1.2.1表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（5／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
2次系強制冷却の再開	1次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば1次系温度の維持を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	大容量空冷式発電機等により電源が供給されるとともに、常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃）となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]以下であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク 【B充てんポンプ（自己冷却）】	－	AM用消火水積算流量 余熱除去流量 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するために蓄電池室排気ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	【窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）】	－
中央制御室非常用循環系の起動	中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。	中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.2.1表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（6／6）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	LOCAが発生している場合、長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニットへの冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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）用）
高圧再循環	LOCAが発生している場合、長期対策として移動式大容量ポンプ車によるB高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始する。また、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。	B高圧注入ポンプ（海水冷却） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位
蒸気発生器による炉心冷却の継続	LOCAが発生していない場合、長期対策としてタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器による炉心冷却を継続的に行う。	タービン動補助給水ポンプ 【電動補助給水ポンプ】 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
原子炉補機冷却海水系の復旧	設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、LOCAが発生する場合には充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行い、LOCAが発生しない場合には余熱除去系による炉心冷却を行う。	－	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.2 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合））（１／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5／COCO	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、１次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	１次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	１次冷却材平均温度 （初期）	307.1＋2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流動力電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として外部電源が喪失するものとしている。
	RCPシール部からの漏えい率 （初期）	定格圧力において、約109m^3／h／台 （480gpm／台）相当となる口径 約1.4cm（約0.6inch）／台 （４台） （事象発生時からの漏えいを仮定）	米国NRCにて、保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値を使用。国内の１次冷却材ポンプとNRCで評価された米国製１次冷却材ポンプで、漏えい量を決定する流路構造が同等であること及び臨界流モデルで評価した国内RCPシールからの漏えい率が米国評価の使用値より更に小さいことを確認していることより、保守的な設定。

第 7.1.2.2 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合））（２／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	１次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.5 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m^3／h／４SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%／個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3／基（４基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	常設電動注入ポンプ	30m^3／h	炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。想定する漏えい流量に対して、１次系圧力0.7MPa[gage]到達時点で代替炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	２次系強制冷却開始 （主蒸気逃がし弁開）	事象発生から30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に20分を想定して設定。
	１次系温度、圧力の保持	１次系温度 208℃ （約 1.7MPa[gage]到達時）及び １次系温度 170℃ （約 0.7MPa[gage]到達時）	208℃については、蒸気発生器による炉心冷却に伴う１次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから１次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系による炉心冷却への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	１次系圧力約 1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源確立(60 分)から 10 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（3）に従い、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	２次系強制冷却再開 （主蒸気逃がし弁開）	蓄圧タンク出口弁閉止から 10 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ起動	１次系圧力 0.7MPa[gage]到達時	運転員等による代替炉心注水操作を実施するに当たっての余裕を考慮し、安定状態到達後に１次系の温度及び圧力の維持を行う圧力である0.7MPa[gage]到達後に注水を実施するものとして設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第7.1.2.3表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生しない場合））（１／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100％(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、１次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	１次系圧力 （初期）	15.41＋0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次系圧力が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	１次冷却材平均温度 （初期）	307.1＋2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。１次冷却材平均温度が高いと２次系強制冷却による１次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流動力電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として外部電源が喪失するものとしている。
	RCPシール部からの漏えい率 （初期）	定格圧力において、1.5m^3／h／台相当となる 口径約0.2cm（約0.07inch）／台 （４台） （事象発生時からの漏えいを仮定）	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。

