

## 1.15 安全解析

### 1.15.1 一般検討事項

#### 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、「設置許可基準規則」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、「安全評価指針」、「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。

本発電用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る、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象をいう。

## (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、炉心の著しい損傷の防止、燃料体等の著しい損傷の防止、燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講ずることとしている措置(以下「重大事故等対策」という。)が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

### 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、更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 一般的設計要件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。また、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員(当直員)及び重大事故等対策要員(以下「運転員等」という。)の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態(以下「原子炉等が安定停止状態等」という。)に導かれる時点までを対象とする。

### 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

本発電用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

本発電用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も想定した最も厳しい状態での重大事故等対策において、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、休日・夜間における要員の確保の観点から、「1.15.4.1(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」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

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

(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、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

(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の構成の説明

### 1.15 安全解析

#### 1.15.1 一般検討事項

##### 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の構成の説明

#### 1.15.2 想定起因事象及び事故シナリオの特定、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に関する根拠

##### 1.15.2.2 頻度に応じた事象のカテゴリ分け

##### 1.15.2.3 種類に応じた事象のグループ分け

##### 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 決定論的安全解析の許容基準

##### 1.15.3.3 確率論的安全解析の許容基準

#### 1.15.4 人の措置

##### 1.15.4.1 一般検討事項

##### 1.15.4.2 決定論的安全解析における人の措置

##### 1.15.4.3 確率論的安全解析における人の措置

#### 1.15.5 決定論的安全解析

##### 1.15.5.1 手法の一般的説明

- 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 確率論的安全評価
  - 1.15.6.1 確率論的安全評価の一般的手法
  - 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想定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の解析結果
  - 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特定、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に関する根拠

#### (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。

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

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

具体的には「1.15.2.2(3) 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価」

による。

#### 1.15.2.2 頻度に応じた事象のカテゴリ分け

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

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

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

また、地震、津波以外の外部事象を対象としたレベル1PRAや外部事象を対象としたレベル1.5PRAについては、定性的な検討から発生する事故シーケンスを分析した結果、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。

なお、有効性評価における重要事故シーケンス等と「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準(以下「技術的能力審査基準」という。 )」、「設置許可基準規則」及び「技術基準規則」との関連を第1.15-1表に示す。

### 1.15.2.3 種類に応じた事象のグループ分け

#### (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
- へ 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に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用イベントツリーを示す。

地震PRA及び津波PRAにおいては、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接炉心損傷に至る事故シーケンスや、地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRAで想定していない複数機器、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定して

おり、発生する可能性のある起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた階層イベントツリーで整理し、複合的な事象発生の組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。第1.15-2図に地震PRA階層イベントツリーを、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等、緩和設備に期待できない事象も抽出しており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

また、津波PRAでは津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設置されている複数の電気設備が機能喪失する事象は、緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

なお、1次冷却材配管の破断によるLOCA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次冷却系統（以下「1次系」という。）の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

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

## ニ 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の結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じであるものを炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。

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(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す5つの事故シーケンスは、事象発生時に発電用原子炉施設に与える影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であるため、上記の事故シ

一ケンスグループと直接的に対応しないものとして抽出している。

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷
- ・ 複数の信号系損傷

これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、本発電用原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれらの事象が発生したとしても影響を緩和する対策を整備することから、頻度及び影響の観点から有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はない。

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

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

#### 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余裕時間が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しい、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

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

#### 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」が代表的な事故シーケンスとなるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

## 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及び再循環切替え後の低圧再循環による炉心冷却に期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が早いことから運転員等操作の余裕時間の観点で厳しい、「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

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

## 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、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい、「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

## ト ECCS再循環機能喪失

破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、再循環切替えまでの時間が短いため、再循環切替えが失敗する時点での炉心崩壊熱が大きく、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

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

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

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

- ・ 炉内構造物損傷(過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故)
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第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して想定する格納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。

##### (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、事象進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。

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

ロ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)( $\tau$ モード)

ハ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱( $\sigma$ 、 $\mu$ モード)

ニ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用( $\eta$ モード)

ホ 水素燃焼( $\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ モード)



