1.15 安全解析

1.15.1 概論

1.15.1.1 序論

(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の基本的考え方

本原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する。

原子炉の安全設計の基本方針の妥当性は、「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」により判断されるが、これらの判断の過程で行う安全評価は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下「安全評価指針」という。)、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(以下「ECCS性能評価指針」という。)及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」(以下「RIE評価指針」という。)等に基づいて行うものとする。

本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、異常状態、すなわち、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故について解析し、評価を行う。

なお、運転時の異常な過渡変化とは、発電用原子炉の運転中において発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象をいう。

また、設計基準事故とは、前記運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象をいう。

(2) 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

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、炉心や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、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。

1.15.1.2 安全解析の範囲及び適用する手法

(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の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異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保及び主蒸気逃がし弁又はタービン・バイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(2) 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

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。

有効性評価は、「1.3.1.7 一般的設計要求及び技術的許容基準の適用」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が、手順及び体制としてはその他の措置との関係を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及び運転員等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。

1.15.1.3 設計基準状態の解析

(1) 運転時の異常な過渡変化

本原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止対策及び拡大防止対策を説明し、その経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

(2) 設計基準事故

本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と事故防止対策及び拡大防止対策を説明し、事故経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

1.15.1.4 設計拡張状態の解析

(1) 概要

a. 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。

b. 必要な要員及び資源の評価方針

(a) 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を想定した最も厳しい重大事故等対策時において、時間外、休日(夜間)における要員の確保の観点から、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。

(b) 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時において、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。

(2) 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。

(3) 運転中の原子炉における重大事故

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、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。

(4) 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。

(5) 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。

1.15.1.5 ハザード解析

「1.3.3 外部ハザードに対する防護」及び「1.3.4 内部ハザードに対する防護」を参照。

1.15.1.6 1.15の構成

1.15 安全解析

1.15.1 概論

1.15.1.1 序論

1.15.1.2 安全解析の範囲及び適用する手法

1.15.1.3 設計基準状態の解析

1.15.1.4 設計拡張状態の解析

1.15.1.5 ハザード解析

1.15.1.6 1.15の構成

1.15.2 想定起因事象及び事故シナリオの識別カテゴリ分け及びグループ分け

1.15.2.1 想定起因事象及び事故シナリオのカテゴリ分け基準

1.15.2.2 事象及びそれらの頻度のカテゴリ分け

1.15.2.3 事象及びそれらの種類のグループ分け

1.15.2.4 想定起因事象及び事故シナリオのリスト

1.15.2.5 内部・外部ハザードのリスト

1.15.3 安全目標及び許容基準

1.15.3.1 安全目標及び安全解析

1.15.3.2 決定論的許容基準

1.15.3.3 確率論的許容基準

1.15.4 人の行動

1.15.4.1 概論

1.15.4.2 決定論的安全解析における人の行動

1.15.4.3 確率論的安全解析における人の行動

1.15.5 決定論的安全解析

1.15.5.1 手法の一般説明

1.15.5.2 通常運転の解析

1.15.5.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析

1.15.5.4 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の解析

1.15.5.5 炉心溶融を伴う設計拡張状態の解析

1.15.5.6 使用済燃料プールに関連する起因事象及び事故シナリオの解析

1.15.5.7 燃料取扱い事象の解析

1.15.5.8 補助系統又は補機からの放射性物質の放出解析

1.15.5.9 内部・外部ハザードの解析

1.15.6 確率論的安全解析

1.15.6.1 確率論的安全解析の一般手法

1.15.6.2 レベル1確率論的安全評価の結果及び結論

1.15.6.3 レベル2確率論的安全評価の結果及び結論

1.15.6.4 確率論的安全評価の洞察及び応用

1.15.7 安全解析結果の概要

1.15.7.1 通常運転の解析結果

1.15.7.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析結果

1.15.7.3 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の解析結果

1.15.7.4 炉心溶融を伴う設計拡張状態の解析結果

1.15.7.5 使用済燃料プールに関連する起因事象及び事故シナリオの解析結果

1.15.7.6 燃料取扱い事象の解析結果

1.15.7.7 補助系統又は補機からの放射性物質の放出解析結果

1.15.7.8 内部・外部ハザードの解析結果

1.15.7.9 確率論的安全解析結果

1.15.7.10 結論

1.15.2 想定起因事象及び事故シナリオの識別カテゴリ分け及びグループ分け

1.15.2.1 想定起因事象及び事故シナリオのカテゴリ分け基準

(1) 運転時の異常な過渡変化

本原子炉において評価する運転時の異常な過渡変化は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」(以下「MS」という。)に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。

(2) 設計基準事故

本原子炉において評価する設計基準事故は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。

(3) 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)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。

具体的には「1.15.2.2 事象及びそれらの頻度のカテゴリ分け」、「1.15.2.3 事象及びそれらの種類のグループ分け」の(3)から(6)による。

1.15.2.2 事象及びそれらの頻度のカテゴリ分け

(1) 運転時の異常な過渡変化

「1.15.1.1(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の基本的考え方」を参照。

(2) 設計基準事故

「1.15.1.1(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の基本的考え方」を参照。

(3) 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

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及び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、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等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。)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、PRAが適用可能でない外部事象については、定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を行い、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等がないことを確認した。

なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「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1.15-1表に示す。

1.15.2.3 事象及びそれらの種類のグループ分け

(1) 運転時の異常な過渡変化

a. 評価事象

(a) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

イ 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

ロ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

ハ 制御棒の落下及び不整合

ニ 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(b) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 原子炉冷却材流量の部分喪失

ロ 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

ハ 外部電源喪失

ニ 主給水流量喪失

ホ 蒸気負荷の異常な増加

ヘ 2次冷却系の異常な減圧

ト 蒸気発生器への過剰給水

(c) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

イ 負荷の喪失

ロ 原子炉冷却材系の異常な減圧

ハ 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(2) 設計基準事故

a. 評価事象

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 原子炉冷却材喪失

ロ 原子炉冷却材流量の喪失

ハ 原子炉冷却材ポンプの軸固着

ニ 主給水管破断

ホ 主蒸気管破断

(b) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

イ 制御棒飛び出し

(c) 環境への放射性物質の異常な放出

イ 放射性気体廃棄物処理施設の破損

ロ 蒸気発生器伝熱管破損

ハ 燃料集合体の落下

ニ 原子炉冷却材喪失

ホ 制御棒飛び出し

(d) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

イ 原子炉冷却材喪失

ロ　可燃性ガスの発生

(3)　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

a. 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。

(a)　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1.15-1図に内部事象PRAにおける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、直接的に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へ与える影響度の高いものから起因事象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1.15-2図に地震PRA階層イベントツリー、第1.15-3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、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失（複数の信号系損傷）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を喪失する事象は、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。

イ　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次系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。

ロ　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。

ハ　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次系による崩壊熱除去が可能となる規模のLOCAである。

ニ　極小LOCA

小破断LOCAよりもさらに破断口が小さく、充てん注入系による1次冷却材の補填が可能となる規模のLOCAである。

ホ　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。

(b)　事故シーケンスのグループ化

PRAの知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、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。

イ　2次冷却系からの除熱機能喪失

ロ　全交流動力電源喪失

ハ　原子炉補機冷却機能喪失

ニ　原子炉格納容器の除熱機能喪失

ホ　原子炉停止機能喪失

ヘ　ECCS注水機能喪失

ト　ECCS再循環機能喪失

チ　格納容器バイパス

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、事象発生時に原子炉施設に及ぼす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していることから、頻度及び影響の観点から総合的に検討した結果、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新たに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・配管の全てが機能を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対策による影響緩和を図る。

(c) 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。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、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等の観点で、より厳しい事故シーケンスを選定する。

イ 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時間余裕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」を重要事故シーケンスとして選定する。

ロ 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RCPシールからの漏えい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して選定する。

ハ　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」を選定する。

ただし、「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」は、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

ニ　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が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「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」を重要事故シーケンスとして選定する。

ホ　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。

起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を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」及び圧力評価が厳しい「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して選定する。

ヘ　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、時間余裕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。

ト　ECCS再循環機能喪失

破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替時間までの時間が短いことで、再循環切替が失敗する時点での崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に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。

チ　格納容器バイパス

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。

なお、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を確認しており、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している。

・ 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
・ 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
・ 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)

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1.15-2表に示す。

(4) 運転中の原子炉における重大事故

a. 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、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。

(a) 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、事故の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、事故の進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、そ

れぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事故進展中に実施される緩和手段等から第1.15-4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。

(b) 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。

イ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)

ロ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)

ハ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

ニ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

ホ 水素燃焼

ヘ 溶融炉心－コンクリート相互作用

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)については、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する破損モード(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、万が一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に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。

(c) 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。PDSの分類記号についての説明を第1.15-3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。

イ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水がなく圧力上昇が抑制されないPDSである「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圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早め、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、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。

ロ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

原子炉容器破損時に溶融物が高圧で原子炉格納容器内に分散することで原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による加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、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機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」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、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

ハ　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1次系が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による加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、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機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給

水機能が喪失する事故」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、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

ニ　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

破断規模が大きく、原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないPDSである「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高い大破断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、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」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原子炉格納容器への注水としては、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注水は想定せず、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。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。

ホ　水素燃焼

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出

されることで事象進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるPDSである「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、さらに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。

ヘ　溶融炉心－コンクリート相互作用

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融物が冷却されないPDSである「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事象進展が早くなり原子炉容器破損時の崩壊熱が高くなる大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早め、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、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

格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第1.15-3表に示す。

(5) 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

a. 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。

(a) 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

(b) 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) 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

a. 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は、主発電機の解列から並列までの期間とし、この期間中はプラント状態が様々に変化する。このため、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などに応じた緩和設備の状態等に応じて、プラントの状態を適切に区分したうえで、「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、運転停止中の原子炉において、燃料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。

(a) 運転停止中事故シーケンスの抽出

停止時レベル1PRA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の組合せ等を第1.15-5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。

(b) 運転停止中事故シーケンスのグループ化

運転停止中事故シーケンスのグループ化に当たっては、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類している。

イ 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)

ロ 全交流動力電源喪失

ハ 原子炉冷却材の流出

ニ 反応度の誤投入

(c) 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。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等の観点で、より厳しいシーケンスを選定する。

イ 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/高圧注入ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、崩壊熱が高く、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。

ロ 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電源が喪失する事故」のみである。

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、常設電動注入ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、崩壊熱が高く、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して選定する。

ハ　原子炉冷却材の流出

1次冷却材の流出流量が多く、1次系保有水の確保の観点から、崩壊熱が高く、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。

ニ　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。

定期検査中、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、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で「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1.15-4表に示す。

1.15.2.4 想定起因事象及び事故シナリオのリスト

(1) 運転時の異常な過渡変化

a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

(a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は、原子炉保護設備が作動するまでの初期において、出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。さらに、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

この事象については、燃料エンタルピに関して以下の判断基準を用いる。なお、ここではウラン燃料ペレットの単位重量当たりのエンタルピ半径方向平均を$kJ/kg \cdot UO_2$の単位で表す。

I 燃料エンタルピの最大値は、燃料の許容設計限界$712kJ/kg \cdot UO_2$(「RIE評価指針」に示す$170cal/g \cdot UO_2$に相当。)を超えないこと。

II ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(以下「RIE報告書」という。)に示された以下のペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損しきい値のめやす(以下「PCMI破損しきい値のめやす」という。)を超えないこと。

ペレット燃焼度　25,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　　460kJ/kg･UO_2

（「RIE報告書」に示す110cal/g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　25,000MWd/t以上40,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　　356kJ/kg･UO_2

（「RIE報告書」に示す85cal/g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　　209kJ/kg･UO_2

（「RIE報告書」に示す50cal/g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　65,000MWd/t以上75,000MWd/t程度まで

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　　167kJ/kg･UO_2

（「RIE報告書」に示す40cal/g･UO_2に相当。）

（ロ）　防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないよう制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

（ハ）　拡大防止対策

I　「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により制御棒クラスタの引き抜きを自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。

II　原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I)　中性子源領域中性子束高

(II)　中間領域中性子束高

(III) 出力領域中性子束高(低設定)

(IV) 出力領域中性子束高(高設定)

(V) 出力領域中性子束変化率高

(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きに伴って、原子炉出力が上昇し、1次冷却材温度が上昇して、DNBRが低下するが、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、DNBRが許容限界値を下回る前に、この過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないよう制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

(ハ) 拡大防止対策

I 「出力領域中性子束高」信号、「過大温度ΔT高」信号又は「過大出力ΔT高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により、制御棒クラスタの引き抜きを手動又は自動のいずれの場合にも自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。こ

の事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 出力領域中性子束高

(II) 過大出力ΔT高

(III) 過大温度ΔT高

(IV) 原子炉圧力高

(V) 加圧器水位高

(VI) 出力領域中性子束変化率高

(c) 制御棒の落下及び不整合

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する以下の制御棒の落下と不整合の事象を想定する。

制御棒の落下は、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置から全挿入位置に落下する事象として考える。

もし、防止対策が何らとられないとすると、減少した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいため、発電用原子炉の安全性の余裕の減少となるので、その過渡変化が過大になる前に、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

制御棒の不整合は、炉心に挿入される制御棒クラスタバンクが挿入限界位置にあり、かつ、そのうちの1本の制御棒クラスタが全引抜位置に

ある不整合な状態として考える。

この場合、不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し、炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし、防止対策が何らとられないとすると、熱水路係数を大きくさせ、発電用原子炉の安全余裕を減少させる。

したがって、この過渡変化が過大となる前に検出され、修正されて、発電用原子炉の安全が確保されるよう防止対策がとられるようになっている。

(ロ) 防止対策

各制御棒クラスタは、バンクごとに所定の順序で駆動され、通常、プラント炉心寿命中、それぞれの出力に対して定められた運転範囲内にあり、この範囲外の異常な制御棒クラスタパターン及び異常な位置で運転されることはない。

(ハ) 拡大防止対策

I 各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室に設ける。

II 出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。

III 運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。

IV さらに、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下限信号による「制御棒落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。

V 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 出力領域中性子束変化率高

(II) 中間領域中性子束高

(III) 出力領域中性子束高

(IV) 原子炉圧力低

(d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

プラント起動時のように発電用原子炉が停止状態にある場合は、この反応度添加により、停止余裕が減少し臨界に至るおそれがある。出力運転時で、制御棒クラスタを自動制御している場合は、添加反応度を補償するように制御棒クラスタが挿入限界を超えて挿入されるため、必要な停止余裕を失うおそれがある。

また、制御棒クラスタの手動制御時には「1.15.2.4(1)a.(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様、原子炉出力が増加し、熱流束の増加及び1次冷却材温度の上昇によって、DNBRの許容限界値に対する余裕が減少する。

しかし、このような過渡変化は、異常事態の発生から保護動作が必要となるまでの間には十分な時間的余裕があり、運転員の操作又は原子炉自動停止により安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

I ほう素の希釈は、ある一定量の純水を1次冷却系に注入することによって行われ、純水が設定量だけ注入され終わると、純水注入ラインの弁を自動的に閉止するので、設定値を超えるほう素の希釈は起こらない。

II 希釈を行う場合、運転員に対して、自動補給モードから希釈モードへの切換えと起動スイッチの操作という2段の手順が必要であるようにし、どちらかの手順を怠ると希釈できないようにして、運転員の不注意な希釈の可能性を小さくするように設計している。

III 化学体積制御設備は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報又は「制御棒クラスタ挿入限界」警報によって、運転員が異常を検知し、十分修正動作がとれるよう、その最大ほう素希釈率を限定している。

(ハ) 拡大防止対策

I 化学体積制御設備の故障によって、ほう酸水あるいは純水の流量が設定流量から外れた場合は、運転員に流量偏差大の警報で注意を喚起するとともに、体積制御タンク入口及び充てん／高圧注入ポンプ入口の補給水制御弁を自動的に閉じ、1次冷却系への補給を停止する。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

(II) 過大温度ΔT高

b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

(a) 原子炉冷却材流量の部分喪失

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、1台の1次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものと考える。

この場合、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも直ちに外部の500kV又は220kV送電線より給電される構成とする。

(ハ) 拡大防止対策

I 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 1次冷却材流量低

(II) 1次冷却材ポンプ遮断器開

(b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

1次冷却材ポンプ2台で部分負荷運転を行っている場合、停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により1次冷却材が逆流しているので、停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが、蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため、高温側配管冷却材温度は、低温側配管冷却材温度より低くなっている。

この過渡変化は、1次冷却材ポンプ1台が停止しており、発電用原子炉が部分負荷で運転中にポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、過渡変化が過大となる場合はその前に原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

I 停止ループの1次冷却材ポンプを起動するときは、1次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後、停止ループの1次冷却材ポンプを起動する操作を行うよう厳格な運転管理を行う。

II 1次冷却材ポンプの制御装置は別々に設け、単一の故障又は誤操作で複数のポンプが起動することがない設計としている。

III 高出力時(パーミッシブ信号(P-8)の設定値(40%)以上)では、1次冷却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起

動は起こらない。

（ハ） 拡大防止対策

I 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

II 1次冷却材ポンプが1台停止状態で出力がパーミッシブ信号(P-8)設定値を超えると原子炉トリップのブロックが解除され「1次冷却材流量低」信号で発電用原子炉は自動停止する。

(c) 外部電源喪失

I 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

（イ） 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用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する事象を想定する。

具体的には外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ及び主給水ポンプ等が自動停止し、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水設備、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

（ロ） 防止対策

I 1号機及び2号機は500kV送電線2回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

II 500kV送電線2回線が停電した場合には発電用原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は220kV送電線から受電し、外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。

III 所内母線は各々独立した複数の母線で構成し、所内補機は各母線に分割して接続する。したがって、単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。

IV 多重化された直流負荷に給電する125V直流電源は各々独立した2系統から成り、それらは個々に蓄電池と充電装置を有し、2系統の直流電源が失われることのないようにする。

V 計測制御用機器などは115V交流母線から供給する。この母線は独立する2つの125V直流電源及び460V非常用電源からインバータを通じて供給され、この115V交流母線の電圧が失われることがないようにする。

(ハ) 拡大防止対策

I 外部電源喪失時に必要な補機を作動させるために必要な容量を有するディーゼル発電機2台を設ける。

このディーゼル発電機は、それが接続される非常用高圧母線の電圧低下で自動起動させる。

II 何らかの理由で制御棒クラスタ駆動装置への電源が失われれば、制御棒クラスタは炉心内に重力により落下し、発電用原子炉は自動停止する。

(d) 主給水流量喪失

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復

水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、発電用原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器2次側に給水し、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

主給水制御系は、すべての蒸気発生器への主給水が同時に喪失する可能性を減らすため、蒸気発生器ごとに個別に設置する。

(ハ) 拡大防止対策

I 蒸気発生器1基への主給水が停止すると、その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発し、運転員の注意を喚起する。

II 蒸気発生器への主給水が喪失することに備えて、電動補助給水ポンプ2台を設け、以下の信号により自動起動する。

(I) 蒸気発生器水位異常低

(II) すべての主給水ポンプトリップ

(III) 非常用炉心冷却設備作動

電動補助給水ポンプは、外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。

III さらに、タービン動補助給水ポンプ1台を設け、以下の信号により自動起動する。

(I) 3基のうち2基の蒸気発生器水位異常低

(II) 常用高圧母線のうちいずれか2つの電圧低

タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器2次側の蒸気により駆動する。

IV 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 蒸気発生器給水流量低

(II) 蒸気発生器水位異常低

(III) 原子炉圧力高

V 発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は、2次側の補助給水と主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁によって行われ、1次冷却系が過大に熱膨張及び加圧される以前に十分除熱が可能である。

(e) 蒸気負荷の異常な増加

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、タービン・バイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(ロ) 防止対策

負荷要求の急増に対しては、原子炉制御設備は10%のステップ状及び5%/minのランプ状負荷変化に追随できる。また、タービン・バイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(ハ) 拡大防止対策

I 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等

の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

(II) 過大出力ΔT高

(III) 過大温度ΔT高

(f) 2次冷却系の異常な減圧

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の高温停止中にタービン・バイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

この場合、非常用炉心冷却設備の作動により、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

タービン・バイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(ハ) 拡大防止対策

I 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

(II) 過大温度ΔT高

(III) 過大出力ΔT高

(IV) 非常用炉心冷却設備作動

(V) 原子炉圧力低

III 主給水による1次冷却系の過度の冷却を防止するため、「原子炉トリップ」信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により、主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

IV 炉心にほう酸水を注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。

(I) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(II) 原子炉圧力異常低

(III) 主蒸気ライン差圧高

V 主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁、タービン・バイパス弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。

(g) 蒸気発生器への過剰給水

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の

温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

主給水制御弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(ハ) 拡大防止対策

I 通常運転中は、中央制御室で「蒸気発生器水位」、「蒸気発生器給水流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており、早期に異常現象の発生が検知できる。

II 蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には、「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁を全閉する。また、同時に中央制御室に警報を発し、運転員の注意を喚起する。

III 「蒸気発生器水位異常高」信号により、タービントリップを行い、すべての主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

IV 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

(II) 過大温度ΔT高

(III) 過大出力ΔT高

(IV) タービントリップ

c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

(a) 負荷の喪失

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は、低出力時(パーミッシブ信号(P-7)の設定値以下)を除き、直接原子炉トリップに至る。この場合、蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は、タービン・バイパス弁を通って復水器へ導かれ、1次冷却系の除熱、冷却は維持されるため、1次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに、この過渡変化は安全に終止できる。

定格負荷の約50%以下の負荷喪失の場合は、蒸気加減弁及びタービン・バイパス弁の作動により、プラントは自動停止することなく安全に追従できる。

定格負荷の約50%より大きい負荷喪失の場合は、タービン及び発電用原子炉は直接自動停止することはないが、もし発電用原子炉の運転条件が乱されて、原子炉保護設備の設定値に達すれば発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

負荷喪失後、タービン・バイパス系が使用できないという事態が生じれば、主蒸気安全弁が作動して1次冷却系の除熱を確保するとともに、発電用原子炉は「原子炉圧力高」、「加圧器水位高」、「過大温度ΔT高」等の信号により自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。この場合1次冷却系の過度の圧力上昇は、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等

の作動により防止できる。

(ロ) 防止対策

1号機及び2号機は、500kV送電線2回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

(ハ) 拡大防止対策

I タービントリップを生じると、低出力時(パーミッシブ信号(P-7)の設定値以下)を除き、直ちに発電用原子炉も自動停止する。

II タービンが自動停止しても、タービン・バイパス系の作動により、1次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービン・バイパス系が作動しない場合は、2次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。主蒸気安全弁は、2次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、1次冷却系の冷却を確保する。

III 1次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、主蒸気安全弁の作動と相まって、1次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つように設計する。

IV 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 原子炉圧力高

(II) 加圧器水位高

(III) 過大温度ΔT高

(b) 原子炉冷却材系の異常な減圧

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

具体的には、加圧器圧力制御系の加圧器逃がし弁と加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ加圧器逃がし弁1個が全開するものと考える。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

加圧器逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(ハ) 拡大防止対策

I 通常運転中は中央制御室で、「加圧器圧力」、「加圧器水位」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「加圧器逃がし弁出口温度高」、「加圧器圧力低」等を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、元弁を閉止することにより対処できる。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 過大温度ΔT高

(II) 原子炉圧力低

(c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。具体的には、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系が起動し、ほう酸水が1次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、2次冷却系との出力の不一致によって1次冷却系が冷却される現象として考える。

非常用炉心冷却設備作動信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし、原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤作動する場合でも、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。

また、原子炉トリップ後も充てん／高圧注入ポンプにより1次冷却系にほう酸水が注入され、原子炉圧力が上昇するが、加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分に上回るため過度に圧力上昇することはなく、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

I 非常用炉心冷却設備は

(I) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(II) 原子炉圧力異常低

(III) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致

(IV) 主蒸気ライン差圧高

(V) 原子炉格納容器圧力高

により自動作動するが、各信号の論理構成は多重構成としており、不必要な作動を防止している。

II 運転員による手動作動に対しても、不注意な作動の可能性を小さくするように設計している。

（ハ） 拡大防止対策

I 「非常用炉心冷却設備作動」信号により発電用原子炉は自動停止する。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 原子炉圧力低

(2) 設計基準事故

a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

(a) 原子炉冷却材喪失

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

（イ） 事故の原因及び説明

この事故は、発電用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あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

この場合、1次冷却材の流出量の少ない場合には、充てん／高圧注入ポンプによる1次冷却材の補給で加圧器水位を維持しながら、通常の原子炉停止操作をとることができる。また、1次冷却材の流出量が充てん／高圧注入ポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、非常用炉心冷却設備の作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。また、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により原子炉格納容器内は減圧され、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。

これらの具体的な判断基準として、「ECCS性能評価指針」に基づいて以下の基準を用いる。

I 燃料被覆管の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。

II 燃料被覆管のジルコニウムー水反応量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下であること。

III 炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、原子炉格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。

IV 燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

(ロ) 防止対策

I 1次冷却系の材料選定、設計、製作、据付け及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。

(I) 材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。

(II) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁など過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力などが過度となることのないよう設計上の配慮を行い、さらに、機械的な原因による過度の応力を制限する。

(III) 1次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼やニッケル・クロム・鉄合金など耐食性の強い材料を使用するが、さらに、1次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。

II 原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。

また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、逃がし弁出口温度等に

より検知し、元弁を閉止することにより対処できる。

（ハ） 拡大防止対策

I 炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し、原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコニウム－水反応を十分低く抑え、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、非常用炉心冷却設備を設ける。

(I) 小口径の配管の破断のように、喪失する1次冷却材量が少ない場合には、1次冷却系に冷却材を補給する充てん／高圧注入ポンプは、通常運転時に必要な補給量以上の容量のものを使用するので、加圧器水位の低下により補給水量が自動的に増加し、加圧器の水位が通常運転時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

この充てん／高圧注入ポンプの吸込側は、体積制御タンクに接続しているが、1次冷却系への補給水量が増大し、この体積制御タンクの水位が異常に低くなった場合は、弁を切り替えて充てん／高圧注入ポンプの吸込側を燃料取替用水タンクに接続することにより、1次冷却系への補給を継続できる。

(II) 破断面積が大きく、充てん／高圧注入ポンプのみで加圧器水位を維持できない程度に1次冷却材量が減少し、また、1次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力以下になると、自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を、1次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。

(III) この間、1次冷却材量の減少と原子炉圧力の低下による「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号、「原子炉圧力異常低」信号又は「原子炉格納容器圧力高」信号により、「非常用炉心冷却設備作

動」信号が発生し、この信号で、充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入系）や余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は「非常用炉心冷却設備作動」信号により発電用原子炉を自動停止する。

(IV) さらに、長時間の余熱除去を行うため、前記の2系統が作動して燃料取替用水タンクのほう酸水がほぼ使用しつくされると、1次冷却系からの流出水等の格納容器サンプにたまったほう酸水を再び上記の2系統を通して発電用原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通るほう酸水は余熱除去冷却器により冷却する。

II 1次冷却材管の亀裂や破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。

III 原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水タンクのほう酸水又は格納容器サンプ水を原子炉格納容器内にスプレイする2系列の原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。この設備には、格納容器サンプ水をスプレイする再循環期間のスプレイ水の冷却のため、格納容器スプレイ冷却器を設ける。

IV 上記の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。

V 工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運転時及び原子炉停止時に、「非常用炉心冷却設備作動」等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。

(b) 原子炉冷却材流量の喪失

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。

具体的には1次冷却材ポンプの全台の駆動電源が同時に喪失するものと考える。この事故が発生すると、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも直ちに外部の500kV又は220kV送電線より給電される構成とし、所内母線の電源喪失の発生を防止する。

(ハ) 拡大防止対策

I 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 1次冷却材流量低

(II) 1次冷却材ポンプ電源電圧低

(III) 1次冷却材ポンプ電源周波数低

(IV) 1次冷却材ポンプ遮断器開

(c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着して瞬時に停止するものと考える。

この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による1次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。

発電用原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

(ロ) 防止対策

I 1次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の1次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。

II ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制御室に発し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固着を防ぐようにする。

(ハ) 拡大防止対策

原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 1次冷却材流量低

(II) 1次冷却材ポンプ遮断器開

(d) 主給水管破断

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、発電用原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。具体的には主給水管1本が瞬時に両端破断するものと考える。もし、主給水管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると、蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給することができなくなる。

この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を1次冷却系より除去する能力が減少する。

I 蒸気発生器への主給水が減少するため、発電用原子炉が停止するまでに1次冷却材温度は上昇する。

II 破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去に利用できない。

III 破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。

しかしながら、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって1次冷却系を冷却することができる。さらに、加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができるので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

主給水管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主給水管破断が起こる可能性を極めて小

さくする。

（ハ） 拡大防止対策

I 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 原子炉圧力高

(II) 過大温度ΔT高

(III) 蒸気発生器給水流量低

(IV) 蒸気発生器水位異常低

(V) 非常用炉心冷却設備作動

II 発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去のために、補助給水系を設ける。

III 1次冷却系の過圧を防止するため、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の設備を設ける。

IV 破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大、健全側蒸気発生器への給水流量の低下等から異常を検知し、破断側蒸気発生器への補助給水系を早期に閉止できるよう、中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設ける。

(e) 主蒸気管破断

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

（イ） 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等により1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。

具体的には主蒸気管1本が瞬時に両端破断するものと考える。

破断による蒸気の流出は蒸気圧力の下降とともに減少するが、1次冷

却系から熱を除去し、1次冷却材の温度と圧力の低下をもたらす。発電用原子炉が正の減速材密度係数を持っていると、反応度が添加され、発電用原子炉の反応度停止余裕が減少する。もし、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が全引抜位置で固着した場合は、原子炉トリップ後再び臨界となり、出力上昇の状態も生じ得るが、非常用炉心冷却設備の働きにより、発電用原子炉は再び未臨界となり安全に保たれる。

(ロ) 防止対策

I 主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

II 主蒸気系の過圧を防止するため、タービン・バイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。

(ハ) 拡大防止対策

I 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

(II) 過大温度ΔT高

(III) 過大出力ΔT高

(IV) 非常用炉心冷却設備作動

(V) 原子炉圧力低

II ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。

(I) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(II) 原子炉圧力異常低

(III) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温

度異常低の一致

(IV) 主蒸気ライン差圧高

(V) 原子炉格納容器圧力高

III 1次冷却材の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下になると、蓄圧タンクから1次冷却系へほう酸水の注入を開始する。

IV 1次冷却材の過度の冷却を防ぐために、「原子炉トリップ」信号と「1次冷却材 平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

V 健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、さらに、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。

(I) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致

(II) 原子炉格納容器圧力異常高

VI 蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストリクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するよう設計している。

b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

(a) 制御棒飛び出し

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にある時に、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ1本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定

する。

高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が1ドルを超えるので、反応度投入事象となる。

この事故による原子炉出力の上昇は、負のドップラ反応度帰還によって抑制され、さらに、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

また、破断口からの1次冷却材の流出は、1次冷却材管両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので、厳しいものではない。

反応度投入事象における燃料エンタルピの具体的な判断基準は、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレットの融点低下を考慮して、最大燃料エンタルピは791kJ/kg・UO_2を超えないことを用いる。

なお、反応度投入による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂及び／又はペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI破損」という。）が生じる場合には、両者の影響を重畳して発生する機械的エネルギを評価する。

浸水燃料の破裂限界及びPCMI破損しきい値のめやすは以下の値を用いる。

I 浸水燃料の破裂限界

ピーク出力部燃料エンタルピが272kJ/kg・UO_2（「RIE評価指針」に示す65cal/g・UO_2に相当。）を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。

II PCMI破損しきい値のめやす

ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「RIE報告書」に示された以下のPCMI破損しきい値のめやすを超えた場合、PCMI破損が生じるものとする。

ペレット燃焼度　25,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　　460kJ/kg･UO_2

（「RIE報告書」に示す110cal/g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　25,000MWd/t以上40,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　　356kJ/kg･UO_2

（「RIE報告書」に示す85cal/g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　　209kJ/kg･UO_2

（「RIE報告書」に示す50cal/g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　65,000MWd/t以上75,000MWd/t程度まで

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　　167kJ/kg･UO_2

（「RIE報告書」に示す40cal/g･UO_2に相当。）

（ロ）　防止対策

制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの設計及び製作は以下の点に留意して行い、破断が起こる可能性を極めて小さくする。

I　運転に先立って、圧力ハウジングは最高使用圧力の1.25倍の水圧試験を行い、十分耐圧性の立証されたものを使用する。

II　圧力ハウジングは、出力運転時の過渡現象や1次冷却系の熱水力学的挙動により過度の応力を受けないよう、また、設計地震力に十分耐えるように設計する。

III　圧力ハウジングには、発電用原子炉の運転中に遭遇すると思われる全温度範囲にわたって、優秀な強じん性を有するステンレス鋼を使用する。

（ハ）　拡大防止対策

I　制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような

設計とする。

出力運転時には、停止用制御棒クラスタは全引抜位置にあり、制御用制御棒クラスタは制御棒クラスタ挿入限界により挿入を制限しており、制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

(II) 出力領域中性子束変化率高

III 1次冷却材量が減少すると以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。

(I) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(II) 原子炉圧力異常低

IV その他の拡大防止対策については、「1.15.2.4(2)a.(a)イ(ハ) 拡大防止対策」と同じである。

c. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、放射性気体廃棄物処理設備の配管、ガス減衰タンク等が、何らかの理由で破損又は漏えいを起こし、内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。

評価では、放射性気体廃棄物が最も多く貯蔵されているガス減衰タンク1基が破損し、放射性希ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える。

(ロ) 防止対策

I 放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は関連する規格及び基準に準拠して行い、破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。

II ガス減衰タンクのガス圧力がタンクの設計圧力を下回るように、ガス圧縮装置の吐出圧力を決め、破損の可能性を小さくする。

(ハ) 拡大防止対策

I 仮にガス減衰タンク等が破損又は漏えいを起こしたとしても、各タンクの出入口に隔離弁を設け、使用中のタンク以外は常時閉止することにより、放出放射能を最大限タンク1基分にとどめるようにする。

II 放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって原子炉補助建屋排気筒へ導く。さらに、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。

(b) 蒸気発生器伝熱管破損

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、1次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器2次側で放射性物質による汚染を生じる。こ

の汚染された2次側の蒸気は、タービン又はタービン・バイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していることなどによりタービン・バイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁等を通って大気へ放出される。

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系は早期に冷却減圧され、2次側への1次冷却材の流出を停止させることにより、放射性物質の環境への放出を抑えることができる。その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービン・バイパス系による1次冷却系の除熱及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。

(ロ) 防止対策

I 蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のU字部の流体力による振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製作、据付け及び検査も関連する規格及び基準に準拠して行う。また、供用期間中において必要な検査を行うとともに使用する水の溶存酸素や塩素の含有量を抑えるよう水質を管理することにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくする。

II 1次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。

III 蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器排気ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央

制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。

（ハ） 拡大防止対策

I 破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てん／高圧注入ポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

II 破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

（I） 原子炉圧力低

（II） 過大温度ΔT高

III さらに、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクのほう酸水を炉心に注入する。

（I） 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

（II） 原子炉圧力異常低

また、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器2次側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による冷却を行う。

IV 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能なよう設計し、この主蒸気隔離弁を閉止して2次側における放射性物質の拡散を回避する。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるようにしている。

V 破損側蒸気発生器2次側への1次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計等により検知し、中央制御

室において健全側蒸気発生器のタービン・バイパス弁又は主蒸気逃がし弁、次いで加圧器スプレイ弁又は加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却材の圧力を早期に下げることができるよう設計している。

(c) 燃料集合体の落下

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の燃料交換時に何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱装置の機械的故障によって、取扱中の燃料集合体が使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機械的破損を生じるような事象として考える。

(ロ) 防止対策

I 燃料取扱装置の設計、製作、据付けや燃料取扱方法の確立に当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起こる可能性がないよう考慮を払う。

II 燃料取扱いを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した低温停止状態で実効増倍率0.95以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。

III 燃料取扱作業中は、中性子源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。

IV 使用済燃料ピットは、たとえ新燃料を貯蔵し純水で満たされたとしても、実効増倍率が0.98以下となるように、燃料集合体の中心間隔を設計して

おり、ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。

V 原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し、運転員の注意を喚起し、かつ、取り扱う燃料の操作及び移送は、すべて水中で十分な遮蔽距離をもって行うので、放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。

VI 燃料取替クレーンのグリッパは、空気作動式で、空気圧が供給されないときは、燃料を保持したまま取外しのできない構造であり、さらに、荷重指示計を設け、あらかじめ設定された荷重を超えるとつり上げを行えないインターロックを設けて、過大荷重による落下を防止する。また、使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対してフェイル・アズ・イズの設計とし、さらに、燃料取替クレーン及び使用済燃料取扱工具は機械的なロック装置が内蔵されており、燃料取扱中にはグリッパが閉じないような設備にするので落下のおそれは極めて少ない。

VII 運転要領を十分に整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。

VIII 燃料集合体は十分な強度を有し、万一落下しても簡単に破損することはない。

（ハ） 拡大防止対策

万一、燃料が落下した場合には、使用済燃料ピット排気ガスモニタの信号により、燃料取扱建屋の排気を通常系統から、使用済燃料ピット排気装置に切り替えられるよう設計し、大気に放出される放射性よう素の低減をはかることができる。

燃料を取り扱う使用済燃料ピットは、所要の水位が保たれており、万一燃料が落下して破損した際も、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱建屋内に放出される量は低減される。

(d) 原子炉冷却材喪失

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ロ) 防止対策

この事故の防止対策については、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(ハ) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減させるため、以下の対策を講じる。

I 原子炉格納容器スプレイ設備には、原子炉格納容器内のよう素を低減させるため、よう素除去剤を添加する装置を設ける。

II 事故期間中、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために、アニュラス空気再循環設備を設ける。

III 再循環期間中、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系から安全補機室へ漏出した放射性物質は安全補機室空気浄化設備によって浄化する。

(e) 制御棒飛び出し

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、「1.15.2.4(2)b.(a) 制御棒飛び出し」で想定した制御棒

クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ロ) 防止対策

この事故の防止対策については、「1.15.2.4(2)b.(a) 制御棒飛び出し」と同じである。

(ハ) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「1.15.2.4(2)b.(a) 制御棒飛び出し」と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

(a) 原子炉冷却材喪失

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。

(ロ) 防止対策

この事故の防止対策については、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(ハ) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(b) 可燃性ガスの発生

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

この具体的な判断基準として、下記の基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも30日間は、いずれかが次の値以下であること。

水　素　　4%

酸　素　　5%

(ロ) 防止対策

この事故の防止対策については、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(ハ) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 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

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(3) 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」、「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」、「DC母線1系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故」及び「極小LOCA時に補助給水機能が喪失する事故」である。

ロ　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する。このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、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漏えいが継続し、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って除熱を行う。

ハ　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、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備する。長期的な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環並びに余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第1.15-6図に、対応手順の概要を第1.15-7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1.15-5表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員(初動)及び重大事故等対策要員(初動後)で構成され、合計44名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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6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12名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-8図に示す。なお、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、44名で対処可能である。

(イ) 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。

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。

(ロ) 補助給水系機能喪失の判断及び喪失時の対応

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が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域スパン以下に低下するため補助給水系機能喪失と判断する。その後、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、電動主

給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への代替注水並びに可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への代替注水準備を行う。

補助給水系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。

(ハ) 1次系のフィードアンドブリード運転開始

主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し広域水位計指示が10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ充てん／高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開放し、フィードアンドブリード運転を開始する。

フィードアンドブリード運転中は、1次系圧力、温度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運転開始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。

(ニ) 蓄圧注入系動作の確認

1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

(ホ) 高圧再循環運転

燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、高圧再循環運転への切替えを実施する。

高圧注入から高圧再循環運転への切替えにより、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん／高圧注入ポンプにより再度炉心へ注水し、フィードアンドブリードによる

炉心冷却を継続する。

高圧再循環運転に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

(ヘ) 蒸気発生器水位回復の判断

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、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。

蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び1次系のフィードアンドブリード運転による炉心の冷却を継続する。

蒸気発生器水位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。

(ト) 余熱除去系による炉心冷却

1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。

余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次系圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉止する。

余熱除去系による炉心冷却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。

(チ) 1次系のフィードアンドブリード運転停止

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運転を停止する。

1次系のフィードアンドブリード運転停止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。

以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。

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。

b. 全交流動力電源喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(3) 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」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

ロ 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、充てん／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、減圧及び復水タンクへの補給ができなくなる。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次系保有水量の減少が生じ、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次系を強制的に減圧する

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

ハ　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を整備する。長期的な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環、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を整備する。対策の概略系統図を第1.15-9図に、対応手順の概要を第1.15-10図から第1.15-12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1.15-6表に示す。

本事故シーケンスグループのうち「1.15.5.4(1)a.(a)ロ(イ)I　有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員（初動）及び重大事故等対策要員（初動後）で構成され、合計52名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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1.15-13図及び第1.15-14図に示す。

（イ） 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、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線への給電に失敗したことを確認し、全交流動力電源喪失と判断するとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、主蒸気ライン隔離を行い、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兆候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器2次側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兆候が確認されれば、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。

（ロ） 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

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

補助給水流量確立の確認に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

（ハ） 早期の電源回復不能判断

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。

（ニ） 1次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断

1次系圧力の低下、格納容器内高レンジエリアモニタ指示上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。

全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合

に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。それ以外は「1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいなし」と判断し処置する。

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る。

（ホ） 1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合の対応

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。

また、常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に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、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。

（ヘ） 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計指示が80m^{3}/h以上確立されていることを確認する。

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。

(ト) 1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止

充てん／高圧注入ポンプの起動時の1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、作動する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。