第7.1.2.3表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生しない場合））（２／２）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	１次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65％） （応答時間 1.5 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m^3／h／４SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により４基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10％／個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10％を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3／基（４基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	漏えい停止圧力	0.83MPa[gage]	１次冷却材ポンプ封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	２次系強制冷却開始 （主蒸気逃がし弁開）	事象発生から30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に20分を想定して設定。
	交流電源確立	事象発生後24時間	－
	１次系温度、圧力の保持	１次系温度208℃ （約1.7MPa[gage]到達時） 及び １次系温度170℃ （約0.7MPa[gage]到達時）	208℃については、蒸気発生器による炉心冷却に伴う１次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから１次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系による炉心冷却への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	１次系圧力約1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源確立（24時間）から10分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（3）に従い、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	２次系強制冷却再開 （主蒸気逃がし弁開）	蓄圧タンク出口弁閉止から10分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認	原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉手動トリップを行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 原子炉補機冷却水サージタンク水位
補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	蒸気発生器の水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が 125m^3／h 以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。	【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
原子炉補機冷却機能、制御用空気供給機能の回復及び対応準備	原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行うとともに、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、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含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備	１次冷却材圧力の低下等により１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合又は補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。 原子炉補機冷却機能喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。 対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きい LOCA でない場合でも、炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 1×10^{5}mSv／h 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。	常設電動注入ポンプ 【Ｂ充てんポンプ（自己冷却）】 【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	－	１次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
２次系強制冷却	現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、１次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計（広域）指示 208℃）を目標に減温、減圧を行うとともに、目標値となれば１次系温度、圧力を維持する。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。 また、その後の蒸気発生器への注水量の確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。	【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
蓄圧注入系作動の確認	１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	－	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力
１次冷却材ポンプ封水関連の隔離	充てんポンプ起動時の RCP シール温度急変等を防止するために、RCP シール関連の隔離操作を行う。	－	－	－
格納容器隔離弁の閉止	ECCS 作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。	－	－	－
蓄圧タンク出口弁閉止	１次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	－	１次冷却材圧力
２次系強制冷却の再開	１次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃を目標に、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を再開し、目標値となれば１次系温度の維持を行う。	【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa[gage]（1次冷却材高温側温度計（広域）指示170℃）となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力計指示が0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク 【B充てんポンプ（自己冷却）】	－	AM用消火水積算流量 余熱除去流量 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	【窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）】	－
中央制御室非常用循環系の起動	中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。	中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	－	－
格納容器内自然対流冷却	長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニットへの冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 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）用）

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧再循環	長期対策として移動式大容量ポンプ車によるＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始する。また、燃料取替用水タンク水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示 65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。	Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位
原子炉補機冷却海水系の復旧	設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行う。	－	－	－

第 7.1.4.1 表　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（1／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信等の確認	ECCS 作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蓄圧タンク	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位

第 7.1.4.1 表　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（２／４）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器スプレイ注入機能喪失の判断及び回復操作等	格納容器内圧力計指示が原子炉格納容器スプレイ系の作動圧力である 196kPa[gage]以上において、格納容器スプレイポンプの起動失敗等により格納容器スプレイライン流量を確認できない場合には、格納容器スプレイ注入機能喪失と判断する。格納容器スプレイ注入機能の回復操作、主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を行う。	【格納容器スプレイポンプ】 【燃料取替用水タンク】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【主蒸気逃がし弁】 【復水タンク】 【蒸気発生器】	－	【１次冷却材高温側温度（広域）】 【１次冷却材低温側温度（広域）】 【１次冷却材圧力】 【加圧器水位】 Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 【蒸気発生器広域水位】 【蒸気発生器狭域水位】 【補助給水流量】 【主蒸気ライン圧力】 燃料取替用水タンク水位 【復水タンク水位】
格納容器内自然対流冷却の準備	格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応操作として、原子炉補機冷却水の沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧する等の格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ Ａ原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク Ａ、Ｂ海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	原子炉補機冷却水サージタンク水位 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）用）

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.4.1 表　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（3／4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次冷却材の漏えいの判断	1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。	－	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
燃料取替用水タンクへの補給準備	1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	－	【燃料取替用水タンク水位】
高圧及び低圧再循環への切替え	燃料取替用水タンク水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 65%以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切り替える。 高圧及び低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。 水源切替え後、高圧再循環は開始されるが、低圧再循環については余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断し、低圧再循環機能の回復操作及び燃料取替用水タンクへの補給操作を行う。	高圧注入ポンプ 【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 【燃料取替用水タンク】	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.4.1 表　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について（４／４）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	格納容器圧力計指示が 392kPa[gage]以上（最高使用圧力）となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。ただし、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。	A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク A、B海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク水位 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）用）
高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却の継続	長期対策として、高圧再循環による炉心注水を確保する。 長期対策として、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を除熱することで、原子炉格納容器先行破損を防止し、炉心冷却を継続的に行う。	高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク A、B海水ポンプ	窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	１次冷却材高温側温度（広域） １次冷却材低温側温度（広域） １次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 原子炉補機冷却水サージタンク水位 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）用）