#### へ 溶融炉心・コンクリート相互作用 ( $\epsilon$ モード)

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

- ・ 原子炉容器内での水蒸気爆発 ( $\alpha$ モード)
- ・ 格納容器隔離失敗 ( $\beta$ モード)
- ・ 水蒸気蓄積による格納容器先行破損 ( $\theta$ モード)
- ・ インターフェイスシステムLOCA ( $\nu$ モード)
- ・ 蒸気発生器伝熱管破損 ( $g$ モード)

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

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

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

(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。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類記号についての説明を第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）

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

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

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

ロ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより、溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却に期待できない「T\*\*」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「\*\*D」が温度上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失するTEDとなる。

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

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

ハ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、1次系の圧力が高く維持される「T\*\*」が1次系の減圧の観点で厳しい。また、1次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失はTEDに含ま

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

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

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

## ニ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

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

AEWに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きい大破断LOCAを起因とし、更に

炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を考慮するとともに、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

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

#### ホ 水素燃焼

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

AEIに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素が放出され、かつ放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、更に余裕時間及び要求される設備容量の

観点から厳しくなる低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

#### へ 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

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

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

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

(a) 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等の組合せ等を第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) 事故シーケンスのグループ化

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

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

- 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)
  - 充てんポンプによる炉心注水開始までの余裕時間及び要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない「燃料取



出前の浄化運転(以下「ミッドループ運転」という。)中に余熱除去機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

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

#### ハ 原子炉冷却材の流出

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

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

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重

要事故シーケンスについて整理した結果を第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。更に、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了できる。

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及びウラン・プルトニウム混合酸化物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(「RIE評価指針」に示す170cal/g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PCMI破損しきい値のめやすを超えないこと。

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

(「RIE報告書」に示す110cal/g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

(「RIE報告書」に示す85cal/g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

(「RIE報告書」に示す50cal/g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に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に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 $\Delta T$ 高」信号又は「過大出力 $\Delta T$ 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 $\Delta T$ 高
- (III) 過大温度 $\Delta T$ 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は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 更に、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「制御棒クラスタ落下」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 $\Delta T$ 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、2台の1次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものとする。

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全台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連続して外部の500kV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次冷却材ポンプ電源電圧低

### (III) 1次冷却材ポンプ電源周波数低

#### (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3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ため、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(35%)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

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 3号機及び4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2回線から受電し、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440V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 更に、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) 4基のうち2基の蒸気発生器水位低

(II) 常用高圧母線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) 蒸気発生器水位低

(II) 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 $\Delta T$ 高

(III) 過大温度 $\Delta T$ 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了できる。

(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 $\Delta T$ 高
- (III) 過大出力 $\Delta T$ 高
- (IV) 原子炉圧力低
- (V) 非常用炉心冷却設備作動

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。更に、「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



(II) 主蒸気ライン圧力低

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。

VI 化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

(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 $\Delta T$ 高
- (III) 過大出力 $\Delta T$ 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して復水器へ導かれ、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 $\Delta T$ 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

3号機及び4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 $\Delta T$ 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

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 $\Delta T$ 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動作する場合でも、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、高圧注入ポンプの締切圧力が低く加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、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

(II) 主蒸気ライン圧力低

(III) 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

III 1次冷却系の過圧防止のため、高圧注入ポンプの締切圧力を低くしている。

## (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-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、更に、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、更に、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次冷却材の減少と原子炉圧力の低下による「原子炉圧力低」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、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) 更に、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再循環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若しくは格納容器再循環サンプル水を原子炉格納容器内にスプレーする2系列の原子炉格納容器スプレー設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプル水をスプレーする再循環期間のスプレー水の冷却のため、格納容器スプレー冷却器を設ける。

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する。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全台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連続して外部の500kV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

(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

停止するものとする。

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

#### (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する。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。更に、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。更に、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 $\Delta T$ 高

(III) 蒸気発生器水位低

(IV) 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、加圧器逃がし弁及び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する。

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 $\Delta T$ 高
  - (III) 過大出力 $\Delta T$ 高
  - (IV) 原子炉圧力低
  - (V) 非常用炉心冷却設備作動
- 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させる。
  - (I) 原子炉圧力低
  - (II) 主蒸気ライン圧力低
  - (III) 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。更に、「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、更に、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。
  - (I) 主蒸気ライン圧力低
  - (II) 主蒸気ライン圧力減少率高
  - (III) 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ラクタを設け、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。
- VII 化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