(チ) 不要直流電源負荷切離し

直流コントロールセンタの不要直流電源負荷の切離しを行う。

(リ) 蒸気発生器2次側による炉心冷却

事象発生後30分以内を目安に主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、1次冷却材圧力計指示1.7MPa(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。また、目標値となれば1次系温度・圧力を維持する。

また、その後の蒸気発生器への注水量確保として、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。

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

(ヌ) 蓄圧注入系動作の確認

1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

(ル) 不要直流電源負荷切離し(計装用電源負荷切離し)

大容量空冷式発電機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、1時間以内を目安に中央制御室及び隣接する1次系継電器室で不

要直流負荷の切離しを行い、8時間経過すれば不要直流電源負荷の切離しを行う。

(ヲ) 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。

蓄圧タンク出口弁閉止に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ワ) 蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開

蓄圧タンク出口弁を閉止確認後、1次冷却材圧力計指示0.7MPa(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・圧力を維持する。

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

(カ) 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(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。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

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。

(ヨ) 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、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実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。

(タ) 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転

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、C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプへの通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。

海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、格納容器再循環サンプ広域水位計指示67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示16%到達を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水から高圧再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器圧力等であり、高圧再循環運転に必要な計装設備は、ほう酸注入ライン流量等である。

(レ) 蒸気発生器2次側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、外部電源が回復すれば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2次側による炉心冷却を継続的に行う。

蒸気発生器2次側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。

(ソ) 原子炉補機冷却系の復旧作業

保修対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統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等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。

c. 原子炉補機冷却機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故へ至るおそれがある事故」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。

ロ 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、全ての原子炉補機冷却機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、充てん／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の喪失によるRCPシール部からの1次冷却材の漏えい、加圧器逃がし弁又は安全弁からの1次冷却材の漏えいにより1次冷却材の保有水量の減少が生

じ、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次系を強制的に減圧することにより1次系を減温、減圧し、炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

ハ　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を整備する。長期的な冷却を可能とするため、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環、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を整備する。対策の概略系統図を第1.15-15図に、対応手順の概要を第1.15-16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1.15-7表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」における1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員（初動）及び重大事故等対策要員（初動後）で構成され、合計42名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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10名、通報連絡等を

行う緊急時対策本部要員は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10名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-17図に示す。なお、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」以外の事故シーケンスについては、作業項目を「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」と比較し、必要な要員数を確認した結果、42名で対処可能である。

（イ） 原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認

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

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

（ロ） 補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

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

補助給水流量確立の確認に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

（ハ） 原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作

原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行う。

（ニ） 1次冷却材漏えいの判断

1次系圧力の低下、格納容器内高レンジエリアモニタ指示上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

（ホ） 1次冷却材喪失事象の兆候がある場合の対応

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。

常設電動注入ポンプの起動準備においては、炉心損傷防止のために注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に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、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。

（ヘ） 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計指示が80m^{3}/h以上確立されていることを確認する。

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。

（ト） 1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止

充てん／高圧注入ポンプの起動時の1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。

（チ） 蒸気発生器2次側による炉心冷却

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、現場での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（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。また、目標値となれば温度を維持する。

また、その後の蒸気発生器への注水量確保として、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。

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

(リ) 蓄圧注入系動作の確認

1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

(ヌ) 蓄圧タンク出口弁閉止

1次冷却材圧力計指示1.7MPaであることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ル) 蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開

蓄圧タンク出口弁を閉止確認後、1次冷却材圧力計指示0.7MPa(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、目標値となれば温度を維持する。

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

(ヲ) 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0.7MPa(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0.7MPa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。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

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。

(ワ) 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、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実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。

(カ) 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転

長期対策として、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、C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプへの通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。

海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、格納容器再循環サンプ広域水位計指示67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示16%到達を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水から高圧再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器圧力等であり、高圧再循環運転に必要な計装設備は、ほう酸注入ライン流量等である。

(ヨ) 原子炉補機冷却系の復旧作業

保修対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統の機能喪失要

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等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故へ至るおそれがある事故」に示すとおり、「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」、「DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

ロ 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。炉心への注水は高圧注入系の再循環運転により継続するが、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水の減圧沸騰が生じることにより炉心への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って除熱を行う。

ハ　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、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を整備する。長期的な冷却を可能とするため、高圧・低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を第1.15-18図に、対応手順の概要を第1.15-19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1.15-8表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)ニ(イ)I　有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員（初動）で構成され、合計22名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-20図に示す。な

お、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、22名で対処可能である。

(イ) 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。

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。

(ロ) 安全注入シーケンス作動状況の確認

「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、ほう酸注入ライン流量等である。

(ハ) 1次冷却材の漏えいの判断

加圧器水位・1次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇、原子炉格納容器内モニタの上昇により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、加圧器水位等である。

(ニ) 燃料取替用水タンクの補給操作

1次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。

(ホ) 蓄圧注入系動作の確認

1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

(ヘ) 格納容器スプレイ系機能喪失の判断

格納容器圧力計指示が110kPa以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ系機能喪失と判断する。

格納容器スプレイ系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。

(ト) 格納容器スプレイ系機能喪失時の対応

格納容器スプレイ系機能喪失時の対応操作として、格納容器内自然対流冷却の準備(原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む)、格納容器スプレイ系の回復操作及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

格納容器スプレイ系機能喪失時の対応に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA)等であり、蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。

(チ) 高圧・低圧再循環運転への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプにより炉心へ注水する高圧・低圧再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。

高圧・低圧再循環運転への切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

(リ) 格納容器内自然対流冷却

格納容器圧力計指示が245kPa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に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(ヌ) 高圧・低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却

長期対策として、高圧・低圧再循環運転及び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を行うことで原子炉の冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。

e. 原子炉停止機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故へ至るおそれがある事故」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。

ロ 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、主給水流量喪失、負荷の喪失等が発生するとともに、原子炉停止機能が喪失し、原子炉トリップができなくなる。このため、緩和措置がとられない場合には、過渡変化発生時に原子炉出力が維持されるため、1次系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、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、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制し、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し、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

ハ　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、タービントリップ、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（ATWS緩和設備）を整備する。長期的には、未臨界を確保するために緊急ほう酸注入を整備し、炉心を冷却するために余熱除去ポンプによる冷却を整備する。対策の概略系統図を第1.15-21図に、対応手順の概要を第1.15-22図及び第1.15-23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1.15-9表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)I　有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計14名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-24図及び第1.15-25図に示す。

（イ）　原子炉自動トリップ不能の判断

事故の発生に伴い、原子炉自動トリップへ移行すべき状態にも係わらず、原子炉トリップ遮断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯及び炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動トリップ不

能を判断する。

原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ並びに原子炉トリップ遮断器の現場開放を実施する。

原子炉自動トリップ不能の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

（ロ） 多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）の作動及び作動状況確認

多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）作動によりタービントリップ、主蒸気ライン隔離、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。また、タービントリップ及び主蒸気ライン隔離による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及び加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の動作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（ATWS緩和設備）の作動状況確認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次系圧力の上昇抑制の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

（ハ） 緊急ほう酸注入及びほう酸希釈ラインの隔離

緊急ほう酸注入による濃縮操作を実施し、1次冷却材のほう素濃度を上昇させる。また、原子炉補給水流量制御弁「閉」の確認及び1次系補給水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ラインの隔離を実施する。

緊急ほう酸注入に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位である。

（ニ） 加圧器水位維持操作

燃料取替用水タンクを水源とし、充てん注入により加圧器水位計指示

30%に維持する。

加圧器水位維持に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

（ホ） 原子炉未臨界状態の確認

「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」であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。

原子炉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る。

また、1次系ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1次系圧力・温度、加圧器水位が安定状態であることを確認する。

（ヘ） 1次系降温、降圧

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁により、1次系の降温、降圧を実施する。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水に必要な計装設備は、補助給水流量等であり、1次系の冷却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。

（ト） 余熱除去系による炉心冷却

長期対策として、1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示177℃以下となり余熱除去系統が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

余熱除去系による炉心冷却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。

f. ECCS注水機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故へ至るおそれがある事故」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」、「小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」、「DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧注入機能が喪失する事故」及び「極小LOCA時に充てん注入機能又は高圧注入機能が喪失する事故」となる。

ロ 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、非常用炉心冷却設備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次冷却材の保有水量が減少することで炉心の冷却能力が低下し、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次系による1次系の減温、減圧により炉心注水を促進させることにより、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って除熱を行う。

ハ 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を整備する。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を整備する。対策の概略系統図を第1.15-26図に、対応手順の概要を第1.15-27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1.15-10表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)へ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員(初動)で構成され、合計26名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-28図に示す。なお、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、26名で対処可能である。

(イ) 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。

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。

(ロ) 安全注入シーケンス作動状況の確認

「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、ほう酸注入ライン流量等である。

(ハ) 1次冷却材の漏えいの判断

加圧器水位・1次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇及び原子炉格納容器内モニタの上昇により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、加圧器水位等である。

(ニ) 燃料取替用水タンクの補給操作

1次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。

(ホ) 高圧注入系機能喪失の判断

充てん／高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、ほう酸注入ライン流量が確認できない場合は、高圧注入系機能喪失と判断する。

非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次系強制冷却を行う。

高圧注入系機能喪失の判断に必要な計装設備は、ほう酸注入ライン流量等である。

(ヘ) 高圧注入系機能喪失時の対応

高圧注入系機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作、電気式水素燃焼装置(以下「イグナイタ」という。)の起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置の運転準備を行う。

(ト) イグナイタ動作状況確認

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の温度上昇により確認する。

（チ） 蒸気発生器2次側による炉心冷却

1次系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開し、蒸気発生器2次側による1次系の除熱を行う。

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

（リ） 蓄圧注入系動作の確認

1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が0.6MPaとなれば蓄圧タンクから1次系への窒素流入防止の為、蓄圧タンク出口弁を閉止する。

蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

（ヌ） 余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認

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、余熱除去ループ流量等である。

（ル） 低圧再循環運転への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転への切替えを実施する。

以降、長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。

低圧再循環運転への切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水タ

ンク水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

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。

g. ECCS再循環機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故へ至るおそれがある事故」に示すとおり、「大破断LOCA時に低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」、「中破断LOCA時に低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」、「小破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故」、「DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧再循環機能が喪失する事故」及び「DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、低圧再循環機能が喪失する事故」である。

ロ 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非常用炉心冷却設備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非常用炉心冷却設備の再循環機能(ECCS再循環機能)が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の保有水量が低下することで炉心の冷却能力が低下し、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、継続して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って除熱を行う。

ハ　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、格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ再循環を整備する。対策の概略系統図を第1.15-29図に、対応手順の概要を第1.15-30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1.15-11表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)ト(イ)I　有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員(初動)で構成され、合計18名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-31図に示す。なお、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、18名で対処可能である。

(イ)　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。

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。

(ロ) 安全注入シーケンス作動状況の確認

「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、ほう酸注入ライン流量等である。

(ハ) 蓄圧注入系動作の確認

1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

(ニ) 格納容器スプレイ作動状況の確認

「格納容器スプレイ作動」警報により格納容器スプレイ信号が発信し、格納容器スプレイが作動していることを確認する。

格納容器スプレイ作動状況の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(ホ) 1次冷却材の漏えいの判断

加圧器水位・1次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇及び原子炉格納容器内モニタの上昇により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、加圧器水位等である。

(ヘ) 燃料取替用水タンクの補給操作

1次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。

(ト) 低圧再循環運転への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サ

ンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転への切替えを実施する。

低圧再循環運転への切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

(チ) 低圧再循環運転への切替失敗の判断

余熱除去ポンプトリップ等による運転不能、余熱除去ループ流量が上昇しない又は弁の動作不調により、低圧再循環運転への切替失敗と判断する。

低圧再循環運転の切替失敗の判断に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

(リ) 低圧再循環運転への切替失敗時の対応

低圧再循環運転への切替失敗時の対応操作として、低圧再循環機能回復操作、代替再循環運転の準備及び蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

(ヌ) 代替再循環運転による炉心冷却

代替再循環運転の準備が完了すれば、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環配管(A格納容器スプレイポンプ出口～A余熱除去ポンプ出口タイライン)を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。

代替再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

長期対策として、代替再循環運転による炉心冷却を継続的に行う。

(ル) 原子炉格納容器の健全性維持

長期対策として、B格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再

循環運転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に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

h. 格納容器バイパス

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故へ至るおそれがある事故」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。

ロ 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次系を減温、減圧し、漏えいを抑制することにより、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って除熱を行う。

ハ 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」における機能の喪失に対して、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、主蒸気逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ等を用いたクールダウンアンドリ

サーキュレーションを整備する。さらに余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリードを整備する。長期的な冷却を可能とするため、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱、及び余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。対策の概略系統図を第1.15-32図及び第1.15-33図に、対応手順の概要を第1.15-34図及び第1.15-35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1.15-12表及び第1.15-13表に示す。

（イ） インターフェイスシステムLOCA

事故シーケンスグループのうち「インターフェイスシステムLOCA」における1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員（初動）で構成され、合計20名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-36図に示す。

I 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。

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。

II 安全注入シーケンス作動状況の確認

「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、ほう酸注入ライン流量等である。

III 蓄圧注入系動作の確認

1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

IV 余熱除去系統からの漏えいの判断

余熱除去系統からの漏えいの兆候があり1次系圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、蒸気発生器関連モニタ指示正常等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断する。

余熱除去系統から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。

V 余熱除去系統隔離

中央制御室での操作に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統の隔離操作を行う。また、1次系保有水量低下を抑制するために1次系の減圧操作を開始する前に、1次冷却材系統と余熱除去系統の隔離操作を行う。なお、隔離操作については余熱除去両系統とも行う。

VI 余熱除去系統の隔離失敗の判断及び対応操作

1次系圧力の低下が継続することで余熱除去系統の隔離失敗と判断し、燃料取替用水タンクの補給操作を行う。

余熱除去系統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。

VII 蒸気発生器2次側による炉心冷却

中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開し、蒸気発生器2次側による1次系の減温、減圧を行う。

蒸気発生器への注水は補助給水ポンプにて行う。

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

VIII 加圧器逃がし弁開放による1次系減圧

安全注入停止条件確立及び1次系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動開することで1次系の減圧を行う。

加圧器逃がし弁操作の際は、1次系のサブクール度を確保した段階で実施する。

加圧器逃がし弁開放による1次系の減圧に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

IX 高圧注入から充てん注入への切替え

安全注入停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。

高圧注入から充てん注入への切替えに必要な計装設備は、ほう酸注入ライン流量等である。

X 蓄圧タンク出口弁閉止

1次冷却材圧力計指示が0.6MPaになれば、蓄圧タンク出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

XI 現場での余熱除去系統の隔離及び余熱除去系統からの漏えい停止確認

漏えい側余熱除去ポンプの入口弁（ユニハンドラ弁）を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系統からの漏えい停止を確認する。

現場での余熱除去系統の隔離及び余熱除去系統からの漏えい停止確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

XII 蒸気発生器2次側を使用した除熱の確認

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁開放により蒸気発生器2次側を使用した除熱を継続して行う。

蒸気発生器2次側を使用した除熱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。

（ロ） 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

事故シーケンスグループのうち「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」における1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員（初動）で構成され、合計18名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-37図に示す。

I 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。

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。

II 安全注入シーケンス作動状況の確認

「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、ほう酸注入ライン流量等である。

III 蒸気発生器細管の漏えいの判断

蒸気発生器細管漏えい監視モニタ指示上昇、蒸気発生器水位・圧力の上昇及び加圧器水位・圧力の低下にて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を判定する。

蒸気発生器細管の漏えいの判断に必要な計装設備は、蒸気ライン圧力等である。

IV 補助給水ポンプ起動及び補助給水流量確立の確認

安全注入シーケンス作動等による補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量確立の確認に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

V 破損側蒸気発生器の隔離

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、主蒸気隔離弁の閉止、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。

VI 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断

破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に、破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力(6.93MPa)より低下し、減圧が継続すれば、破損側蒸気発

生器圧力の減圧継続を判断する。

破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断に必要な計装設備は、蒸気ライン圧力等である。

VII 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応

破損側蒸気発生器圧力の減圧継続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による2次系強制冷却及び燃料取替用水タンクの補給操作を行う。

健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却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。

VIII 加圧器逃がし弁開放による1次系減圧

安全注入停止条件確立及び1次系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動開することで1次系の減圧を行う。

加圧器逃がし弁操作の際は、1次系のサブクール度を確保した段階で実施する。

加圧器逃がし弁開放による1次系減圧に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

IX 蓄圧タンクの隔離

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、安全注入停止条件を満足していることを確認し、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力(4.04MPa)になる前に蓄圧タンク出口弁を閉止する。

蓄圧タンクの隔離に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

X 高圧注入から充てん注入への切替え

安全注入停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。

高圧注入から充てん注入への切替えに必要な計装設備は、ほう酸注

入ライン流量等である。

XI 余熱除去系による炉心冷却

1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示177℃以下となり余熱除去系統が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。

余熱除去系による炉心冷却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。

XII 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次系の減圧操作により1次系と2次系を均圧させ、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。

XIII 1次系のフィードアンドブリード運転

余熱除去系統が使用不能の場合には、すべての加圧器逃がし弁を手動で開放し、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施する。

1次系のフィードアンドブリード運転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。

XIV 代替再循環運転への切替え

長期対策として、余熱除去系統が使用不能の場合、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が再循環運転可能水位（67%）に再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮した水位72%以上となれば、代替再循環運転に切り替える。代替再循環運転に切り替え後は、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷

却器で冷却した水を余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインより炉心へ注水することで、継続的な炉心冷却を行う。

代替再循環運転への切替えに必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

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。

(4) 運転中の原子炉における重大事故

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

(a) 格納容器過圧破損

イ 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(イ) 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プラント損傷状態は、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDがある。

(ロ) 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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、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よって発生した水蒸気、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、緩和措置がとられない場合には、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。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

（ハ） 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を用いた代替格納容器スプレイ及び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を整備する。また、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、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。対策の概略系統図を第1.15-38図に、対応手順の概要を第1.15-39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1.15-14表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「1.15.5.5(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員（初動）及び重大事故等対策要員

（初動後）で構成され、合計52名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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1.15-40図に示す。なお、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。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「1.15.2.4(3)b.(a)ハ　炉心損傷防止対策」による。

I　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、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。

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喪失が重畳して発生すれば、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に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

II　1次冷却材喪失事象時の対応

全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力

が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。判断後は、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、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保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。

また、常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、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。また、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に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、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。

1次冷却材喪失事象時の対応に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

III　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、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、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、起動準備が整い次第、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実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。

IV　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計指示が80m^{3}/h以上確立さ

れていることを確認する。また、全交流動力電源喪失状態で1次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、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、1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、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）も準備する。

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。

V イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備

炉心出口温度計指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、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の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

VI 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^{5}mSv/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^{5}mSv/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。

VII 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認

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、イグナイタ運転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。

VIII 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、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－コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機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、炉心の冷却については、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。また、常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、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広域水位計指示が77%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、格納容器圧力計指示が245kPa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。

IX 水素濃度監視

炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム－水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。

水素濃度監視に必要な計装設備は、可搬型格納容器水素濃度計測装置である。

X 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の原因により原子炉補機冷却水系統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に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

(b) 格納容器過温破損

イ 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(イ) 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プラント損傷状態は、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDがある。

(ロ) 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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格

納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、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よって発生した水蒸気、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、緩和措置がとられない場合には、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。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

（ハ） 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を用いた代替格納容器スプレイ及び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を整備する。また、原子炉容器が高い圧力の状況で破損し、溶融炉心、水蒸気及び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で、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を整備する。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、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。本格納容器破損モードに対応する対策の概略系統図を第1.15-41図に、対応手順の概要を第1.15-42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1.15-15表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「1.15.5.5(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員(初動)及び重大事故等対策要員(初動後)で構成され、合計52名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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1.15-43図に示す。なお、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。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「1.15.2.4(3)b.(a)ハ 炉心損傷防止対策」による。

I 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、原子炉自動

停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。

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喪失が重畳して発生すれば、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に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

II 1次冷却材喪失事象時の対応

全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。判断後は、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、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保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。

また、常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、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。また、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に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、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。

1次冷却材喪失事象時の対応に必要な計装設備は、1次冷却材圧力

等である。

III 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、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、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、起動準備が整い次第、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実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。

IV 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計指示が80m^3/h以上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状態で1次冷却材喪失事象(小規模)が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、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、1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、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)も準備する。

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。

V イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備

炉心出口温度計指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、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の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

VI 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。

VII 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認

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、イグナイタ運転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。

VIII 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、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－コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機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、炉心の冷却については、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。また、常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、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広域水位計指示が77%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、格納容器圧力計指示が245kPa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。

IX 水素濃度監視

炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム－水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。

水素濃度監視に必要な計装設備は、可搬型格納容器水素濃度計測装置である。

X 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の原因により原子炉補機冷却水系統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に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(a) 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

イ 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プラント損傷状態は、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、SED、TEI、TED、TEW、SEI、SLI、SLW及びSEWがある。

ロ 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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器が高い圧力の状況で破損し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心、水蒸気及び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で、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、原子炉容器破損前までに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、継続的に水素を処理する。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

ハ 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、

原子炉容器が高い圧力の状況で破損し、溶融炉心、水蒸気及び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で、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を整備する。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を用いた代替格納容器スプレイ及び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、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「1.15.2.4(4)a.(b) 格納容器過温破損」と同様である。

c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

(a) 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

イ 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プラント損傷状態は、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、AEI、AEW、SEI、SLI、SLW及びSEWがある。

ロ 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、LOCA時に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喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギが大きい場合には、構造物が破壊され、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、この蒸気膜が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・伝播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。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

ハ　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、代替格納容器スプレイを整備する。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、代替格納容器スプレイ及び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、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「1.15.2.4(4)a.(a) 格納容器過圧破損」と同様である。

d. 水素燃焼

(a) 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

イ 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プラントの損傷状態は、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、TEI、SED、AEI、SEI、SLI、TED、TEW、SEW、AEW、SLW及びAEDがある。

ロ 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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、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によって水素が発生し、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。

ハ　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という観点から、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を用いた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により原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。本格納容器破損モードに対応する対策の概略系統図を第1.15-44図に、対応手順の概要を第1.15-45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1.15-16表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(イ)　有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員（初動）で構成され、合計32名である。その内

訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-46図に示す。なお、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。また、本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材喪失を想定しており、その手順については「1.15.2.4(3)f.(a)ハ　炉心損傷防止対策」による。

（イ）　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、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。

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喪失が重畳して発生すれば、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に必要な計装設備は出力領域中性子束等である。

（ロ）　1次冷却材喪失事象時の対応

全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。判断後は、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、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移

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。

また、常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、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。また、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に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、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。

1次冷却材喪失事象時の対応に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

（ハ） 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、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、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、起動準備が整い次第、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実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。

（ニ） 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計指示が80m^{3}/h以上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状態で1次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、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、1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、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)も準備する。

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。

(ホ) イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備

炉心出口温度計指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、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の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

(ヘ) 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^{5}mSv/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^{5}mSv/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。

(ト) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認

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、イグナイタ運転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。

（チ） 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、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－コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機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、炉心の冷却については、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。また、常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、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広域水位計指示が77%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、格納容器圧力計指示が245kPa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。

（リ） 水素濃度監視

炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム－水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。

水素濃度監視に必要な計装設備は、可搬型格納容器水素濃度計測装置である。

（ヌ） 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の原因により原子炉補機冷却水系統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に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

e. 溶融炉心－コンクリート相互作用

(a) 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

イ 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プラント損傷状態は、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW及びSEWがある。

ロ 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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、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、緩和措置がとられない場合には、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。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

ハ　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る原子炉下部キャビティへの注水を整備する。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を用いた代替格納容器スプレイ及び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「1.15.2.4(4)a.(a)　格納容器過圧破損」と同様である。

(5) 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

a. 想定事故1

(a) 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策

イ 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一つには、「1.15.2.3(5) 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」がある。

ロ 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、燃料有効長を冠水させること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界を維持させることが必要となる。

ハ 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の著しい損傷を防止するため、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手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-47図に、対応手順の概要を第1.15-48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1.15-17表に示す。

想定事故1における1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員（初動）及び重大事故等対策要員（初動後）で構成され、合計42名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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4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12名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-49図に示す。

（イ） 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トリップ等による運転不能により、使用済燃料ピット冷却系の故障を確認した場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット冷却系の回復操作、使用済燃料ピットへの使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備、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。

（ロ） 使用済燃料ピット温度及び水位の確認

使用済燃料ピット冷却系の故障により、使用済燃料ピット温度が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。

使用済燃料ピット温度及び水位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。

（ハ） 使用済燃料ピット補給水系故障の判断

燃料取替用水タンク等を水源として補給操作を行い、使用済燃料ピットの水位上昇が確認できなければ、補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。

使用済燃料ピット補給水系故障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。

（ニ） 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開始

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が完了すれば注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位（NWL）を目安に注水し、通常水位（NWL）到達後は使用済燃料ピット出口配管下端以下とならないよう水位を維持する。

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、温度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。

b. 想定事故2

(a) 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策

イ 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一つには、「1.15.2.3(5) 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」がある。

ロ　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、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、燃料有効長を冠水させること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界を維持させることが必要となる。

ハ　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の著しい損傷を防止するため、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手段を整備する。

これらの対策の概略系統図を第1.15-50図に、対応手順の概要を第1.15-51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1.15-18表に示す。

想定事故2における1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員（初動）及び重大事故等対策要員（初動後）で構成され、合計42名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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4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12名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-52図に示す。

（イ） 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下により使用済燃料ピット水位低警報が発信し、使用済燃料ピット出口配管下端まで水位が低下した場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作、使用済燃料ピットへの使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備、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。

（ロ） 使用済燃料ピット温度上昇の確認

使用済燃料ピット水位の低下により、温度が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット温度上昇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。

（ハ） 使用済燃料ピット補給水系故障の判断

燃料取替用水タンク等を水源として補給操作を行い、使用済燃料ピットの水位上昇が確認できなければ、補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。

使用済燃料ピット補給水系故障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。

（ニ） 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開始

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が完了すれば注水を行う。使用済燃料ピット水位は使用済燃料ピット出口配管下端水位で維持する。

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、温度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。

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）

(a) 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(6) 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。

ロ 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伴い、崩壊熱除去機能が喪失することから、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

減少することで炉心が露出し、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って除熱を行う。

ハ　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／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。対策の概略系統図を第1.15-53図に、対応手順の概要を第1.15-54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1.15-19表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(b)イ(イ)I　有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員（初動）で構成され、合計18名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-55図に示す。なお、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、38名で対処可能である。

（イ） 余熱除去系機能喪失の判断

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不能を確認した場合は、余熱除去系機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。

余熱除去系機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

（ロ） 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

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。作業員が所定の退避場所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。

（ハ） 余熱除去機能回復操作

余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに、他の対応処置と並行して、余熱除去機能の回復操作を継続する。

（ニ） 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。

（ホ） 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保

充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

（ヘ） アニュラス空気浄化ファン起動

格納容器圧力計指示が22kPaになれば、被ばく低減対策としてアニュ

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起動に必要な計装設備は、格納容器圧力である。

(ト) 代替再循環運転による1次系の冷却

長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を継続して実施する。また、余熱除去機能が回復しない状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインより炉心へ注水する代替再循環運転に切り替え、低温停止状態にするとともに、炉心冷却を継続する。

代替再循環運転による1次系の冷却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。

b. 全交流動力電源喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(6) 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」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

ロ 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又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失す

るとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。このため、安全上重要な機器の交流電源が喪失することで、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が喪失することから、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することで炉心が露出し、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って除熱を行う。

ハ　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炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、低圧再循環及び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への海水通水による格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を第1.15-56図に、対応手順の概要を第1.15-57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1.15-20表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(b)ロ(イ)I　有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員(初動)及び重大事故等対策要員(初動後)で構成され、合計52名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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1.15-58図に示す。

（イ） 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線への給電に失敗したことを確認し、全交流動力電源喪失と判断する。

（ロ） 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

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。作業員が所定の退避場所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。

（ハ） 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することで、早期の電源回復不能と判断し、大容量空冷式発電機、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、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及び中央制御室非常用循環系の運転準備を行う。

（ニ） 燃料取替用水タンクによる炉心注水

燃料取替用水タンク水の炉心への重力注入が期待できる場合は、優先して実施する。

（ホ） 不要直流電源負荷切離し

直流コントロールセンタの不要直流電源負荷の切離しを行う。

（ヘ） 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、電源回復後、原子炉格納容器隔離を行う。

（ト） 炉心注水及び1次系保有水確保操作

1次系保有水を確保するため、大容量空冷式発電機からの受電が完了し、常設電動注入ポンプの準備が整い次第炉心への注水を行うとともに、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転準備を行う。

なお、蓄圧タンクによる炉心注水は作業者への安全配慮の観点から実施しない。

炉心注水及び1次系保有水確保操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

（チ） 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、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実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。

格納容器圧力計指示が22kPaになれば、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起動に必要な計装設備は、格納容器圧力である。

(リ) 移動式大容量ポンプ車を用いた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、B余熱除去ポンプ等への海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び低圧再循環運転の準備を行う。

格納容器圧力計指示が245kPa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海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に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

(ヌ) 低圧再循環運転開始

燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプの水をB余熱除去ポンプからB余熱除去冷却器を経て炉心へ注水する低圧再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。

低圧再循環運転開始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。

(ル) 格納容器内自然対流冷却及び低圧再循環運転

長期対策として、低圧再循環運転及び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行うことで、原子炉の冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。

格納容器内自然対流冷却及び低圧再循環運転に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

(ヲ) 原子炉補機冷却系の復旧作業

保修対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統の機能喪失要

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等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。

c. 原子炉冷却材の流出

(a) 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(6) 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。

ロ 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「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誤操作等による系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少することで炉心が露出し、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って除熱を行う。

ハ 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／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。対策

の概略系統図を第1.15-59図に、対応手順の概要を第1.15-60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1.15-21表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(b)ハ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員(初動)で構成され、合計18名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-61図に示す。なお、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、18名で対処可能である。

(イ) 1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断

原子炉冷却材流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなれば、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量である。

(ロ) 余熱除去機能喪失時の対応

余熱除去ポンプ回復操作を実施するとともに、原子炉冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。

(ハ) 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

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。作業員が所定の退避場所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。

(ニ) 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。

(ホ) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保

充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁(3個取外し中)からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(ヘ) アニュラス空気浄化ファン起動

格納容器圧力計指示が上昇し22kPaになれば、被ばく低減対策として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起動に必要な計装設備は、格納容器圧力である。

(ト) 代替再循環運転による1次系の冷却

長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を継続して実施する。また、余熱除去機能が回復しない状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で

冷却した水を余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインより炉心注水する代替再循環運転に切り替え、低温停止状態にするとともに、炉心冷却を継続する。

代替再循環運転による1次系の冷却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. 反応度の誤投入

(a) 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

イ 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、「1.15.2.3(6) 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」に示すとおり、「反応度の誤投入事故」のみである。

ロ 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、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することから、緩和措置がとられない場合には、反応度が添加されることで、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、反応度の添加を停止するとともに、1次冷却材中にほう酸を注入し未臨界を確保することで燃料損傷を防止する。

ハ 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

水注水を停止し、1次冷却材を濃縮するほう酸注入を整備する。対策の概略系統図を第1.15-62図に、対応手順の概要を第1.15-63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1.15-22表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(b)ニ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計14名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、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は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-64図に示す。

(イ) 反応度の誤投入の判断

1次系の希釈事象が発生し、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計の動作音及び可聴計数率計の可聴音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。

なお、停止時中性子束レベルの0.8デカード上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。

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。

(ロ) 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

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。作業員が所定の退避場所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。

（ハ） 希釈停止操作

原子炉補給水補給流量制御弁の「閉」及び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計の動作停止を確認する。

（ニ） ほう酸濃縮操作

ほう酸ポンプを起動し、ほう酸注入による濃縮を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。

ほう酸濃縮操作に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

（ホ） 未臨界状態の維持確認

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に戻っ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に戻っていることを確認する。

未臨界状態の維持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。

1.15.2.5 内部・外部ハザードのリスト

「1.3.3 外部ハザードに対する防護」及び「1.3.4 内部ハザードに対する防護」を参照。

1.15.3 安全目標及び許容基準

1.15.3.1 安全目標及び安全解析

(1) 基本的考え方

a. 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であること。

b. 設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であること。

c. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

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。

(a) 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

「1.15.2.3(3) 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」に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があること。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があること。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型の格納容器特有の事象であり、PWRでは格納容器が大きく、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、本格納容器破損モードに係る評価項目（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、評価項目として設定しない。

(c) 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

「1.15.2.3(5) 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」に挙げた想定事故については、使用済燃料ピットにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があること。

(d) 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

「1.15.2.3(6) 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」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があること。

1.15.3.2 決定論的許容基準

(1) 炉心冷却及び系統圧力解析の許容基準

a. 運転時の異常な過渡変化

(a) 最小限界熱流束比(以下「最小DNBR」という。)が許容限界値以上であること。

(b) 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。

(c) 燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。

(d) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPaの1.1倍の圧力18.88MPa以下であること。

上記の判断基準に対して想定した運転時の異常な過渡変化ごとにさらに具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

b. 設計基準事故

(a) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

(b) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。

(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPaの1.2倍の圧力20.59MPa以下であること。

上記の判断基準に対して想定した事故ごとにさらに具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

c. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 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

イ 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。

ロ 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の1.2倍の圧力20.59MPaを下回ること。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

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

(c) 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

イ 燃料有効長頂部が冠水していること。

ロ 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

ハ 未臨界が維持されていること。

(d) 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

イ 燃料有効長頂部が冠水していること。

ロ 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

ハ 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。)。

(2) 設計基準状態及び設計拡張状態の放射線影響解析の許容基準

a. 設計基準事故

(a) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 運転中の原子炉における重大事故

イ 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。

(3) 格納容器内圧力－温度過渡解析の許容基準

a. 設計基準事故

(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力0.245MPa以下であること。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 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

イ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力0.245MPa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0.490MPaを下回ること。

ロ 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度127℃又は限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。

イ及びロ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0.490MPa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、川内原子力発電所1号機及び2号機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。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

イ 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0.245MPaの2倍の圧力0.490MPaを下回ること。

ロ 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。

ハ 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。

ニ 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。

ホ 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、イの要件を満足すること。

ヘ 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。

(4) 加圧熱衝撃の許容基準

「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法JEAC4206－2004」(日本電気協会)付録1及び付録3に基づき、加圧水型原子炉容器の炉心領域部の非延性破壊が防止されること。

(5) 1次系から2次系への漏えい解析の許容基準

「1.15.3.2(1)b. 設計基準事故」の(a)及び「1.15.3.2(2)a. 設計基準事故」の(a)と同じ。

(6) ハザードの許容基準

「1.3.3 外部ハザードに対する防護」及び「1.3.4 内部ハザードに対する防護」を参照。

1.15.3.3 確率論的許容基準

今後検討

1.15.4 人の行動

1.15.4.1 概論

(1) 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

東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「1.15.4.1(1)a. 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「1.15.4.1(1)b. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「1.15.4.1(1)b.(a) 可搬型設備等による対応」は「1.15.4.1(1)a. 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生した場合の様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処しうる体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等についても考慮した第1.15-23表に示す「重大事故等対策に

おける手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

a. 重大事故等対策

(a) 重大事故等対処設備に係る事項

イ 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるようにして、当該操作等について明確にし通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

ロ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害及び重大事故等時の高線量下を考慮する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により運用上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により運用上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、屋外アクセスルートへの影響はない。

生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けない。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

（イ） 屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型ポンプ、その他の注水設備、発電機車、その他電気設備、モニタリング設備）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、宮山池及び取水ピットの取水箇所の状況確認、ホース布設ルートの状態確認を行い、あわせて燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構造物の損壊、

周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり)、その他自然現象による影響(津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰)を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用する。

また、地震による宮山池と屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して、十分余裕を見た防護堤以上の高さにアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設の火災・爆発(飛来物含む。)、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートの周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行う。

耐震裕度の低い地盤にアクセスルートを設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下等による段差の発生が想定される箇所においては、段差緩

和対策を講じているが、想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回及び土嚢その他資機材による段差解消対策を行う。

防護堤上の漂着物、アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、降雪、降灰については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る降雪、降灰が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。凍結、降雪を考慮し、車両についてはタイヤチェーンを配備する。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止、及びボンベ口金の通常閉運用）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器、油計量タンク及び補助ボイラ燃料タンクの防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

（ロ） 屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリ、その他の電源設備）の保管場所へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて常設電動注入ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内のアクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、除雪、落雷、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣産業施設の火災・爆発、航空機墜落による火災、火災の二次的影響、輸送車輌の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下））に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により支障をきたさない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「1.3.4.1(1)a.(b) 火災発生防止」に示す。

機器からの溢水が発生した場合については、適切な放射線防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

アクセスルートの確保に当たっては、アクセスルートの状況を確認し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し、確保する。そのために、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それを運転する要員を確保する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。

(b) 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

イ 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そ

のために必要な予備品を確保する。

- 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ、その他重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

ロ　保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

ハ　アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、複数のアクセスルートを確保する等、

「1.15.4.1(1)a.(a)ロ　アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。

(c)　支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカ、協力会社、建設会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援及び燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備し、運送会社及びヘリコプタ運航会社と契約を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与、環境放射線モニタリングの支援を受けられる他、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（発

電機車、ポンプ等）、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

(d) 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

イ 手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

さらに、使用主体に応じた手順書として、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、発電所緊急時対策本部が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び発電所緊急事態対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。

(イ) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は1号機及び2号機の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握す

るための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。

具体的には、第1.15-23表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

（ロ）炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。

炉心損傷が避けられない状況においては、炉心へ注入するべきか又は原子炉格納容器へ注水するべきか判断に迷い、原子炉格納容器の破損に至らないよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないよう、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能と

するため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

(ハ) 重大事故等対策の実施において、財産(設備等)保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、運転手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長が、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、緊急時対策本部用手順書に整備する。

(ニ) 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

なお、降灰、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

・ 警報に対処する運転手順書

機器の異常を検知する警報発信時の対応処置に使用

・ 事象の判別を行う運転手順書

原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動直後に実施すべき事象の判別及び対応処置に使用

・ 故障及び設計基準事象に対処する運転手順書

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用

・ 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

安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用

・ 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（安全機能ベースと事象ベースで構成）

炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器破損を防止するために実施する対応措置に使用

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気、海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、緊急時対策本部及び通信連絡設備に関する手順書を定める。

緊急時対策本部用手順書に、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の対応等重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

なお、運転手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確にし、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

事故発生時は、事象の判別を行う手順書により事象判別を行い、事

象ベースの手順書である、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。また、安全系の機器もしくは計測器類の多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書(事象ベース)に移行する。

事象の判別を行う運転手順書により事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータ(未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射能放出防止及び1次系保有水の維持)を常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

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による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。

(ホ) 重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

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、あらかじめ原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認可否により、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ運転手順書に明記する。重要な監視

パラメータと有効な監視パラメータは、通常使用する主要なパラメータとその代替パラメータにより構成し、主要なパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。

なお、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータの中から、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。

また、重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、支援組織用の手順書に整理する。

（へ） 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持並びに事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡

視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。

竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリア及びディーゼル建屋の水密扉、屋外タンクエリアの防護扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

ロ　教育及び訓練の実施

運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の発電所対策本部の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて付与される力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

- 各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。
- 各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。

・ 複数の教育訓練項目での手順の類似がない項目については、教育及び訓練を年2回以上実施する。その方法は、当該手順の単純さ、複雑さの特徴を踏まえ、力量の維持及び向上に有効な方法で実施する。

・ 重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について、第1.15-24表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることの確認を行う。

・ 教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練（検証）を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

（イ） 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の役割に応じた、教育及び訓練を定期的に実施する。

（ロ） 運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、過酷事故の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する。

運転員（当直員）に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。なお、シミュレータ訓練については、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。

重大事故等対策要員に対しては、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した水源確保の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための机上教育、資機材の取り扱い方法の習得を図るための模擬訓練又は実働訓練を実施する。

緊急時対策本部要員である実施組織及び支援組織に対しては、重

大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所対策本部機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。

（ハ） 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知し、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことが必要なため、以下の活動を行う。

運転員（当直員）は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員のうち保修課員は、原子力訓練センターにてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。更に、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らが行う。

重大事故等の対策については、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員が可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの布設接続、放出される放射性物質の濃度、放射線の量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。

（ニ） 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候

下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

（ホ） 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

ハ 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

（イ） 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、第1種緊急時体制、第2種緊急時体制）を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）を設置して対処する。

所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部の本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。

本部長の下に副本部長を設置し、副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者

がその職務を代行する。

発電所対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織として、事故拡大防止に必要な運転上の措置を行う運転班（当直員を含む。）、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織として、事故拡大防止の運転措置及び保安上の技術的支援を行う運転支援班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成する。

通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応、復旧活動に活かせ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性が確保できる組織に配置（指令部の本部付）する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故時等において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

時間外、休日（夜間）に重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち緊急時対策本部要員は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよ

う、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、連絡により発電所に非常召集する。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集ルート圏内（薩摩川内市等圏内）に1号機及び2号機の発電用原子炉主任技術者を2名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

（ロ） 実施組織を、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

運転班は、運転員（当直員）の任務、事故拡大防止に必要な運転上の措置、発電施設の保安維持を行う。

保修班は、発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置並びに消火活動を行う。

安全管理班は、発電所及びその周辺（周辺海域）における放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握、災害対策活動に従事する要員の被ばく管理、放射線管理上の立入制限区域の設定管理、中央制御室におけるチェンジングエリア設置を行う。

土木建築班は、建物及び構築物の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う。

（ハ） 実施組織は、1号機及び2号機において同時に重大事故が発生した場合において以下のとおり対応できる組織とする。

発電所対策本部は、1号機及び2号機の同時被災の場合において、

本部長の指示により号機ごとに指名した指揮者の指示のもと、号機ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。

実施組織である緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を発電所近傍に常時確保し、1号機及び2号機の同時被災が発生した場合においても、確保した重大事故等対策要員により、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故対策に対応できる体制とする。

実施組織は号機ごとの指揮者の指示のもと、当該発電用原子炉に特化して情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

1号機及び2号機の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡者を配置し、原子力災害特別措置法に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は情報連絡者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、原子炉ごとに選任する。担当号機のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、1号機及び2号機の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

1号機及び2号機の発電用原子炉主任技術者は、1号機及び2号機同時被災時に、号機ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号機ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

（ニ） 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組

織を設ける。

技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的支援を行う運転支援班で構成する。運転支援班は、重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において、プラント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの監視、パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。

運営支援組織は、総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

総括班は、発電所対策本部の運営、情報の収集、災害状況の把握、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡、燃料貯蔵状況の管理並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。

広報班は、関係地方公共団体の対応、報道機関の対応及び避難者誘導(展示館来館者)を行う。

総務班は、本部構成員の動員状況の把握、要員と資機材の輸送車手配及び運搬、防災資機材の整備、輸送及び調達、緊急医療対応、正門の出入管理並びに要員に対する食料の調達配給を行う。

原子力訓練センター班は、避難者の誘導(原子力訓練センター見学者)を行う。

これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

(ホ) 所長(原子力防災管理者)は、警戒事象(原子力災害対策特別措置法第10条の可能性がある事故、故障等又は自然災害発生)により緊急

時体制を発令し、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

時間外、休日（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所内又は発電所近傍に緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。

非常召集の要員への連絡については、緊急呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星携帯電話設備を配備することで要員との連絡及び要員の非常召集を行う。なお、地震により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（発電所周辺地域において、震度5弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号機ごとの統括管理及び号機ごとの指揮を行う指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の緊急時対策本部要員4名、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長、号炉間連絡、運転操作助勢を行う当直主任、運転員及び運転操作対応を行う運転員の当直員12名、初動の運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員（初動）20名（以下「初動対応要員」という。）、初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員（初動後）の16名（以下「初動後対応要員」という。）の合計52名を確保する。なお、号機ごと指揮者は、重大事故等対策の初動後対策において、必要に応じて現場の指揮を行う。

また、火災発生時の初期消火活動に対応するため、初期消火活動要

員についても発電所に常時確保する。

重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち初動対応要員は、中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員と初動後対応要員は、代替緊急時対策所に参集し、通報連絡、給水確保及び電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

当社社員と協力会社社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外(夜間)を含め重大事故等対策要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、時間外、休日(夜間)を含めて必要な要員を非常召集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

(ヘ) 重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記(ロ)及び(ニ)のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。

(ト) 発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮

者である本部長の所長（原子力防災管理者）及び班長が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、1号機及び2号機の同時被災時は各号機ごとの指揮者を指名する。号機ごと指揮者のもと重大事故等対策を実施する。

本部長の所長が欠けた場合は副本部長（副原子力防災管理者）の次長（技術）を代行とし、さらに副本部長の次長（技術）が欠けた場合は、同副本部長（副原子力防災管理者）の次長（環境広報）あるいは、本部付の副原子力防災管理者が代行とすることをあらかじめ定める。

実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は副長）を配置する。

（チ） 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための緊急時運転パラメータ伝送システムデータ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。）、衛星携帯電話設備及び携帯型有線通話装置を備えた代替緊急時対策所を整備する。

実施組織が、中央制御室、代替緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置、無線通話装置（携帯型）及び衛星携帯電話設備を整備する。また、照明の電源が喪失し照明が消灯した場

合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及び懐中電灯等を整備する。

(リ) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態および重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の総括班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と発電所対策本部間において、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時運転パラメータ伝送システムを使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

(ヌ) 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、特定事象、又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合、原子力防災管理者は、それぞれの区分により直ちに緊急時体制を発令するとともに発電本部部長(原子力管理)へ報告する。

発電本部部長(原子力管理)は、発電所対策本部の本部長から発電

所における緊急時体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における緊急時体制を発令する。発電本部部長（原子力管理）は、本店原子力防災組織で構成する本店対策本部を設置するため、本店緊急時対策要員を非常召集する。

社長は、本店における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。なお、社長が不在の場合は副社長又は執行役員がその職務を代行する。本店対策本部長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する総括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各班長は本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う復旧支援班、自治体及びプレス対応を行う広報班並びに資機材及び食料の調達運搬を行う支援班から構成され、原子力施設事態即応センターに参集し活動を行う。

本店対策本部長は発電所における災害対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営準備に向け、あらかじめ選定している派遣要員を本店対策本部に召集するなど必要な準備の開始を本店対策本部総括班長（発電本部部長（原子力管理））に指示する。

本店対策本部長は、その後の事態進展を踏まえ、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施

設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ技術的な支援が受けられる体制を整備する。

（ル） 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連係し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減及び放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。

b. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

(a) 可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

イ 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を抽出した上で、当該の自然災害により発電用原子炉施設に重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮し対応手順書を整備する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象（例：衛星の落下等）に対しても緩和措置が行えるよう整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

以下において、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象について整理する。検討プロセスの概要を第1.15-65図に、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の影響を整理した結果を第1.15-25表及び第1.15-26表にそれぞれ示す。

（イ） 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定するため、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、外部事象78事象を抽出した。

その内の自然災害55事象の中で、発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害として、地震、津波、豪雪（降雪）、暴風（台風）、竜巻、火山（火山活動、降灰）、凍結、森林火災、生物学的

事象、落雷及び隕石の11事象（以下「自然災害11事象」という。）を選定する。

選定した11事象の考慮すべき自然災害に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。また、事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

I 自然災害の規模の想定

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害11事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定する。

(I) 地震

基準地震動を超えるような大規模な地震が発生する可能性は低いが、基準地震動を一定程度超える規模を想定する。

なお、地震の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なく発生する想定とする。

(II) 津波

基準津波を超えるような大規模な津波が発生する可能性は低いが、基準津波を一定程度超える規模を想定する。

なお、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。

(III) 豪雪（降雪）

敷地付近の観測所で観測された積雪深さの月最大値38cmを超

えるような豪雪（降雪）が発生する可能性は低いが、積雪量38cmを超える規模を想定する。なお、豪雪（降雪）は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。

(IV) 暴風（台風）

敷地付近で観測された最大瞬間風速（62.7m/s）の風速を超えるような暴風（台風）が発生する可能性は低い。

なお、暴風（台風）は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。

(V) 竜巻

過去における国内最大級の竜巻（F3クラス：5秒間の平均風速70m/s～92m/s）に保守性を持たせた風速100m/sを超えるような規模の竜巻が発生する可能性は低いが、風速100m/sを超える規模を想定する。

なお、竜巻は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。

(VI) 火山（火山活動、降灰）

設計想定である15cmの降灰を超えるような降灰が発生する可能性は低いが、設計想定である15cmを超える規模を想定する。

なお、火山（降灰）は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。

(VII) 凍結

敷地付近で観測された最低気温（-6.7℃）を下回るような気温が発生する可能性は低いが、最低気温（-6.7℃）を下回る気温を想定する。

なお、低温は事前の予測が可能であることから、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができる。

(VIII) 森林火災

防火帯を越えるような森林火災が発生する可能性は低いが、防火帯を越えるような森林火災の規模を想定する。

なお、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、予め放水する等の必要な安全措置を講じることができる。

(IX) 生物学的事象

海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来が発生する可能性は低いが、海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来を想定する。

なお、生物学的事象の発生までの時間的余裕はない想定とする。

(X) 落雷

設計想定以上の雷サージが発生する可能性は低いが、設計想定以上の雷サージの規模を想定する。

なお、雷の発生までの時間的余裕はない想定とする。

(XI) 隕石

敷地内に隕石が落下する可能性は低いが、発電用原子炉施設の広範なエリアが損壊する規模を想定する。

なお、隕石の落下までの時間的余裕はない想定とする。

(XII) 地震と津波の重畳

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。

地震による斜面崩壊、地盤の陥没等により、津波による漂流物、タンク火災等により、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。

両事象の重畳が発生した場合においても、高台に分散配置して

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。

(XIII) 火山(降灰)と豪雪(降雪)との重畳

火山(降灰)、豪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、要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。

火山(降灰)と豪雪(降雪)との重畳による影響は、火山(降灰)での評価に包含される。

II 大規模損壊を発生させる可能性のある起因事象の特定

自然災害による大規模損壊発生の起因事象(プラント状態)を特定するため、11事象の自然災害に対して生じうるプラント状態を特定する。プラント状態を特定するに当たっては、大規模損壊の事態収束に必要と考えられる以下の機能の状態に着目して作成したイベントツリーにより、事象の進展を考慮する。

(I) 異常発生防止系

i 原子炉建屋

ii 原子炉制御系

iii 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

(II) 異常影響緩和系

i 原子炉格納容器

ii 安全保護系

iii 2次系からの除熱機能(補助給水、主蒸気逃がし弁等)

iv 炉心冷却機能(ECCS等)

(III) 関連系(安全上特に重要なもの)

i 原子炉補機冷却機能

ii 所内非常用電源

III イベントツリーによる整理

イベントツリーによる整理結果を第1.15-66図に示す。ここで、最終的なプラント状態については、代表性を持たせ同様なプラント状態となるケースについては示していない。また、隕石については、大型航空機の衝突同様プラントに大きな影響を与える事象であることは明らかなことから、イベントツリー図で示していない。

(I) 地震

大規模地震の想定では、外部電源が喪失するとともに非常用所内電源、海水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが機能喪失することにより、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があり、その状態において、1次冷却材喪失(LOCA)等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。さらに、原子炉格納容器等の機能の喪失又は安全保護系・原子炉制御系の機能喪失により大規模損壊へ至る可能性がある。

また、大規模地震による原子炉建屋・原子炉格納容器機能、安全保護系・原子炉制御機能、2次系からの除熱機能及び炉心冷却機能の喪失に伴い、PRAの結果に基づくシーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震特有の事象として発生する事故シーケンスである原子炉建屋損傷、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、大破断LOCAを上回る規模のLOCA等のECCS注入機能喪失及び過渡事象＋補助給水失敗(炉内構造物の損傷)が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。また、レベル1.5PRAの知見より、炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして、温度誘因蒸気発生器伝

熱管破損(TI-SGTR)に至る可能性がある。

(II) 津波

大規模津波の想定では、地震同様に全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があり、その状態において、シールLOCA等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。また、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による2次系からの除熱機能の喪失及び安全保護系・原子炉制御系の機能喪失により、重大事故から大規模損壊へ至る可能性がある。

また、大規模津波による安全保護系・原子炉制御機能及び2次系からの除熱機能の喪失に伴い、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった津波特有の事象として発生する事故シーケンスである複数の信号系損傷及び補機冷却水の喪失＋補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。

(III) 竜巻

大規模な竜巻の想定では、外部電源が喪失するとともに、竜巻によってもたらされる飛来物等による海水ポンプの機能喪失及びそれに伴うディーゼル発電機の機能喪失によって、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。その状況において、可能性は極めて低いものの復水タンクが機能喪失した場合には、重大事故に至る可能性がある。

また、加えて屋外の大容量空冷式発電機が機能喪失した場合には、重大事故から大規模損壊へ至る可能性もある。

(IV) 生物学的事象

大量の海生生物の来襲により、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能の喪失の可能性がある。

(V) 落雷

大規模な落雷によって、外部電源喪失が発生する可能性がある。また、雷サージによる誤信号の発信も想定される。

(VI) 豪雪(降雪)、火山(火山活動、降灰)

これらの事象によって、送電系統の異常等による外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、これらの自然災害2事象については、事前の予測が可能であることから、要員を確保して除雪及び除灰等の必要な安全措置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。

(VII) 森林火災

送電系統へ影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、建屋周辺には可燃物となる木々は存在しないこと、万一森林火災が拡大したとしても、プラントに影響を与えるような範囲まで火災が及ぶには相応の時間があると考えられることから、要員を確保して消火活動を行うことでプラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

これらの結果から、最終的なプラントの状態は以下に類型化された。類型化したプラント状態を第1.15-27表に示す。

- 大規模損壊(重大事故を上回る状態)
- 重大事故等
- 設計基準事故等

第1.15-27表に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震、津波及び竜巻の3事象を代表として整理する。また、当該の3事象以外の自然災害については、

施設の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはない、又は与える影響がこれら3事象に包含でき被害の態様から同様の手順で対応できる。

(ロ) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

なお、飛来物(航空機衝突)、爆発等の人為的事象による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響に包含でき同様の手順で対応できる。

以上により、大規模損壊時に対応する手順の整備に当たっては、(イ)及び(ロ)において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る場合にも対応できるよう、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を構築するように考慮する。

(ハ) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊発生時の対応手順書については、以下のIIIの(I)に示す5つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、ま

た、IIIに示すとおり重大事故等対策において整備する手順等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備する。

当該の手順書による対応操作は、大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、重大事故等対策のように予めシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられることから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかにかつ臨機応変に選択及び実行する必要がある。

このため、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段及び各対応操作の実行判断を行うための手段を手順として定め整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における以下の事象進展の抑制及び緩和対策の実行性を確認し整備する。

- 電源の確保
- 炉心損傷の緩和
- 原子炉格納容器の破損緩和
- 使用済燃料ピット水位維持及び燃料の損傷緩和
- 放射性物質の放出低減
- 水源の確保
- 大規模火災への対応
- その他（原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料給油）

上記の各項目に対応する操作の一覧を第1.15-28表に示す。

I 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合、状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう判断フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用するこれらの手順書を有効かつ効果的に活用するため、対応手順書において、適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確化する。

(I) 大規模損壊発生の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害(地震、津波等)又は故意による大型航空機の衝突について、緊急地震速報、大津波警報等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握(火災の発生有無、建屋の損壊状況等)を行うとともに、大規模損壊発生(又は発生が疑われる場合)の判断を当直課長又は原子力防災管理者が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると当直課長又は原子力防災管理者が判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

- 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突等により発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合
- プラント監視機能又は制御機能が喪失(中央制御室の喪失を含む)
- 使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生
- 炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生

・ 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生
・ 当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合
・ 原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

(II) 緩和操作を選択するための判断フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は代替緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化する。

なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

II 優先順位に係る基本的な考え方

大規模損壊発生時には、環境への放射性物質の放出低減を最優先

に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、対応要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、大規模損壊発生時においては、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び運転員(当直員)を含む重大事故等対策要員等が被災した場合も対応できるようにする。

このような状況においても可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の原子力災害への対応について、人命救助を行うとともに要員の安全を確保しつつ並行して行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

上記の火災への対応を含む優先順位に係る基本的な考え方に基づく、大規模損壊発生時の初動対応及び大規模火災への対応について、優先順位に従った具体的な対応を以下に示す。

(I) 大規模損壊が発生又は発生する恐れがある場合、当直課長又は原子力防災管理者は事象に応じた以下の対応及び確認を行う。

i 事前予測ができない自然災害(地震)又は大型航空機の衝突が発生した場合

中央制御室が機能している場合は、当直課長が地震は緊急地震速報及び地震に伴う警報等により、航空機衝突は衝撃音及び衝突音等により事象を検知し、被災状況、運転状況の確認を行い原子力防災管理者へ状況報告を行う。なお、中央制御室が機能していない場合又は当直課長から原子力防災管理者へ連絡がない場合は、原子力防災管理者が地震は緊急地震速報等により、航空機衝突は衝撃音及び衝撃音等により事象を検知し、中央制御室へ状況の確認、連絡を行うと共に、代替緊急時対策所へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

ii 事前予測ができる自然災害(津波)が発生した場合

大津波警報が発令された場合、当直課長は原則として発電用原子炉を手動停止し、所内関係者へ避難指示を出すとともに原子力防災管理者へ状況連絡を行う。連絡を受けた原子力防災管理者は、要員を一旦高所へ避難させた後、第2、第3波の津波の情報を継続的に収集しながら、代替緊急時対策所へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

(II) 原子力防災管理者は非常召集した各要員から発電用原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認及び把握(火災の発生有無、建屋の損壊状況等)を行う。当直課長又は原子力防災管理者が発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。

(III) 緊急時対策本部は以下の項目の確認及び対応を最優先に実施する。

i 初期状態の確認

・ 中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視可否

・ 原子炉停止確認（停止していない場合は原子炉手動停止を速やかに試みる。）

・ タービン動補助給水ポンプ起動確認（起動していない場合は起動操作を速やかに試みる。）

ii モニタ指示値の確認（モニタ指示値により、事故及び炉心の状況を推測する。）

iii 火災の確認（火災が発生している場合は、事故対応に支障となるものか否かを確認する。）

(IV) 緊急時対策本部は上記の確認及び対応を実施した後、詳細な状況を把握するため以下の項目を確認する。

i 対応可能な要員の確認

ii 通信関係の確認

iii 建屋アクセス性の確認

iv 施設損壊状態の確認

v 電源系統の確認

vi 機器状態の確認

(V) 緊急時対策本部はIIIの確認と並行して以下の対応を実施する。

また、対応の優先順位については、把握した対応可能要員数、使用可能設備及び施設の状態に応じて選定する。

i 発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器又は使

用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を開始する。また、監視機能を復旧させるため、代替所内電源による給電により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。

外観より原子炉格納容器又は燃料取扱建屋の破損が確認され周辺の線量率が上昇している場合は、予め準備を開始している移動式大容量ポンプ車と放水砲を用いた放射性物質の放出低減処置を行う。

外観より原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は原子炉格納容器破損の緩和処置を優先して実施する。

炉心が損傷していないこと、1次冷却系から大規模な漏えいが発生していないこと及び原子炉格納容器の減圧が必要ないことを確認できた場合には、炉心損傷緩和の処置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観より燃料取扱建屋が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替の水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による補給を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は外部スプレイを行う。

発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合のフローを第1.15-67図に示す。

ii 発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員（当直員）等によ

り発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和処置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。

(VI) (III)から(V)の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に、被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて法面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

III 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(I)の5つの活動を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等を適切に整備する。

また、(II)から(XIV)のとおりの手順等を基本に、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

第1.15-29表から第1.15-41表に1.2から1.14における重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順を示す。

(I) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

i 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって施設内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

手順書については、以下のⅫに該当する手順等を含むものとして整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な化学消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、当該の火災により建屋内の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の一部の機能が喪失するような場合でも、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないことが考えられることから、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該対応において、可搬型重大事故等対処設備と常設配管への接続場所又は系統構成のために操作が必要な弁等の設置場所

において火災が発生している場合は、建屋内に設置している消火器等による消火活動を速やかに実施し、接続箇所までのアクセスルート等を確保する。

当該の消火活動を行うに当たっては、以下のとおり、緊急時対策本部と消火要員との連絡を密に行い、火災の影響により対応が困難な場合は別の手段を試みる等、要員の安全確保に配慮して実施する。

- 現場において事故対応操作等を行う場合には、並行して消火活動が必要になる可能性も想定し複数名で活動する。
- 再燃又は延焼の可能性を考慮し、火災への監視を強化する。
- 消火活動を含む屋内での活動の際には、火災対応用の装備品（例：セルフエアセット等）を確実に装着する。当該の装備品を装着しての消火活動については、予め活動できる時間（仕様）を確認した上で行う。
- 消火活動を行うにあたっては、消火専用として配備している無線通話装置（携帯型）及び衛星携帯電話設備等を活用し、緊急時対策本部と消防要員の連絡を密にする。無線通話装置（携帯型）での連絡が困難な建屋内において火災が発生している場合には、複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び要員の安全を確保した上で、対応可能な範囲の消火活動を行う。

また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、別の無線通話装置の回線を使用することとし、緊急時対策本部との連絡については衛星携

帯電話設備を使用して、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

ii 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(II)から(VI)、(XIII)及び(XIV)に該当する手順等を含むものとして整備する。

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次系のフィードアンドブリードを行う。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。
- 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
- 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却に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、使用開始するまでの間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内

の圧力及び温度を低下させる。

iii 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(III)から(X)、(XIII)及び(XIV)に該当する手順等を含むものとして整備する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次系のフィードアンドブリードを行う。また、1次冷却系を減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止する。
- 炉心が溶融し溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存した場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。
- 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
- 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

・ 溶融炉心－コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。

・ さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。

iv 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（XI）及び（XIII）に該当する手順等を含むものとして整備する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観より燃料取扱建屋が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設

備による補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備による補給、内部からのスプレイ等を実施する。また、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、外部からのスプレイを実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

v 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

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の著しい損傷に至った場合において放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の(XI)及び(XII)に該当する手順等を含むものとして整備する。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備によるスプレイを実施する。格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合は、外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

(II)「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」

i 重大事故等対策に係る手順

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は、2次冷却系の除熱機能である。

この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、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.2の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を整備する。

・ 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原子炉への注入機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)により充てんライン

を使用して燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作

・ 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作

・ 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ(加圧器逃がし弁用)により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作

これらの手順により、2次冷却系の除熱機能が喪失した場合の対応であるB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)、加圧器逃がし弁等を用いた1次系のフィードアンドブリード及び可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等の機能回復を行う。

(III)「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」

i 重大事故等対策に係る手順

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は、2次冷却系の除熱による減圧機能又は加圧器逃がし弁を用いて1次冷却系を減圧する機能である。なお、加圧器逃がし弁による減圧は、2次冷却系の除熱によりサブクール度を確保した上で実施する。2次冷却系の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注入機能を確保した後に加圧器逃がし弁による減圧を実施する。

蒸気発生器伝熱管破損事象発生時は、破損した蒸気発生器の隔離を行い、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作により1次系と2次系の圧力を均

圧させることで1次冷却材の漏えいを抑制する。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作を行うと共に、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで1次冷却材の漏えいを抑制する。

なお、どちらの事象も隔離できない場合は、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧で1次冷却材の漏えいを抑制する。

これらの設備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、発電用原子炉を減圧する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時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緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.3の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できず、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、加圧器逃がし弁を用いた1次系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する手順を整備する。また、サポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をB充

てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して原子炉へ注入し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする手順を整備する。

- 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作
- 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作
- 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、原子炉への注入機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作

これらの手順により、2次冷却系からの除熱による減圧機能が喪失した場合の対応であるB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁等を用いた1次系のフィードアンドブリード、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及び加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系の減圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁の機能回復を行う。

(IV)「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」

i 重大事故等対策に係る手順

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は、以下のとおり

である。

1次冷却材喪失事象が発生して1次冷却材の保有水量を確保する必要がある場合には、安全注入設備を用いて原子炉に注水することにより原子炉を冷却する。また、長期的な原子炉冷却として、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切り替え、余熱除去設備の再循環運転により原子炉を冷却する。

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は、余熱除去設備による除熱により冷却する。

これらの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、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時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緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのないように分散配置した可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.4の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注入する手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた原子炉への注入及び格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに

対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる原子炉への注入又は格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、原子炉へ注入する手段及び格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、安全注入設備を用いて原子炉に注水することにより原子炉を冷却する機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は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。また、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）の機能回復を行う。

さらに、余熱除去設備による除熱機能が喪失した場合の対応である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次冷却系からの除熱、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を行う。

(V)「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備は、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能である。

これらの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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る）を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

これらの手順により、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ又は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による格納容器内自然対流冷却を行う。また、主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。

(VI)「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

原子炉格納容器内の冷却等のための設計基準事故対処設備は、格納容器スプレイ設備による冷却機能である。

この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、また、炉心の著しい損傷が生じた場合において格納容器の破損を防止し並びに放射性物質濃度の低減を図るための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時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の緩和並びに放射性物質の濃度を低下させるため、

共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.6の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、格納容器スプレイ設備による冷却機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル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による格納容器内自然対流冷却を行う。また、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

(VII)「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」

i 重大事故等対策に係る手順

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、格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.7の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下さ

せる機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル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による格納容器内自然対流冷却を行う。また、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

（VIII）「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」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉格納容器の下部に落下した場合において、溶融炉心による格納容器の破損を防止するため、溶融し、格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための対処設備及び手順を整備する。また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水するための必要な手順等を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても溶融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.8の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型

ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注入する手順及び原子炉格納容器へ注水する手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた原子炉への注入及び格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる原子炉への注入又は格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、原子炉へ注入する手段及び格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉格納容器の下部に落下した場合において、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

さらに、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は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。また、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

（IX）「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」

i　重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生し、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、水素濃度制御を行う対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出された場合の水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、大量の水素が発生した場合においても電気式水素燃焼装置による水素濃度低減及び可搬型格納容器水素濃度計測装置及びガス分析計による水素濃度監視を行う。

(X)「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」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、水素排出を行う対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした水素による原子炉建屋の損傷を緩和するため、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接

機器を作動させるための手順等を整備する。

これらの手順により、アニュラス内の水素濃度を低減するためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット等による水素排出及びアニュラス水素濃度計測装置、可搬型格納容器水素濃度計測装置等による水素濃度監視を行う。

(XI) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

使用済燃料ピットの冷却機能若しくは給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において使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。

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において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し及び臨界を防止するため、また、使用済燃料ピット槽内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.11の手順に加えて、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。また、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの補給による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部スプレイを行う手順を整備する。

これらの手順により、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、給水機能喪失又は小規模な漏えいの発生時においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による給水に加え、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプによる給水を行う。

さらに、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時においても、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプにより使用済燃料ピットへ接近せずにスプレイする操作、ガスケット材等を用いた漏えい抑制対策及びロープ式水位計等を用いた使用済燃料ピットの監視を行う。

使用済燃料ピットに大規模漏えいが発生した場合における、使用済燃料ピットの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

(i) 使用済燃料ピットの漏えい緩和のための操作を実行するに当たり最も重要な判断は、使用済燃料ピット(建屋)へのアクセス可否となる。これは現場の被害状態(火災の発生状況、線量等)に

依存する。

(ii) 使用済燃料ピットへアクセス可能な場合には、準備から補給するまでの時間が比較的短い常設設備(ディーゼル消火ポンプ)を用いた内部からの使用済燃料ピット補給操作を実行する。

(iii) (ii)の操作により使用済燃料ピット水位の維持ができない場合、消防自動車、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプを用いて使用済燃料ピットへ補給操作を試みる。

(iv) (iii)による使用済燃料ピットへの補給を行っても水位が維持できない場合、燃料取扱建屋内部からのスプレイが可能であれば、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレイ操作を実行する。

(v) (iv)と並行して、使用済燃料ピットの漏えいを抑制するため、予め準備している漏えい抑制のための資機材を用いた手段により、使用済燃料ピット内側からの漏えい緩和を試みる。

(vi) 使用済燃料ピットへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料ピットスプレイが困難な場合、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプを用いた外部からの使用済燃料ピットスプレイ操作を実施する。また、移動式大容量ポンプ車を用いた使用済燃料ピットへの放水操作を実施する。

(XII)「1.12 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」

i 重大事故等対策に係る手順

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、原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順を整備する。

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に、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.12の手順に加えて、原子炉格納容器、原子炉補助建屋等が破損している場合又は破損が不明な状況において、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

これらの手順により、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器への放水に加え、放水砲を準備するまでの間、スプレイラインが使用可能な場合は、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた格納容器スプレイ操作等を実施することにより、放射性物質の拡散抑制を行う。

なお、放水砲の設置位置については、複数箇所を予め設定しているが、現場からの情報等を勘案し、原子力防災管理者又は副原子

力防災管理者が総合的に判断する。また、放水砲の放射方法としては、原子炉格納容器の破損範囲を覆うような噴霧放射を基本とする。

使用済燃料ピットからの放射性物質の拡散抑制対策については、「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」における注水手段及びスプレイ手段により行うが、当該の手段が有効ではない場合に、本項における放水砲による放射性物質の拡散抑制対策を実行する。

以下に、放水砲を使った具体的な事故対応を示す。

(i)　放水砲の使用の判断

大規模損壊の発生により、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の燃料体等の著しい損傷に至るような場合には、「大規模損壊時に対応する手順」に基づく初動対応フローに従い、プラント状態を把握するとともに、放射性物質の拡散抑制に対して迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を行う。

原子炉格納容器圧力の低下、エリアモニタ、モニタリングステーション及びモニタリングポストの指示値の上昇、目視による原子炉格納容器の破損等を確認した場合には、初動対応フローの優先順位に従い「放射性物質拡散防止フロー」を選択する。当該フローにおいては、格納容器スプレイラインが使用可能な場合は、準備時間が比較的に短い格納容器スプレイ操作を実行する。なお、本操作が実施不能な場合、または放水砲による放水が必要と判断された場合には、放水砲による放射性物質の放出低減のための操作を選択する。

(ii) 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として、原子炉格納容器へ放水する想定の場合には複数箇所を予め設定しているが、現場からの情報（風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位））等を勘案し、原子力防災管理者または副原子力防災管理者が総合的に判断して、適切な位置からの放水を重大事故等対策要員へ指示する。

(iii) 放水砲の設置位置と原子炉格納容器又は使用済燃料ピットへの放水可能性

［原子炉格納容器へ放水する場合］

前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉格納容器から約75mの範囲内に放水砲を設置すれば、原子炉格納容器頂部までの放水が可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの敷設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数アクセスのルートを想定した手順及び設備構成とする。

［使用済燃料ピットへ放水する場合］

使用済燃料ピットに大規模漏えいが発生した場合における対応は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示すとおりであり、使用済燃料ピットにアクセスが困難な場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプによる屋外からのスプレイ操作を実施する。

さらに、本操作を実施することが困難な状況（大規模な火災等により接近できずに、十分な射程が確保できない場合）においては、放水砲により使用済燃料ピットへスプレイする手段もある。この場合、

原子炉格納容器へ放水する場合と同様、風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位）等に応じて放水砲を設置する。

放水砲による原子炉格納容器等への放水により、放射性物質を含む汚染水が発生し、海洋へ拡散することを想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

シルトフェンス設置以前に放水砲で放水を実施した場合、放射性物質を含む汚染水は、雨水排水の流路を通って海に流れるため、雨水排水処理装置の集水ピットに吸着材を設置し、海洋への放出の抑制を図る。

シルトフェンスの設置は、損傷箇所、放水砲の設置場所等から汚染水の流出予測、状況を勘案して行う。

（XIII）「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

i　重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において、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に必要な設備及び手順を整備する。

ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても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、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順等を整備する。

なお、当該手順は、「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」及び「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」に示す2次冷却系からの除熱手段、「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」に示す原子炉への注水手段、「1.6　原

子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「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」、「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」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示す使用済燃料ピットへの注水手段並びに「1.12 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」に示す原子炉格納容器への注水手段を行うために必要となる水源の確保に関する手順である。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた原子炉への注入及び格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる原子炉への注入又は格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、原子炉へ注入する手段及び格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、代替淡水源を使用した中間受槽への供給及び海水（取水ピット、取水口）を水源とした中間受槽への供給を行う。また、その他の代替手段として2次系純水タンク及びろ過水貯蔵タンクを水源とすることにより中間受槽の供給を行う。

重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、大規模火災や長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水又は海水の水源を確保する手順を整備する。

（XIV）「1.14　電源の確保に関する手順等」

i　重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電する設備及び手順を整備する。

ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための代替電源を供給するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順等を整備する。

これらの手順により、全交流動力電源が喪失した場合の対応である大容量空冷式発電機、号炉間電力融通ケーブル、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）及び直流電源用発電機等による電源の確保を行う。

全交流動力電源及び直流電源喪失が発生した場合における対応手段の優先順位は、早期に準備が可能な常設設備による給電を優先して実施し、その後、可搬型設備による給電を実施する。また、電源機能が喪失し、監視パラメータの計測が不能になった場合には、可搬型計測器によるパラメータ監視を実施する。

IV　IIIに示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員が使用する手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。

例えば、重大事故等発生時において運転員が使用する手順書で対応中に、期待する重大事故等対処設備等（例：大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ等）の複数の機能が同時に喪失する等、重大事故シナリオベースから外れて大規模損壊へ至る可能性のあるフェーズへ移行した場合にも活用できるものとする。すなわち、原因となった事象により喪失した機能に着目して、その代替機能を確保するための対策が行えるよう構成する。

V　IIIに示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び竜巻により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスに対しても、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の拡散抑制が図られるよう構成する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注入、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

(b)　大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制により対応することを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した1.15.4.1(1)b.(a)イにおける大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない

場合にも対応できるようにするとともに、重大事故等対策では考慮されない大規模損壊に対するぜい弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための教育、訓練及び体制の整備を実施する。

イ　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊時への対応のための緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員（協力会社含む）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、以下の教育及び訓練を実施する。また、保修対応要員については、電制系に係る力量、機械系に係る力量といった要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。必要となる力量を第1.15-42表に示す。

（イ）　大規模損壊時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための机上教育を定期的に実施する。

（ロ）　高線量下、夜間の照明機能喪失、悪天候（雨、台風等）及び悪環境（温度、湿度、騒音等）などを想定し、必要な防護具等を着用した訓練を実施する。

（ハ）　通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別訓練を実施する。また、発電所内又は発電所近傍の対応要員を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。

（ニ）　大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

ロ　大規模損壊発生時の体制

（イ）　発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊（大規模火災の発生含む）のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、所長（原子力防災管理者）は、通常の原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、発電所に緊急時対策本部の体制（警戒体制、第1種緊急時体制及び第2種緊急時体制）を整える。

I　所長（原子力防災管理者）は、重大事故等及び大規模損壊の対策を実施する実施組織、その支援組織の役割分担並びに責任者、指揮命令系統及び通報連絡を行う組織等を手順書等に定め、効果的な重大事故等及び大規模損壊の対策を実施し得る体制を整備する。

II　1号機及び2号機同時被災時は、号機ごとに情報収集や事故対策の検討等を行い、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう緊急時体制を整備する。

（ロ）　所長（原子力防災管理者）は、緊急時対策本部の本部長として原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って、原子力防災の活動指針の決定を行う。

I　本部長の下に副本部長を設置し、副本部長は本部長を補佐する。

II　本部長不在時は、あらかじめ定められた順位に従い、副本部長あるいは本部付の副原子力防災管理者が本部長の代行者となる。

III　1号機及び2号機同時被災時は、副本部長あるいは本部付の副原子力防災管理者の中から、本部長が号機ごとの指揮者を指名し、当該号機に特化して情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないようにする。

（ハ） 緊急時対策本部は、本店緊急時対策本部との連絡、情報の収集及び被害状況の把握等を行う総括班、事故拡大防止の運転措置及び保安上の技術的支援を行う運転支援班、発電所内外の放射線量、放射性物質の濃度の状況把握等を行う安全管理班並びに発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置等を行う保修班等、9つの班で構成し、各班にはそれぞれ責任者である班長（管理職）を配置する。

I 1号機及び2号機同時被災時には、各班の班長と副班長（管理職）を号機ごとに配置し、任務の対応が遅れることがないようにする。

II 各班の班員構成は、通常運転中の発電所体制下での運転や部品交換等の日常保守点検活動等の実務経験が、災害対策本部での事故対応や復旧活動等に活かせるよう、専門性及び経験を考慮したものとする。

（ニ） 時間外、休日（夜間）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うため、発電所内又は発電所近傍に事故対応要員52名及び専属消防隊8名を確保し、体制を整備する。

また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員にて初動及び初動後対策を実施する。

（ホ） 大規模損壊発生時において、緊急時対策本部要員として非常召集が期待される社員寮及び社宅の要員の非常召集ルートは複数ルートを確保し、その中から適応可能なルートを選択し発電所へ非常召集する。

なお、発電所周辺（社員寮、社宅等）から非常召集される召集要員は、集合場所に集合し、発電所の状況等の確認を行い、発電所への移動を開始する。

（へ） 時間外、休日（夜間）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記のアクセスルートにより社員寮、社宅等からの召集要員に期待できると想定されるが、万一召集までに時間を要する場合であっても、発電所構内の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

ハ 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を基本的な考え方に基づき整備する。

（イ） 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、時間外、休日（夜間）における副原子力防災管理者を含む常駐者は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を実施する。なお、建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員を発電所対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

（ロ） 地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。

（ハ） 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、原子炉格納容器の除熱機能が喪失し、復旧の見込みがなく、さらに原子炉格納容器

圧力が限界圧力付近まで上昇している場合又は原子炉格納容器の破損の有無を判断基準として、最低限必要な要員以外のその他の要員を展示館等で屋内待機させるか発電所外へ一時避難させるかを判断する。

プルーム放出時、最低限必要な要員は代替緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は発電所外へ一時避難し、その後、交替要員として発電所へ再度非常召集する。

(ニ) 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消防要員(専属消防隊)は消火活動を実施する。また、副原子力防災管理者が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

なお、緊急時対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防隊による消火活動を実施する。

ニ 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生した場合において、本部長を含む緊急時対策本部要員等が対応を行うに当たっての拠点は、代替緊急時対策所が基本となる。また、運転員(当直員)の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員(当直員)に危険が及ぶ恐れがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し緊急時対策本部が判断する。なお、代替緊急時対策所以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

ホ 大規模損壊発生時の支援体制の確立

(イ) 本店対策本部体制の確立

I 発電用原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの

支援を実施するため、社長を本店の本部長とする本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。

II 社長は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定しておいた施設の候補の中から放射性物質の影響等を勘案した上で適切な拠点を選定し、先遣隊として本店緊急時対策要員及びその他必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点に必要な資機材等の輸送を、陸路を原則として実施する。

III 原子力災害と非常災害(一般災害)の複合災害発生時においては、原子力災害対策組織と非常災害(一般災害)対策組織を統合し、対策総本部(統合本部)として、一体となって対応を実施する。

また、社長は総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については発電本部長が副総本部長、非常災害(一般災害)対策組織については副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。

(ロ) 外部支援体制の確立

I 他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し技術的な支援が受けられるよう体制を整備する。

協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカ及び建設会社による技術的支援を受けられる体制の整備を考慮しており、事象発生後、当社原子力防災組織の発足時点から支援を受けることとする。さらに、燃料供給会社と優先供給に係る覚書を締結し、事故収束対応に必要な燃料を調達できる体制の整備を考慮しており、当該事故発生から速やかに必要な作業支援が受けられるよう体制を整える。

(c) 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、1.15.4.1(1)b.(a)イにおける大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

イ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

大規模損壊発生時において、可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。

(イ) 可搬型重大事故等対処設備は、地震により常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。

(ロ) 可搬型重大事故等対処設備は、津波により常設重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。

(ハ) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、竜巻により常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、位置的分散を図り複数箇所に保管する。

(ニ) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝

突その他のテロリズムにより常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、原子炉建屋から100m以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

（ホ） 原子炉建屋外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備は、竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。

（ヘ） 万一、地震、津波、大規模火災等が発生した場合には、アクセスルートを確保するため、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

ロ 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

（イ） 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

（ロ） 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に対して大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び小型放水砲等を配備する。

（ハ） 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。

（ニ） 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。

（ホ） 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。

（ヘ） 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必通な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。

また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携帯型有線通話装置、無線通話装置（携帯型）、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置（携帯型）を配備する。

1.15.4.2 決定論的安全解析における人の行動

「1.15.2.4 想定起因事象及び事故シナリオのリスト」を参照。

1.15.4.3 確率論的安全解析における人の行動

川内原子力発電所第1号機　第1回安全性向上評価届出書「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」を参照。

1.15.5 決定論的安全解析

1.15.5.1 手法の一般説明

(1) 評価に当たって考慮する事項

a. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

(a) 安全機能に対する仮定

イ 想定された事象に対処するための安全機能のうち解析に当たって考慮するものは、原則として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において定めるMS-1に属するもの及びMS-2に属するものとする。

ただし、MS-3に属するタービントリップ動作は作動系に高い信頼性を有する設計としているので、その作動に期待する。

解析に当たって、考慮している主要な安全機能を第1.15-43表及び第1.15-44表に示す。

ロ 解析に当たっては、想定された事象に加えて、事故に対処するために必要な系統、機器について原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合、事象発生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。

ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。

静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復できる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

ハ　事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮する。

ニ　安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系動作のための信号の種類及び信号発生時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意な影響を与えるものについては、同様とする。

ホ　設計基準事故の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮する。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 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、関連する措置を整理して評価を行う。評価に当たっては、重大事故等対策として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、燃料及び電源等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」における一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、解析を行い、「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は、各々の対策において解析を行う。

(b) 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。

(c) 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。

(d) 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。

(e) 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。

イ 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、警報等の発信時点から10分後に開始する。

ロ イ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、イの操作から1分後に開始する。

ハ 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。

ニ　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。

ホ　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、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

(2) 安全解析における安全余裕

a. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

(a) 解析に使用するモデル及びパラメータ

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する。蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いるものとする。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には適切な安全余裕を見込んで解析を行う。

また、燃料ペレット熱伝導率として、燃焼に伴い熱伝導率が低下する効果を適切に考慮し、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を使用する。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 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。

(b) 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、「1.15.1.2(2)、1.15.5.1(1)b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価」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となるパラメータ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。

(c) 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、評価項目となるパラメータ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。

イ 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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は、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1.15-45表～第1.15-47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。

ロ　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及び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。

ハ　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。

(3)　使用する計算機コードの説明

a. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に使用する計算プログラム

運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析に使用する計算プログラム(以下「コード」という。)の一覧表をそれぞれ第1.15-48表及び第1.15-49表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。

(a)　FACTRAN

燃料棒の過渡解析コードFACTRANは、燃料棒の過渡変化を計算する詳細な解析コードで、制御棒飛び出しのような急峻な過渡変化を取り扱えるよう燃料を十分多数の半径方向空間ノードに区分し、温度の関数である材料の物性値及び詳細な燃料ペレット－燃料被覆管ギャップの熱伝達の計算、DNB後の過渡変化を取り扱う遷移及び膜沸騰熱伝達相関式、ジルコニウム－水反応及び材質の部分的溶融計算の模擬が可能である。