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ときに、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、更に、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、プルトニウム添加によるペレットの融点低下を考慮して、ガドリニア入り燃料も含むウラン燃料の最大燃料エンタルピは833kJ/kgを超えないこと、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の最大燃料エンタルピは770kJ/kgを超えないことを用いる。

なお、反応度投入事象による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂又はペレット／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ーを評価する。

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（「RIE評価指針」に示す65cal/g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

(「RIE報告書」に示す110cal/g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

(「RIE報告書」に示す85cal/g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

(「RIE報告書」に示す50cal/gに相当)

(ロ) 防止対策

制御棒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

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、ガスサージタンク及び活性炭式希ガスホールドアップ装置等が、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、放射性気体廃棄物の放出量が最大となるガスサージタンク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 ガスサージタンクのガス圧力がタンクの最高使用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 万一事故が発生した場合には、一般補機室排気ガスモニタ等により破損を検知し、活性炭式希ガスホールドアップ装置、ガスサージタンク等には隔離弁を設け、隔離できるように設計する。

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、排気設備によって排気筒へ導く。更に、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次冷却材中の放射性物質により蒸気発生器2次側が汚染を生じる。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とお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し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、更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、更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、据付及び検査は、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 $\Delta T$ 高

III 更に、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のほう酸水を炉心に注入する。

(I) 原子炉圧力低

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、取扱い中の燃料集合体在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、更に、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吊り上げを行えないインターロックを設けて、過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、更に、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、燃料取扱い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

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、燃料取扱棟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。

更に、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、アニュラス空気浄化設備を設ける。
- 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核分裂生成物は、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。

更に、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)c.(d) 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」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」である。

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し、蒸気発生器はドライアウトして、2次系からの除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷

却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

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

#### 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、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-6図に、対応手順の概要を第1.15-7図及び第1.15-8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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計36名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員6名及び保修対応要員6名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員8名である。この必要な要員と作業項目について第

1.15-9図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、36名で対処可能である。

(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。

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

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

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

(ロ) 蒸気発生器除熱機能喪失の判断及び除熱機能維持操作

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動失敗等により、補助給水流量が喪失し、すべての蒸気発生器狭域水位計指示が0%以下かつ補助給水流量計指示が125m<sup>3</sup>/h未満となれば、蒸気発生器除熱機能喪失と判断するとともに、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ機能の回復操作及び電動主給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による除熱機能の維持操作を行う。また、補助給水ポンプ、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水が不能の場合に備えて、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。

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

(ハ) 1次系のフィードアンドブリード開始

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

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

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

(ニ) 蓄圧注入系作動の確認

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

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ホ) 蒸気発生器除熱機能回復の判断

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

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

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

(へ) 余熱除去系による炉心冷却への切替え

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

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

(ト) 1次系のフィードアンドブリード停止及び蓄圧タンク出口弁閉止

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

1次系圧力が安定していることを確認後、蓄圧タンク出口弁を閉止し、ECCS停止条件を満足すれば、高圧注入ポンプを停止する。以降、長期対策として、余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

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

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



## 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動力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、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水、原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送、中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による1次系の減温、減圧並びに復水タンクへの補給等ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなるとともに、RCPシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

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

り除熱を行う。

#### 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等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-10図に、対応手順の概要を第1.15-11図から第1.15-14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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-15図及び第1.15-16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、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池(安全防護系用)による非常用直流母線への給電を確認する。また、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

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

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

(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

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

補助給水流量確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(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した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低

減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

## (二) 事象進展の判断及び対応準備

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

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

対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレーを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心

出口温度計指示 $350^{\circ}\text{C}$ 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 $1\times 10^5\text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。

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

#### (ホ) 2次系強制冷却

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

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

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

#### (ヘ) 蓄圧注入系作動の確認

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

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ト) 1次冷却材ポンプ封水関連の隔離及び格納容器隔離弁の閉止

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

(チ) 直流負荷切離し

大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池(安全防護系用)に加え、蓄電池(重大事故等対処用)を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。