FACTRANの入力には、原子炉出力及び1次冷却材パラメータ(圧力、流量、温度、密度)を時間の関数として含み、出力としては、金属被覆の二酸化ウラン燃料棒断面の温度分布の過渡変化及び被覆管の表面における熱流束の過渡変化が求められる。

(b) MARVEL

プラント過渡特性解析コードMARVELは、原子炉容器、1次冷却材高温側配管、1次冷却材低温側配管、蒸気発生器、加圧器及び加圧器サージ管を含む1次冷却系全体を適切に模擬し、6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似中性子動特性、燃料棒の熱的動特性、1次冷却材の熱水力学的挙動及び蒸気発生器内での熱伝達を計算する。制御系としては、制御棒制御系、タービン・バイパス制御系、給水制御系及び加圧器圧力制御系を模擬し、さらに、必要に応じて原子炉保護設備、工学的安全施設及び化学体積制御設備等の模擬が可能である。

このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラント過渡特性解析に有効である。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学的特性は、2つの等価ループに分けて扱われる。

MARVELの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件、1次冷却材体積等のプラントデータ、核特性データ、原子炉保護設備及び非常用炉心冷却設備作動限界値等を含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度及びDNB相関式に基づくDNBR等の過渡変化が求められる。

(c) PHOENIX

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXは、単一あるいは複数の1次冷却材ポンプの故障に対し個々のループ流量、炉心流量及びポンプ回

転数を計算する。流量は、各々の1次冷却材ループ及び炉心に沿って1次冷却材流量の運動量平衡方程式を解くことにより計算する。この運動量平衡の式には連続の式、ポンプの運動量平衡の式及びポンプ特性を含んでいる。1次冷却材ループ数は、最大6ループまで模擬可能である。

PHOENIXの入力には、慣性モーメント、揚程曲線等の1次冷却材ポンプ特性データ等を含み、出力としては、1次冷却材流量の過渡変化が求められる。

(d) CHICKIN-M

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mは、炉心内の熱出力を6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似動特性方程式により求め、特に反応度が急激に加わる事象の解析に有効である。燃料中の温度は半径方向だけの1次元の熱伝導方程式を、また、流路内の1次冷却材の温度、流量及び圧力は軸方向だけの1次元の質量、運動量及びエネルギ保存則を適用して求める。これらの変数より燃料による反応度帰還量及び1次冷却材密度による反応度帰還量を求め、これに制御棒クラスタによる反応度変化を加えた全反応度変化が1点近似動特性方程式の入力となり、熱出力の変化が求められる。

CHICKIN-Mの入力には、燃料の形状、核特性等の炉心データ、原子炉出力及び1次冷却材温度等の初期条件を含み、出力としては、中性子束及び1次冷却材温度等の過渡変化が求められる。

(e) THINC-III

過渡解析に使用する熱水力計算コードTHINC-IIIは、熱水力設計計算コードTHINC-Iに過渡解析の機能を持たせたコードであり、炉心を3次元的に分割して、各メッシュに対し質量、運動量及びエネルギ保存則を適用して解くものである。

THINC-IIIの入力には、炉心定数に加えて、炉心入口流量、熱流束及び出力等を時間の関数として含み、出力としては、炉心内冷却材温度、圧力、密度、ボイド率及びDNB相関式によるDNBR等の時間変化が求められる。

(f) TWINKLE

多次元炉心動特性解析コードTWINKLEは、主に反応度事故に対し、空間及び時間依存中性子束の動特性変化を解析する詳細な解析コードである。空間依存性は、3次元まで考慮されており、中性子束の動特性解析はエネルギ2群拡散方程式を解く。

遅発中性子は6群で模擬する。さらに、6領域からなる燃料ペレット－被覆管－1次冷却材燃料棒熱伝達モデル及び縦軸方向を中性子束の動特性解析と同じメッシュ点で解く1次冷却材熱水力モデルを含む。ドップラ及び減速材等の負帰還効果は空間依存として扱い、1点近似動特性モデルと異なって、各メッシュ点で吸収断面積の補正をすることにより考慮されている。

TWINKLEの入力には、各メッシュでの中性子断面積、実効増倍率、入口温度、圧力及び流量等を時間の関数として含み、出力としては、中性子束レベル、中性子束分布及び炉心熱系の応答が空間及び時間依存で求められる。

(g) SATAN-M

ブローダウン解析コードSATAN－Mは、1次冷却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き、1次冷却系配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度及びノード間の流量等を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含められている。

蓄圧注入系の評価で注入水バイパス量を求める必要がある場合にはバイ

パス終了時間を求め、その時間までに蓄圧タンクより注入された水が炉心をバイパスするものとする。このバイパス終了時間は、ドリフトフラックスモデルにより計算される注入水が原子炉容器ダウンカマを下降し始める時間である。

SATAN-Mの入力には原子炉出力、1次冷却材温度等初期状態を指定する運転パラメータ、系の形状及び水力学的諸量、核特性データ及び燃料状態を指定する炉心データ、原子炉保護設備と非常用炉心冷却設備作動限界値及び動作特性パラメータ、1次冷却材ポンプ特性曲線、破断想定の位置、断面積及び体様等の条件を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等の燃料棒熱解析に必要な諸量、リフィル解析の初期条件となる蓄圧タンク残存水量、蓄圧タンク圧力、蒸気発生器2次側状態量、原子炉容器内残存水量、原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(h) SATAN-VI

ブローダウン解析コードSATAN-VIは、原子炉格納容器健全性評価におけるブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mと同等なコードである。SATAN-VIの入力にはSATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(i) SATAN-M(Small LOCA)

小破断ブローダウン解析コードSATAN-M(Small LOCA)は、小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mに機能追加を行ったコードである。

SATAN-M(Small LOCA)の入力にはSATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量及び気泡炉心

水位等の燃料棒熱解析に必要な諸量である。

(j) WREFLOOD

リフィル／再冠水解析コードWREFLOODは、非常用炉心冷却設備性能評価においてはリフィル期間、また、原子炉格納容器健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における1次冷却系全体の模擬をSATAN－M又はSATAN－VIに引き続き行う。

リフィル期間はバイパス終了後、非常用炉心冷却設備からの注水により、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。

再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び巻き込み水のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点、注入点以外は一様として運動量方程式を解く方法を用いている。ただし、各場所における圧力が一様でないことを考慮するため、1次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピ変化に対しては、原子炉容器ダウンカマ及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内における崩壊熱及び他の残留熱の放出、蒸気発生器内における2次側からの伝熱が考慮されている。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCOコード（後述）の出力として与えられる。

WREFLOODの入力は系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク、原子炉容器残存水量及び蒸気発生器2次側状態量等を含み、主要な出力は再冠水解析に必要な再冠水開始時刻（注入水によって下部プレナムが満水になる時刻）、再冠水開始時の蓄圧タンク残存水量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(k) BASH-M

再冠水解析コードBASH-Mは、非常用炉心冷却設備性能評価において、再冠水期間における1次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。BASH-Mは大別して炉心部の流動・伝熱モデルとそのほかの1次冷却系流動モデルからなる。

炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギ保存則とドリフトフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ボイド率及びエンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。

イ 液相への強制対流熱伝達

ロ 核沸騰熱伝達

ハ 遷移沸騰熱伝達

ニ 膜沸騰熱伝達

ホ 液滴への輻射熱伝達

ヘ 蒸気への強制対流熱伝達

ト 蒸気への輻射熱伝達

1次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉心出口質量流量、エネルギ流量等を受け渡され、SATAN-Mと同様に、1次冷却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き、各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部の流動・伝熱モデルと1次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡しながら

計算を進める。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCOコード（後述）の出力として与えられる。

BASH-Mの入力は、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(1) COCO

原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、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コード内で自動的に判定して、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熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

COCOの入力としては、原子炉格納容器自由体積及び構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、1次冷却系からの質量流量及びエネルギ放出量が必要であるが、これはブローダウン時についてはSATAN-M又はSATAN-VI、リフィル時についてはWREFLOOD、再冠水時についてはBASH-M又はWREFLOODの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。

(m) LOCTA-M

燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、SATAN-M、WREFLOOD、BASH-Mの出力を入力として、ブローダウン過程より再冠水過程に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-Mは大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分とから構成される。

燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン中はSATAN-Mの出力として与えられる炉心圧力、炉心流量及びエンタルピ等から求められ、次のような体様が含まれる。

イ 核沸騰熱伝達

ロ 遷移沸騰熱伝達

ハ 蒸気流への強制対流熱伝達

ニ 蒸気への輻射熱伝達

リフィル中は燃料棒間の輻射熱伝達のみを考慮し、また再冠水過程はBASH-Mの出力として与えられる炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として、BASH-Mの炉心部の流動・伝熱モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。

熱モデル部分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区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。

イ 燃料ペレット内での分布を考えた熱発生

ロ 燃料被覆管でのジルコニウムー水反応による熱発生

ハ 温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化

ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内面において少なくとも破裂箇所の上下各々3.8cmの範囲でジルコニウムー水反

応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価はORNLの実験に基づいて三菱原子力工業㈱が作成した反応速度相関式により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウム－水反応量はBaker-Justの式に基づいて計算する。

燃料ペレット－燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。

LOCTA-Mの入力としてはSATAN-M、WREFLOOD及びBASH-Mの出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム－水反応量を含む。

(n) LOCTA-IV

燃料棒熱解析コードLOCTA-IVは、SATAN－M(Small LOCA)の出力を入力として、小破断ブローダウン時炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-IVの解析モデルは大破断解析用コードLOCTA-Mのブローダウン過程解析モデルと基本的に同じである。

LOCTA-IVの入力としてはSATAN-M(Small LOCA)の出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム－水反応量を含む。

(o) その他のコード

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物からのγ線による線量の計算にはSCATTERINGコード、SPANコードを使用するが詳細は「1.15.5.3(11)a.(a)イ(イ)I(III) 線量」で述べる。

また、特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については、核設計計算コードANCを使用して、燃焼度の関数としての2群群定数等を入力とし、3次元拡散計算を行い、減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布を求める。

b. 重大事故等への対処に係る措置の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1.15-50表から第1.15-52表に示す。

(a) M-RELAP5

イ 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次及び2次冷却系を複数のボリューム及び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、制御保護設備及び非常用炉心冷却設備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、評価項目となるパラメータ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。

ロ　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次冷却系、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。

(イ)　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・対向流がモデル化されている。

(ロ)　1次冷却系

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強制注入及び蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(ハ)　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。

(ニ)　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。

ハ　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/LSTFSB-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1.15-53表に示すとおりである。

(b)　SPARKLE-2

イ　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次元炉心動特性計算コード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詳細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。

ロ　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。

（イ）　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。

（ロ）　加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、加圧器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。

（ハ）　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。

ハ　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1.15-54表に示すとおりである。

(c) MAAP

イ 概要

重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、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、重大事故時等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。

ロ 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次冷却系、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。

（イ） 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。

（ロ） 1次冷却系

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

（ハ） 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。

（ニ） 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。

（ホ） 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自然対流冷却及び水素濃度がモデル化されている。

（ヘ） 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挙動がモデル化され

ている。

(ト) 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挙動がモデル化されている。

ハ 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1.15-55表に示すとおりである。

(d) GOTHIC

イ 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。

ロ　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。

（イ）　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。

ハ　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1.15-56表に示すとおりである。

(e)　COCO

イ　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。

ロ　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。

（イ）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。

ハ　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1.15-57表に示すとおりである。

(4)　数学モデルの説明

「1.15.5.1(3)　使用する計算機コードの説明」を参照。

(5) 決定論的安全解析に関する入力データ

a. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

(a) 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値として、定格値に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮した値を用いる。

解析に使用する初期定常運転条件を第1.15-58表に示す。これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では改良統計的熱設計手法を使用するため、初期定常運転状態の誤差の効果は最小DNBRの許容限界値に含まれており、初期値として定格値を用いる。

(b) 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉保護設備により監視している発電用原子炉施設の運転パラメータが設定値を超えた場合、発電用原子炉のトリップ信号を発生し、自動的に制御棒クラスタ駆動装置に電源を供給する遮断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、自重によって炉心へ落下する。発電用原子炉の緊急停止動作には、信号発生遅れ、原子炉トリップ遮断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。

解析では、原子炉トリップ信号は、発電用原子炉施設の運転パラメータがトリップ設定値に余裕を見込んだトリップ限界値に達したときに発生するものとする。

このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いる。

また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点から、制御棒クラスタが制御棒クラスタ駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間をとり、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう控えめに決めた値を使用する。第1.15-59表に解析で用いた原子炉トリップ限界値及び応答時間を示す。

工学的安全施設作動設備の監視している運転パラメータが設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動する信号が発生する。

解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、発電用原子炉施設の運転パラメータが作動設定値に安全側に誤差を考慮した作動限界値に達したときに発生するものとする。また、この信号の発生には、応答時間遅れとして、作動状態に達した時点から工学的安全施設を作動させるためのシーケンス開始までの時間をとり、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。第1.15-60表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。

(c) 原子炉トリップ特性

発電用原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。制御棒クラスタの固着は確率的には非常に小さいので、この仮定は原子炉停止系の停止能力の解析上の余裕となる。

さらに、解析では、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、制御棒クラスタ落下時間と落下時の軸方向中性子束分布に関しても安全側

に考慮して、第1.15-68図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間が解析上重要であり、この時間を2.2秒としている。

(d) 反応度係数

原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度係数あるいは減速材密度係数及びドップラ出力係数に依存する。運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、0~0.43(ΔK/K)/(g/cm^3)の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は、第1.15-69図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を含み決定している。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 有効性評価における解析の条件設定の方針

イ 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となるパラメータ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、「1.15.5.1(3)b. 重大事故等への対処に係る措置の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

目となるパラメータ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、「ロ　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が重大事故等対処設備を操作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、1号機と2号機で異なる評価条件を設定している場合は、両号機の条件を記載する。

ロ　共通解析条件

操作条件については、「1.15.5.1(1)b.(e)　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。

(イ)　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

I　初期条件

(I)　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(2,652MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値(302.3℃)に正の定常誤差(+2.2℃)を考慮した値を用いる。また、1次系圧力の初期値として、

定格値(15.41MPa)に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いる。

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正側の設定としていることから、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。

(II) 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。

(III) 炉心及び燃料

炉心及び燃料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。

i 炉心崩壊熱

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の装荷を考慮して炉心運用を包絡するよう設定し、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1.15-70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1.15-71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。

ii 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設計値として4%を用いる。

iii 核的パラメータ

即発中性子寿命、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包絡する値を用いる。なお、減速材密度係数は標準値を用いるが、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、減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の初期値を設定し、ドップラ反応度帰還効果はサイクル初期のウラン平衡炉心を基本とする。

(IV) 加圧器

加圧器保有水量の初期値は標準値として60%体積とする。

(V) 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、水量は1基当たり標準値として48tを用いる。

(VI) 原子炉格納容器

i 自由体積

原子炉格納容器自由体積は、標準値として67,400m^3を用いる。

ii ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より小さめの値(標準値)を用いる。

iii 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、標準値として49℃及び9.8kPaを用いる。

(VII) 主要機器の形状

主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

・ 原子炉容器及び1次冷却材ポンプは設計値を用いる。

・ 加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

II 事故条件

(I) 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。

III 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 炉心及び燃料

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1.15-68図に示すものを使用する。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。

(II) 安全保護系の設定点及び作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値の応答時間として以下の値を用いる。

過大温度ΔT高

1次冷却材平均温度等の関数(第1.15-72図参照)

（応答時間6.0秒）

原子炉圧力低

12.73MPa（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1.2秒）

蒸気発生器水位異常低

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、非常用炉心冷却設備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。

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa（圧力）及び水位検出器下端水位

（水位）の一致（応答時間2.0秒）

原子炉圧力異常低

11.36MPa（応答時間2.0秒）

(III) 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次冷却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。

(IV) 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使用する。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使用する。

i 加圧器逃がし弁容量　　:95t/h/個

ii 加圧器安全弁容量:157t/h/個

iii 主蒸気逃がし弁容量　　:定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%

iv 主蒸気安全弁容量　　:定格主蒸気流量(ループ当たり)の100%

(V) 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。

(VI) 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155℃、約1.9MW～約8.1MW)で原子炉格納容器を除熱するものとする。

(VII) 燃料取替用水タンク

燃料取替用水タンクの水量は、標準値として1,900m^3を用いる。

(ロ) 運転中の原子炉における重大事故

I 初期条件

「1.15.5.1(5)b.(a)ロ(イ)I 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自由体積、ヒートシンク、初期温度及び初期圧力は、原子炉格納容器内に分散して配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から、以下の値を用いる。

・ 原子炉格納容器自由体積は、80,100m^3を用いる。

・ 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。

・ 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、50℃及び0kPaを用いる。

II 事故条件

(I) 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。

III 重大事故等対策に関連する機器条件

「1.15.5.1(5)b.(a)ロ(イ)III 重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。

(ハ) 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

I 初期条件

(I) 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及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷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、使用済燃料ピットの熱負荷は1号機8.816MW、2号機8.489MWを用いる。

(II) 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実測値に基づき、標準的な温度として40℃を用いる。

(III) 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おり、燃料を

取り出す際には燃料取替キャナルと燃料検査ピット、Aピット及びB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、Aピット、Bピット、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Aピット及びBピットのみの水量を考慮する。

(IV) 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。

II 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 放射線の遮蔽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燃料取替え時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる、燃料頂部から、1号機約4.29m、2号機約4.21mとする。

(ニ) 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

I 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く)

(I) 炉心崩壊熱

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の装荷を考慮して設定し、第1.15-70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。

(II) 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することから、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始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55時間とする。

(III) 1次系圧力

ミッドループ運転中は、1次冷却材系統は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。

(IV) 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

(V) 1次冷却材水位

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に余裕をみた水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを8cm上回る高さとする。

(VI) 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、加圧器のベント弁が2個開放されているものとする。

(VII) 主要機器の形状

主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

- 原子炉容器及び1次冷却材ポンプは設計値を用いる。
- 加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

ハ 必要な要員及び資源の評価条件

(イ) 要員の評価条件

I 各事故シーケンスにおける要員については、保守的に1号機及び2号機同時の重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行う。

II 要員の評価においては、重大事故等対策要員により、必要な作業対応が可能であることを評価する。なお、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。

III 屋外作業に係る要員の評価においては、屋外作業実施に必要なアクセスルート復旧作業時間134分を考慮して評価を行う。なお、復旧作業時間134分は、重大事故等対策要員（初動後）の参集時間30分とアクセスルート復旧時間として訓練実績や文献を参考にして算出した時間104分の合計により想定した時間である。

（ロ） 資源の評価条件

I 全般

(I) 重大事故等対策の有効性評価において、駆動源の喪失により通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源、燃料及び電源に関する評価を実施する。また、前提として、有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件）を考慮する。

(II) 水源、燃料及び電源については、1号機及び2号機で各々独立した供給源を有することより、号機間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号機毎に資源の供給が可能であることを確認する。

II 水源

(I) 炉心、格納容器及び蒸気発生器への注水において、水源となる復水タンクの保有水量（約640m^3：水位異常低警報値までの水量）又は燃料取替用水タンクの保有水量（約1,677m^3：水位異常低警報値までの水量）が必要水量を上回ることを評価する。

(II) 炉心及び格納容器への注水において、格納容器再循環サンプに水源を切り替えた場合、水源としていた燃料取替用水タンクへの補給は不要となる。

(III) 水源となるタンクのうち、復水タンクについては、タンクが枯渇するまでの時間に淡水(宮山池)又は海水を取水源として、必要注水量以上が補給可能であることを評価する。また、燃料取替用水タンクについては、当該タンク及び復水タンクとの連絡による補給を行い、これらのタンクが枯渇するまでの時間に、淡水(宮山池)又は海水を取水源として、必要注水量以上が補給可能であることを評価する。

(IV) 使用済燃料ピットへの補給は、淡水(宮山池)又は海水を水源とする。

(V) 水源の評価については、事象進展が早い重要事故シーケンスが水源(必要水量)として、厳しい評価となる事から、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。

III 燃料

(I) 大容量空冷式発電機、移動式大容量ポンプ車、取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット、復水タンク補給用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消費する燃料(重油)が備蓄している重油量にて7日間運転継続が可能であることを評価する。

(II) 取水用水中ポンプ用発電機は、1台で取水用水中ポンプ3台を駆動できる容量を有しており、取水用水中ポンプより中間受槽へ送水する。使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機は、1台で復水タンク補給用水中ポンプ2台及び、使用済燃料ピット

補給用水中ポンプ1台を駆動できる容量を有しており、中間受槽より復水タンク補給と使用済燃料ピットへの注水を同時に行うことができる。そのため、復水タンク補給と使用済燃料ピットへの注水を同時に行う場合については、発電機各々1台分の燃料消費量で評価を行う。

(III) 各事故シーケンスの事故条件で、事象進展上厳しく評価する場合又は資源の確保の観点から厳しく評価するために外部電源なしとした場合は、ディーゼル発電機からの給電による燃料消費量の算出を行う。また、外部電源がある場合においても、仮に外部電源が喪失しディーゼル発電機から給電したことを想定し、燃料消費量の確認を行う。この場合、燃料(重油)の備蓄量として、燃料油貯油そう(約108.0kℓ、2基)と燃料油貯蔵タンク(約147.0kℓ、2基)の合計容量(約510.0kℓ)を考慮する。

(IV) 各事故シーケンスの事故条件で、全交流動力電源が喪失するものとした場合、燃料(重油)の備蓄量としては、燃料油貯蔵タンク(約147.0kℓ、2基)と大容量空冷式発電機用燃料タンク(約20.0kℓ、1基)の合計容量(約314.0kℓ)を考慮する。

(V) 燃料消費量の計算においては、発電機等が保守的に定格負荷で連続運転することを想定し算出する。また、燃料消費開始時間は作業手順上、起動可能な時間とする。

(VI) 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用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への燃料供給については、外部電源の有無に関わらず資源の評価上厳しくなるように全ての事故シーケンス等に考慮する。

(VII) 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。ただし、各シーケンスにおい

て補機類の起動時間は異なる事から、燃料消費量の包絡性を評価するため、重要事故シーケンス毎による評価に加え、補機類の起動時間について訓練実績等から想定した最短時間を現実的に可能な最短時間と想定して、重油の消費量を算定し、発電所構内に備蓄している重油量にて7日間の対応が可能であることの確認も行う。

IV 電源

(I) 各事故シーケンスの事故条件で、全交流動力電源喪失とした場合において、必要となる補機類に電源供給を行い最大となる負荷が大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)未満となることを評価する。

(II) 各事故シーケンスの事故条件で、事象進展上厳しく評価する場合又は、資源の確保の観点から厳しく評価するために外部電源なしとした場合は、ディーゼル発電機から給電とする。

(III) 各事故シーケンスの事故条件で、外部電源がある場合においても、仮に外部電源が喪失しディーゼル発電機から給電したことを想定した確認を行う。

(IV) 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。

1.15.5.2 通常運転の解析

(1) 通常の運転管理体制の説明

「1.13 運転の実施」の「1.13.1.1 申請者の組織構造」を参照。

(2) 解析手法及び範囲

「1.4 原子炉」を参照。

1.15.5.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析

(1) 反応度事故に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

イ 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mにより中性子束の過渡応答を求め、さらに、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードFACTRANによって、熱点の燃料エンタルピ等の過渡変化を計算する。

また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力を求める。

II 解析条件

(I) 原子炉出力の初期値は定格値の10^{-13}とする。

(II) 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、286.1℃とする。

高温では、燃料ペレットから1次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドップラ係数の絶対値が小さいことから、ドップラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は1.0とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。

(III) 反応度添加率は、最大反応度価値を有する2つの制御棒クラスタバンクが、最大速度(約114cm/min)で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大値を上回る値として、8.6×10^{-4}(ΔK/K)/sとする。

(IV) 実効遅発中性子割合(βeff)は0.75%を使用する。

(V) ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮する。

過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の上昇の最大値は、ドップラ係数に強く依存するので、安全側に絶対値が小さめの値とする。

(VI) 減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として8.0×10^{-5}(ΔK/K)/℃とする。

燃料から1次冷却材への熱伝達は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の下降は、減速材温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。

(VII) 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号で自動停止するものとする。

(VIII) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合、定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合、定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。

ロ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料温度を求める。

II 解析条件

(I) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は出力運転時の最小値である0(ΔK/K)/(g/cm^3)

とし、ドップラ出力係数は第1.15-69図の下限の値とする。

(III) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては、最大反応度価値を有する2つの制御棒クラスタバンクが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、8.6×10^{-4}(ΔK/K)/sとする。

(IV) 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高(高設定)」又は「過大温度ΔT高」のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。

(V) 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は最大出力(102%)とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

ハ 制御棒の落下及び不整合

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、制御棒クラスタ落下による原子炉出力、熱流束、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である0(ΔK/K)/(g/cm^3)とし、ドップラ出力係数は第1.15-69図の下限の値とする。

(III) 添加反応度は、定格出力運転中、引抜上端より制御棒クラスタ1本が落下した場合の最大値を上回る値として、-2.5×10^{-3}ΔK/Kをとり、瞬時に加わるものとする。

(IV) 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。

自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少するが、制御棒制御系の動作により、原子炉出力と1次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。

(V) 制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数($F^N_{\Delta H}$)として、1.84を使用する。

(VI) 制御棒クラスタ不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引抜位置にあるものとする。

ニ 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

1次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。

II 解析条件

(I) プラント起動時の異常な希釈

i 1次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積($215m^3$)を用いる。

ii 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量($81.8m^3/h$)とする。

iii 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水(ほう素濃度2,700ppm)で満たされているものとする。

iv 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

(II) 出力運転時の異常な希釈

i 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。

ii 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てん／高圧注入ポンプ3台運転時の全容量(37.5m^3/h)とする。

iii 初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として2,000ppmとする。

iv 反応度停止余裕は0.018ΔK/Kとする。

b. 設計基準事故の解析

(a) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

イ 制御棒飛び出し

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

多次元炉心動特性解析コードTWINKLEにより、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料エンタルピ、燃料温度等を解析する。また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮して、プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力の時間変化を求める。

II 解析条件

(I) 解析は以下の4ケースについて、実施する。

i サイクル初期高温全出力

ii サイクル末期高温全出力

iii サイクル初期高温零出力

iv サイクル末期高温零出力

(II) 高温全出力のケースでは、

i 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の102%及び304.5℃とする。なお、DNBR評価の初期値は定格値とする。

ii 制御用制御棒バンクDは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。

iii 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号によるものとする。

iv 原子炉圧力の初期値は、圧力解析において定常運転時の最高圧力とする。

(III) 高温零出力のケースでは、

i 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の10^{-9}及び288.3℃とする。

ii 制御用制御棒バンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。

iii 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号によるものとする。

iv 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析において定常運転時の最低圧力、圧力解析において定常運転時の最高圧力とする。

(IV) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属－水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。

(V) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力　　0.15%　ΔK/K

サイクル末期高温全出力　　0.15%　ΔK/K

サイクル初期高温零出力　　0.90%　ΔK/K

サイクル末期高温零出力　　1.0 %　ΔK/K

(VI)　実効遅発中性子割合(βeff)は以下の値を使用する。

サイクル初期　　0.48%

サイクル末期　　0.43%

(VII)　ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、初期の燃料エンタルピを高めに与えるように小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

(VIII)　燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

i　サブクール状態　　Dittus-Boelterの式

ii　核沸騰状態　　Jens-Lottesの式

iii　膜沸騰状態　　Bishop-Sandberg-Tongの式

解析ではいったんDNBに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

(IX)　事故に伴う原子炉出力の急上昇は、ドップラ効果によって抑えられる。ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

また、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(X)　制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力　　5.0

サイクル末期高温全出力　　5.0

サイクル初期高温零出力　　14

サイクル末期高温零出力　　26

（XI） PCMI破損量の評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。

(2) 原子炉冷却材流量低下に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 原子炉冷却材流量の部分喪失

（イ） 過渡変化の解析

I 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である0（ΔK/K）/（g/cm^3）とし、ドップラ出力係数は、第1.15-69図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、

トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

(III) 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。

(IV) 1次冷却材流量コーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110kg・m^2を使用する。

(V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

自動制御運転の場合は、1次冷却材平均温度の上昇に伴って、制御棒制御系は制御棒を挿入する方向に作用するが、その作動は無視する。

b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 原子炉冷却材流量の喪失

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値0(ΔK/K)/(g/cm^3)とし、ドップラ出力係数は、第1.15-69図の上限の値とする。

この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果とトリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

(III) 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(IV) 1次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110kg・m^2を使用する。

(V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

ロ 原子炉冷却材ポンプの軸固着

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量の過渡応答を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。加えて、THINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してMARVELにより原子炉圧力を求める。

II 解析条件

(I) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値0(ΔK/K)/(g/cm^3)とし、ドップラ出力係数は、第1.15-69図の上限の値とする。

(III) 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。

(IV) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は102%とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービン・バイパス弁は、不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。

(3) 原子炉冷却材インベントリ増加に関する系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度及び熱流束の過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は1ループ停止運転時の最大運転出力である40%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は40%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。

(II) 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は10秒で定格流量に達するものとする。

(III) 減速材密度係数は、最大値である0.43 $(\Delta K/K)/(g/cm^3)$とする。

この過渡変化においては、1次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。

(IV) ドップラ出力係数は、第1.15-69図の下限の値とする。

燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

(V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(b) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

イ 原子炉冷却材系の異常な減圧

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、0(ΔK/K)/(g/cm^3)とする。

原子炉圧力の下降による負の反応度帰還が最小となるので、この場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのDNBRの値は実際よりも厳しくなる。

(III) ドップラ出力係数は、第1.15-69図の上限の値とする。

燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最も厳しくなる。

(IV) 1次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁1個の定格容量の120%とする。

(V) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。

この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。

(VI) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平たん化されるので、この仮定によるDNBRの解析は実際よりも厳しい結果を与える。

ロ 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

（イ） 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度、蒸気流量及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、0(ΔK/K)/(g/cm^3)とする。

(III) ドップラ出力係数は、第1.15-69図の下限の値とする。

(IV) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

制御棒制御系が自動制御されている場合は、1次冷却材平均温度の降下に伴って制御棒クラスタが引き抜かれ過渡変化を和らげる。

(V) 発電用原子炉が出力運転中に、2台の充てん／高圧注入ポンプにより、ほう素濃度20,000ppmのほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、注入水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。

(VI) 発電用原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(4) 2次系による熱除去増加に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 蒸気負荷の異常な増加

（イ） 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧

力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) サイクル初期であるか末期であるかで、減速材密度係数が異なり、また、負荷の増大に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので以下の4ケースに分けて解析する。

ケースA ： 手動運転、サイクル初期

ケースB ： 手動運転、サイクル末期

ケースC ： 自動運転、サイクル初期

ケースD ： 自動運転、サイクル末期

(III) 減速材密度係数はサイクル初期では0(ΔK/K)/(g/cm^3)とし、サイクル末期では最大値である0.43(ΔK/K)/(g/cm^3)とする。

(IV) ドップラ出力係数は、第1.15-69図の下限の値とする。

燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

(V) 発電用原子炉を定格出力で運転中に、タービン・バイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち1個が全開になり、蒸気流量が10%急増するものとする。

ロ 2次冷却系の異常な減圧

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量及び炉心反応度の過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状

態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置で固着したときの値として0.018ΔK/Kとする。1次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最低濃度として0ppmを仮定する。

(II) 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第1.15-73図に示すように密度の関数として与える。

(III) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態に対する値として、それぞれ286.1℃及び15.41MPaとする。

(IV) タービン・バイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。蒸気の放出量は、7.48MPaにて403t/hとする。

(V) 炉心反応度の評価では、1台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度20,000ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、充てん／高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

(VI) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバは、1次冷却系の冷却を減少させるので、この

仮定は厳しいものである。

(VII) 外部電源はあるものとする。

外部電源によって1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。

ハ 蒸気発生器への過剰給水

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度、蒸気発生器水位及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最大値であるサイクル末期の0.43(ΔK/K)/(g/cm^3)とし、ドップラ出力係数は第1.15-69図の下限の値とする。

この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力増加は最大となる。

(III) 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の170%で、給水されるものとする。

(IV) 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって発電用原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止する。

b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 主蒸気管破断

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。さらに、出力分布を核設計計算コードANCにより求め、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

II 解析条件

(I) 発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置で固着したときの値として、0.018ΔK/Kとする。1次冷却材中のほう素濃度は、設計上許容される最低濃度として0ppmを仮定する。

(II) 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第1.15-73図に示すように、密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第1.15-74図に示すように出力の関数として与える。

(III) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ286.1℃及び15.41MPaとする。

(IV) 主蒸気管1本の瞬時の両端破断を仮定する。また、外部電源は

ある場合の方が1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定になると考えられるが、ここでは以下の2ケースについて解析する。

ケースA　　外部電源あり

ケースB　　外部電源なし

(V) 逆止弁の効果は、解析では安全側に考えて無視し、主蒸気管の隔離は、「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号により事故発生後10秒で閉止する主蒸気隔離弁によって行うものとする。

(VI) DNBRの評価では、1台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからのほう素濃度20,000ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。

非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、充てん／高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

(VII) 主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器2次側の温度低下率を高く評価するため蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバは1次冷却系の冷却を減少させるので、これは厳しい仮定である。

(VIII) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moodyのモデルを使用する。

(IX) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信10分後の時点で、蒸気

放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

（X） DNBRの評価には、W-3相関式を使用する。

(5) 2次系による熱除去減少に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 主給水流量喪失

（イ） 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、蒸気発生器水位、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度の過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期値として原子炉出力は定常運転時の最大出力（定格値の102%）、加圧器保有水量は最大値（62%）、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。

(II) 事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、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を使用する。

(III) 発電用原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。

(IV) 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に80m^3/hの流量で給水するものとする。

タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。

(V) タービン・バイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。

(VI) 原子炉圧力の評価と加圧器水位の評価では条件が異なるため、以下の2ケースに分けて解析を実施する。

i 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は圧力変化が最大となるように、それぞれ最高温度及び最低圧力とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

ii 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は1次冷却材の膨張が最大となるように、それぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(b) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

イ 負荷の喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である0(ΔK/K)/(g/cm^3)とし、ドップラ出力係数は、第1.15-69図の上限の値とする。

この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、

トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

(III) 1次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合タービン・バイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。

(IV) 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2つの場合を考慮する。

i 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。この場合の減圧効果はDNBR低下の点で厳しくなる。

ii 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。

(V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

この場合タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿入がないので、DNBR低下及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。

b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 主給水管破断

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧

力の評価では102%とする。

(II) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。

(III) 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用するものとする。

(IV) 発電用原子炉は破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。

(V) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。

(VI) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、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を使用する。

(VII) 運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器2基に補助給水を供給する操作を行うものとする。この時タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

(6) 電力供給喪失の解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 外部電源喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が

喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は1次冷却材ポンプが3台とも自動停止するので「1.15.5.3(2)b.(a)イ　原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。1次冷却材流量が低下した後は、「1.15.5.3(5)a.(a)イ　主給水流量喪失」で解析した過渡状態と同様であり、自然循環により発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は、「1.15.7.2(2)b.(a)イ　原子炉冷却材流量の喪失」及び「1.15.7.2(5)a.(a)イ　主給水流量喪失」の解析で包含される。

II　解析条件

「1.15.5.3(5)a.(a)イ　主給水流量喪失」及び「1.15.5.3(2)b.(a)イ　原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

(7)　冷却材喪失事故に関する炉心冷却解析

a.　設計基準事故の解析

(a)　原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ　原子炉冷却材喪失

(イ)　事故経過の解析

I　非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－

(I)　解析方法

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル／再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。

i　ブローダウン解析

これは配管破断部からの1次冷却材の流出、1次冷却系の圧力低下、蓄圧注入系による注水等、事故初期の1次冷却系全体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析

コードSATAN-Mは、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クォリティ等を解析する。

ii リフィル／再冠水解析

ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、非常用炉心冷却設備からの注水により原子炉容器下部プレナム部に冷却材がたまり始め、やがて炉心底部まで水位が上昇する(リフィル期間という。)。これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される(再冠水期間という。)。ブローダウン後の期間は、上記のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間についてはWREFLOODコード、再冠水期間についてはBASH-Mコードで解析する。これらの解析コードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達するほう酸水の速度(炉心再冠水速度という。)等を解析する。

また、1次冷却系に対して背圧として作用する原子炉格納容器内圧はCOCOコードにより解析し、WREFLOODコード及びBASH－Mコードと結合した状態で計算を行う。

iii 燃料棒熱解析

これは、事故時の燃料被覆管温度や、ジルコニウム－水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、上記のブローダウン解析コードSATAN-M及びBASH－Mコードによって得られる炉心の流量、圧力、クォリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。

(II) 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るため

に、次のような解析条件を用いる。

i 配管の破断は、非常用炉心冷却設備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）に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、1次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。このことは、流出係数を1.0と考えた場合、破断規模として1次冷却材管の両端破断断面積の1.0倍から0.4倍までの範囲について検討することに相当する。

破断の体様については、上記のような両端破断のほかに、配管の長さ方向のスプリット破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、両端破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているので、ここでは、両端破断の場合を解析する。

ii 原子炉出力は定格出力の102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は39.6kW/mの102%とする。

iii 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力　　4.04MPa

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量　　29.0m^3（1基当たり）

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ　　30秒

「非常用炉心冷却設備作動」信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号あるいは「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発生するものとする。

iv 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の1つである単一故障の仮定として、低圧注入系の1系列の不作動を仮定する。この仮

定は、ディーゼル発電機の2台中1台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

v ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

vi 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。

vii 再冠水時には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。

viii 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、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を使用する。

ix 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。

x 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。

xi 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。

II 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－

(I) 解析方法

小破断事故においては、1次冷却材の原子炉格納容器への放出が終わるまでに、換言すれば、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われ、ブローダウン過程中に燃料被覆管の温度にピークが現れるので、大破断の場合のWREFLOODコード、BASH-Mコード及びCOCOコードによる解析は不要である。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードSATAN-M(Small LOCA)と燃料棒熱解析コードLOCTA-IVからなる。なお、小破断時のブローダウン解析コードSATAN-M(Small LOCA)は、大破断時のブローダウン解析コードSATAN-Mのすべての機能に加えて、炉心における気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。

(II) 解析条件

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のようにWREFLOODコード、BASH-Mコード及びCOCOコードによる解析が不要となるので、これらの計算に係る条件も不要である。

i 破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断につい

ては液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

ii 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、1次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。

iii 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。

(8) 1次系から2次系への漏えい解析

a. 設計基準事故の解析

(a) 環境への放射性物質の異常な放出

イ 蒸気発生器伝熱管破損

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、2次系圧力、1次冷却系から2次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を計算する。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は102%とする。

(II) 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断を起こした

ものとする。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を130t/hとした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

(III) 発電用原子炉は、「原子炉圧力低」信号あるいは「過大温度ΔT高」信号により自動停止するものとする。

(IV) 非常用炉心冷却設備の動作は、1次冷却材の流出量を大きくするように充てん／高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

(V) 1次冷却材の2次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

(VI) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。外部電源がある場合、タービン・バイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

(VII) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

i 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蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う。(原子炉トリップ後10分)

ii 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。

iii 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の除熱を開始する。（原子炉トリップ後25分）

iv 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。1次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる。（解析では、1次冷却材高温側配管温度が274℃に減温された時点で減圧を開始する。）

v 加圧器逃がし弁の閉止後、1次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する。（解析では、1次冷却系圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。）

（VIII） DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

（ロ） 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

I 評価方法

(I) 大気中に放出される核分裂生成物の放出量

前記計算条件を使って、以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第1.15-75図及び第1.15-76図に示す。

i 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を考慮し、(1)式～(4)式を用いて求める。また、1次冷却系からの1次冷却材流出率、2次冷却系から大気中への蒸気放出率、破損側蒸気発生器保有水量は、隔離までの間一定とする。

(i) 希ガスの放出量

$$Ri = \frac{L_R}{V_C}\left[\nu \cdot Fi \cdot \frac{1}{\lambda c}\left\{t - \frac{1}{\lambda c}\left(1 - e^{-\lambda c \cdot t}\right)\right\} + \frac{Ci}{\lambda c}\left(1 - e^{-\lambda c \cdot t}\right)\right] \quad \cdots\cdots(1)$$

(ii) 有機よう素の放出量

$$Ri = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C}\left[\nu \cdot Fi \cdot \frac{1}{\lambda c}\left\{t - \frac{1}{\lambda c} \cdot \left(1 - e^{-\lambda c \cdot t}\right)\right\} + \frac{Ci}{\lambda c}\left(1 - e^{-\lambda c \cdot t}\right)\right] \quad \cdots\cdots(2)$$

(iii) 無機よう素の放出量

$$Ri = \frac{G}{V_S \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C}\left[\nu \cdot Fi \cdot \frac{1}{\lambda c} \cdot \left[\frac{t}{\lambda_S} - \frac{1}{\lambda_S^2}\left(1 - e^{-\lambda_S \cdot t}\right) - \frac{1}{\lambda_S - \lambda_C}\left\{\frac{1}{\lambda c}\left(1 - e^{-\lambda c \cdot t}\right) - \frac{1}{\lambda_S}\left(1 - e^{-\lambda_S \cdot t}\right)\right\}\right] + \frac{Ci}{\lambda_S - \lambda_C} \cdot \left\{\frac{1}{\lambda c}\left(1 - e^{-\lambda c \cdot t}\right) - \frac{1}{\lambda_S} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_S \cdot t}\right)\right\}\right] \quad \cdots\cdots(3)$$

ただし、

$$\lambda_C = \lambda i + \frac{L_R}{V_C}$$

$$\lambda_S = \lambda i + \frac{G}{V_S \cdot P_F}$$

ここで、

Ri　：核種i の大気中への放出放射能量(Bq)

Ci　：核種i の事故発生前の1次冷却材中放射能量(Bq)

Fi　：核種i の事故発生後の追加放出に寄与する放射能量(Bq)

L_R　：2次冷却系への1次冷却材流出率(＝90t/50min)

V_C　：1次冷却系保有水量(＝190t)

V_S　：破損側蒸気発生器保有水量(＝40t)

ν　：追加放出率(＝$1.35\times10^{-2}min^{-1}$)

f_1　：有機よう素の割合(＝0.0)

f_2　：無機よう素の割合(＝1.0)

P_F　：無機よう素の気液分配係数(＝100(液相中濃度Bq/g)/(気相中濃度Bq/g))

G　：大気中への蒸気放出率(＝30t/50min)

λi　：核種iの放射性崩壊定数(min^{-1})

t　：破損側蒸気発生器隔離までの時間(＝50min)

また、追加放出率νは、事故発生後の1次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例するものと仮定して(4)式を用いて求めた値を下回らない値とする。

$$\nu = \left(\frac{P_0 - Pt}{P_0}\right) \frac{1}{t} \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (4)$$

ここで、

P_0 ： 事故発生前の1次冷却系圧力（＝15.62MPa）

Pt ： 1次冷却系圧力が2次冷却系の圧力を下回った圧力（＝6.86MPa）

t ： 破損側蒸気発生器隔離までの時間（＝50min）

ii 破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後、2次冷却系の圧力は直線的に低下し、1日後に大気圧になるものとし、蒸気の漏えい率は、2次冷却系の圧力の平方根に比例するものとして、核分裂生成物の放射性崩壊を考慮して(5)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_I}{P_F} \cdot e^{-\lambda i \cdot t} \cdot L_V \sqrt{1 - t}\, dt \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (5)$$

ここで、

R_L ： 隔離後の無機よう素の放出量（Bq）

S_I ： 隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度（Bq/t）

L_V ： 隔離時の蒸気の漏えい率（＝5m^3/d＝0.25t/d）

P_F ： 無機よう素の気液分配係数（＝100（液相中濃度Bq/g）/（気相中濃度Bq/g））

λi ： 核種iの放射性崩壊定数（d^{-1}）

T ： 漏えいが停止するまでの時間（＝1d）

隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度S_Iは、(6)式を用いて得られる。

$$S_I = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_C \cdot V_S}\left\{\frac{\nu \cdot Fi}{\lambda c}\left(\frac{1-e^{-\lambda_S \cdot t}}{\lambda_S}-\frac{e^{-\lambda_C \cdot t}-e^{-\lambda_S \cdot t}}{\lambda_S-\lambda_C}\right)+\frac{Ci}{\lambda_S-\lambda_C}\cdot\left(e^{-\lambda_C \cdot t}-e^{-\lambda_S \cdot t}\right)\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots(6)$$

(II) 線量

実効線量はよう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部γ線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は(7)式で評価される。

$$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi/Q) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots(7)$$

ここで、

E_I : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)

K_{He} : I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

また、第1.15-61表にI-131の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響割合(以下「I-131等価量への換算係数」という。)を示す。

M : 小児の呼吸率 (m^3/s)

呼吸率は、事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率0.31m^3/hを秒当たりに換算して用いる。

Qe : よう素の大気放出量

(I-131等価量－小児実効線量係数換算) (Bq)

χ/Q: 相対濃度 (s/m^3)

外部γ線による実効線量は(8)式で評価される。

$E_\gamma = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q)$ ……(8)

ここで、

E_γ : 外部γ線による実効線量(Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数
(＝1Sv/Gy)

Q_N : 希ガスの大気放出量(γ線エネルギ0.5MeV換算)
(Bq)

D/Q : γ線エネルギ0.5MeVにおける相対線量(Gy/Bq)

II 評価条件

(I) 発電用原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1/4ずつ取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。

(II) 破損側蒸気発生器は、事故発生後50分で隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として90tとする。流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として30tとする。

(III) 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射能源として、以下の2通りを仮定する。

i 燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約7.0×10^{13}Bq、希ガス約3.4×10^{14}Bq(γ線エネルギ0.5MeV換算)

ii iの損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約1.2×10^{15}Bq、希ガス約3.3×10^{15}Bq（γ線エネルギ0.5MeV換算）

この追加放出量は、事故後の1次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例して1次冷却材中に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として$1.35\times10^{-2}min^{-1}$とする。

(IV) この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射能量は、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。

(V) 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。

(VI) 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

(VII) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。外部電源がある場合、タービン・バイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

(VIII) 破損側蒸気発生器隔離後2次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後$5m^3/d$とし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで減圧すると仮定し、この2次

冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

(IX) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「1.2.6(5) 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を用いる。

(9) 加圧熱衝撃の解析

中性子照射脆化の影響を受ける原子炉容器の炉心領域部が、加圧下の原子炉容器内での急激な冷却に伴い発生する加圧熱衝撃が生じた場合でも原子炉容器が損傷するおそれがないことを、「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法JEAC4206-2004」(日本電気協会) 付録3に示される一般評価にて確認する。

(10) 格納容器内圧力－温度過渡の解析

a. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

イ 原子炉冷却材喪失

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

事故の経過は、「1.15.5.3(7)a.(a)イ(イ)I 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－」の場合とほぼ同じであるが、事故時の原子炉格納容器内圧、温度に着目した解析を行う。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードSATAN-VI、

リフィル／再冠水解析コードWREFLOOD及び原子炉格納容器内圧解析コードCOCOからなる。

II 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

(I) 配管の破断は、内圧上昇の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で、流出係数1.0の場合を解析する。

(II) 原子炉出力は定格出力の102%とする。

(III) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力　　4.04MPa

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量　　29.0m^3(1基当たり)

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギ放出量を増大させるので、原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいものである。

(IV) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇の観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(V) ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンカマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。

(VI) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた

水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。

(VII) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、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を使用する。

ロ 可燃性ガスの発生

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は以下の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

II 解析条件

(I) 発電用原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。

(II) 水素の発生源としては、炉心水及びサンプ水の放射線分解、ジルコニウム－水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。

(III) 事故時のジルコニウム－水反応量は「1.15.7.2(7)a.(a)イ(イ)I(I)解析結果」で得られた値の5倍の1.5%とする。

(IV) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうちハロゲン50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が原子炉格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。

(V) 放射線分解により発生する水素ガスの生成割合(G値)は炉心水

に対し0.4分子／100eV、サンプ水に対し0.3分子／100eVとする。

(VI) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として低圧注入系1系列の不作動を仮定する。

(11) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の放射線影響解析

a. 設計基準事故の解析

(a) 環境への放射性物質の異常な放出

イ 原子炉冷却材喪失

(イ) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

I 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、下記のとおり評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数(＝1Sv/Gy)を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「1.15.5.3(8)a.(a)イ 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。ただし、呼吸率は、事故期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率5.16m^3/dを秒当たりに換算して用いる。

(I) 大気中に放出される核分裂生成物の放出量

i 核分裂生成物の炉心内蓄積量

発電用原子炉の運転によって事故発生時までに炉心内に蓄積される核分裂生成物の量は(9)式で与えられる。

$$q_{T_0}^{i} = 3.20\times10^{16}\cdot Po\cdot Yi\left(1-e^{-\lambda_r^i\cdot T_0}\right) \qquad \cdots\cdots(9)$$

ここで、

$q^{i}_{T_0}$ ： T_o 時間運転後の核種iの炉心内蓄積量(Bq)

P_o ： 原子炉熱出力(＝2,705MWt)

Y_i ： 核種iの核分裂収率

λ^{i}_{r} ： 核種iの放射性崩壊定数(s^{-1})

T_o ： 原子炉運転時間(s)

炉心内に蓄積されるよう素の同位元素のうち、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギの小さいものは計算の対象外とする。計算の対象としたよう素の核種とその炉心内蓄積量は、第1.15-62表に示すとおりである。

また、希ガスには、Xe、Krの同位元素が多数含まれるが、半減期のごく短い核種は大気放出までに崩壊してしまうと考えられるので、以下の計算には半減期10分以上の核種を対象とした。計算の対象とした希ガスの核種とその炉心内蓄積量は、第1.15-63表に示すとおりである。

ii 核分裂生成物の大気放出量

核分裂生成物の大気放出量は、核分裂生成物の炉心内蓄積量の計算結果から、前記計算条件を用いて、核種ごとに以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第1.15-77図及び第1.15-78図に示す。

① 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物のうち、時刻TmからTm+1の時間内にアニュラス部以外から漏えいして大気中に放出される量は(10)式で与えられる。

$$Q_m^d = Qcm \cdot Fd \cdot L \cdot \frac{1-e^{-\beta(Tm+1-Tm)}}{\beta} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (10)$$

ここで、

Q_m^d ： 時刻TmからTm+1の時間内にアニュラス部以外から放出されるよう素及び希ガスの量(Bq)

Qcm ： 時刻Tmに原子炉格納容器内に浮遊している漏えいに寄与するよう素及び希ガスの量(Bq)で、次式で表わす。

$$Qcm = Qc(m\text{-}1) \cdot e^{-\beta(Tm-Tm\text{-}1)}$$

ただし、時刻Tm ＝ 0(事故発生直後)において

$$Qcm = K \cdot Q_0$$

K ： 燃料から放出されたよう素及び希ガスが原子炉格納容器からの漏えいに寄与する割合で、次式で表わす。

よう素 ： $K = Ff \cdot Fg \cdot Fp$

希ガス ： $K = Ff \cdot Fp$

Ff ： 燃料から原子炉格納容器への放出割合

よう素 ： Ff＝0.005

希ガス ： Ff＝0.01

Fg ： 原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

無機よう素 ： Fg＝0.96

有機よう素 ： Fg＝0.04

Fp ： 原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合

無機よう素 ： Fp＝0.50

有機よう素　：Fp＝1.00

希ガス　　：Fp＝1.00

Q_0　：よう素及び希ガスの炉心内蓄積量(Bq)

Fd　：アニュラス部以外からの漏えい割合(＝0.03)

β　：原子炉格納容器内でのよう素及び希ガスに対する低減効果(h^{-1})で、次式により表わす。

$$\beta = L + \lambda r + \lambda s$$

L　：原子炉格納容器の漏えい率(h^{-1})

λr　：よう素及び希ガスの放射性崩壊定数(h^{-1})

λs　：原子炉格納容器スプレイ水による除去効率(h^{-1})

無機よう素　：$\lambda s = 49.9 h^{-1}$

有機よう素　：$\lambda s = 0.0 h^{-1}$

希ガス　　：$\lambda s = 0.0 h^{-1}$

② また、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした後、大気中に放出される核分裂生成物の量は、事故発生後最初の10分間は原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体が、そのまま大気中へ全量放出されると仮定しているので(11)式で与えられ、10分以降はアニュラス空気再循環設備から排気筒を経て放出されるので(12)式で与えられる。

$$Q^{a}_{m_0} = K \cdot Q_0 \cdot Fa \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-0.167\beta}}{\beta} \quad \cdots\cdots\cdots (11)$$

$$Q^{a}_{m} = g_1(1-\eta) \cdot \frac{Ra}{Va}\left[\frac{Q_{cm} \cdot Fa \cdot L}{\beta a - \beta} \cdot \right.$$

$$\left\{ \frac{1-e^{-\beta(Tm+1-Tm)}}{\beta} - \frac{1-e^{-\beta a(Tm+1-Tm)}}{\beta a} \right\} + Qam \cdot \frac{1-e^{-\beta a(Tm+1-Tm)}}{\beta a} \Bigg] \quad \cdots\cdots\cdots (12)$$

ここで、

$Q^{a}_{m_0}$：アニュラス部から事故発生後最初の10分間に放出されるよう素及び希ガスの量(Bq)

Q^{a}_{m}：10分以降において、時刻TmからTm＋1の時間内にアニュラス空気再循環設備から放出されるよう素及び希ガスの量(Bq)

Qam：10分以降において、時刻Tmにアニュラス部に浮遊しているよう素及び希ガスの量(Bq)で、次式で表わす。

$$Qam = Qc(m-1) \cdot L \cdot Fa \left[\frac{1}{\beta a - \beta} \cdot \left\{ e^{-\beta(Tm-Tm-1)} - e^{-\beta a(Tm-Tm-1)} \right\} \right] + Qa(m-1) \cdot e^{-\beta a(Tm-Tm-1)}$$

ただし、Tm ＝ 10minの時 Qam ＝ 0

Fa ：アニュラス部への漏えい割合(＝0.97)

Ra ： アニュラス空気再循環設備排気流量

（1台分13,560m^3/h）

Va ： アニュラス部容積（＝11,200m^3）

g_1 ： アニュラス排気流量の割合

10min～30min ： g_1＝1.0

30min～30d ： g_1＝0.22

g_2 ： アニュラス空気再循環流量の割合

10min～30min ： g_2＝0.0

30min～30d ： g_2＝0.78

η ： アニュラス空気再循環設備フィルタの除去効率

よう素 ： η＝0.95

希ガス ： η＝0.0

βa ： アニュラス部内での低減効果（h^{-1}）で、次式により表わす。

$$\beta a = \frac{Ra}{Va} - g_2(1-\eta)\cdot\frac{Ra}{Va} + \lambda r$$

③ 再循環系から漏えいした後、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、(13)式で与えられる。

$$Qe = Fe\cdot F\lambda\cdot Le\cdot Qem\cdot(1-\eta e)\cdot\frac{1-e^{-720\beta e}}{Ve\cdot\beta e} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots(13)$$

$$Qem = Ke\cdot Q_0\cdot e^{-0.333\lambda r}$$

ここで、

Qe ： 事故期間中に、再循環系から放出されるよう素の量（Bq）

Qem： 再循環開始時（Tm＝20min）における再循環水中のよう素の量（Bq）

Fe ： 再循環水中のよう素の気相への移行率（＝0.05）

Fλ ： 安全補機室内での沈着を逃れる割合（＝0.5）

Le ： 再循環系からの漏えい率

0～20min　　： Le＝0.0m^3/h

20min～30d　： Le＝$4\times10^{-3}m^3$/h

Ke ： 燃料から再循環水中へのよう素の放出割合（＝0.005）

ηe ： 安全補機室空気浄化設備フィルタのよう素除去効率（＝0.95）

Ve ： 再循環水体積（＝1,400m^3）

βe ： 再循環水中でのよう素の低減効果（h^{-1}）で次式により表わす。

$$\beta e = \lambda r + \frac{Le}{Ve}$$

(II) 原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度は、I番目のエネルギ群について(9)式及び(14)式～(16)式で計算する。

$$Sp = qp \cdot fp \cdot \sum_{k=1}^{n_p} (Rpk \cdot Epk) \cdot (1-e^{-\lambda p \cdot t})/\lambda p \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (14)$$

$$Sd = \sum_{k=1}^{n_d} (Rdk \cdot Edk)\left[qd \cdot fd(1-e^{-\lambda p \cdot t})/\lambda d + qp \cdot fp \cdot \beta \frac{\lambda d}{\lambda d - \lambda p} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda p}(1-e^{-\lambda p \cdot t}) - \frac{1}{\lambda d}(1-e^{-\lambda p \cdot t}) \right\}\right] \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (15)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\lambda} Sp + \sum_{d=1}^{m} Sd \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (16)$$

ここで、

λ ： 放射性崩壊定数(s^{-1})

β ： 親核種から娘核種への崩壊の割合

q ： 炉心内蓄積量(Bq)

t ： 事故発生後の時間(s)

f ： 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率

E ： γ線のエネルギ(Mev/dis)

R ： 崩壊してエネルギEのγ線を出す割合

n ： 当該核種から放出されるγ線のうちI番目のエネルギ群に属するγ線の数

S ： 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物の事故後t(s)までの積算線源強度(MeV)

添字 ： p:親核種、d:娘核種、λ:親核種の数、m:娘核種の数、k:当該核種から放出され、I番目のエネルギ群に属するγ線のうちk番目を示す。

(III) 線量

i スカイシャイン線量

原子炉格納容器内では空気による散乱は起こらないと仮定して、原子炉格納容器内に充満したγ線源を原子炉格納容器中心軸上に置いた点線源で近似し、そこからの第1散乱束を計算し、それに適当なビルドアップ係数を乗じて、計算点におけるスカイシャイン線量を求める。計算は、各エネルギ群別に「SCATTERING

コード」を用いて行う。

計算の基本式は(17)式のとおりである。

$$Ds = K_1 \cdot \sum_{E}\sum_{E'} \int_V \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-b} dV \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (17)$$

ただし、

$$\phi(E, X) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} \cdot e^{-b_0} \cdot B(E, b_0)$$

ここで、

Ds	：	スカイシャイン線量(Sv)
K_1	：	空気カーマから全身に対する線量への換算係数(＝1Sv/Gy)
$\phi(E, X)$	：	散乱点におけるγ線エネルギ強度(MeV/m^2)
S(E)	：	線源エネルギE の積算線源強度(MeV)
$K_2(E')$	：	散乱エネルギE´のγ線に対する空気カーマへの換算係数($Gy/(MeV/m^2)$)
ρ	：	線源点から散乱点までの距離(m)
r	：	散乱点から評価点までの距離(m)
V	：	散乱体積(m^3)
N	：	空気中の電子数密度($electrons/m^3$)

$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$： Klein-Nishinaの微分散乱断面積 (m^2)

θ ： 散乱角(radian)

$B\ (E\ ,\ b_0)$ ： 線源エネルギEのγ線の減衰距離b_0（＝$\sum_i \sum_j \mu i \cdot Xj$）（ただし、空気層を除く。）に対するビルドアップ係数

$B\ (E', b)$ ： 散乱エネルギE´のγ線の減衰距離b（＝$\sum_\lambda \sum_m \mu' \lambda \cdot Xm$）に対するビルドアップ係数

μi ： 線源エネルギEにおける物質iの線減衰係数（m^{-1}）

$\mu' \lambda$ ： 散乱エネルギE´における物質λの線減衰係数（m^{-1}）

Xj ： 領域jの通過距離（m）

Xm ： 領域mの通過距離（m）

ビルドアップ係数は次式で計算する。

$$B\ (E\ ,\ b) = 1 + (0.8 - 0.214 \ln \frac{E}{1.801}) b^a \qquad (E > 1.801MeV)$$

$$B\ (E\ ,\ b) = 1 + 0.8\ b^a \qquad (E \leqq 1.801MeV)$$

ここで、

$$a = 1.44 + 0.0239E + 0.625 \ln (0.19 + \frac{1.0005}{E})$$

ii 直接線量

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物によるγ線が、原子炉格納容器円筒部鋼板及び外周コンクリート壁円筒部を貫通して計算点に至る直接線量の計算は、原子炉格納容器内に核分裂生成物が一様分布すると仮定し、各エネルギ群別に「SPANコード」を用いて行う。

計算の基本式は(18)式のとおりである。

$$Dd = K_1 \cdot K_2(E) \int_V \frac{Sv}{4\pi r^2} \cdot F(b)\, dV \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (18)$$

ここで、

Dd	：	直接線量(Sv)
K_1	：	空気カーマから全身に対する線量への換算係数(＝1Sv/Gy)
K_2 (E)	：	エネルギEのγ線に対する空気カーマへの換算係数(Gy/(MeV/m^2))
Sv	：	単位体積当たりの積算線源強度(MeV/m^3)
r	：	線源から計算点までの距離(m)
F(b)	：	γ線の減衰率で次式で表わす。 $F(b) = B(E, b) \cdot e^{-b}$
b	：	減衰距離($b = \sum_{i=1}^{n} \mu i \cdot ti$)
μi	：	i 番目の物質の線減衰係数(m^{-1})
ti	：	i 番目の物質中の通過距離(m)
B (E , b)	：	エネルギEのγ線の減衰距離bに対するビルドアップ係数

II 評価条件

(I) 事故発生直前まで、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、燃料を1/4ずつ取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。

(II) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス	1 %

よう素　　0.5%

(III) 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。

(IV) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(V) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。

(VI) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、等価半減期50秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上5分とする。

(VII) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応する漏えい率を下回らないような値とする。

(VIII) 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。

(IX) 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上10分とし、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気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え(事故発生後30分)までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

(X) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気再循環設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

(XI) アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタの効率は、評価上95%とする。

(XII) 希ガスに対するアニュラス空気再循環設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。

(XIII) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系(以下「再循環系」という。)からは、事故期間中(30日間)安全補機室内へ、評価上$4\times10^{-3}m^3/h$の漏えいがあるものとする。

(XIV) 再循環水中の放射能量は事故発生直後、(II)と同量のよう素が無機よう素として溶解したものとする。

(XV) 再循環水体積は、評価上$1,400m^3$とする。

(XVI) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。

(XVII) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は、評価上95%とする。

(XVIII) 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件に従って評価する。

i 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器ス

プレイ水による除去効果は無視する。

ii 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期10分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器から外周コンクリート壁ドーム部を透過したγ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過したγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。

iii 核分裂生成物によるγ線エネルギは以下のエネルギ範囲別に区分する。

代表エネルギ(MeV/dis)	エネルギ範囲(MeV/dis)
0.4	E≦ 0.4
0.8	0.4 ＜E≦ 1.0
1.3	1.0 ＜E≦ 1.5
1.7	1.5 ＜E≦ 1.8
2.5	1.8 ＜E

(XIX) 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間(30日間)とする。

(XX) 環境への核分裂生成物の放出は、排気筒より行われるものとする。

(XXI) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「1.2.6(5) 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設

の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ/Q）及び相対線量（D/Q）を用いる。

ロ 制御棒飛び出し

（イ） 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

I 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「1.15.5.3（11）a.（a）イ 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。

II 評価条件

（I） 破損する燃料棒割合としては、「1.15.7.2（1）b.（a）イ 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である4%を使用する。

（II） 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

希ガス	0.13%
よう素	0.065%

（III） 原子炉格納容器スプレイ設備は、「原子炉トリップ」信号等により事故を検知し、操作に要する時間を見込んで事故発生後30分で起動する。

（IV） 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上10分とし、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気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

（V） 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価上次のように仮定する。

事故後24時間まで　　0.111%/d

その後29日間　　0.0555%/d

（VI） その他の条件は、「1.15.5.3（11）a.（a）イ 原子炉冷却材喪失」と同様である。

1.15.5.4 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の解析

(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析

a. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 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

イ 2次冷却系からの除熱機能喪失

(イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、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時間余裕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次冷却系における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。よって、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。

II 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1.15-64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。

(I) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、主給水の喪失が発生するものとする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

補助給水系の機能が喪失するものとする。

iii 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、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、炉心冷却上厳しくなる。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 充てん／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、充てん／高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却性が厳しくなる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性(高圧注入特性:0～約150m^3/h、0～約16.9MPa)を用いるものとする。

ii 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とする。

(III) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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 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、蒸気発生器ドライアウトから5分後にフィードアンドブリードを開始するものとする。

運用上は、蒸気発生器ドライアウト判定条件を計器誤差等を考慮して蒸気発生器広域水位計指示を10%とすることにより、蒸気発生器広域水位が0%になる前に確実にフィードアンドブリード運転を開始できることとしており、解析上は実際より遅めとなる。

ロ 全交流動力電源喪失

（イ） 炉心損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、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ことで現地操作にかかる作業、要員等の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次冷却系における冷

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。よって、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。よって、これらの応答の重要現象であ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。

II 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1.15-65表及び第1.15-66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。

(I) 事故条件

i 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。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失す

るものとする。

iii 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。

iv RCP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、RCP1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1.6cm(約0.6インチ)を設定する。また、RCP3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が維持されることを確認している。

RCPシールLOCAの発生を想定しない場合のRCPシール部が健全な場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次冷却材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に基づき、RCP1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0.07インチ)を設定する。また、RCP3台からの漏えいを考慮するものとする。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 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60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m^3/hの流量で注水するものとする。

ii 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁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。

iii 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で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。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、標準的に最低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力)　4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最低保有水量)　29.0m^3/基

iv 常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量

運転員等による炉心注水操作を実施する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次系の温度及び圧力の維持を行う1次系圧力0.7MPa到達時点を選定し、この時点で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。

v 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で漏えいが停止するものとする。

(III) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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次系強制冷却操作は、主蒸気逃がし弁の現地開操作に必要な

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。

ii 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24時間後に確立するものとする。

iii 1次系温度の維持は、蒸気発生器2次側冷却による1次冷却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、1次系に窒素が注入される圧力である約1.2MPaに対して約0.5MPaの余裕を考慮し、約1.7MPa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。

iv 蓄圧タンク出口弁の閉止は、1次系圧力約1.7MPa到達及び代替交流電源の確立から、10分後に実施するものとする。

v 2次系強制冷却再開操作は、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分後に再開し、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。

vi 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で、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

vii 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に到達すれば、原子炉への注水を開始するものとする。

ハ 原子炉補機冷却機能喪失

（イ） 炉心損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

選定した重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケ

ンスの選定」に示すとおり、1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」であるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

本重要事故シーケンスにおける重要現象、適用する解析コード及び不確かさの影響評価方法については、「1.15.5.4(1)a.(a)ロ　全交流動力電源喪失」と同様である。

II　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、「1.15.5.4(1)a.(a)ロ　全交流動力電源喪失」と同様である。

ニ　原子炉格納容器の除熱機能喪失

（イ）　炉心損傷防止対策の有効性評価

I　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c)　重要事故シーケンスの選定」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が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「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」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。よって、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。

II 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1.15-67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。

(I) 事故条件

i 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、原子炉容器と非常用炉心冷却設備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、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする約10cm(4インチ)とする。

ii 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が喪失するものとする。

iii 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、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなるため、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプ水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 非常用炉心冷却設備作動信号

非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPaを作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

ii 充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台作動し、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性((高圧注入特性:0～約220m^3/h、0～約19.4MPa)、(低圧注入特性:0～約1,730m^3/h、0～約1.2MPa))で炉心へ注水するものとする。

最大注入特性とすることにより、破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に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。

iii 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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m^3/hの流量で注水するものとする。

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低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）　4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）　29.0m^3/基

v 再循環切替

再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位16%到達後に行われるものとする。

(III) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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 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開始は、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる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（設計値）より高めの値である0.283MPa（標準値）到達から30分後とする。

ホ 原子炉停止機能喪失

（イ） 炉心損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を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」及び圧力評価が厳しい「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。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である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詳細なプラント過渡解析コード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与える影響があるものについては、「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ)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。

II 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1.15-68表及び第1.15-69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。

(I) 初期条件

i 炉心熱出力

炉心熱出力の初期値は、定格値(2,652MWt)を用いる。

ii 1次系圧力

1次系圧力の初期値は、定格値(15.41MPa)を用いる。

iii 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(302.3℃)を用いる。

iv 減速材温度係数

減速材温度係数の初期値は、炉心サイクル寿命中の変化、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、炉心のほう素濃度を高めることにより-13×10^{-5}(ΔK/K)/℃に設定する。なお、本設定は平衡炉心より正側の値となっている。

v ドップラ特性

ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性(標準値)を設定する。

vi 対象炉心

ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、iv、vの特性を考慮した炉心を用いる。

(II) 事故条件

i 起因事象

(i) 主給水流量喪失

起因事象として、主給水の喪失が発生するものとする。

(ii) 負荷の喪失

起因事象として、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水の喪失が発生するものとする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

原子炉停止機能が喪失するものとする。

iii 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次冷却材ポンプが作動していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度係数の負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。

(III) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)

原子炉の自動停止に失敗し、蒸気発生器水位低下を多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が検知し、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ自動起動信号を発信する。多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)の作動信号は「蒸気発生器水位異常低」信号によるものとし、水位は狭域水位7%を作動設定点とする。

ii 主蒸気ライン隔離

主蒸気ライン隔離は、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)作動設定点到達17秒後に隔離完了するものとする。

iii 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台が多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)作動設定点に到達することにより自動起動し、60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m^3/hの流量で注水するものとする。

(IV) 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(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、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、運転員等操作に関する条件はない。

ヘ ECCS注水機能喪失

（イ） 炉心損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c)重要事故シーケンスの選定」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く、時間余裕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」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次冷却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。よって、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。

II 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1.15-70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。

(I) 事故条件

i 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、原子炉容器と非常用炉心冷却設備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(6インチ)、約10cm(4インチ)及び約5cm(2インチ)とする。

ii 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。

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。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 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、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性(低圧注入特性(標準値:0～約830m^3/h、0～約0.7MPa))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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m^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。

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で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。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、標準的に最低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力)　4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最低保有水量)　29.0m^3/基

(III) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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 非常用炉心冷却設備作動信号の発信10分後に2次系強制冷却操作を開始し、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で、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

ト ECCS再循環機能喪失

(イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替時間までの時間が短いことで、再循環切替えが失敗する時点での崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失す

る事故」である。

「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」及び「DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、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、低圧再循環によって、長期の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、「1.15.7.3(1)a.(f) 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、格納容器スプレイポンプによる代替再循環に期待できる。したがって、「大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故」の対策を評価することで、「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」及び「DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧再循環機能が喪失する事故」については包絡することができる。

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次冷却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。よって、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、事象初期の原子炉容器内水位、燃料被覆管温度及び原子炉格納容器内温度の適用性が低いことから、設計基準事故時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、1次冷却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で、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設計基準事故時の評価結果を参照する。

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。

また、MAAPコードの炉心水位の予測の不確かさに関し、「1.15.7.3(1)a.(g)ロ(ハ) 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。

II 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1.15-71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。

(I) 事故条件

i 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、原子炉容器と非常用炉心冷却設備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、1次冷却材配管(約0.70m(27.5インチ))の完全両端破断が発生するものとする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

ECCS再循環機能が喪失するものとする。

iii 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、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再

循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

iv 再循環切替

再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位16%到達時に行い、ECCS再循環に失敗することを想定する。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 非常用炉心冷却設備作動信号

非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPaを作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

ii 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、0.136MPaを作動限界値(標準値)とする。また、応答時間は0秒とする。

iii 充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台作動し、最大注入特性(高圧注入特性(標準値:0～約350m^3/h、0～約15.6MPa)、低圧注入特性(標準値:0～約1,820m^3/h、0～約1.3MPa))で炉心へ注水するものとする。

最大注入特性とすることにより、燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

iv 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは2台作動し、最大流量（設計値）より多めの値（標準値）で原子炉格納容器内に注水するものとする。また、再循環時には1台作動し、最大流量（設計値）より多めの値（標準値）で原子炉格納容器内に注水するものとする。

最大流量とすることにより、燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

v 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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m^3/hの流量で注水するものとする。

vi 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低保有水量とする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量） 29.0m^3/基

vii 代替再循環

格納容器スプレイポンプ1台作動による代替再循環時の炉心への注水流量は、再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、200m^3/hを設定する。

(III) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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 格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始は、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の現場での系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、ECCS再循環切替失敗から30分後とする。なお、運用上は「1.15.7.3(1)a.(g)ロ(ハ)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、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分後(訓練実績:7分)までに開始する。

チ 格納容器バイパス

(イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」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次冷却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。よって、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。

II 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1.15-72表及び第1.15-73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。

(I) インターフェイスシステムLOCA

i 事故条件

(i) 起因事象

起因事象として、余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統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こととする。破断口径は、余熱除去系逃がし弁について、余熱除去ポンプ入口逃がし弁は実機における口径を基に、余熱除去冷却器出口逃がし弁は口径の標準値として設定し、余熱除去系機器等について、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を設定する。なお、本設定は実機で想定される余熱除去系逃がし弁と余熱除去系機器等の破断口径として設定した合計値と等価である。また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、

余熱除去系統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、余熱除去系統の低圧側に静的に1次冷却材系統の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。

・ 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3.3cm（約1.3インチ）相当）
・ 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11cm（約4.2インチ）相当）
・ 原子炉格納容器外の余熱除去系機器等
（等価直径約4.1cm（約1.6インチ）相当）

(ii) 安全機能の喪失に対する仮定

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。

ii 重大事故等対策に関連する機器条件

(i) 充てん／高圧注入ポンプ

炉心への注水は、充てん／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、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（高圧注入特性：0～約220m^3/h、0～約19.4MPa）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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m^3/hの流量で注水するものと

する。

(iii) 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で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。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、標準的に最低保有水量を用いる。なお、本事象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、他の事象と同様に以下の取扱いとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力)　4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最低保有水量)　29.0m^3/基

(iv) 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁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。

(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する。

iii 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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) 主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却操作は、事象の判断、余熱除去系の隔離操作、主蒸気逃がし弁の開操作時間

等を考慮して、非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後に開始するものとする。

(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で、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操作に係る以下の条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

・ 非常用炉心冷却設備停止条件成立前

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

・ 非常用炉心冷却設備停止条件成立後

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) 以下に示す非常用炉心冷却設備停止条件が成立、または原子炉トリップ後1時間経過すれば、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧モードから充てんモード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。

・ サブクール度40℃以上

・ 加圧器水位50%以上

・ 1次系圧力が安定又は上昇、かつ蓄圧タンク不動作又は隔離中

・ 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) 充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(II) 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

i 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、原子炉トリップ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。

ii 重大事故等対策に関連する機器条件

(i) 充てん／高圧注入ポンプ

炉心への注水は、充てん／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、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性(高圧注入特性:0～約220m^3/h、0～約19.4MPa)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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m^3/hの流量で注水するものとする。

(iii) 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却のため、健全側の主蒸気逃がし弁2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。

iii 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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操作として、原子炉トリップから10分後に、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を閉止する操作、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止操作を開始し、操作完了に約2分を要するものとする。

(ii) 健全側の主蒸気逃がし弁の開操作は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点で開始し、操作完了に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で、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操作に係る以下の条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

・ 非常用炉心冷却設備停止条件成立前

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

・ 非常用炉心冷却設備停止条件成立後

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) 以下に示す非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧モードから充てんモード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。

・ サブクール度40℃以上

・ 加圧器水位50%以上

・ 1次系圧力が安定又は上昇、かつ蓄圧タンク不動作又は隔離中

・ 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の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／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(vii) 以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するものとする。

・ 1次冷却材温度177℃以下

・ 1次系圧力2.7MPa以下

(b) 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

イ 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)

(イ) 燃料損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは「1.15.2.3(6)a.(c) 重要事故シーケンスの選

定」に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕の観点から代表性があり、かつ、要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、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余熱除去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・対向流並びに1次冷却系におけるECCS強制注入が重要現象となる。よって、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。

II 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1.15-74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。

(I) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能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、ディーゼル発電機にて充てん／高圧注入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、資源の確保の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止55時間後を事象開始として、(III)i で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、30m^3/hとする。

(III) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、事象発生の検知及び判断及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作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。

ロ 全交流動力電源喪失

(イ) 燃料損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(6)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」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、常設電動注入ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、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。

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、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ことで現地操作にかかる作業、要員等の必要な作業項目と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、合わせて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次冷却系におけるECCS強制注入が重要現象となる。よって、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。

II 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1.15-75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。

(I) 事故条件

i 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。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

iii 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。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止55時間後を事象開始として、(III)i で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、30m^3/hとする。

(III) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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 常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備及び常設電動注入ポンプによる炉心注水操作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。

ハ 原子炉冷却材の流出

（イ） 燃料損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(6)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、1次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、1次系保有水の確保の観点から、炉心崩壊熱が高く、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」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・対向流並びに1次冷却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。よって、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。

II 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1.15-76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。

(I) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、余熱除去系統からの1次冷却材が流出するものとする。

ミッドループ運転中に1次冷却材系統と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系等があるが、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ポンプ1台による浄化運転時の最大流量として、380m^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統の最大口径である燃料取替用水タンク戻り配管の約20cm(8インチ)相当とする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

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浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらに運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能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、ディーゼル発電機にて充てん／高圧注入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、資源の確保の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止55時間後を事象開始として、(III)i で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に、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み、31m^3/hとする。

(III) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作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。

ニ 反応度の誤投入

(イ) 燃料損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(6)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、定期検査中、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を考慮し、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で、「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。

なお、運転員の認知がないまま希釈が継続される場合として希釈操作中の外部電源喪失があるが、希釈信号回路は直流電源より受電し、純水積算カウンタも安全系計装用電源から受電しているため、外部電源が喪失しても希釈信号は保持される。外部電源喪失により1次系補給水ポンプは停止するが、安全系交流電源から受電しているためディーゼル発電機より受電後、希釈信号により再起動する。しかし、充てん／高圧注入ポンプがブラックアウトシーケンスでは起動しないため、1次系内に希釈水が流入することはない。

また、「外部電源喪失」手順書の外部電源喪失後のブラックアウトシーケンス動作後確認・操作事項に「原子炉補給水制御を自動待機」とし、

希釈信号をリセットすることとしており、設備・手順の両面から反応度事故の発生防止を図っている。

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。よって、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操作を実施するための時間余裕を評価する。

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。

II 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1.15-77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。

(I) 初期条件

i 制御棒位置

低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態とする。

ii 1次系有効体積

1次系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加するため、評価結果が厳しくなるような値として、1次系の有効体積は加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた215m^3とする。

iii 初期ほう素濃度

原子炉停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満た

されており、同タンクのほう素濃度として、保安規定にて定められた制限値である2,700ppmとする。

iv 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、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として、1,800ppmとする。

(II) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されることを想定する。

1次系への純水注水最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(約78.7m^3/h)に余裕を持たせた値である81.8m^3/hとする。

ii 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原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はある場合を想定する。

(III) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値

警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

(IV) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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 希釈停止操作は「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、操作に1分を要するものとする。

(2) 格納容器のプロセス解析

「1.15.5.4(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析」を参照。

(3) 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.5.5(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

1.15.5.5 炉心溶融を伴う設計拡張状態の解析

(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析

「1.15.5.5(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

(2) 格納容器のプロセス解析

a. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

イ 格納容器過圧破損

(イ) 格納容器破損防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器内への1次冷却材放出量が大きく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へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、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。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- 中破断LOCA時に低圧再循環機能、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時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

上記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上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早め、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、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。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、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。

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、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。

(I) 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

(II) 原子炉容器、1次冷却系、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

(III) 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コードMAAPを使用する。

なお、MAAPコードについては、事象初期の原子炉格納容器内温度評価への適用性が低いことから、設計基準事故時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。

II 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1.15-78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。

(I) 事故条件

i 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、1次冷却材配管(約0.74m(29インチ))の完全両端破断が発生するものとする。

ii 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。

iii 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。

iv 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。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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 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60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m^3/hの流量で注水するものとする。

ii 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低保有水量とする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最低保有水量) 29.0m^3/基

iii 常設電動注入ポンプによるスプレイ流量

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、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スプレイ流量は、設計上期待できる値として140m^3/hとする。

iv 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の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」にて考慮する。

(III) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、現地操作に係る必要な移動、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。

ii 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への海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後とする。

III 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件

(I) 事象発生直前まで、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、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。

(II) 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III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の大気への放出量

の観点で保守的となる条件設定としている。

(III) 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。

(IV) 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、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。

(V) 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPコードの解析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、0.135%/dとする。

(VI) 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。

(VII) 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%とする。

(VIII) 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78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はそのまま全量大気中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。

ロ 格納容器過温破損

（イ） 格納容器破損防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、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で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へ注水されない「**D」が、温度上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、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。

このプラント損傷状態には、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
- DC母線1系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

上記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加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、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機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、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、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、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。

(I) 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

(II) 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

・ 1次冷却系における構造材との熱伝達

・ 1次冷却系における蓄圧タンク注入

・ 加圧器における冷却材放出(臨界流・差圧流)

・ 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(臨界流・差圧流)

・ 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

(III) 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コードMAAPを使用する。

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、実機を想定した場合、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、残存デブリ量に不確かさが考えられることから、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。

II 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1.15-79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。

(I) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、外部電源が喪失するものとする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流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。

iii 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。

iv RCPからの漏えい率

RCPシール部が健全な場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次冷却材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に基づき、RCP1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0.07インチ)を設定する。また、RCP3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。

v 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウムー水反応を考慮する。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、その影響を評価する。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 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低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）　4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）　29.0m^3/基

ii 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とする。

iii 常設電動注入ポンプによるスプレイ流量

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、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スプレイ流量は、設計上期待できる値として140m^3/hとする。

iv 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の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」にて考慮する。

(III) 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、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。

ii 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、現地操作に係る必要な移動、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、原子炉格納容器内保有水量が1,700m^{3}に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力（設計値）より高めの値である0.283MPa（標準値）に到達していない場合は、一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力（標準値）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。

iii 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への海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後とする。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、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プラント損傷状態は、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。

このプラント損傷状態には、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
- DC母線1系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

上記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加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、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機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、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、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「1.15.5.5(2)a.(a)ロ 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。

I 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

II 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- 1次冷却系における構造材との熱伝達
- 1次冷却系における蓄圧タンク注入
- 加圧器における冷却材放出(臨界流・差圧流)
- 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(臨界流・差圧流)
- 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

III 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コードMAAPを使用する。

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。

(ロ) 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、「1.15.5.5(2)a.(a)ロ 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1.15-80表に示す。

I 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 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。

(II) 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。

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、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高いため、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、原子炉格納容器内注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。

このプラント損傷状態には、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
- 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
- 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
- 中破断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時に低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

上記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高い大破断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、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。

なお、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への注水としては、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注水は想定せず、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。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「1.15.5.5(2)a.(a)イ　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。

I　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

II　原子炉容器、1次冷却系、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

III 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コードMAAPを使用する。

なお、MAAPコードについては、事象初期の原子炉格納容器内温度評価への適用性が低いことから、設計基準事故時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。

(ロ) 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、「1.15.5.5(2)a.(a)イ 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1.15-81表に示す。

I 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径

計装用案内管の径と同等とする。

(II) 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とする。

(III) 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により算出された面積とする。

(d) 水素燃焼

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、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、水素放出速度がより大きくなる観点で厳しい。また、格納容器スプレイが作動する「**I」が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、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。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

I 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故

II 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故

III 大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故

IV 大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故

V 中破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故

VI 中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

VII 大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

上記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入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」を選定する。