(リ) 蓄圧タンク出口弁閉止及び2次系強制冷却の再開

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

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

(ヌ) 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

大容量空冷式発電機等により電源が供給されるとともに、常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa(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。但し、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。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。

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

(ル) アニュラス空気浄化系、中央制御室非常用循環系等の起動

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

(ヲ) 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環

LOCAが発生している場合、長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ(海水冷却)への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。また、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプル水位

(広域)指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。

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

#### (ワ) 蒸気発生器による炉心冷却の継続

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

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

#### (カ) 原子炉補機冷却海水系の復旧

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



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

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次系を強制的に減圧することにより1次系の減温、減圧を行うとともに、1次系保有水量を確保するために炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な

熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

#### 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等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-17図に、対応手順の概要を第1.15-18図及び第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1.15-7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)ハ(イ)I 有効性評価の方法」に示す代表的な事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計46名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員6名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員10名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員14名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-20図に示す。また、代表的な事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を代表的な事故シーケンスと比較し、必要な要員数

を確認した結果、46名で対処可能である。

(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、原子炉手動トリップを行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

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

(ロ) 補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

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

補助給水流量確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(ハ) 原子炉補機冷却機能、制御用空気供給機能の回復及び対応準備

原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行うとともに、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

## (二) 事象進展の判断及び対応準備

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

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

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

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

(ホ) 2次系強制冷却

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

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

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

(ヘ) 蓄圧注入系作動の確認

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

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ト) 1次冷却材ポンプ封水関連の隔離及び格納容器隔離弁の閉止

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

(チ) 蓄圧タンク出口弁閉止及び2次系強制冷却の再開

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

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

(リ) 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。但し、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。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。

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

(ヌ) アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系等の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、

現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

(ル) 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環

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

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

(ヲ) 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行う。

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に至るおそれがある事故」に示すとおり、「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」、「大破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

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、冷却器を経由しない高圧注入ポンプによる高圧再循環により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る（原子炉格納容器先行破損）。その後、格納容器再循環サンプに貯水される水の減圧沸騰が生じ、再循環による炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る。



したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉格納容器内を除熱することにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

#### 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、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環、格納容器内自然対流冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第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1.15-8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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計32名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員8名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-24図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故

シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、32名で対処可能である。

(イ) プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

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

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ロ) 格納容器スプレイ注入機能喪失の判断及び回復操作等

格納容器内圧力計指示が原子炉格納容器スプレイ系の作動圧力である196kPa以上において、格納容器スプレイポンプの起動失敗等により格納容器スプレイライン流量を確認できない場合には、格納容器スプレイ注入機能喪失と判断するとともに、格納容器スプレイ注入機能の回復操作、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う。

格納容器スプレイ注入機能喪失の判断に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(ハ) 格納容器内自然対流冷却の準備

格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応操作として、原子炉補機冷却水の沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧する等の格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

格納容器内自然対流冷却の準備に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク水位等である。

(ニ) 1次冷却材の漏えいの判断

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。

1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ホ) 燃料取替用水タンクへの補給準備

1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。

(ヘ) 高圧及び低圧再循環への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切替え、高圧及び低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。水源切替え後、高圧再循環は開始されるが、低圧再循環については余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断し、低圧再循環機能の回復操作及び燃料取替用水タンクへの補給操作を行う。

高圧及び低圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料

取替用水タンク水位等であり、高圧及び低圧再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

(ト) 格納容器内自然対流冷却

格納容器圧力計指示が392kPa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。但し、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(チ) 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却の継続

長期対策として、高圧再循環による炉心注水を確保しつつ、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を除熱することで、原子炉格納容器先行破損を防止し、炉心冷却を継続的に行う。

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に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起因事象として運転時の異常な過渡変化が発生し、原子炉トリップが必要となるが、原子炉トリップ機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、運転時の異常な過渡変化のうち「主給水流量喪失」、「負荷の喪失」のような加圧事象では、原子炉が高出力で維持されるとともに、蒸気発生器への注水喪失により除熱が低下することから、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力の抑制を図るとともに、蒸気発生器への注水を確保し、1次系の過圧を防止することにより炉心損傷を防止する。長期的には、炉心へのほう酸水注入により未臨界を確保するとともに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