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。

(I) 原子炉容器内でのジルコニウム－水反応に係る重要現象

- 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
- 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流
- 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
- 原子炉容器破損、溶融

(II) 原子炉格納容器内でのその他水素発生に係る重要現象

- 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1次系内及び原子炉格納容器内FP（核分裂生成物）挙動

(III) 原子炉格納容器内での水素発生量に係る重要現象

・ 格納容器内水素濃度

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コードMAAPを使用する。

なお、MAAPコードについては、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器内温度評価への適用性が低いことから、設計基準事故時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を使用する。なお、第1.15-79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歴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。

(ロ) 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1.15-82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。

I 事故条件

(I) 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、1次冷却材配管(約0.74m(29インチ))の完全両端破断が発生するものとする。

(II) 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。

(III) 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により、水素濃度の観点で厳しくなる。

(IV) 水素の発生

全炉心内のジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮する。

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。補正する期間は、炉心溶融開始時点から、すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した溶融炉心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、MAAPコードによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。

また、水の放射線分解及び金属腐食による水素の発生を考慮する。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。

(V) 水素の燃焼

第1.15-80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、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべ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8vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。

II 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 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4vol%、圧力0.15MPa[abs]時）とする。また、装置については5基の設置を考慮する。

(II) 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。

(III) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは2台作動し、最大流量(設計値)より多めの値(標準値)で原子炉格納容器内に注水するものとする。

III 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。

(e) 溶融炉心－コンクリート相互作用

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、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高いため、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へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能喪失及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

・ 中破断LOCA時に低圧再循環機能、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時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能

が喪失する事故

上記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高くなる大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早め、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、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。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、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。

したがって、本評価事故シーケンスは「1.15.5.5(2)a.(a)イ　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。

I 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

II 原子炉容器、1次冷却系、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

III 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コードMAAPを使用する。

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。

（ロ） 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、「1.15.5.5(2) a.(a)イ 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1.15-83表に示す。

I 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 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。

(II) 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。

(III) 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。

(3) 炉心溶融を伴う設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.5.5(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

1.15.5.6 使用済燃料プールに関連する起因事象及び事故シナリオの解析

(1) 使用済燃料プールに関連する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故解析

「1.15.5.6(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析」を参照。

(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析

a. 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

(a) 想定事故1

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

想定事故1では、冷却機能又は注水機能の喪失による使用済燃料ピット水温上昇、沸騰・蒸発により水位は低下するが、燃料有効長を冠水させ、未臨界を維持するために、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、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。

(ロ) 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1.15-84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。

I 初期条件

(I) 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、水位低警報レベル

(NWL-0.08m)とする。

II 事故条件

(I) 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。

(II) 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と外部電源がある場合では、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。

III 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量

崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、$20m^3/h$を設定する。

IV 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生から6時間20分後に開始するものとする。

(b) 想定事故2

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

想定事故2では、冷却系配管破断により使用済燃料ピット水位が、使

用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後の使用済燃料ピット水温上昇、沸騰・蒸発により水位は低下するが、燃料有効長を冠水させ、未臨界を維持するために、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、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。

(ロ) 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1.15-85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。

I 初期条件

想定事故2に特有の評価条件はない。

II 事故条件

(I) 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出口配管下端(NWL－約1.3m)まで低下するものとする。評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレイカの効果を考慮している。

(II) 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。

(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と外部電源がある場合では、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。

III 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量

崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、$20m^3/h$を設定する。

IV 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、「1.15.5.1(1)b.(e) 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) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生から6時間20分後に開始するものとする。

1.15.5.7 燃料取扱い事象の解析

(1)設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 燃料集合体の落下

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、下記条件により評価し、実効線量は、「1.15.5.3(8)a.(a)イ 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法で評価する。

(ロ) 評価条件

I 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の10%の燃料棒の被覆管が破損するものとする。

II 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、発電用原子炉が全出力運転(定格出力の102%)された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体(運転時間40,000時間)のものとする。

III 燃料取扱作業は、原子炉停止後100時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。

IV 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。

V 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱建屋内に放出されるものとする。

VI 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は500とする。

VII 燃料取扱建屋内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に

放出されるものとする。

VIII 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「1.2.6(5) 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を用いる。

1.15.5.8 補助系統又は補機からの放射性物質の放出解析

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価方法

大気中に放出される希ガスの量は、下記条件により評価し、実効線量は「1.15.5.3(8)a.(a)イ 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

(ロ) 評価条件

上記防止対策及び設計上の考慮により、ガス減衰タンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。

I 発電用原子炉は事故直前まで定格出力の102%の出力で運転していたものとする。

II 1次冷却材中の希ガス濃度は1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。

III 原子炉停止に伴い、1次冷却材中の希ガス全量がガス減衰タンク1基に評価上1日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。

IV 原子炉補助建屋内に放出される希ガスの全量が大気中に放出されると仮定する。

V 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「1.2.6(5) 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対線量(D/Q)を用いる。

1.15.5.9 内部・外部ハザードの解析

(1) 内部ハザードの解析

a. 火災

各防火対象物及びその有効区域内に、中央制御室へ警報する火災感知設備を設ける。

さらに、中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤等は、原則として不燃性、難燃性の材料を使用するとともに、中央制御室には消火器を設置する。

また、すべての建屋の屋内及び屋外には次のような消火設備を装備し、たとえ火災が発生しても万全の態勢がとれる防火対策を講じる。

(a) 水消火設備

(b) 炭酸ガス消火設備

(c) 泡消火設備

(d) 可搬式消火器

(「1.7 原子炉計装」及び「1.9A.6 消火設備」参照)

(2) 外部ハザードの解析

a. 地震

発電所施設を安全上の重要度に従ってA、B、Cの3クラスに分類し、それぞれ重要度に応じた耐震設計を行っており、特に1次冷却設備、原子炉補助設備、原子炉格納施設などの設計、製作及び据付けには川内地点で起こると想定される地震に対しても十分その健全性と機能が維持できるよう考慮を払う。また、分類した各施設のうち、上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的事故が起こらないよう考慮している。これらの機械的設計のほかに、ある程度以上の地震が起こった場合、「水平地震」又は「鉛直

地震」信号により発電用原子炉の自動停止を行う。

（「1.3.3.1　耐震設計」参照）

b. 台風

原子炉格納施設及びその他の建屋の設計には、日本最大級の台風に対する考慮を払っており、さらに現在まで、敷地付近で台風による直接的な問題となるような災害の記録がないことからみて、発電所の安全性が台風により損なわれることは考えられない。

（「1.2.2　気象」及び「1.3　安全目標及びSSCに関する設計規則」参照）

c. 洪水など

発電所設置地点の敷地の地形と潮位から考えて、洪水、地すべり、津波などによって発電所の安全性が阻害されることは考えられない。

また、敷地付近において過去に問題となるような被害を被った記録もない。

（「1.2　敷地特性」参照）

(3) 人為外部ハザードの解析

今後検討

1.15.6 確率論的安全解析

1.15.6.1 確率論的安全解析の一般手法

川内原子力発電所第1号機 第1回安全性向上評価届出書「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」を参照。

1.15.6.2 レベル1確率論的安全評価の結果及び結論

川内原子力発電所第1号機 第1回安全性向上評価届出書「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」を参照。

1.15.6.3 レベル2確率論的安全評価の結果及び結論

川内原子力発電所第1号機 第1回安全性向上評価届出書「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」を参照。

1.15.6.4 確率論的安全評価の洞察及び応用

川内原子力発電所第1号機 第1回安全性向上評価届出書「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」を参照。

1.15.7 安全解析結果の概要

1.15.7.1 通常運転の解析結果

「1.4 原子炉」を参照。

1.15.7.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析結果

(1) 反応度事故に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

イ 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

中性子束、燃料エンタルピ及び原子炉圧力の変化を第1.15-81図に示す。中性子束は、過渡変化発生の約9.5秒後に「出力領域中性子束高(低設定)」信号のトリップ限界値まで増大し、さらに、定格出力値の約4.6倍まで上昇するが、ドップラ反応度帰還効果によって急速に抑えられ、約10秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより低下する。

燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、それぞれ約343kJ/kg・UO_2及び約81 kJ/kg・UO_2である。

また、原子炉圧力の最大値は約17.3MPaである。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は、約158 kJ/kg・UO_2であり、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じない。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピは燃料の許容設計限界である712kJ/kg・UO_2（「RIE評価指針」に示す170cal/g・UO_2に相当。）を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値はペレット燃焼度65,000MWd/t以上75,000MWd/t程度までのPCMI破損しきい値のめやすである167kJ/kg・UO_2（「RIE報告書」に示す40cal/g・UO_2に相当。）を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ロ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

（イ） 過渡変化の解析

I 解析結果

制御棒クラスタの引抜速度が速い場合として最大の反応度添加率である8.6×10^{-4}（ΔK/K）/sとした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第1.15-82図に示す。この場合、原子炉出力が急速に増加し、過渡変化発生の約1.3秒後に「出力領域中性子束高」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約1.8秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約127%である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原子炉圧力や1次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約0.5MPa、最小DNBRは約1.97となる。また、燃料中心温度の変化を第1.15-83図に示すが、その最高値は約2,150℃である。

制御棒クラスタ引抜速度が遅い場合として最小のDNBRを与える

2.8×10^{-5}（ΔK/K）/sとした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第1.15-84図に示す。この場合、過渡変化は反応度添加率が小さいため長くなるが、過渡変化発生の約41秒後に「過大温度ΔT高」信号のトリップ限界値に達し、約47秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約118%である。原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタの速い引き抜きの場合より大きいが、原子炉圧力の上昇は約0.7MPa、1次冷却材平均温度のピーク値は約310℃にとどまり、過渡期間中の最小DNBRも約1.75である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える3.2×10^{-5}（ΔK/K）/sとした場合の変化を第1.15-85図に示すが、その最高値は約2,330℃である。

反応度添加率と最小DNBRの関係は、第1.15-86図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる最小DNBRは、約1.75である。

反応度添加率と燃料中心温度の関係は、第1.15-87図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる燃料中心温度の最高値は約2,330℃である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

出力運転中の制御棒の異常な引き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、発電用原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ハ 制御棒の落下及び不整合

（イ） 過渡変化の解析

I 解析結果

定格運転中、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が落下した場合を上回る反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第1.15-88図及び第1.15-89図に示す。

制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているので、原子炉出力及び熱流束は過渡変化の発生直後急減し、一時的に原子炉圧力及び1次冷却材平均温度も減少するが、その後自動制御運転の場合は、制御棒制御系の働きにより回復する。

この過渡変化中に最小DNBRは熱流束の減少とともに上昇し、熱流束が復帰するにつれ減少する。DNBRは、熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い、かつ過渡変化中一定として計算しているが、この場合でも最小DNBRは約1.86である。原子炉出力の最大値は約105%であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPaである。

制御棒制御系が手動制御運転である場合には、原子炉圧力が低下し続け、過渡変化発生の約82秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約84秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、発電用原子炉は自動停止する。最小DNBRはこの過渡変化時に初期値以下に低下することはない。

また、制御棒クラスタ不整合の場合においては、最小DNBRは約1.97である。この場合、原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。

自動又は手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

上記の結果のように、最も厳しい定格出力運転状態において制御棒クラスタの落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の働きで定格出力へ復帰した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

また、制御棒クラスタの不整合が生じた場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ニ 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

（イ） 過渡変化の解析

I 解析結果

(I) プラント起動時の異常な希釈

この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約52分を要し、臨界に至るまでにさらに約12分を要する。したがって、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈

停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。

異常の原因を除去した後、発電用原子炉はほう素の濃縮及び通常の運転操作により冷態停止状態に移行することができる。

(II) 出力運転時の異常な希釈

発電用原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、さらに希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約23分を要するため、希釈停止操作時間を考慮しても「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。

発電用原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ運転員が異常な状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度ΔT高」信号により発電用原子炉は自動停止する。この過渡変化は「1.15.7.2(1)a.(a)ロ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率(約1.4×10^{-5}(ΔK/K)/s)はこの解析で使用した範囲に含まれている。したがって、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇もわずかである。

異常の原因を除去し手動又は自動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

プラント起動時にほう素を誤って希釈した場合、発電用原子炉が臨界になるまでに、運転員が警報により異常な状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。また、出力運転時に制御棒クラスタを自動制御している場合も、ほう素の希釈に伴い、制御棒クラスタを自動的に挿入し、必要な停止余裕が失われるまでに、運転員が「制御棒クラスタ挿入限界」警報により異常な状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。制御棒クラスタを手動制御している場合には自動挿入されないため、原子炉出力が上昇するが、発電用原子炉は「過大温度ΔT高」信号により自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

b. 設計基準事故の解析

(a) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

イ 制御棒飛び出し

（イ） 事故経過の解析

I 解析結果

(I) 中性子束の過渡変化をケースごとに第1.15-90図～第1.15-93図に示す。また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて図に示し、解析結果を第1.15-86表にまとめる。原子炉圧力の変化を第1.15-94図及び第1.15-95図に示す。

(II) いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され、「中性

子束高」信号により下記の時刻に制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。

サイクル初期高温全出力	約 0.6秒
サイクル末期高温全出力	約 0.5秒
サイクル初期高温零出力	約 0.6秒
サイクル末期高温零出力	約 0.6秒

その後は、原子炉冷却材喪失と同様に非常用炉心冷却設備により長期にわたる冷却の維持が行われる。

(III) 高温零出力のケースにおける燃料エンタルピの最大値は、サイクル末期で生じ、約461kJ/kg・UO_2である。

また、原子炉圧力の最大値は、サイクル初期高温零出力のケースで生じ、約16.6MPaである。

(IV) 「(11) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の放射線影響解析」で考慮する燃料破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。

i 高温全出力のケース

DNBRが許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は次のとおりとなる。

サイクル初期	約4%
サイクル末期	約2%

また、燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約2,381℃、サイクル末期約2,154℃であり、溶融点未満である。

ii 高温零出力のケース

燃料エンタルピの最大値はサイクル末期の約461kJ/kg・UO_2であり、燃料の許容設計限界712kJ/kg・UO_2を超えない。

また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピの増分がPCMI破損しきい値のめやすを上回る燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は、次のとおりとなる。

サイクル初期	0%
サイクル末期	約 1%

（V） ピーク出力部燃料エンタルピは、最大で約449kJ/kg・UO_2である。また、PCMI破損燃料及び破裂する浸水燃料の重量和は、最も大きくなるケースで約112kgである。この場合のPCMI破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギは約91kJであり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギ7.3×10^3kJに対して十分小さい。したがって、衝撃圧力により原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

（ロ） 結論

燃料エンタルピの最大値は約461kJ/kg・UO_2であり、判断基準を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生じることはなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(2) 原子炉冷却材流量低下に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 原子炉冷却材流量の部分喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

1次冷却材ポンプ1台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、最小DNBR及び原子炉圧力の変化を第1.15-96図に示す。1次冷却材流量の低下により、過渡変化発生の約1.4秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約2.4秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。最小DNBRは過渡変化発生の約3.2秒後に約2.21となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.4MPaである。原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

出力運転中に1次冷却材ポンプが1台停止した場合、残りの2台の1次冷却材ポンプは運転しており、さらに、停止した1次冷却材ポンプの慣性と1次冷却材の慣性があるために、1次冷却材流量が急速に減少することはなく、炉心の熱除去能力が急激に低下するようなことはない。その結果、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 原子炉冷却材流量の喪失

(イ) 事故経過の解析

I 解析結果

1次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第1.15-97図に示す。1次冷却材ポンプの電源喪失により「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、約1.2秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。

最小DNBRは、事故発生の約2.6秒後に約2.01となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.6MPaである。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

1次冷却材ポンプの全台停止時においても、1次冷却材及び1次冷却材ポンプの慣性のために、1次冷却材流量が急速に低下することなく発電用原子炉は自動的に停止し、最小DNBRは約2.01にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ロ 原子炉冷却材ポンプの軸固着

（イ） 事故経過の解析

I 解析結果

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第1.15-98図に示す。1次冷却材流量の低下により、事故発生の約0.1秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約1.1秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。

最小DNBRは、事故発生の約2.2秒後に約1.49となる。また、原子炉圧力の最大値は約17.3MPaである。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時において、1次冷却材流量が減少するものの、発電用原子炉は自動的に停止され、最小DNBRは約1.49にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(3) 原子炉冷却材インベントリ増加に関する系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

解析結果を、第1.15-99図に示す。熱流束の最大値は定格値の約81%であり、1次冷却材の炉心平均温度は、定格出力時より低い値にしかならない。したがって、最小DNBRの許容限界値に対する余裕は定格出力時より大きい。また、燃料中心温度は十分溶融点未満である。原子炉圧力の上昇は約0.8MPaである。

手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

部分出力運転時に1次冷却系の停止しているループの1次冷却材ポンプを起動した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(b) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

イ 原子炉冷却材系の異常な減圧

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの解析結果を第1.15-100図に示す。1次冷却材平均温度の低下による制御棒クラスタの引き抜きのため、正の反応度が添加され、原子炉出力は上昇するが、過渡変化発生の約58秒後に原子炉圧力低下に伴う「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約60秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。最小DNBRは、約2.02である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

この過渡変化が生じても、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。

ロ 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

解析結果を第1.15-101図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は低下するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。

タービン負荷と原子炉出力の不一致は、1次冷却材平均温度、加圧器保有水量及び原子炉圧力を低下させる。発電用原子炉は、過渡変

化発生の約29秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約31秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、最小DNBRは初期値を下回ることはない。

原子炉トリップ後、ほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

原子炉停止後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

非常用炉心冷却設備の誤起動が起こり、直ちに発電用原子炉が自動停止しない場合でも、最小DNBRは初期値を下回ることはなく、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(4) 2次系による熱除去増加に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 蒸気負荷の異常な増加

（イ） 過渡変化の解析

I 解析結果

「1.15.5.3(4)a.(a)イ 蒸気負荷の異常な増加」のケースAにおいては、原子炉出力は若干上昇するが、1次冷却材平均温度が大幅に低下するため、DNBRは初期値からわずかに減少するのみであり、最小DNBRは約2.31である。

「1.15.5.3(4)a.(a)イ　蒸気負荷の異常な増加」のケースBにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので原子炉出力の上昇も大きいが、最小DNBRは約2.08である。

「1.15.5.3(4)a.(a)イ　蒸気負荷の異常な増加」のケースC及びケースDの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、1次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBRに関してより厳しい結果になる。

「1.15.5.3(4)a.(a)イ　蒸気負荷の異常な増加」のケースCの解析結果を第1.15-102図に示し、「1.15.5.3(4)a.(a)イ　蒸気負荷の異常な増加」のケースDの解析結果を第1.15-103図に示す。「1.15.5.3(4)a.(a)イ　蒸気負荷の異常な増加」のケースCの最小DNBRは約2.05であり、「1.15.5.3(4)a.(a)イ　蒸気負荷の異常な増加」のケースDの最小DNBRは約2.06である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa以下である。

いずれの場合にも原子炉出力は約110%を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

異常原因を除去し手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ)　結論

このような厳しい解析条件のもとでの過渡変化に対しても、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ロ 2次冷却系の異常な減圧

（イ） 過渡変化の解析

I 解析結果

高温停止状態において1個の2次冷却系の弁から蒸気が放出された場合の炉心反応度評価の解析結果を第1.15-104図に示す。

蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器2次側及び1次冷却系は減圧冷却される。しかし、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号による非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値に約216秒で達することにより非常用炉心冷却設備が作動し、ほう酸水が炉心に到達することにより発電用原子炉は臨界となることはなく、過渡変化は安全に終止する。また、原子炉圧力の観点では、2台の充てん／高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

この後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

解析結果より明らかなように、この過渡変化によって、発電用原子炉は臨界とならないので、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満である。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ハ 蒸気発生器への過剰給水

（イ） 過渡変化の解析

I 解析結果

解析結果を第1.15-105図に示す。蒸気発生器2次側への過剰給水によって、1次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、過渡変化発生の約56秒後に「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップが生じ、引き続き発電用原子炉は約57秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小DNBRは約2.25である。また、原子炉出力は約104%にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPaである。

主給水及び発電用原子炉の停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

蒸気発生器2次側への過剰給水で、炉心に冷水が導入されることによって、原子炉出力は増大するが、サイクル末期の核的に最も厳しい状態で、過渡変化が発生しても、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 主蒸気管破断

(イ) 事故経過の解析

I 解析結果

(I) ケースA(高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時両端破断で外部電源あり)のDNBRを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第1.15-106図に示す。

(II) ケースB(高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時両端破断で外部電源なし)のDNBRを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第1.15-107図に示す。

(III) 2ケースとも発電用原子炉は臨界に達する。特にケースAではその最大熱流束は定格出力値の約12%まで上昇しており、ケースBに比べて厳しくなっている。

(IV) 2ケースとも「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に約2秒で到達し、ケースAでは約17秒、ケースBでは約27秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケースAでは1台の充てん／高圧注入ポンプから高濃度のほう酸水が1次冷却材低温側配管へ、事故後約47秒で到達することにより原子炉出力は低下し、最小DNBRは約2.47にとどまる。

(V) 外部電源の喪失を同時に仮定したケースBでは、1次冷却材ポンプトリップにより、1次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による1次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。

（VI） いずれのケースも発電用原子炉は臨界に達するが、破断したループの蒸気発生器への補助給水を、「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」による「非常用炉心冷却設備作動」信号発信10分後の時点で停止する操作を行うことにより、やがて1次冷却系の冷却が止まり、炉心は未臨界となる。その後、2次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

（VII） 原子炉圧力の観点では、2台の充てん／高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

（VIII） 臨界状態が継続する間、最小DNBRは約2.47であり、最大熱流束は、定格出力の約12%と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力も最高使用圧力の1.1倍を下回る。

なお、臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。

（ロ） 結論

以上のように、最も厳しい条件による解析において、発電用原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約12%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動で高濃度のほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、補助給水の停止に伴って、未臨界になる。最小DNBRは約2.47にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(5) 2次系による熱除去減少に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 主給水流量喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

原子炉圧力を評価した場合の解析結果を第1.15-108図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約28秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約30秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。原子炉圧力は原子炉トリップ直後に最大となるが、加圧器安全弁の作動により最大約17.4MPaにとどまる。蒸気発生器水位は、主給水喪失及び原子炉トリップにより蒸気発生器内の気泡がつぶれることによって急減するが、補助給水ポンプの作動によって補われ、漸次水位は回復する。また、1次冷却材ポンプは停止するが、1次冷却材の自然循環によって十分熱除去が可能である。1次冷却材平均温度は上昇するが、やがて補助給水及び自然循環による熱除去が有効となり1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少に向かう。

加圧器水位を評価した場合の加圧器保有水量の過渡変化を第1.15-109図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約50秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に達し、約52秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。加圧器保有水量の最大値は約32m^3(加圧器容積の約78%)であり、加圧器は満水になることはない。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

このように主給水流量喪失に対して十分な防止対策がとられており、たとえこの過渡変化が発生したとしても補助給水能力により、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(b) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

イ 負荷の喪失

（イ） 過渡変化の解析

I 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第1.15-110図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約11秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約13秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小DNBRは約2.15である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は加圧器逃がし弁が作動後さらに上昇し、加圧器安全弁が作動し、圧力上昇が抑えられる。

原子炉停止の遅れと、タービン・バイパス弁及び主蒸気逃がし弁の不作動を仮定しているため、2次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が作動する。この蒸気放出により1次冷却系の除熱がなされる。

加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第1.15-111図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約8秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。この間の原子炉圧力は、加圧器安全

弁の作動により最大約17.7MPaにとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPaにとどまる。

また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

負荷の喪失が起こった場合でも、主蒸気安全弁、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の作動により、1次冷却系は過圧されることはない。さらに、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、1次冷却系は加圧器安全弁の作動により、過度の圧力上昇を抑えることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 主給水管破断

（イ） 事故経過の解析

I 解析結果

主給水管破断時の1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第1.15-112図に、最小DNBRの変化を第1.15-113図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが、発電用原子炉は事故発生の約16秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に到達し、約18秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、さらに、加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑えられる。その後、破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し、「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号発信10分後に破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行うので、やがて補助給水による除熱が崩壊熱及び他の残留熱を上回り原子炉圧力は下降する。最小DNBRは約1.93である。また、原子炉圧力の最大値は約17.7MPaであり、事故のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPaにとどまる。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

（ロ） 結論

主給水管破断時、発電用原子炉は原子炉保護設備により自動停止し、最小DNBRは約1.93にとどまる。さらに、補助給水系が作動して発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却でき、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(6) 電力供給喪失の解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 外部電源喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

最小DNBRは約2.01である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最高値は約17.4MPaにとどまる。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

所内電源の確保には、万全を期しており、この一部あるいは全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの理由で、1次冷却材ポンプや蒸気発生器2次側給水設備の電源が喪失したとしても、「1.15.7.2(2)b.(a)イ 原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「1.15.7.2(5)a.(a)イ 主給水流量喪失」の結果が示すように、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(7) 冷却材喪失事故に関する炉心冷却解析

a. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 原子炉冷却材喪失

(イ) 事故経過の解析

I 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－

(I) 解析結果

解析した結果を第1.15-87表に示す。

第1.15-87表に示すように、流出係数0.4の場合が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。

流出係数0.4の場合の主な解析結果は第1.15-88表のとおりである。

主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクォリティの変化を第1.15-114図に、再冠水過程での原子炉容器ダウンカマ部水位、炉心再冠水速度積分値の変化を第1.15-115図に、原子炉格納容器圧力の変化を第1.15-116図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第1.15-117図に示す。

i 炉心圧力及び炉心流量の変化

第1.15-114図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が2相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約29秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなって、ブローダウンが終了する。

一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが、約2秒後には炉心内の1次冷却材のフラッシング等の影響により流れが停滞し、その後は約12秒後から再び下向きに流れる。

破断発生の約16秒後には原子炉圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となり、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は破断発生の約47秒後まで継続される。

ブローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。

ii 高圧注入系及び低圧注入系の起動

高圧注入系及び低圧注入系は、「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生後約1秒で到達することにより作動する。しかしながら、解析条件1.15.5.3(7)a.(a)イ(イ)Ⅰ(Ⅱ)ivで述べたように外部電源喪失の条件を仮定しているので、ディーゼル発電機が「非常用炉心冷却設備作動」信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水タンクのほう酸水を発電用原子炉へ注入する。解析条件1.15.5.3(7)a.(a)イ(イ)Ⅰ(Ⅱ)iiiに記したように、このための時間遅れを30秒としているので、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生の約31秒後から注水を開始することになる。

iii リフィル及び再冠水

ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件1.15.5.3(7)a.(a)イ(イ)Ⅰ(Ⅱ)vの条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入

水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、約31秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注水も加わり、破断発生の約40秒後に水位は燃料の下端に達する。

燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気と蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通って放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンカマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。

iv 燃料被覆管温度変化

低温側配管の両端破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管の温度はいったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、逆に低下していく。

しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管の温度は上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、約31秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約40秒後に原子炉水位が燃料の下端

に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱輻射のみしか考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後、非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は破断発生の約100秒後にはピークに達する。約410秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第1.15-88表に示すように約1,027℃にとどまり、ジルコニウム－水反応量も最大となる部分で約3.6%に抑えられる。燃料被覆管の温度が約1,027℃近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管はさらに低い温度にとどまる。

また、上記解析は外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合には、1次冷却材ポンプの運転により初期の炉心流量が大きいことにより炉心からの除熱量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。

II 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－

(I) 解析結果

解析した結果を第1.15-89表に示す。

最も厳しい結果を与える低温側配管口径約25.4cm相当のスプリット破断及び気相部破断について以下に述べる。

i 低温側配管スプリット破断

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第1.15-118図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第1.15-119図に示す。

事故後、1次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、約5秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約7秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。また、約7秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約32秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約46秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により、炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は最高約713℃に達した後急速に低下する。ジルコニウム－水反応量も、最大となる部分で約0.1%にとどまる。

ii 気相部破断

加圧器気相部に接続する最大口径約13cm配管破断の場合について以下に述べる。

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第1.15-120図に示す。

事故後、加圧器気相部からの蒸気放出に伴い原子炉圧力は急

激に減少し、約5秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約7秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。また、約13秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約38秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心部が2相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、約482秒後に蓄圧注入系からの注入が始まり、さらに原子炉圧力は低下する。

また、炉心は冠水状態にあり、燃料被覆管温度はほぼ1次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム－水反応量も問題とならない。

また、いずれの場合にも、格納容器サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え長期にわたる冷却を行う。

（ロ） 結論

非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、第1.15-87表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,027℃であり、制限値1,200℃に比べて余裕がある。

また、燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約3.6%及び0.3%以下であり十分小さい。さらに、第1.15-117図に示すとおり、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度は低い温度に落ち着く。なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度並びに局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量ともに蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合を下回り、問題となることはない。その後は、再循環モードの確立によって、

長期にわたる炉心の冷却が可能であり、この低い温度が維持される。

また、小破断解析においても、第1.15-89表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約713℃で、制限値1,200℃に比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウムー水反応量及び全炉心平均ジルコニウムー水反応量は、各々約0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度については、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合に比べて若干上昇するが、この場合でも燃料被覆管最高温度は約740℃（低温側配管口径約25.4cm相当のスプリット破断）であり、大破断解析の燃料被覆管温度が最も高くなる場合の解析結果を下回るとともに、制限値1,200℃を下回り、燃料被覆管のジルコニウムー水反応量も問題となることはない。また、長期にわたる炉心の冷却は再循環モードの確立によって維持できる。

(8) 1次系から2次系への漏えい解析

a. 設計基準事故の解析

(a) 環境への放射性物質の異常な放出

イ 蒸気発生器伝熱管破損

(イ) 事故経過の解析

I 解析結果

(I) 蒸気発生器伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第1.15-121図に示す。1次冷却材が2次冷却系へ流出するのに伴い、加圧器水位及び1次冷却系圧力が低下し、「過大温度ΔT高」信号により、事故発生の約5分後に、発電用原子炉は安全に自動停止する。

(II) 原子炉トリップ後、1次冷却系の減圧及び2次冷却系への1次冷却

材流出により、事故発生の約7分後に発信する「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。

(III) 事故発生後約15分(原子炉トリップ信号発信後10分)の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蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、事故発生後約25分の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、その後の事故発生後約30分の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の除熱の促進及び事故発生後約40分の加圧器逃がし弁開により、1次冷却系圧力は破損側蒸気発生器の圧力まで低下する。

その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより1次冷却系圧力は再び上昇するが、事故発生後約44分の非常用炉心冷却設備の停止及び健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による1次冷却系の除熱、減圧操作の継続により、事故発生後約50分で1次冷却系圧力は2次冷却系の圧力まで減圧し、1次冷却材の2次冷却系への流出は停止する。(以下この状態を「隔離」という。)

以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、さらに余熱除去系の運転により発電用原子炉を冷却し、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

(IV) 最小DNBRの解析結果を第1.15-122図に示す。最小DNBRは約1.89であり、新たに燃料棒の破損は生じない。

(V) 1次冷却材の2次冷却系への流出量は、第1.15-121図に示すように約73tである。流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出され

る蒸気量は約23tである。

（ロ） 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

I 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第1.15-123図及び第1.15-124図に示す。

評　価　項　目		評価結果
放出量	よう素 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	約1.2×10^{11} Bq
	希ガス(γ線エネルギ0.5MeV換算)	約4.7×10^{14} Bq
実　効　線　量		約　0.42　mSv

（ハ） 結論

蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、1次冷却系は早期に冷却減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を終止させることができる。また、最小DNBRは約1.89であり新たに燃料棒の破損は生じない。

この場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(9) 加圧熱衝撃の解析

40定格負荷相当年数の運転期間後の破壊靭性は、照射前の材料の破壊靭性の靭性を上回っており、加圧熱衝撃事象による原子炉容器の損傷が発生する懸念はない。

(10) 格納容器内圧力－温度過渡の解析

a.設計基準事故の解析

(a) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

イ 原子炉冷却材喪失

(イ) 事故経過の解析

I 解析結果

解析した結果を第1.15-125図に示す。1次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなるため、事故後約16秒にブローダウンエネルギによって形成される第1ピーク圧力約0.192MPaが現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約20秒に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に破断発生後約6秒で達することにより、約105秒から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱も行われる。

事故後約217秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器へのエネルギ放出が減少することにより、第2ピーク圧力約0.211MPa、温度約119℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以降原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギが減少するため、圧力は低下していく。

II 結論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.211MPaであり、最高使用圧力0.245MPaを下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

ロ 可燃性ガスの発生

（イ） 事故経過の解析

I 解析結果

解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第1.15-126図に示すようになり、事故発生後30日時点では約1.9%となる。

その後水素濃度の上昇があるが、格納容器減圧装置等を利用して制御を行うので、水素濃度は4%未満に保持される。

II 結論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。

(11) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の放射線影響解析

a.設計基準事故の解析

(a) 環境への放射性物質の異常な放出

イ 原子炉冷却材喪失

（イ） 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

I 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの

大気放出過程を第1.15-127図及び第1.15-128図に示す。

評　価　項　目		評価結果
放出量	よう素 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	約 2.5×10^{11} Bq
	希ガス(γ線エネルギ0.5MeV換算)	約 5.3×10^{13} Bq
実　効　線　量*		約　0.16　mSv

＊実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量(約0.090mSv)を含む。

II 結論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

ロ 制御棒飛び出し

(イ) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

I 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第1.15-129図及び第1.15-130図に示す。

評　価　項　目		評価結果
放出量	よう素 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	約 3.5×10^{10} Bq
	希ガス(γ線エネルギ0.5MeV換算)	約 6.9×10^{12} Bq
実　効　線　量*		約 0.022　mSv

＊実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量(約0.012mSv)を含む。

II 結論

制御棒飛び出しを仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

1.15.7.3 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の解析結果

(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析

a. 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

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 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1.15-7図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-131図から第1.15-140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1.15-141図及び第1.15-142図に示す。

I 事象進展

事象発生後、主給水の喪失に伴い蒸気発生器の2次側の水位が低下することで、「蒸気発生器水位異常低」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低下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、「蒸気発生器水位異常低」信号発信後、全補助給水ポンプの起動に失敗することから、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は継続し、事象発生の約24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。

蒸気発生器ドライアウトから5分後に、運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の手動開放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次系圧力は急激かつ大幅に低下し、高圧注入が開始される。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で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流量が減少し、1次系保有水量が減少することで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し、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流量は増加し、事象発生の約1.1時間後に高圧注入流量が加圧器逃がし弁からの放出量を上回り、1次系保有水量は増加に転じ、炉心の冠水状態は維持される。

II 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-139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380℃）以下にとどまり、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1.15-131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約16.7MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa）を下回る。

また、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、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.245MPa）、最高使用温度（127℃）を下回る。

第1.15-131図及び第1.15-140図に示すとおり、事象発生後100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、約11.5時間で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で約19.8時間で低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

ロ 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24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、1次系の減温、減圧、1次系保有水量の確保等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、蒸気発生器ドライアウト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。

(イ) 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とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

I 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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、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が、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、1次系温度に対して2℃低く、1次系圧力に対して0.2MPa低く評価する可能性がある。この場合、実際の蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、蒸気発生器水位の低下が早くなる。よって、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操作の開始が早くなる。なお、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出しづらく、フィードアンドブリード運転による1次系の減圧が遅くなる模擬としているが、フィードアンドブリード運転開始後の1次系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。

II 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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、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、評価項目となるパラメータ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が、実際の炉心水位は高くなることから、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータ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、1次系温度に対して2℃低く、1次系圧力に対して0.2MPa低く評価する可能性がある。この場合には、実際の1次系温度及

び圧力は高めとなることから、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の放出量は多く、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1次系保有水量の低下が促進され、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、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、充てん／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。なお、M-RELAP5コードでは、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリード運転による減圧が遅くなる模擬としている。このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水が可能となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（ロ） 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-64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、評価項目となるパラメータ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標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する充てん／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、充てん／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。

(I) 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た場合、解析条件で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緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始が遅くなる。

(II) 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た場合、解析条件で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の放出量が少なく、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなることから、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の放出量が少なく、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。このため、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

充てん／高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、結果を第1.15-143図から第1.15-147図に示す。充てん／高圧注入ポンプに

よる炉心注水量が少なくなるが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

フィードアンドブリード開始操作は、全補助給水ポンプの起動失敗を踏まえて蒸気発生器水位を継続的に監視することで、全蒸気発生器がドライアウトとなれば速やかに操作を開始することができ、第1.15-8図に示すとおり、中央制御室でフィードアンドブリード操作を実施する運転員は、その前に他の操作がないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 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開始操作が早くなる場合として、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる場合等が挙げられる。この場合、1次系温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなるこ

とが考えられる。一方で、炉心崩壊熱は大きく、蒸散量の増加による1次系温度及び圧力の上昇、1次系保有水量の低下が考えられる。このため、解析条件よりも3分早く、蒸気発生器広域水位0%到達から2分後に操作開始した場合について、結果を第1.15-148図から第1.15-153図に示す。充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が大きく作用することで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。

上記とは逆に、フィードアンドブリード開始操作が遅くなる場合として、炉心崩壊熱等の不確かさにより事象進展が遅れる場合が挙げられる。この場合、1次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が緩やかとなることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、「III　操作時間余裕の把握」において、解析条件からさらに5分の操作時間余裕を確保できていることから、炉心崩壊熱等の不確かさによる評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

III　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。

蒸気発生器ドライアウトの判定が遅れることによりフィードアンドブリードの開始操作が遅れる場合又は蒸気発生器ドライアウト判定後の運転員によるフィードアンドブリード開始操作の遅延を想定し、解析条件から5分の遅延を考慮して、蒸気発生器広域水位0%到達から10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、その結果を第1.15-154図から第

1.15-159図に示す。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で沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少するが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移することから、操作時間余裕として10分程度は確保できる。

IV 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により、1次系の減温、減圧、1次系保有水量の確保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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

（イ） 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)a.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり44名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ） 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)を水源とするフィードアンドブリードでの充てん／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(16%)に到達後、高圧再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、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でも同様の対応である。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電

機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

また、仮に上記に加え事象発生約9.0時間後から7日間まで可搬型ディーゼル注入ポンプにより全出力で蒸気発生器への代替注水を行った場合を想定すると、約31.8kℓ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485.2kℓの重油が必要となるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

ニ 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、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、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「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、短期対策として充てん／

高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード、長期対策として充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環並びに余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「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行った。

上記の場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリードを実施することにより、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、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、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、フィードアンドブリード等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

(b) 全交流動力電源喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

I 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1.15-11図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、炉心水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-160図から第1.15-170図に、2次系圧力及び蒸気発生器水位等の2次系パラメータの変化を第1.15-171図から第1.15-176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1.15-177図及び第1.15-178図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴いRCPの母線電圧が低下することで、「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が自動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生の30分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、1次系を減温、減圧することで、事象発生の約38分後に蓄圧注入系が作動する。事象発生の約52分後に1次系圧力が約1.7MPa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に到達した段階で、常設電動注入ポンプによる炉心注水を開始することで1次系の保有水量は回復する。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-170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380℃)以下にとどまり、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1.15-160図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は第1.15-177図及び第1.15-178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(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧再循環運転を行うことで、第1.15-179図及び第1.15-180図に示すとおり、事象発生の約75時間後に原子炉格納容器内温度110℃に到達後、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傾向を示している。

事象発生の約4時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。その後も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、充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転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統の復旧により原子炉補機冷却水系統の使用に期待できる場合には、原子炉格納容器スプレイ設備

により格納容器スプレイ再循環運転を行うことで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。

II 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1.15-12図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、炉心水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-181図から第1.15-189図に、2次系圧力及び蒸気発生器水位等の2次系パラメータの変化を第1.15-190図から第1.15-195図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴いRCPの母線電圧が低下することで、「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が自動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生の30分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、1次系を減温、減圧することで、事象発生の約63分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生の約28時間後に1次系圧力が約1.7MPa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減温、減圧を再開する。

事象発生の約31時間後に、1次系圧力が0.83MPa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

で、RCPシール部からの漏えいは停止し、事象発生の約34時間後に1次系圧力が約0.7MPaに到達する。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-189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380℃)以下にとどまり、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1.15-181図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)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、「全交流動力電源喪失(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、原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-181図及び第1.15-182図に示すように、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34時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。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行うことにより、安定停止状態を維持できる。

なお、原子炉補機冷却海水系統の復旧により原子炉補機冷却水系統の使用に期待できる場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により格納容器スプレイ再循環運転を行うことで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。

ロ　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次系強制冷却操作により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、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。

(イ)　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とは、「1.15.5.1(2)b.(c)　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。

I　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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、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低く評価す可能性があるが、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次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、初期の漏えい流量が実機の設計漏えい流量となるように入力で調整するため、運転員等操作時間に与える影響はない。

一方、二相臨界流の不確かさは-10%～+50%であり、過小評価する場合もある。しかし、試験解析結果からは二相臨界流をほとんどの領域で過大評価していることから、実際の漏えい流量は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系温度及び圧力の低下が抑制される。よって、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操作の開始が遅くなる。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性がある。よって、実際の1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなるとともに、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操作の開始が早くなる。

1次冷却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、最も過大評価となる場合で1次系圧力に対して0.5MPa高く評価する可能性がある。よって、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量は多くなり、1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなるとともに、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操作の開始が早くなる。

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

強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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で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操作の開始が早くなる。

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は約1.6倍高く、原子炉格納容器内温度は約20℃高めに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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、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、評価項目となるパラメータ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が、実際の炉心水位は高くなることから、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、初期の漏えい流量が実機の設計漏えい流量となるように入力で調整するため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。一方、二相臨界流の不確かさは-10%～+50%であり、過小評価する場合もある。しかし、試験解析結果からは二相臨界流をほとんどの領域で過大評価していることから、実際の漏えい流量は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系温

度及び圧力の低下が抑制される。よって、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性がある。よって、実際の1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなることから、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却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、最も過大評価となる場合で1次系圧力に対して0.5MPa高く評価する可能性がある。よって、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量は多くなり、1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなるとともに、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータ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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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、減圧が早くなるとともに、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータ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は約1.6倍高く、原子炉格納容器内温度は約20℃高めに評価する可能性がある。よって、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低めとなることから、評価項目となる

パラメータに対する余裕は大きくなる。

（ロ） 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-65表及び第1.15-66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、評価項目となるパラメータ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、標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量及び原子炉格納容器自由体積並びに評価項目となるパラメータ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。

(I) 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た場合、解析条件で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り、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や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操作の開始が早くなる。

RCPシール部からの漏えい率の変動を考慮した場合、解析条件で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り、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や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等操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなり、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や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等操作の開始が早くなる。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されるが、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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 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た場合、解析条件で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低下することで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータ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た場合、解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなり、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器圧力及

び温度の上昇は抑制されるため、評価項目となるパラメータ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、解析条件で設定している初期保有水量より多くした方が蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、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高保有水量とした場合に、最低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「1.15.7.3(1)a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、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除熱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除熱は可能であり、このことは第1.15-196図及び第1.15-197図でも確認できる。さらに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、「1.15.7.3(1)a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」の感度解析結果が示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の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対する余裕は大きくなる。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-13図及び第1.15-14図に示すとおり、現地における2次系強制冷却操作と、中央制御室における蓄圧タンク出口弁の閉止操作及び常設電動注入ポンプの起動操作はそれぞれ別の運転員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、減圧は運転員による主蒸気逃がし弁の開度調整を行うことにより、現地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。

(II) 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次系温度維持操作は、運転員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。

蓄圧タンク出口弁の閉止操作については、1次系圧力約1.7MPa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により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。

蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開操作については、炉心崩壊熱の不確かさ等により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、運用として実際に見込まれる操作時間は早く、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次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。冷却材放出における臨界流モデルの不確かさ、RCPからの漏えい率の不確かさにより、1次系からの漏えい率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。操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなると考えられるが、「(ハ)操作時間余裕の把握」において、事象発生の30分後の2次系強制冷却開始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。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作の影響については、蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開操作と同様であり、操作開始が早くなる場合には、炉心への注水のタイミングが早くなることから1次系保有水量の低下が抑制されることで評価項目となるパラメータ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、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、炉心注水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。

(ハ) 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次系強制冷却操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、2次系強制冷却操作の開始を30分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-198図から第1.15-201図に示すとおり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系からの漏えい量が多くなり、1次系保有水量の低下が早くなるが、評価項目となるパラメータに対して十分余裕がある。よって、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。

蓄圧タンク出口弁の閉止操作の操作時間余裕としては、第1.15-202図に示すとおり、1次系圧力が約1.7MPaから、蓄圧タンク内の窒素が1次系内に注入される圧力1.2MPaに達するまでの時間を1次系圧力が約1.7MPa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14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操作の操作時間余裕としては、第1.15-203図に示すとおり、1次系の圧力が2次系強制冷却再開操作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0.7時間程度は確保できる。

（ニ） 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。

ハ　必要な要員及び資源の評価

（イ）　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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)b.(a)ハ　炉心損傷防止対策」に示すとおり52名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ）　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、「1.5.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　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「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び、RCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、資源の評価上厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の評価結果を以下に示す。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)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再循環切替水位(16%)までの約58.1時間の注水継続が可能である。約51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運転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(約640m^3:水位異常低警報値までの水量)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約10.9時間の注水継続が可能である。なお、7時間10分以降は、復水タンクに復水タンク補給用水中ポンプ(約90m^3/h)等による補給を行う。

II 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。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生21時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約30.4kℓの重油が必要となる。

復水タンクへの補給については事象発生7時間10分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。また、使用済燃料ピットへの注水についても、事象発生7時間10分後から7日間の運転を想定しているが、復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの

重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約272.0kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ロ(ロ)　資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

III　電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約2,090kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)にて供給可能である。

ニ　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、短期対策として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、長期対策として格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環、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を整備している。

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RCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補

機冷却機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、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次系強制冷却及び常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を実施することにより、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、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 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、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

ロ　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、「1.15.7.3(1)a.(b)　全交流動力電源喪失」と同様である。

ハ　必要な要員及び資源の評価

(イ)　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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、重要事故シーケンスにおいては、「1.15.2.4(3)b.　全交流動力電源喪失」と同様であり、52名である。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスにおいては、「1.15.2.4(3)c.(a)ハ　炉心損傷防止対策」に示すとおり42名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ)　必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.2.4(3)b.　全交流動力電源喪失」と同様である。

ニ　結論

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた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、長期対策として格納容器再循環ユニットによる格納

容器内自然対流冷却、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環、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を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」について有効性評価を行った。

上記は、「1.15.2.4(3)b. 全交流動力電源喪失」と同様であり、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、「1.15.2.4(3)b. 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、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、常設電動注入ポンプを用いた炉心注水等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 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1.15-19図に、原子炉容器内水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-204図から第1.15-209図に、原子炉格納容器圧力及び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1.15-210図から第1.15-214図に示す。

I 事象進展

事象発生後、破断口から1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「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、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより炉心は冠水状態に維持される。

燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約7.0時間後に格納容器再循環サンプ側へ水源切替えを行う。その時に高圧再循環運転により原子炉容器内水位は維持されるが、格納容器スプレイ注入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8.8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分後から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で、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。

II 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は第1.15-213図及び第1.15-214図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.350 MPa及び約134℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.490MPa）及び200℃を下回る。

燃料被覆管温度は第1.15-209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340℃）以下にとどまり、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1.15-204図に示すとおり、初期値（約15.6MPa）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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa）を下回る。

第1.15-213図及び第1.15-214図に示すように、事象発生後72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、原子炉格納容器は安定して減圧されている。原子炉は事象発生の約7.5時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。さらに、高圧・低圧再循環運転及び格納容器内自然対流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、原子炉格納容器スプレイ設備の復旧により使用に期待できる場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により格納容器スプレイ再循環運転を行うことで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。

ロ　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、運転員等操作である格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉格納容器の圧力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。

（イ） 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とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

I 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については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃程度を高めに評価する可能性がある。よって、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低めとなることから、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操作の開始が遅くなる。

II 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については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃程度高めに評価する可能性がある。よって、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低めとなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（ロ） 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-67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、評価項目となるパラメータ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並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水タンク水量及び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。

(I) 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。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操作の開始が遅くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却材の流出流量が変動することで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に影響を与える。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操作の開始時間が変動する。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系の減温、減圧効果が大きくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。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操作の開始が遅くなる。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で

設定している自由体積より大きくなるため、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操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替時間がわずかに早くなる。このため、比較的高温の冷却水が原子炉格納容器内にわずかに早く注水されるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、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、原子炉格納容器の最高使用圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却操作に影響はないため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータ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次冷却材の流出流量が変動することで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に影響を与えることから、破断口径を小さくした2インチの場合と、破断口径を大きくした6インチの場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-215図及び第1.15-216図に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕がある。

i 6インチ

事象発生直後の短期応答については、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り原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が厳しくなる。その後、1次系圧力が低下することから高圧注入流量が増加し、また、低圧注入も作動することから炉心冷却が進む。その結果、4インチの場合よりも原子炉格納容器圧力及び温度が低く推移する。

長期応答については、破断口径が比較的大きいことから再循環運転への切替えが早くなり、再循環流量も多いことから格納容器再循環サンプ水の冷却が促進され、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は4インチの場合を下回る。

ii 4インチ

事象初期の破断流量は2インチ破断と6インチ破断の中間程度となるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇も中間的な応答を示すが、破断流量の減少及びヒートシンクによる吸熱により圧力及び温度の上昇が抑制される。その後、再循環切替えにより比較的高温の格納容器再循環サンプ水が炉心注水されることにより原子炉格納容器内に放出されるエネルギが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇するが、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圧力及び温度は低下に転じる。

iii 2インチ

事象発生直後の短期応答については、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、また、蒸気発生器2次側による除熱が相対的に長く継続する。ヒートシンクによる吸熱も緩やかに継続することから、原子炉格納容器圧力及び温度は緩やかに上昇する。

長期応答については、破断口径が比較的小さいことから再循環運転への切替えが遅くなり、再循環流量も少ないことから格納容器再循環サンプ水の冷却が促進されず、原子炉格納容器圧力及び温度は高めに推移する。一方、蒸気発生器2次側による除熱が寄与することから、結果として原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は4インチの場合を下回る。

iv 4インチから2インチの間の傾向

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原子炉格納容器圧力及び温度は緩やかに上昇する。その後、長期的には再循環流量が比較的少なく格納容器再循環サンプ水の冷却が促進されにくくなるが、蒸気発生器2次側による除熱が寄与することから、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は緩和される傾向となる。

v 4インチから6インチの間の傾向

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り原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が厳しくなる。その後、長期的には再循環流量が比較的多く格納容器再循環サンプ水の冷却が促進されることから、原子炉格納容器圧力及び温度が緩和される傾向となる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系の減温、減圧効果が大きくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替時間がわずかに早くなる。このため、比較的高温の冷却水が原子炉格納容器内にわずかに早く注水されるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。この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格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値（1基当たりの除熱特性：100℃～約149℃、約5.0MW～約8.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-217図及び第1.15-218図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後に開始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操作により、原子炉格納容器圧力及び温度の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対する余裕は大きくなる。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-20図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却操作は、中央制御室及び現地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。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

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操作については、炉心崩壊熱等の不確かさによって事象進展が緩やかになる場合には、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、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で、原子炉格納容器の圧力上昇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ない。

また、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（ハ） 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操作の時間余裕としては、第1.15-219図に示すとおり、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4時間程度は確保できる。

（ニ） 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、運転員による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

（イ） 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は「1.15.2.4(3)d.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり22名であり、重

大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ） 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん／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(16%)に到達後に高圧・低圧再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、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。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

ニ 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、原子炉格納容器内の圧力が上昇することで、原子炉格納容器が過圧破損に至り、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなることにより、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、短期対策として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、長期対策として高圧・低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備している。

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「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」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、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実施することにより、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、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、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、格納容器内自然対流冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

(e) 原子炉停止機能喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

I 主給水流量喪失

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-22図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第

1.15-220図から第1.15-226図に、2次系除熱量及び蒸気発生器2次側保有水量等の2次系パラメータの変化を第1.15-227図から第1.15-231図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、主給水の喪失により、1次冷却材温度及び1次系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、主給水の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(ATWS緩和設備)が検知し、主蒸気ラインを隔離する。

これにより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は低下する。

1次冷却材温度の上昇に伴い、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動作により圧力上昇は抑制され、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次系の圧力上昇は抑制される。

(II) 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1.15-222図に示すとおり、約18.5MPaであり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

燃料被覆管温度は第1.15-226図に示すとおり、原子炉停止機能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し、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。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、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次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.245MPa）及び最高使用温度（127℃）を下回る。

第1.15-221図及び第1.15-222図に示すように、事象発生後600秒時点においても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、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次系の降温、降圧を行い、事象発生後、約10時間で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約18.3時間で低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

II 負荷の喪失

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-23図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-232図から第1.15-238図に、2次系除熱量及び蒸気発生器2次側保有水量等の2次系パラメータの変化を第1.15-239図から第1.15-243図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、負荷の喪失により、1次冷却材温度及び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、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次冷却材温度の上昇は抑制され、原子炉出力が維持される。

また、全主蒸気隔離弁誤閉止もしくは復水器の故障に伴う主給水の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(ATWS緩和設備)が検知する。

1次冷却材温度の上昇に伴い、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動作により圧力上昇は抑制され、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次系の圧力上昇は抑制される。

(II) 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1.15-234図に示すとおり、約18.5MPaであり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

燃料被覆管温度は第1.15-238図に示すとおり、原子炉停止機能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し、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。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、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次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納

容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.245MPa）及び最高使用温度（127℃）を下回る。

第1.15-233図及び第1.15-234図に示すように、事象発生後600秒時点においても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、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次系の降温、降圧を行い、事象発生後、約10時間で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約18.3時間で低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

ロ　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、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）により、自動的に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起動を行い、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、運転員等操作はない。

（イ） 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とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

I 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、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、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実施し、未臨界状態を維持する。

II 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、減速材温度係数を絶対値で3.6×10^{-5}（ΔK/K）/℃大きく評価する可能性がある。よって、実際の減速材反応度帰還効果は小さくなり、1次冷却材温度上昇時の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次冷却材膨張量が大きく評価される。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ため、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。よって、これらの不確かさを考慮した感度解析を「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ)　感度解析」にて実施する。

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。よって、実際のドップラ反応度帰還効果は大きくなり、燃料温度低下時の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次冷却材膨張量が大きく評価される。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ため、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。よって、これらの不確かさを考慮した感度解析を「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ)　感度解析」にて実施する。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、8%大きく評価する可能性がある。よって、実際の炉心ボイド率が低くなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次冷却材温度上昇時の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により、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、1次系圧力を0.2MPa及び1次冷却材温度を2℃低

く評価する可能性がある。よって、実際の1次系圧力が高くなり、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次冷却材温度が高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることで、1次冷却材膨張量が大きく評価される。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ため、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。よって、これらの不確かさを考慮した場合の影響を「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて確認する。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-68表及び第1.15-69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炉心熱出力、1次系圧力、1次冷却材平均温度、減速材温度係数及びドップラ特性並びに標準値として設定している炉心崩壊熱、蒸気発生器2次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 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、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、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実施し、未臨界状態を維持する。

(II) 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、初期定常誤差を考慮した場合には、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、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ため、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。よって、これらの定常誤差を考慮した感度解析を「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて実施する。

減速材温度係数の不確かさとして、サイクル寿命中の変化及び装荷炉心毎の変動を考慮した場合、解析条件で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次冷却材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ため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

ドップラ特性は、装荷炉心毎の変動を考慮した場合においても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、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ため、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。よって、これらの

不確かさを考慮した感度解析を「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ)　感度解析」にて実施する。

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で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。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次系除熱の効果が長くなり、1次系圧力の上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

II　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、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II　有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、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実施し、未臨界状態を維持する。

（ハ） 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行う。

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1.15-90表及び第1.15-91表並びに第1.15-244図及び第1.15-245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」時において約19.0MPa、「負荷の喪失」時において約19.2MPaとなる。「1.15.7.3(1)a.(e)イ(イ) 有効性評価の結果」で示す各々の最高値約18.5MPaに比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回っている。

さらに、「(イ) 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次冷却材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)を下回り、評価項目となるパラメータを満足できる。

（ニ） 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、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却

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。

（ホ） 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。感度解析結果より、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、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（ATWS緩和設備）により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

ハ 必要な要員及び資源の評価

（イ） 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)e.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり14名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ） 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

I 水源

復水タンク（約640m^3：水位異常低警報値までの水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約10.9時間の対応が可能である。余熱除去系統による冷却は、事象発生約12時間後から使用開始可能となるため、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約1.1時間は常設設備により復水タンクへの補給操作が必要となる。以降は余熱除去系による冷却を継続するため、復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は、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約1.1時間は、復水タンクに復水タンク補給用水中ポンプ（約90m^3/h）等による補給を行う。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。また、外部電源喪失時の事象発生約10.9時間後からの復水タンク補給を想定しても、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯

蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計（約314.0kℓ）にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計（約510.0kℓ）にて供給可能である。

III　電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

ニ　結論

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、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、短期対策としてタービントリップ、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（ATWS緩和設備）、長期対策として緊急ほう酸注入及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備し

ている。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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行った。

上記の場合においても、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）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、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。

また、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、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。

(f) ECCS注水機能喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 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1.15-27図に示す。

I 6インチ破断

1次系圧力、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-246図から第1.15-252図に、2次系圧力及び補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-253図から第1.15-255図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「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11秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備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、高圧注入系の機能喪失を想定することから、1次系保有水量が低下するが、事象発生の約4.5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で自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、1次系保有水量は回復する。

その後、事象発生の約10分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。さらに、1次系圧力が低下することで、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。この期間、炉心が露出することはない。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-252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380℃）以下にとどまり、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1.15-246図に示すとおり、初期値（約15.9MPa）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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa）を下回る。

また、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、原子炉格納容器スプレイ設備によ

り抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.245MPa）、温度（127℃）を下回る。

第1.15-248図に示すように、事象発生後60分時点においても余熱除去ポンプによる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3.1時間後に低圧再循環に切替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、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。

II 4インチ破断

1次系圧力、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-256図から第1.15-262図に、2次系圧力及び補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-263図から第1.15-265図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「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18秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備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、高圧注入系の機能喪失を想定することから、1次系保有水量が低下することで、事象発生の約8.5分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。

その後、事象発生の約10分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約11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11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で自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約14分後に約731℃に到達した後、約17分後に再冠水することで、急速に低下する。さらに、1次系圧力が低下することで、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。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-262図に示すとおり、事象発生の約14分後に約731℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約0.1%にとどまることから、15%以下となる。

1次系圧力は第1.15-256図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、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、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.245MPa）、温度（127℃）を下回る。

第1.15-258図に示すように、事象発生後60分時点においても余熱除去ポンプによる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3.6時間後に低圧再循環に切替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、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。

III 2インチ破断

1次系圧力、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-266図から第1.15-272図に、2次系圧力及び補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-273図から第1.15-275図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「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56秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備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、事象発生の約11分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約12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17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で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53分後に低圧注入が開始されるが、高圧注入系の機能喪失を想定していることから、1次系保有水量が低下することで、事象発生の約54分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。

その後、燃料被覆管温度は約58分後に約496℃に到達した後、再冠水することで急速に低下し、低圧注入により1次系保有水量が回復に転じる。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-272図に示すとおり、事象発生の約58分後に約496℃に到達した後に再冠水することで低下することから、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1.15-266図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、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、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)、温度(127℃)を下回る。

第1.15-268図に示すように、事象発生後60分時点においても余熱除去ポンプによる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7.0時間後に低圧再循環に切替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、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。

ロ　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、高圧注入系の機能喪失を想定することから、運転員等操作である2次系強制冷却操作により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、非常用炉心冷却設備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。

（イ）　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とは、「1.15.5.1(2)b.(c)　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。

I 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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、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ー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めに評価することから、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が、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次冷却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では漏えい流量は実験データに対してサブクール領域では大きく評価する傾向、小さく評価する傾向の両方がある。しかし、解析における破断口径は、6インチ、4インチ及び2インチの解析を実施することで、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事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方で、二相臨界流については試験データより多めに評価することから、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系の温度及び圧力の低下が抑制される。しかし、1次系圧力の低下による非常用炉心冷却設備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次系強制冷却操作の開始に与える影響はない。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1,2次系の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなる。しかし、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却操作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次系強制冷却操作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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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。しかし、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却操作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次系強制冷却操作の開始に与える影響はない。

II 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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、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、評価項目となるパラメータ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めに評価することから、実際の燃料被覆管温

度は低くなる。よって、評価項目となるパラメータ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とから、実際の炉心水位は高めとなり炉心露出に対する余裕が大きくなることで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却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では漏えい流量は実験データに対してサブクール領域では大きく評価する傾向、小さく評価する傾向の両方がある。また、二相臨界流については試験データより多めに評価することから実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系の温度及び圧力の低下が抑制される。よって、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータ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、蓄圧タンクからの注入開始が遅れ、1次系保有水量の回復が遅れるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる影響もある。以上より、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が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、解析における破断口径は、6インチ、4インチ及び2インチ破断の解析を実施することで、破断流量の不確かさの影響を考慮している。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1、2次系の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなる。よって、1次系圧力は低めとなることから、漏え

い量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータ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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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、減圧が早くなるとともに、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-70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、評価項目となるパラメータ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、標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量及び余熱除去ポンプ注入特性に関する影響評価並びに評価項目となるパラメータ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。

(I) 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系の圧力及び温度の低下が早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動

信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始が早くなる。

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で、1次系の圧力低下に影響を与える。このため、1次系圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始時間が変動する。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系圧力及び温度の低下がわずかに早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始がわずかに早くなる。

余熱除去ポンプ注入特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している注入特性より大きくなり、1次系の注水流量は多くなるため、1次系保有水量の回復が早くなるが、操作開始の起点としているパラメータに対しての影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 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た場合、解析条件で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低下することで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータ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で、1次系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ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

項目となるパラメータに対して十分な余裕がある。

i 6インチ破断

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次系の圧力低下が早くなり、早期にループシールが解除されることで、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。

ii 4インチ破断

事象初期の破断流量及び1次系の圧力低下は2インチ破断と6 インチ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次系保有水量の低下により一時的に炉心は露出する。その後、1次系の圧力低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次系強制冷却を開始することで炉心は再冠水し、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 2インチ破断

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次系の圧力低下が遅くなり、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。その後、一時的に炉心は露出するが、ループシールが解除されることで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。

iv 4インチから2インチ破断の間の傾向

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次系の圧力低下が遅くなり、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次系保有水量の低下が少なく、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 4インチから6インチ破断の間の傾向

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次系の圧力低下が早くなり、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、燃料被覆管温度は低下する傾向となる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系圧力及び温度の低下がわずかに早くなり、1次系からの漏えい流量が少なくなるとともに、蓄圧注入、低圧注入の開始が早くなる。このため、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

余熱除去ポンプ注入特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している注入特性より大きくなり、1次系の注水流量は多くなる。このため、1次系保有水量の回復が早くなり、評価項目となるパラメータ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、初期保有水量を多くした方が蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなるため、1次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて最高保有水量とした場合の感度

解析を実施した。その結果、第1.15-276図から第1.15-278図に示すとおり、4インチ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791℃となる。また、第1.15-279図から第1.15-281図に示すとおり、2インチ破断の場合では1次系保有水量の低下が遅くなることで炉心露出が遅くなるとともに、炉心露出期間が短くなっており、燃料被覆管最高温度は約392℃となる。よって、燃料被覆管最高温度1,200℃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。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-28図に示すとおり、2次系強制冷却操作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。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の不確かさ等により1次系温度及び圧力の低下が早くなると、非常用炉心冷却設備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次系からの漏えい率が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

破断口径の不確かさにより1次系からの漏えい率が小さくなると、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなる。このように、操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、非常用炉心冷却設備作動信号発信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5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、燃料被覆管最高温度1,200℃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。

(ハ) 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次系強制冷却操作の実施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、4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて、2次系強制冷却操作の開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。

その結果、4インチ破断の解析結果は第1.15-282図から第1.15-287図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次系圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約808℃となる。また、2インチ破断の解析

結果は第1.15-288図から第1.15-293図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次系圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなることで炉心露出が早くなり、燃料被覆管最高温度は約580℃となるが、いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から15分程度は確保できる。

（ニ） 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次系強制冷却等を行うことにより、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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

（イ） 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)f.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり26名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ） 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)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(16%)に到達後、低圧再循環運転へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約 475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

ニ 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くなることで、1次冷却材の保有水量が減少し、炉心の冷却能力が低下することにより、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「ECCS注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、長期対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環を整備している。

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行った。

上記の場合においても、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施することにより、破断サイズにより蓄圧注入又は低圧注入を促進させることで、破断口径が大きい6インチ破断については炉心が露出することはない。また、破断口径が比較的小さい2インチ破断及び4インチ破断については、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で燃料被覆管温度は低下する。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、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において、2次系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

(g) ECCS 再循環機能喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 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1.15-30図に、原子炉容器内水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-294図から第1.15-301図に、原子炉格納容器圧力及び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1.15-302図から第1.15-305図に示す。

I 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「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、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動する。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19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、ECCS再循環への切替えに失敗することで炉心水位は低下する。しかし、ECCS再循環切替失敗の30分後に、格納容器スプレイポンプによる代替再循環による炉心への注水を実施することで炉心水位は回復する。

II 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1.15-301図に示すとおり、非常用炉心冷却設備による炉心注水によって低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を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1,027℃であり、燃料被覆管の酸化量は約3.6%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度1,200℃、燃料被覆管の酸化量15%以下である。

1次系圧力は第1.15-294図に示すとおり、初期値（約15.6MPa）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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は第1.15-304図及び第1.15-305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。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.245MPa）、最高使用温度（127℃）を下回る。

第1.15-303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4.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプ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。

ロ　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、運転員等操作である格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作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、再循環切替失敗30分後を起点に操作を開始する格納容器スプレイポンプによる代替再循環とする。

（イ）　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とは、「1.15.5.1(2)b.(c)　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。

I 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次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(ハ) 感度解析」にて評価している。

II 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次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(ハ) 感度解析」にて評価している。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-71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、評価項目となるパラメータ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並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水タンク水量、充てん／高圧注入ポンプ注入特性、余熱除去ポンプ注入特性及び格納容器スプレイポンプ流量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度、圧力の低下が早くなり、炉心注水流量が多くなることで、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、事象発生後の1次系圧力は原子炉格納容器圧力に支配され、崩壊熱の変動による炉心注水流量への影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で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、炉心注水流量が減少する。このため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなるため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、大破断LOCAであることから、2次系からの冷却効果はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響はない。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、格納容器スプレイの作動が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。このため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が早くなるが、その差は小

さいため、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次系への注水流量より少なくなるため、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなる。

(II) 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た場合、解析条件で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低下し、1次系保有水量の低下が抑制される。このため、評価項目となるパラメータ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、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、大破断LOCAであることから、2次系からの冷却効果はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、格納容器スプレイの作動が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替時点での崩壊熱が小さくなり、1次系保有水量の低下が

抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替水位に到達する時間が早くなるが、再循環切替水位到達時点の崩壊熱の違いによる1次冷却材の蒸散量への影響は小さく、炉心水位の低下に与える影響は小さいため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次系への注水流量より少なくなるため、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替時点での崩壊熱が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-31図に示すとおり、格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作は、中央制御室及び現地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。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作について、破断口径等の不確かさによって事象進展が緩やかになる場合等、操作開始が遅くなる場合には、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータ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、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(ハ) 感度解析」にて評価している。

(ハ) 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次冷却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、第1.15-306図に示すとおり、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ECCS再循環切替失敗から15分後に実施した場合の結果を第1.15-307図に示すとおり、ECCS再循環切替失敗後において、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。よって、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圧力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。

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次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、炉心露出を約15分遅く評価する可能性があることから、実際の炉心露出に対する余裕が小さくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる。これを踏まえて、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。このため、炉心露出することはなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（ニ） 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操作時間余裕を確認する。

格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の実施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、運用上実際に見込まれる操作開始時間であるECCS再循環切替失敗から15分後に実施する格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作に対して、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1.15-308図及び第1.15-309図に示すとおり、燃料被覆管温度は1,200℃に対して十分余裕がある。よって、操作時間余裕として、ECCS再循環切替失敗から20分程度は確保できる。

（ホ） 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。感度解析結果より、MAAPコードの炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮し、運用上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、運転員による格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、評価項目となるパラメ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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

（イ） 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)g.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ） 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん/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(16%)に到達後(約19分後)に低圧再循環運転に切替失敗するが、その後、2系列の格納容器スプレイ再循環運転切替成功を確認した後、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替える(約49分後)。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、代替再循環(炉心冷却)運転を継続する。

燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)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(16%)に到達後(約19分後)にB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運転に切り替え、以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。

以上より、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。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓとなる

が、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III　電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

ニ　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非常用炉心冷却設備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非常用炉心冷却設備の再循環運転ができなくなることで、1次冷却材の保有水量が低下し、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、短期対策及び長期対策として格納容器スプレイポンプ

による代替再循環及び格納容器スプレイ再循環を整備している。

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が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実施することにより、ECCS再循環切替失敗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、評価項目を満足している。また、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コードの炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮し、運用上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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において、格納容器スプレイポンプによる代替再循環等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

(h) 格納容器バイパス

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

I 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の事象進展を第1.15-34図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-310図から第1.15-321図に、補助給水流量及び蒸気流量の2次系パラメータの変化を第1.15-322図及び第1.15-323図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより、1次系圧力が低下することで、「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15秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより、ほう酸水が炉心に注水される。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7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で1次系保有水量が回復する。

事象発生の約25分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始するとともに、1次系からの漏えい量抑制のため、事象発生の約62分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水について、高圧モードから充てんモードへの切替えを実施する。

その後、余熱除去ポンプの入口弁（ユニハンドラ弁）を閉止することで漏えいは停止する。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-321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380℃）以下にとどまり、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1.15-310図に示すとおり、初期値（約15.9MPa）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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa）を下回る。

また、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により、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次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.245MPa）及び最高使用温度（127℃）を下回る。

第1.15-310図及び第1.15-311図に示すように、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、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、事象発生約400時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、主蒸

気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

II 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

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事象進展を第1.15-35図に、1、2次系圧力、1次系温度、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-324図から第1.15-333図に、蒸気発生器水位及び蒸気流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-334図から第1.15-336図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、破断した伝熱管を通じて1次冷却材が蒸気発生器2次側に流出することで1次系圧力が低下し、事象発生の約6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ループの主蒸気安全弁開固着を想定しているため、1次系の圧力及び温度が低下することで、約7分後に「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより、ほう酸水が炉心に注水されることで1次系保有水量が上昇に転じる。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。

原子炉トリップ発生の10分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始した後、その約2分後に隔離操作を完了する。さらに、破損側蒸

気発生器の隔離操作を完了した時点から健全側主蒸気逃がし弁の開操作を開始し、1分後に完了する。

加圧器水位の回復と1次系からの漏えい量低減のため、事象発生の約31分後に加圧器逃がし弁による1次系の減圧を実施し、事象発生の約47分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水について、高圧モードから充てんモードへの切替えを実施する。その後、事象発生の約2.2時間後に余熱除去系による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の2次側圧力が平衡になった時点で、1次冷却材の2次冷却系への漏えいは停止する。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-333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340℃）以下にとどまり、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1.15-324図に示すとおり、初期値（約15.7MPa）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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa）を下回る。

また、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次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力

(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-324図及び第1.15-325図に示すように、事象発生後5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、余熱除去系の運転を継続することにより、事象発生の約10.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系が使用不能の場合においても、充てん系によるフィードアンドブリード及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、事象発生の約28.1時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

ロ　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、運転員等操作である2次系強制冷却、加圧器逃がし弁開閉操作による1次系の減温、減圧を行うとともに、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作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、原子炉トリップ又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点に操作を開始する2次系強制冷却操作、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操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作とする。

(イ) 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とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

I 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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、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が、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次冷却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では、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に対して、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ことになる。また、二相臨界流での漏えい流量は、実験データより多めに評価する。よって、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、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始が遅くなる。一方、1次系の減圧が遅くなることで1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなり、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操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

1次冷却系における沸騰・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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次系温度は低くなる。よって、1次系の減温が早くなることで、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操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

1次冷却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、最も過大評価となる場合で1次系圧力に対して0.5MPa高く評価する可能性がある。よって、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量は多くなり、1次系の減温が早くなるため、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操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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。よって、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操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

II 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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、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、評価項目となるパラメータ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が、実際の炉心水位は高くなることから、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却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では、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に対して、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ことになる。また、二相臨界流での漏えい流量は、実験データより多めに評価する。よって、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次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における沸騰・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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性がある。よって、実際の1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなることから、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却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、最も過大評価となる場合で1次系圧力に対して0.5MPa高く評価する可能性がある。よって、実際の1次系圧力は低くなり、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータ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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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、減圧が早くなるとともに、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（ロ） 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-72表及び第1.15-73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、評価項目となるパラメータ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、標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量並びに評価項目となるパラメータ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。

(I) 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た場合、解析条件で設定している崩

壊熱より小さくなるため、1次系の圧力、温度の低下が早くなる。よって、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作、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操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

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、解析条件で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ることで、1次系の圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始が遅くなる。一方、1次系の圧力低下が遅くなることで1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなり、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操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次側保有水量の違いによる2次系からの冷却効果はわずかに大きくなるが、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(II) 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た場合、解析条件で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低下し、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、破断箇所からの漏えい流量が低下するため、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で

設定している保有水量より多くなるため、2次側保有水量の違いによる2次系からの冷却効果はわずかに大きくなり、評価項目となるパラメータ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、解析条件で設定している初期保有水量より多くした方が蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、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、蓄圧タンクによる炉心注水より前に非常用炉心冷却設備により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。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-36図に示すとおり、インターフェイスシステムLOCAにおいて、運転員1名が実施する2次系強制冷却操作は、その前後に他の操作がない。また、別の運転員1名が実施する加圧器逃がし弁開閉操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作等の複数の操作は、中央制御室で行う操作であるとともに、事象進展上重複する操作ではない。よって、要員の配置による他の操作に与える影

響はない。なお、余熱除去ポンプの入口弁（ユニハンドラ弁）の操作位置は漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、解析条件である破断口径の不確かさを考慮した場合においても、余熱除去ポンプの入口弁（ユニハンドラ弁）の閉止操作の成立性に問題はない。

第1.15-37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、運転員1名が実施する健全側主蒸気逃がし弁開操作等の複数の操作、別の運転員1名が実施する加圧器逃がし弁開放操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作等の複数の操作は、中央制御室で行う操作であるとともに、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。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

2次系強制冷却操作については、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次系温度及び圧力の低下が早くなることで、非常用炉心冷却設備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次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、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の不確かさ等により、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り、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている操作の開始が遅くなる。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燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなることが考えられるが、高圧注入系からの注水により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操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作については、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次系温度及び圧力の低下が早くなることで、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次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（ハ） 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時において、2次系強制冷却操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-337図に示す2次系強制冷却開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として5時間程度は確保できる。

加圧器逃がし弁開操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-337図に示す主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点での高圧注入流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として5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時において、破損側蒸気発生器の隔離操作及び2次系強制冷却

操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-338図に示す2次系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として8時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-338図に示す主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点の高圧注入流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として6時間程度は確保できる。

（ニ） 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により、1次系への注水、1次系の減温、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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

（イ） 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、1号機及び2

号機同時の重要事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)h.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり20名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

I 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(約640m^3:水位異常低警報値までの水量)を水源とする蒸気発生器への注水による2次系冷却については、事象発生約25分後から主蒸気逃がし弁による冷却を実施し、事象発生から約3.5時間で原子炉が安定する。以降は、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は事象発生から約10.9時間まで可能である。また、燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん/高圧注入ポンプを用いた炉心注水については、事象発生約62分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。

その後、事象発生約3.5時間後の余熱除去系統からの漏えい停止確認以降は、事象収束のための注水継続は不要である。

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（約640m^3：水位異常低警報値までの水量）を水源とする蒸気発生器への注水による2次系冷却については、事象発生約2.2時間後に余熱除去系による冷却に切り替えた以降は、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要である。また、燃料取替用水タンク（約1,677m^3：水位異常低警報値までの水量）を水源とする、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水については、事象発生約47分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。

その後、1次系の減圧操作により、蒸気発生器2次側圧力と均圧し、破損蒸気発生器からの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る。なお、余熱除去系の接続に失敗した場合においては、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、代替再循環運転へ切り替えることにより長期冷却が可能である。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯

油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計（約510.0kℓ）にて供給可能である。

III 電源

ディーゼル発電機による電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

ニ 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、短期対策として主蒸気逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーションを整備しており、さらに、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリードを整備している。長期対策として主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱、及び余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

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行った。

上記の場合においても、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実施することにより、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、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、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、選定した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。

b. 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

(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)

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 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1.15-54図に、1次系圧力、加圧器水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-339図から第1.15-347図に示す。

I 事象進展

事象発生後、余熱除去系の機能喪失に伴い、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1分で1次冷却材が沸騰し、蒸散することで1次系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、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温度の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、加圧器からの流出流量は再び増加に転じる。事象発生の50分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、1次系水位を確保することができる。

II 評価項目等

炉心上端ボイド率は第1.15-340図に示すとおりであり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は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、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽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蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

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と、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。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度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、一時的に反応度

は正側に移行する場合もある。これらの効果を考慮し、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、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-7.3%ΔK/Kであり、未臨界であることを確認した。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浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-347図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

加圧器水位及び1次系温度は第1.15-345図及び第1.15-346図に示すとおりであり、事象発生から約140分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

なお、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時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽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、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

ロ　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／高圧注入ポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水を確保することが特徴である。また、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水は、事象発生を起点に開始する操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

（イ）　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とは、「1.15.5.1(2)b.(c)　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。

I　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ボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。しかし、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 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ボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは±10%(±0.4m)程度である。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めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。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めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第1.15-348図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約0.6mの高さ位置であるため、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。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-74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、評価項目となるパラメータ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標準値として設定している燃料取替用水タンク水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 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た場合、解析条件で設定している1次

冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、燃料取替用水タンクの枯渇を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 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た場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少なく、再循環切替時間が早くなるが、再循環切替値に到達後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転により除熱を継続することが可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 操作条件

操作条件の不確かさとして、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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-55図に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作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。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作開始時間については、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等によって操作開始が早くなる場合には、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ハ) 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／高圧注入ポンプによる炉心注水操作の操作時間余裕としては、第1.15-349図に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで、操作時間余裕として23分程度は確保できる。

（ニ） 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／高圧注入ポンプを用いた炉心注水により、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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

（イ） 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4（6）a.（a）ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり38名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ） 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、「1.15.5.1（5）b.（a）ハ（ロ） 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。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん/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(16%)に到達後に格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

ニ 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次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少することで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、短期対策として充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

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行った。

上記の場合においても、充てん／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はなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されるため、未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、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、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

(b) 全交流動力電源喪失

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 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1.15-57図に、1次系圧力、加圧器水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-350図から第1.15-358図に示す。

I 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失による余熱除去系の機能喪失に伴い、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1分で1次冷却材が沸騰し、蒸散することで1次系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、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温度の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、加圧器からの流出流量は再び増加に転じる。事象発生の50分後に常設電動注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、1次系水位を確保することができる。

II 評価項目等

炉心上端ボイド率は第1.15-351図に示すとおりであり、常設電動注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は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、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽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蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

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と、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。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度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、一時的に反応度は正側に移行する場合もある。これらの効果を考慮し、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、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-7.3%ΔK/Kであり、未臨界であることを確認した。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浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で

大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-358図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

加圧器水位及び1次系温度は第1.15-356図及び第1.15-357図に示すとおりであり、事象発生から約140分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、移動式大容量ポンプ車を用いた海水通水を行い、低圧再循環運転に切り替え、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続することで燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。

なお、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時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽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、運転停止中の他のプラント状態においてもすべ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、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、蓄圧注入等の緩和機能に期待できることから、1次系保有水が確保される状況にあり、炉心崩壊熱を考慮しても、すべての評価項目を満足できる。

ロ　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炉心注水操作により、1次系保有水を確保することが特徴である。また、常設電動注入ポンプによる炉心注水は、事象発生を起点に開始する操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(イ)　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とは、「1.15.5.1(2)b.(c)　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。

I　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ボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは±10%(±0.4m)程度である。しかし、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータへ与える影響

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ボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは±10%(±0.4m)程度である。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めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。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めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第1.15-359図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約0.6mの高さ位置であるため、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。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-75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、評価項目となるパラメータ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標準値として設定している燃料取替用水タンク水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 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た場合、解析条件で設定している1次

冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、燃料取替用水タンクの枯渇を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 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た場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少なく、再循環切替時間が早くなるが、その前の事象発生から24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いた海水通水を行い、再循環切替値に到達後も低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却により除熱を継続することが可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 操作条件

操作条件の不確かさとして、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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、第1.15-58図に示すとおり、本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等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。

(II) 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炉心注水操作開始時間については、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等によって操作開始が早くなる場合には、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ハ) 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炉心注水操作の操作時間余裕としては、第1.15-360図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで、操作時間余裕として23分程度は確保できる。

(ニ) 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、運転員による常設電動注入ポンプを用いた炉心注水により、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。

ハ　必要な要員及び資源の評価

（イ）　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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)b.(a)ハ　燃料損傷防止対策」に示すとおり52名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ）　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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　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。

I　水源

燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)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再循環切替水位(16%)までの約56.7時間の注水継続が可能である。約50時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

II 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。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生20時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約30.7kℓ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、事象発生7時間10分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約272.3kℓの重油が必要となるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約980kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)にて供給可能である。

ニ 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、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。このため、安全上

重要な機器の交流電源が喪失することで、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次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量が減少することで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、短期対策として常設電動注入ポンプによる炉心注水、長期対策として低圧再循環及び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への海水通水による格納容器内自然対流冷却を整備している。

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行った。

上記の場合においても、常設電動注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されるため、未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、常設電動注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

(c) 原子炉冷却材の流出

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 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1.15-60図に、1次系圧力、加圧器水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-361図から第1.15-370図に示す。

I 事象進展

事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次系水位が低下し約3分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生の約23分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより1次系水位を確保することができる。

II 評価項目等

炉心上端ボイド率は第1.15-362図に示すとおりであり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は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、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽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蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

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と、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。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度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、一時的に反応度は正側に移行する場合もある。これらの効果を考慮し、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、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-7.3%ΔK/Kであり、未臨界であることを確認した。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浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-370図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

加圧器水位及び1次系温度は第1.15-368図及び第1.15-369図に示すとおりであり、事象発生から約30分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、原子炉冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

なお、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時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽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、運転停止中の他のプラント状態においてもすべ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、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、蓄圧注入等の緩和機能に期待できることから、1次系保有水が確保される状況にあり、炉心崩壊熱を考慮しても、すべての評価項目を満足できる。

ロ　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／高圧注入ポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水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／高圧注入ポンプによる炉心注水とする。

（イ） 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とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

I 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ボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは±10%(±0.4m)程度である。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めとなり、余熱除去機能喪失が遅くなることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。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めとなり、余熱除去機能喪失が早くなることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒程度であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

1次冷却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では、漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示していることから、実際の漏えい流量は小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する事象進展が遅くなる。よって、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。

II 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ボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは±10%(±0.4m)程度である。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めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。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めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第1.15-371図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約1.1mの高さ位置であるため、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。