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、主蒸気ライン隔離、補助給水ポンプ等を自動作動させる多様化自動作動設備を整備する。また、未臨界を確保するため、緊急ほう酸注入等を整備し、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-25図に、対応手順の概要を第1.15-26図から第1.15-28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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計14名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員6名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-29図及び第1.15-30図に示す。

#### (イ) 運転時の異常な過渡変化の発生及び原子炉トリップ機能喪失の判断

運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉トリップすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が5%以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、原子炉トリップ機能喪失を判断する。

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

原子炉トリップ機能喪失時は、中央制御室での手動による対応として原子炉トリップ、タービントリップ、常用系パワーセンタ母線遮断器の開放操作による電動発電機電源断、制御棒の手動挿入等の操作を行う。この中央制御室での対応で原子炉が停止状態とならなければ、現場での対応による原子炉トリップ遮断器の開放操作等を行う。

原子炉トリップ機能喪失の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

(ロ) 多様化自動作動設備の作動及び作動状況確認

運転時の異常な過渡変化の発生時に原子炉トリップ機能喪失となった事象のうち、蒸気発生器の水位が低下する事象に対しては、多様化自動作動設備が作動し、主蒸気ライン隔離等並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが自動起動し、補助給水流量の確立を確認する。

また、主蒸気ライン隔離等による1次系温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した1次系圧力が、補助給水ポンプ自動起動並びに加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の作動により抑制されていることを確認する。

多様化自動作動設備の作動状況の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。また、1次系温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、1次系の挙動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ハ) 緊急ほう酸注入及びほう酸希釈ラインの隔離

制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が5%以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、ほう酸水注入の実施を判断し、化学体積制御設備等によりほう酸水を炉心へ注入し、1次冷却材のほう酸濃度を上昇させるとともに、ほう酸希釈ラインを隔離する。

緊急ほう酸注入の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、緊急ほう酸注入の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

(ニ) 原子炉未臨界状態及びほう素濃度の確認並びに1次系の減温及び減圧

出力領域中性子束計指示が5%未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負であることにより、原子炉が未臨界であることを確認する。また、1次冷却材中のほう素濃度が、燃料取替ほう素濃度以上であることをサンプリングにより確認する。その後、燃料取替ほう素濃度以上を満足していれば、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイにより1次系の減温、減圧を行う。

原子炉の未臨界状態の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、1次系の減温、減圧の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。

(ホ) 余熱除去系による炉心冷却への切替え

長期対策として、1次冷却材圧力計指示が2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が177℃未満となり、余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。また、余熱除去系による炉心冷却は継続的に行う。

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

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



## 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に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」及び「小破断LOCA時に高圧注入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注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCSによる炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次系を強制的に減温、減圧することにより1次系を減温、減圧し、炉心注水の促進及び漏えい量の抑制を図ることにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

#### 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等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環等を整備する。これらの対策の概略系統

図を第1.15-31図に、対応手順の概要を第1.15-32図及び第1.15-33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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計30名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員6名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-34図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対処可能である。

#### (イ) プラントトリップ及びECCS作動信号発信の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(ロ) 1次冷却材の漏えいの判断

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。

1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ハ) 燃料取替用水タンクへの補給準備

1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。

(ニ) 高圧注入機能喪失の判断及び回復操作等

高圧注入ポンプの起動失敗又は高圧注入ポンプ流量が上昇しないことにより高圧注入機能喪失と判断するとともに、高圧注入系の回復操作、充てんポンプによる炉心注水を行う。

高圧注入機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

(ホ) 2次系強制冷却

高圧注入機能喪失を判断した後に、主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行い、蓄圧注入、低圧注入の促進及び漏えい量の抑制を図る。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

2次系強制冷却を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生

器狭域水位等である。

(へ) 電気式水素燃焼装置(以下「イグナイタ」という。)の起動及び格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、イグナイタの運転状態を電気式水素燃焼装置動作監視装置により確認する。

(ト) 蓄圧注入系作動の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止

1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。また、蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が約0.6MPaとなれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、蓄圧タンクの出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