1次冷却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では、漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示していることから、実際の漏えい流量は小さめとなり、1次系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-76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、評価項目となるパラメータ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燃料取替用水タンク水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 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た場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、流出流量が減少し、1次系保有水量の減少が抑制されることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、燃料取替用水タンクの枯渇を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動及び1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率及び流出流量より減少するため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少なく、再循環切替時間が早くなるが、再循環切替値に到達後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転により除熱を継続することが可能であることから、評価

項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-61図に示すとおり、運転員等操作は中央制御室における充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作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。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作については、炉心崩壊熱等の不確かさによって事象進展が遅くなる場合は、1次系保有水量の減少が抑制されることで操作開始が遅くなるが、炉心注水の起点となる1次系水位は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、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等によって操作開始が早くなる場合には、炉心への注水のタイミングが早くなることから1次系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（ハ） 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／高圧注入ポンプによる炉心注水操作の操作時間余裕としては、第1.15-372図に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで、操作時間余裕として27分程度は確保できる。

（ニ） 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／高圧注入ポンプを用いた炉心注水により、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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

（イ） 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)c.(a)

ハ　燃料損傷防止対策」に示すとおり18名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ）　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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　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。

I　水源

燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん／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(16%)に到達後に格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

II　燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯

油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計（約510.0kℓ）にて供給可能である。

III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

ニ 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誤操作等による系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、1次系保有水量が減少することで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、短期対策として充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

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行った。

上記の場合においても、充てん／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はなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注

水されるため、未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

(d) 反応度の誤投入

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 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1.15-63図に示す。

I 事象進展

原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、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するが、事象発生の約52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分後の約62分後に1次系補

給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界を維持する。希釈停止後、ほう酸注入による濃縮操作により、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。

II 評価項目等

第1.15-373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」の警報が発信されるまで約52分を要し、臨界に至るまでにはさらに約12分を要する。

したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持できる。

なお、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、放射線遮蔽を維持できる。

その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、臨界ほう素濃度である1,800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,700ppmまで濃縮するのに要する時間は約5時間である。

ロ 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操作により、反応度添加を停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、希釈停止操作とする。

（イ） 評価条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-77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、評価条件の設定にあたっては、原則、評価項目となるパラメータ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1次系純水注水流量及び臨界ほう素濃度に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

1次系純水注水流量の変動を考慮した場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なく、ほう素濃度が低下しにくくなることで、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間が遅くなり、警報発信を操作開始の起点としている操作の開始が遅くなる。

臨界ほう素濃度の変動を考慮した場合であっても、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低く、臨界到達までの時間が長くなることで、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間は遅くなり、警報発信を操作開始の起点としている操作の開始が遅くなる。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

1次系純水注水流量及び臨界ほう素濃度の変動を考慮した場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なく、ほう素濃度が低

下しにくくなること及び評価条件で設定しているほう素濃度より低く、臨界点が遠くなることから、警報発信から臨界までの時間的余裕が大きくなり、炉心露出に対する余裕は大きくなる。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-64図に示すとおり、運転員等操作は中央制御室における希釈停止操作のみ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。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

希釈停止操作開始時間については、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の差異等によって操作開始が早くなる場合には、希釈停止操作開始のタイミングが早くなることから、臨界までの時間的余裕が大きくなり、炉心露出に対する余裕は大きくなる。また、1次系純水注水流量等の不確かさにより事象進展が遅くなる場合は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間が遅くなることで操作開始が遅くなるが、操作開始が遅くなった場合は、「(ロ) 操作時間余裕の把握」において、希釈停止操作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ない。

（ロ） 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。

希釈停止操作の操作時間としては、「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12分かかるのに対し、警報による事象の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分としているが、希釈停止操作は25秒で完了できることから、臨界に達するまで約1.5分の時間余裕があることを確認した。なお、評価では反応度誤投入の判断後、希釈停止操作を実施するとしているが、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次冷却材系統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操作の余裕時間は十分ある。

（ハ） 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操作を行うことにより、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。

ハ　必要な要員及び資源の評価

（イ）　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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)d.(a)ハ　燃料損傷防止対策」に示すとおり14名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ）　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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　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。

I　水源

本重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な水源はない。

II　燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓとなる

が、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III　電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

ニ　結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の起動時に、化学体積制御系の故障、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することに伴い反応度が添加されることで、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、純水注水を停止し、1次冷却材を濃縮するほう酸注入を整備している。

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行った。

上記の場合においても、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、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持できる。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、放射線遮蔽を維持できる。その後は、1次冷却材を濃縮するほう酸注入により長期にわたる未臨界の維持が可能である。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽を維持でき、未臨界が確保されているため、評価項目を満足している。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

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、操作余裕時間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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、事故シーケンス「反応度の誤投入」において、希釈停止操作等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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。

(2) 格納容器のプロセス解析

「1.15.7.3(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析」を参照。

(3) 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

1.15.7.4 炉心溶融を伴う設計拡張状態の解析結果

(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

(2) 格納容器のプロセス解析

a. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

イ 格納容器過圧破損

(イ) 格納容器破損防止対策の有効性評価

I 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1.15-374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1.15-375図から第1.15-377図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-378図から第1.15-382図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴いRCPの母線電圧が低下することで「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時に低圧注入

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19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していることから炉心溶融開始から30分後の約49分後に運転員による常設電動注入ポンプを用いた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で、事象発生の約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、約3.4時間後に原子炉容器から溶融炉心の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で、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は事象発生の約47時間後に、原子炉格納容器内温度は約48時間後に低下に転じる。

(II) 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第1.15-378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47時間後に最高値約0.335MPaとなり、以降は低下傾向となっていることから、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(0.490MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は第1.15-379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48時間後に最高値約133℃となり、以降は低下傾向となっていることから、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で、事象発生から約1.5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1.15-375図に示すとおり、約0.17MPaであり、原子炉容器破損までに1次系圧力は2.0MPa以下に低減される。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ及びへに示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 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「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心－コンクリート相互作用」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は第1.15-382図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して0.01MPa[abs]程度である。また、全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応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含む水素発生量を、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(0.490MPa)及び200℃を下回る。

また、第1.15-380図及び第1.15-381図に示すとおり、事象発生の約3.4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1.15-378図及び第1.15-379図に示すとおり、72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ており、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することで、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で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5.6TBqであり、第1.15-383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で、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回ることを確認した。大気放出過程を第1.15-384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、事故後30日（約6.3TBq）及び100日（約6.3TBq）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。

（ロ） 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を用いた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操作により、原子炉格納容器圧力を低減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の開始操作及び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に差異がある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への海水通水による格納容器内自然対流冷却操作とする。

I 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とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

(I) 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事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始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操作の開始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より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格

納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があるが、原子炉格納容器内温度及び圧力を起点に操作を開始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おり、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が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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

与える感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用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。

(II) 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事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、早ま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・区画内の流動並びに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より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、評価項目となるパラメータ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事故についての再現性が確認されており、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が早まることが確認されているが、早ま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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に

関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認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。

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まることが確認されているが、早ま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が小さいことが確認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。

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み合わせを考慮した感度解析を実施した。第1.15-385図及び第1.15-386図に示すとおり、約19cm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の上昇は高くなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることで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圧力の2倍（0.490MPa）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。なお、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、感度解析ケースにおいても最終的な原子炉格納容器内の水素濃度はドライ条件で6vol%程度であり、絶対量自体は小さい。

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コードの解析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コードの解析結果ではなく、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。

II 解析条件の不確かさの影響評価

(I) 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1.15-78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、評価項目となるパラメータ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蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び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。

i 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり炉心溶融開始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操作の開始が遅くなる。さらに、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が遅くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始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。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施すること、また、燃料取替用水タンクの枯渇を起点と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。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、事象進展は変動し、炉心溶融が早まる。その結果、解析上の想定では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炉心溶融開始から30分後としてお

り、LOCAの発生を操作の起点として現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮してスプレイ開始が可能な時間である事象発生後約49分よりスプレイ開始は早くなる想定となる。しかし、「ii 評価項目となるパラメータに与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により、代替格納容器スプレイ開始が可能な時間である事象発生の約49分後とした場合に、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が遅くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始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。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、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力の上昇に対する事象進展が早くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が早くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始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。

ii 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器内への放出エネルギが小さくなること、また、解析条

件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果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。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、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の観点から、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、現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生の約49分後とした。その結果、第1.15-387図から第1.15-392図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器内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による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（0.490MPa）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。

・ 1次冷却材高温側配管　全ループ破断

・ 1次冷却材低温側配管　全ループ破断
・ 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）

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合は、最確条件の除熱特性を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性に対して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格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値（1基当たりの除熱特性：100℃～約149℃、約5.0MW～約8.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-393図及び第1.15-394図に示すとおり、事象発生から24時間後の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緩和され、評価項目となるパラメータ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、除熱性能が低下するため、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1.15-395図及び第1.15-396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（0.490MPa）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。

(II) 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。

i 要員の配置による他の操作に与える影響

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作は、炉心崩壊熱の変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、崩壊熱の減少により炉心溶融開始時間が遅くなり、操作が遅くなる可能性があるが、第1.15-40図に示すとおり、本操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作のため、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格納容器内自然対流冷却操作については、第1.15-40図に示すとおり、本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等操作はないため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

なお、アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作については、第1.15-40図に示すとおり本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等操作はあるが、本操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であり、要員の配置による他の操作へ与える影響はない。

ii 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の開始操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くな

るが、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内に放出されるエネルギは小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「III 操作時間余裕の把握」において、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時間余裕を確認しており、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格納容器内自然対流冷却操作については、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等によって操作開始が早くなる場合、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。このため、評価項目となるパラメータの観点で厳しくなるが、「1.15.7.3(1)a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」の解析においては、より炉心崩壊熱の高い約9.3時間後から格納容器内自然対流冷却を実施する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。

なお、アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作が早くなる場合、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。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

III 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操作の時間余裕として、有効性評価の結果においては、事象発生の約49分後に代替格納容器スプレイを開始するが、事象発生の60分後とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-397図及び第1.15-398図に示すとおり、代替格納容器スプレイ開始が約10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の最高使用圧力の2倍（0.490MPa）及び200℃に対して十分余裕がある。よって、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操作の時間余裕としては、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格納容器スプレイを実施するとして評価した結果、原子炉格納容器内注水量の停止条件である4,000m^3となるまで、操作時間余裕として2時間程度は確保できる。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作の時間余裕としては、解析上は、事象発生の60分後に操作を開始するとしているが、操作が遅れた場合、アニュラス負圧達成までの時間が遅くなるため放出放射能量が増加する。操作開始が10分～20分程度遅れた場合、放出放射能量は10%～30%程度の増加であり、100TBq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。

IV 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操作により、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格納容器内自然対流冷却を実施する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。

なお、アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作が早くなる場合、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。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ハ) 必要な要員及び資源の評価

I 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(4)a.(a)イ(ハ) 格納容器破損防止対策」に示すとおり52名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

II 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

(I) 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49分後から24時間までの合計約23.2時間の代替格納容器スプレイ運転(140m^3/h)を想定して、約3,248m^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1,677m^3の使用が可能であり、事象発生約12.3時間後の復水タンクとの連絡操作により復水タンクの約640m^3も使用可能となる。また、復水タンクには、事象発生10時間後より復水タンク補給用水中ポンプ(約90m^3/h)等による補給を開始することが可能となり、連絡操作後の事象発生約12.3時間後から24時間までの約11.7時間の運転で約1,053m^3が補給できる。

これらを合計すると約3,370m^3が供給可能となることから事象発生から24時間の対応は可能である。

事象発生23時間50分以降より、海水を取水源とし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を開始することが可能であるため、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。

(II) 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。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生23時間50分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約29.9kℓ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、事象発生10時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kℓの重油が必要となる。また、復水タンクへの補給については、事象発生10時間後から24時間の運転を想定しており、必要な重油は復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約271.3kℓとなるが、燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計（約314.0kℓ）にて供給可能である。

なお、本事象は炉心溶融後の屋外作業環境の線量率を考慮し、要員が屋内退避するため、可搬型設備の準備及び使用開始を遅らせているが、屋外作業環境の線量率低下をモニタ指示にて確認出来た場合、可搬型設備の早期からの使用準備及び開始が可能となる。これらを考慮した場合でも、7日間の運転継続に必要な重油は、全交流動力電源喪失事象の「1.15.7.3（1）a.（b）ハ　必要な要員及び資源の評価」と同じく約272.0kℓとなるが、燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計（約314.0kℓ）にて供給可能である。

（III） 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約770kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW（約4,000kVA）にて供給可能である。

（ニ） 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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、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を用いた代替格納容器スプレイ及び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を整備している。

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行った。

上記の場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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を実施することにより、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、評価項目を満足している。また、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。

なお、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・機械的荷重及び溶融炉心によるコンクリート侵食については、それぞれ「1.15.7.4(2)a.(c)　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e)　溶融炉心－コンクリート相互作用」にて確認する。

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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、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、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格納容器破損防止対策は、選定した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。

ロ 格納容器過温破損

（イ） 格納容器破損防止対策の有効性評価

I 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1.15-399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1.15-400図及び第1.15-401図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-402図から第1.15-405図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴いRCPの母線電圧が低下することで「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、すべての給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次系温度及び圧力が上昇して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で、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.0時間後に炉心溶融に至る。

さらに、炉心溶融開始から10分後の約3.1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分後の約3.5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が最高使用圧力を下回るよう原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

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

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で、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ともに事象発生の約41時間後に低下に転じる。

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はRCPシールリーク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、現実的には最初にRCPシールLOCAが発生することで1次系の減温・減圧が進み、事象進展が緩和される。

(II) 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第1.15-402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41時間後に最高値約0.345MPaとなり、以降は低下傾向となっていることから、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(0.490MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は第1.15-403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41時間後に最高値約138℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイ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が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」

にて評価項目を満足することを確認している。

「1.15.3.2(1)c.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイに示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「1.15.7.4(2)a.(b) 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、「1.15.7.4(2)a.(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ及びへ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及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高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「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心－コンクリート相互作用」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は第1.15-404図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度である。また、全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応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含む水素発生量を、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(0.490MPa)及び200℃を下回る。

また、第1.15-402図及び第1.15-403図に示すとおり、事象発生の約10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、

72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ており、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することで、安定状態を維持できる。

（ロ） 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を用いた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操作により、原子炉格納容器内温度を低減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開放操作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操作、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操作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に差異がある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への海水通水による格納容器内自然対流冷却操作とする。

I 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とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

(I) 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事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始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より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、原子炉格納容器の最高使用圧力を操作再開の起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

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事故についての再現性が確認されており、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が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用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。

(II) 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事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、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より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、評価項目となるパラメータ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事故についての再現性が確認されており、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が早まることが確認されているが、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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認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。

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まることが確認されているが、早ま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が小さいことが確認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。

II 解析条件の不確かさの影響評価

(I) 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1.15-79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、評価項目となるパラメータ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蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び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。

i 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。さらに、崩壊熱の減少により原子炉格

納容器内への放出エネルギが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により炉心溶融開始時間が遅くなるため、炉心溶融開始時間を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器内への放出エネルギが小さくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施すること、また、燃料取替用水タンクの枯渇を起点と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。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して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に対する事象進展が遅くなるが、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操作は、事象発生から24時間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おいては、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力上

昇に対する事象進展が早くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が早くなるが、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操作は、事象発生から24時間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。

ii 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器内への放出エネルギが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により原子炉格納容器内への放出エネルギが小さくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して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格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値（1基

当たりの除熱特性：100℃～約149℃、約5.0MW～約8.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-406図及び第1.15-407図に示すとおり、事象発生から24時間後の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緩和され、評価項目となるパラメータ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、除熱性能が低下するため、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（0.490MPa）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。

(II) 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。

i 要員の配置による他の操作に与える影響

加圧器逃がし弁開放操作は、炉心崩壊熱の変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、炉心溶融開始時間が遅くなり、他の操作へ影響を与える可能性があるが、第1.15-43図に示すとおり、加圧器逃がし弁開放操作は中央制御室での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。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作は、炉心崩壊熱の変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、崩壊熱の減少により炉心溶融開始時間が遅くなり、操作が遅くなる可能性があるが、第1.15-43図に示すとおり、本操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作のため、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再開操作は、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、崩壊熱を最確条件とした場合、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギが小さくなる。さらに、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、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクが増加することで、原子炉格納容器圧力上昇に対する事象進展が遅くなり、代替格納容器スプレイの再開操作が遅くなる可能性があるが、第1.15-43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開始操作と同一の運転員等による操作で、他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作のため、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格納容器内自然対流冷却操作については、第1.15-43図に示すとおり、本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等操作はないため、要員の配置による他の操作へ与える影響はない。

ii 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開放操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、こ

れに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次系強制減圧の開始が遅くなるが、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内に放出されるエネルギが小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「III　操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始から20分後に加圧器逃がし弁を開放し、1次系強制減圧を実施した場合の感度解析により時間余裕を確認しており、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操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い開始時間が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内に放出されるエネルギは小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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再開操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により原子炉格納容器の最高使用圧力到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなっても、起点となる原子炉格納容器圧力は同一であることから、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格納容器内自然対流冷却操作については、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等によって操作開始が早くなる場合、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。このため、評価項目となるパラメータの観点で厳しくなるが、「1.15.7.3(1)

a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」の解析においては、より炉心崩壊熱の高い約9.3時間後から格納容器内自然対流冷却を実施する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。

III 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。

加圧器逃がし弁の開放操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開放操作の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-408図及び第1.15-409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(0.490MPa)及び200℃に対して十分余裕がある。よって、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操作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格納容器スプレイを実施するとして評価した結果、原子炉格納容器内注水量の停止条件である4,000m^3となるまで、操作時間余裕として5時間程度は確保できる。

IV 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スプレイ水が流入して炉心発熱有効長の中心高さまで冠水し、格納容器再循環ユニット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18%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。したがって、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、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。

V 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、運転員による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、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操作により、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。

（ハ） 必要な要員及び資源の評価

I 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(4)a.(b)イ(ハ)　格納容器破損防止対策」に示すとおり52名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

II　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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)　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。

(I)　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3.5時間後から約13時間までと事象発生約14時間後から24時間までの合計約19.5時間の代替格納容器スプレイ運転（140m^3/h）を想定して、約2,730m^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1,677m^3の使用が可能であり、事象発生約15時間後の復水タンクとの連絡操作により復水タンクの約640m^3も使用可能となる。また、復水タンクには、事象発生9時間20分後より復水タンク補給用水中ポンプ（約90m^3/h）等による補給を開始することが可能となり、連絡操作後の事象発生約15時間後から24時間までの9時間で約810m^3が補給できる。

これらを合計すると約3,127m^3が供給可能となることから事象発生から24時間の対応は可能である。

事象発生22時間10分以降より、海水を取水源とし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を開始することが可能で

あるため、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。

(II) 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。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生22時間10分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約30.2kℓ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、事象発生9時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kℓの重油が必要となる。また、復水タンクへの補給については、事象発生9時間20分後から24時間の運転を想定しており、必要な重油は復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約271.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

（III） 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約890kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW（約4,000kVA）にて供給可能である。

（ニ） 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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、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、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、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を整備している。

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行った。

上記の場合においても、運転員等操作による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、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を実

施することにより、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、評価項目を満足している。また、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。

なお、原子炉容器破損時の1次系圧力については、「1.15.7.4(2)a.(b)高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にて確認する。

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・機械的荷重及び溶融炉心によるコンクリート侵食については、それぞれ「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心－コンクリート相互作用」にて確認する。

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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、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、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、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格納容器破損防止対策は、選定した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。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」の第1.15-399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1.15-410図及び第1.15-411図に示す。

I 事象進展

「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての給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次系温度及び圧力が上昇して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で、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.0時間後に炉心溶融に至る。

さらに、炉心溶融開始から10分後の約3.1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、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生の約7.8時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次系圧力は低く抑えられる。

なお、加圧器安全弁が作動している事象発生から約3.1時間までは、

加圧器逃がし弁及び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、加圧器逃がし弁が強制開放されて1次系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、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フェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、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。

II 評価項目等

1次系圧力は第1.15-410図に示すとおり、原子炉容器破損に至る約7.8時間時点での1次系圧力は約1.4MPaであり、原子炉容器破損までに1次系圧力は2.0MPa以下に低減できる。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、ロ、ニ、ホ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、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」と同様である。

「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイ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が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ、ヘ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及び原

子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高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「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心－コンクリート相互作用」に示す。

なお、1次系強制減圧には成功し、溶融物が2.0MPa以下近傍で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水張りを行える時間があること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次系圧力は2.0MPa以下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。

ロ 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、原子炉容器破損前までに運転員等操作である加圧器逃がし弁により1次系を強制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開放操作及び常設電動注

入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作、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操作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に差異がある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への海水通水による格納容器内自然対流冷却操作とする。

(イ) 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とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

I 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事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始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、解析コードにおいて加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、不確かさは小さいことから、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事故についての再現性が確認されており、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が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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、感度解析より、デブリジェット径等の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が小さいことが確認されているが、原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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。

II　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事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、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ないため、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPa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。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードにおいて加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、不確かさは小さいと考えられるが、原子炉容器破損時の1次系圧力に影響を与えるため、感度解析を実施した。その結果、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ないため、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPa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おり、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が早まることが確認されているが、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ないため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa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内における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、感度解析より、デブリジェット径等の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が小さいことが確認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。

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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されている。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ないため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa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まることが確認されているが、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ないため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa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、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次系の加圧現象と、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次系の減圧現象、及び溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより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注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次系圧力が2.0MPa近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁から

の放出分だけ1次系圧力は低下していく。

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放出量も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が、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ないため原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa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。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-80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、評価項目となるパラメータ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原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び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。

(I) 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。さらに、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により炉心溶融開始時間が遅くなるため、炉心溶融開始時間を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器内への放出エネルギが小さくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施すること、また、燃料取替用水タンクの枯渇を起点と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。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮した場合、解析条件で設定して

いる保持圧力より圧力が高いため、1次系強制減圧後、早いタイミングで蓄圧注入が開始されるが、炉心溶融は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギは同じであることから、炉心溶融及び原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して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に対する事象進展が遅くなるが、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操作は、事象発生から24時間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おいては、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力上昇に対する事象進展が早くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が早くなるが、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操作は、事象発生から24時間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。

(II) 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、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。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により炉心溶融開始時間が遅くなるため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保持圧力より圧力が高いため、1次系強制減圧後、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）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-412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、加圧器逃がし弁開放後の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。このため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.4MPaで、2.0MPa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。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して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緩和されるが、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。

II 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。

(I) 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、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」と同様である。

(II) 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開放操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次系強制減圧の開始が遅くなるが、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内に放出されるエネルギが小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始から20分後の加圧器逃がし弁開放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。

また、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始の不確かさとして、実際の操作においては、準備が完了すればその段階で1次系強制減圧を実施することとなっているため、開始が早まる方向の不確かさが存在する。このため、加圧器逃がし弁の開放操作の開始を10分早め、炉心溶融開始時点とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-413図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.3MPaであり、2.0MPa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まる。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注入水の蒸発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上がれば、蒸気生成量が増加し1次系圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次系圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、1次系強制減圧操作を10分早く開始しても、1次系圧力挙動については、1次系強制減圧開始時点を起点として、溶融炉心が原子炉容器下プレナムへ落下することで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、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ことになり、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、1次系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、事象進展及び原子炉容器破損時間が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低下するため、原子炉

容器破損時の1次系圧力への影響は小さく、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧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。

（ハ） 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。

加圧器逃がし弁の開放操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開放操作の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-414図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.5MPaであり、2.0MPaを下回っている。よって、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。

（ニ） 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、運転員による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、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操作により、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。

ハ　必要な要員及び資源の評価

（イ）　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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ　格納容器過温破損」と同様である。

（ロ）　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、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ　格納容器過温破損」と同様である。

ニ　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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉容器が高い圧力の状況で破損し、溶融炉心、水蒸気及び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で、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

圧を整備している。

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行った。

上記の場合においても、運転員等操作による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により、原子炉容器破損までに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、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ　格納容器過温破損」にて、放射性物質の総放出量は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ　格納容器過圧破損」に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。

なお、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・機械的荷重及び溶融炉心によるコンクリート侵食については、本評価事故シーケンスより評価項目となるパラメータの観点で厳しくなる「1.15.7.4(2)a.(c)原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e)溶融炉心－コンクリート相互作用」にて確認する。

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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、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、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、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格納容器破損防止対策は、選定した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。

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」の第1.15-374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「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」の第1.15-378図から第1.15-381図に示す。

I 事象進展

「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約19分後に炉心溶融に至り、約49分後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を開始することで、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で事象発生の約1.5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、事象発生の24時間後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で、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は事象発生の約47時間後に、原子炉格納容器内温度は約48時間後に低下に転じる。

II 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」の第1.15-380図及び第1.15-381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。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、ロ、ニ、ホ、「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、「1.15.3.2(1)c.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」と同様である。なお、「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のへについては、「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心－コンクリート相互作用」に示す。

ロ　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を用いた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の開始操作及び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に差異がある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への海水通水による格納容器内自然対流冷却操作とする。

(イ)　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とは、「1.15.5.1(2)b.(c)　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。

I　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事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアッ

プの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始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操作の開始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より原子炉格納容器内温度及び圧力を高めに評価する可能性があるが、原子炉格納容器内温度及び圧力を起点に操作を開始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おり、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が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用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。

II 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事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、早ま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より原子炉格納容器内温度及び圧力を高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、評価項目となるパラメータ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おり、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が早まることが確認されているが、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が小さいことから、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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認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。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まることが確認されているが、早ま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が小さいことから、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。

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が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータへ与える影響は小さい。

(ロ) 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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(ハ) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握については、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

（ニ） 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操作により、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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

（イ） 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

（ロ） 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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

ニ 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、LOCA時に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喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じる。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原子炉格納容器が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を用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を整備している。

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を用いた代替格納容器スプレイによる注水、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行った。

上記の場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプを用いた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、評価項目を満足している。また、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雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

なお、原子炉格納容器バウンダリに係る圧力及び温度、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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足していることを確認している。また、溶融炉心によるコンクリート侵食については、「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心－コンクリート相互作用」にて確認する。

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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、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、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格納容器破損防止対策は、選定した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。

(d) 水素燃焼

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 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1.15-415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1.15-416図から第1.15-418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1.15-419図から第1.15-420図に示す。

I 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始まると、燃料被覆管温度が上昇し事象発生の約24分後には炉心溶融が開始する。この炉心過熱に伴うジルコニウムー水反応により水素が発生する。また、事象発生の約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1.3時間後に原子炉容器破損に至り、約3時間後にすべての溶融炉心が原子炉容器外に落下すると、ジルコニウムー水反応による水素の生成はほぼ停止する。ジルコニウムー水反応割合の補正期間は、上記炉心溶融開始時点から、すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した溶融炉心によるジルコニウムー水反応が収束するまでの期間とする。

第1.15-419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した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減少し、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1.15-420図に示すように、1次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウムー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り、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。事象発生後初期においては各区画において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。

II 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第1.15-421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（0.490MPa）を下回る。

原子炉格納容器内温度は第1.15-422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1.15-423図に示すとおり、原子炉容器破損までに2.0MPa以下に低減される。

「1.15.3.2（2）b.（a） 運転中の原子炉における重大事故」のイ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「1.15.7.4（2）a.（a）イ 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。

原子炉格納容器内の水素濃度は第1.15-419図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウムー水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、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9.7vol%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、爆轟領域に入る区画はないため、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%が水と反応して発生した水素が、すべ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、最高値は約0.344MPaであり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.490MPa）を下回り、原子炉格納容器バウンダリの健全性は確保される。

「1.15.3.2(3)b.(b)　運転中の原子炉における重大事故」のハ、ヘ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、原子炉下部キャビティに溜まるスプレイ水が少なく、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浸食の観点で厳しくなる「1.15.7.4(2)a.(c)　原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e)　溶融炉心－コンクリート相互作用」にて確認する。

第1.15-421図及び第1.15-422図に示すように、事象発生の約1.3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4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。

ロ　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、運転員等操作はない。

（イ） 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とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

I 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、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 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、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータに与える影響(MAAP)

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に係る解析コードにおける炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のジルコニウム量の75%が反応するように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に係る解析コードにおける水素発生に関する基本的なモデルは、TMI事故についての再現性が確認されていること、また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のジルコニウム量の75%が反応するように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に係る解析コードにおける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おり、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が早まることが確認されているが、感度解析は仮想的な厳しいケースである。水素生成量は、炉心崩壊前の発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のジルコニウム量の75%が反応するように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。

原子炉容器破損、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まることが確認されているが、早まる時間はわずかで、感度解析は仮想的な厳しいケースであり、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なされており、溶融炉心－コンクリート相互作用は防止されることから、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、原子炉下部キャビティ底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さまざまなパターンの不確かさが考えられることから、「1.15.7.4(2)a.(e)　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み合わせを考慮した感度解析を実施している。感度解析パラメータの組

み合わせを考慮した場合、溶融炉心の拡がり面積として、局所的に溶融炉心が堆積し、それにより水素が発生するが、コンクリート侵食の停止に伴い水素発生も停止する。溶融炉心－コンクリート相互作用により発生する水素は、すべ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。この感度解析の結果を踏まえ、原子炉容器内及び原子炉容器外のジルコニウム－水反応に加えて、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全炉心内のジルコニウムが水と反応するとしても、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12.6vol%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、原子炉格納容器の健全性は確保される。なお、追加発生となる水素については、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタにより処理が可能である。

III 評価項目となるパラメータに与える影響（GOTHIC）

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及びスプレイ冷却の不確かさとして、NUPEC検証解析より確認されているが、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、「1.15.7.4(2)a.(d)イ(イ) 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とが確認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。

（ロ） 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-82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、解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目となるパラメータ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蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量、格納容器スプレイポンプ流量、水の放射線分解及び金属腐食量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 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、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 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することにより、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。

(II) 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た場合、崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間が遅くなることで、炉内に燃料が留まる時間が長くなり、炉内でのジルコニウム－水反応により発生する水素量が多くなると考えられる。しかしながら、発生水素量に対しては全炉心内のジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行っ

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解析した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約9.9vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%以下を満足する。したがって、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た場合として、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解析した結果、約4kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.06vol%上昇する。したがって、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は、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、事象進展が変動し、炉心溶融及び原子炉容器破損が早まり、水素生成挙動にも影響が生じることが考えられる。しかしながら、発生水素量については、全炉心内のジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行っており、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のジルコニウム量の75%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9.9vol%であり、13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、「1.15.2.4(4)d.(a)ハ　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制御を行う設備としてイグナイタを設置している。第1.15-424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のウェット換算した水素濃度の推移、第1.15-425図にドライ換算した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%が水と反応して水素が発生したとしても、静的触媒式水素再結合装置の効果と相まって、初期に原子炉格納容器内に大量発生する水素濃度を8vol%程度以下に抑えることが可能である。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果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。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないため再循環開始時間が若干早くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している流量より小さいため、水蒸気の凝縮に伴う水素濃度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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、評価項目となるパラメータ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、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

II 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、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 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することにより、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。

(ハ) 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、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 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することにより、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。

（ニ） 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し、原子炉格納容器の破損を防止することにより、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、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はない。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

ハ 必要な要員及び資源の評価

（イ） 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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(4)d.(a)ハ 格納容器破損防止対策」に示すとおり52名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ） 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m^3:水位異常低警報値までの水量)を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、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。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計

（約510.0kℓ）にて供給可能である。

III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

ニ 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、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によって発生した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設置している。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している。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を用いた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を整備している。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により原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。

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

評価を行った。

上記の場合においても、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－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、これにより、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より緩やかに発生する水素を除去し、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している。また、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。

なお、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・機械的荷重及び溶融炉心によるコンクリート侵食については、それぞれ「1.15.7.4(2)a.(c)　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e)　溶融炉心－コンクリート相互作用」にて確認する。

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、操作時間に対して影響はない。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、格納容器破損モード「水素燃焼」において、静的触媒式水素再結合装置の格納容器破損防止対策は、選定した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。

(e) 溶融炉心－コンクリート相互作用

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」の第1.15-374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1.15-426図及び第1.15-427図に示す。

I 事象進展

「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することで、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で約1.5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で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。

II 評価項目等

ベースマット侵食深さは第1.15-427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で、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、ロ、ニ、ホ、「1.15.3.2(1)c.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイ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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」と、「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハについては、「1.15.7.4(2)a.(c)イ(イ) 有効性評価の結果」と同様である。

ロ 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を用いた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で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の開始操作及び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に差異がある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への海水通水による格納容器内自然対流冷却操作とする。

（イ） 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とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 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。

I 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事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始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操作の開始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るが、原子炉格納容器内温度及び圧力を起点に操作を開始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おり、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が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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事故についての再

現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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とが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用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、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、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実験解析より溶融炉心の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とが確認されていること、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。

II 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事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、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。

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おり、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が早まることが確認されているが、早ま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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認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。

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まることが確認されているが、早ま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とが確認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。

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合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19cmのコンクリート侵食が発生するが、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で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、すべ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11m^{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。解析上では、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19cm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4mm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たことで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

に評価できることが確認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ない。

（ロ） 解析条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-83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、評価項目となるパラメータ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原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び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。

(I) 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり炉心溶融開始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操作の開始が遅くなる。さらに、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が遅くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点

に操作を開始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。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施すること、また、燃料取替用水タンクの枯渇を起点と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。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、事象進展は変動し、炉心溶融が早まる。その結果、解析上の想定では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炉心溶融開始から30分後としており、LOCAの発生を操作の起点として現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮してスプレイ開始が可能な時間である事象発生後約49分よりスプレイ開始が早くなる想定となる。しかし、「(II) 評価項目となるパラメータに与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により、代替格納容器スプレイ開始が可能な時間である事象発生の約49分後とした場合に、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、

原子炉格納容器圧力上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が遅くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始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。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、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に対する事象進展が早くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が早くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始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。

(II) 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、溶融炉心のもつエネルギが小さくなり、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り、落下した溶融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、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た場合、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時間に影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわず

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。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、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の観点から、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、現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生の約49分後とした。その結果、第1.15-428図から第1.15-433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。

- 1次冷却材高温側配管　全ループ破断
- 1次冷却材低温側配管　全ループ破断
- 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）

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されるが、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。

II 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及び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。

(I) 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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(II) 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代替スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱の不確かさにより崩壊熱が小さくなり、溶融炉心の持つエネルギが減少するため、炉心溶融開始時間が遅くなる。開始時間が遅くなる場合は、原子炉下部キャビティ水位の上昇も遅くなるが、崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も遅くなる。このため、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、運転員等の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ハ) 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操作の時間余裕として、有効性評価の結果においては、事象発生の約49分後に代替格納容器スプレイ注入を開始するが、事象発生の60分後とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-434図及び第1.15-435図に示すとおり、代替格納容器スプレイ開始が約10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1.0m程度であり、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い。よって、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。

（ニ） 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、運転員による常設電動注入ポ

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操作により、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。

ハ　必要な要員及び資源の評価

（イ）　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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ　格納容器過圧破損」と同様である。

（ロ）　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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ　格納容器過圧破損」と同様である。

ニ　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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出する。その結果、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し、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を用いた代替格納容器スプレイ及び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を整備している。

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行った。

上記の場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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を実施することにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却及び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、評価項目を満足している。また、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。

なお、原子炉格納容器バウンダリに係る圧力及び温度、放射性物質の総放出量、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、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、「1.15.7.4(2)a.(a)イ　格納容器過圧破損」にて、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・機械的荷重は、「1.15.7.4(2)a.(c)　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、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、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格納容器破損防止対策は、選定した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。

(3) 炉心溶融を伴う設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

1.15.7.5 使用済燃料プールに関連する起因事象及び事故シナリオの解析結果

(1) 使用済燃料プールに関連する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故解析

「1.15.7.5(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析」を参照。

(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析

a. 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

(a) 想定事故1

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

想定事故1の事象進展を第1.15-48図に示す。

I 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、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、約14時間で100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第1.15-436図に示すとおり約2.4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注水を開始する時間は、事象発生から6時間20分後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間である約2.4日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピットの崩壊熱による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、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

II 評価項目等

使用済燃料ピットの崩壊熱による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おり、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽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約0.95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内の水の温度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される。

事象発生後、6時間20分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7時間30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、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も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、安定状態を維持できる。

ロ 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操作により、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、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水操作とする。

（イ） 評価条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-84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、評価項目となるパラメータ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崩壊熱、初期水位及び初期水温に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱、初期水位及び初期水温の変動を考慮した場合、使用済燃料ピット内の水の温度が変動するが、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操作は、使用済燃料ピットの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

崩壊熱の変動を考慮した場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなり、また、初期水位の変動を考慮した場合、評価条件で設定している初期水位より高くなるため、使用済燃料ピット内の水の温度上昇は緩やかになるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約2.4日と長時間を要することから、崩壊熱及び初期水位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。

初期水温の変動を考慮した場合、評価条件で設定している初期水温より高いと、使用済燃料ピット内の水の温度上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約2.4日と長時間を要することから、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。また、使用済燃料ピットの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平均温度の上限である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蔽を維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.3日短い約2.1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操作は、事象発生の6時間20分後から可能となることから、十分時間余裕を持って注水を開始することができ、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内の水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水の温度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、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合においても、初期水温40℃の場合と比較して、約0.6日短い約1.8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操作は、事象発生の6時間20分後から可能となることから、十分時間余裕を持って注水を開始することができ、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-49図に示すとおり、現地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操作を実施する要員は、前後に他の操作がないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 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操作については、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位への到達に対する余裕は大きくなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約2.4日と長時間を要することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ロ) 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、「1.15.7.5(2)a.(a)イ(イ)有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は約2.4日であり、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注水を開始する時間である6時間20分に対して十分な時間余裕を確保できる。

(ハ) 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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

想定事故1において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は「1.15.2.4(5)a.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり42名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ） 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、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 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。

I 水源

淡水(宮山池)又は海水を取水源として、取水用水中ポンプにて中間受槽へ送水する。中間受槽からは、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($20m^3/h$)を行う。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

取水用水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット及び復水タンク補

給用水中ポンプ用発電機の電源容量は各々約100kVA（約80kW（力率約0.8））に対し、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の電動機容量は、約11kW及び約5.5kWであり、電源の供給は可能である。

また、ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が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る電源供給が可能である。

ニ 結論

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低下し、やがて燃料は露出し、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、短期対策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による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故1について有効性評価を行った。

上記の場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水することにより、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、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができる。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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の燃料損傷防止対策は、想定事故1に対して有効である。

(b) 想定事故2

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を第1.15-51図に示す。

I 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系の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出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、約12時間で100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第1.15-437図に示すとおり約1.6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注水を開始する時間は、事象発生から6時間20分後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間である約1.6日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピットの崩壊熱による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、使用済燃料ピットの水

位を回復させ維持することができる。

II 評価項目等

使用済燃料ピットの崩壊熱による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おり、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽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約0.95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内の水の温度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される。

事象発生後、6時間20分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6時間20分後には使用済燃料ピット出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も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、安定状態を維持できる。

ロ 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操作により、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、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水操作とする。

（イ） 評価条件の不確かさの影響評価

I 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1.15-85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、評価項目となるパラメータ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崩壊熱及び初期水温に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱及び初期水温の変動を考慮した場合、使用済燃料ピット内の水の温度は変動するが、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操作は、使用済燃料ピットの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

崩壊熱の変動を考慮した場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット内の水の温度上昇は緩やかになるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間

は約1.6日と長時間を要することから、崩壊熱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。

初期水温の変動を考慮した場合、評価条件で設定している初期水温より高いと、使用済燃料ピット内の水の温度上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.6日と長時間を要することから、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。また、使用済燃料ピットの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平均温度の上限である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蔽を維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.4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操作は、事象発生の6時間20分後から可能であることから、十分時間余裕を持って注水を開始することができ、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内の水はわずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水の温度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、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合においても、初期水温40℃の場合と比較して、約0.5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操作は、事象発生の6時間20分後から可能となることから、十分時間余裕を持って注水を開始することができ、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 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。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-52図に示すとおり、現地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操作を実施する要員は、前後に他の操作がないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 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操作については、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位への到達に対する余裕は大きくなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.6日と長時間を要することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ロ) 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、「1.15.7.5(2)a.(a)イ(イ)有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は約1.6日であり、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注水を開始する時間である6時間20分に対して十分な時間余裕を確保できる。

(ハ) 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。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

想定事故2において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は「1.15.2.4(5)b.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり42名であり、重大事故等対策要員52名で対処可能である。

（ロ） 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、「1.15.7.5(2)a.(a) 想定事故1」と同様である。

ニ 結論

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、注水機能の喪失が重畳するため、やがて燃料は露出し、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、短期対策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による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故2について有効性評価を行った。

上記の場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水することにより、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、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができる。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、「1.15.7.5(2)a.(a) 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の燃料損傷防止対策は、想定事故2に対して有効である。

1.15.7.6 燃料取扱い事象の解析結果

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 燃料集合体の落下

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第1.15-438図及び第1.15-439図に示す。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	約 7.2×10^{10} Bq
	希ガス(γ線エネルギ0.5MeV換算)	約 5.3×10^{12} Bq
実効線量		約 0.082 mSv

ロ 結論

燃料集合体の落下を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

1.15.7.7 補助系統又は補機からの放射性物質の放出解析結果

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価結果

この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、希ガスの大気放出過程を第1.15-440図に示す。

評　価　項　目	評価結果
希ガスの放出量(γ線エネルギ0.5MeV換算)	約 1.7×10^{14} Bq
実 効 線 量	約 0.11 mSv

ロ 結論

放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

1.15.7.8 内部・外部ハザードの解析結果

「1.15.5.9 内部・外部ハザードの解析」を参照。

1.15.7.9 確率論的安全解析結果

川内原子力発電所第1号機 第1回安全性向上評価届出書「第3章安全性向

上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」を参照。

1.15.7.10 結論

今後検討