(チ) 余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認

2次系強制冷却等による1次系圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。

余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

(リ) 低圧再循環への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、低圧再循環に切替え、低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。以降、長期対策として、低圧再循環による炉心冷却を継続的に行う。

低圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、低圧再循環による炉心注水状態の確認に必要な計装設備は余熱除去流量等である。

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

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に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及び高圧再循環機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」である。

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ECCSによる炉心への注水を行った後に、格納容器再循環サンプを水源とするECCS再循環による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、代替再循環による炉心注水を継続的に行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

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、余熱除去系と格納容器スプレイ系間のタイラインを使用するB格納容器スプレイポンプ（以下「B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）」という。）による代替再循環、格納容器スプレイ再循環等を整備する。

これらの対策の概略系統図を第1.15-35図に、対応手順の概要を第1.15-36図及び第1.15-37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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当

直副長の2名、号機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名及び保守対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-38図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、24名で対処可能である。

#### (イ) プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信した場合は、格納容器スプレイポンプの自動作動を確認する。

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

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、原子炉格納容器スプレイ作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(ロ) 1次冷却材の漏えいの判断

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。

1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ハ) 燃料取替用水タンクへの補給準備

1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。

(ニ) 高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切り替える。また、原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、格納容器スプレイ再循環に切り替える。

高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

(ホ) 低圧再循環機能喪失の判断及び回復操作等

余熱除去ポンプの運転継続失敗等による余熱除去流量の喪失により、低圧再循環機能喪失と判断する。この対応操作として、低圧再循環機能の回復操作、燃料取替用水タンクの補給操作、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う。また、原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、原子炉格納容器圧力の変化等により、格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイの状態を確認する。



低圧再循環機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイの確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

なお、低圧再循環機能喪失に加えて高圧再循環が機能喪失し、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水が継続している場合は、燃料取替用水タンクの水位低下を低減するために高圧注入ポンプ1台運転とする。

#### (へ) 代替再循環による炉心冷却

余熱除去ポンプの運転継続失敗等による低圧再循環機能喪失時の対応操作として、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環の準備を行う。準備が完了すれば、代替再循環を開始し、代替再循環による炉心注水の状態を確認する。以降、長期対策として、代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。

代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

#### (ト) 原子炉格納容器の健全性維持

長期対策として、A格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環により、原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。

原子炉格納容器の健全性維持の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

## 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に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、更に1次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することにより、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

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

#### 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」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、ECCS等による炉心注水を確保するとともに、補助給水ポンプ及び主蒸気

逃がし弁を用いた2次系強制冷却並びに加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行うことにより漏えいを抑制し、余熱除去系による長期的な炉心冷却を行うクールダウンアンドリサーキュレーション等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。更に、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を整備するとともに、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-39図及び第1.15-40図に、対応手順の概要を第1.15-41図から第1.15-44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、「1.15.5.4(1)a.(a)チ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」における3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機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名及び保守対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指

揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-45図に示す。

## I プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

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

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

## II 漏えい箇所の判断及び対応操作

1次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により、余熱除去系からの漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断するとともに、インターフェイスシステムLOCA時に燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給準備を行う。

漏えい箇所の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

### III 漏えい箇所の隔離(1次系減圧前)

余熱除去系の隔離操作として、余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水タンク水の流出を抑制するために、燃料取替用水タンクと余熱除去系の隔離を行う。また、1次系保有水量の減少を抑制するために、1次系の減圧操作を開始する前に、漏えい箇所の隔離操作として中央制御室からの操作により1次系と余熱除去系の隔離操作を行う。なお、隔離操作については破断側系列及び健全側系列ともに行う。

漏えい箇所の隔離の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

### IV 余熱除去系隔離失敗の判断

余熱除去系の隔離操作後に1次冷却材圧力の低下が継続することにより、余熱除去系の漏えい箇所の隔離に失敗したことを判断する。

余熱除去系の隔離失敗の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

### V 2次系強制冷却

余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行う。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

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

## VI 燃料取替用水タンクへの補給及び漏えい箇所の隔離準備(1次系減圧後)

余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給操作を行うとともに、1次系の減圧状態を確認し、現場操作等による隔離操作の準備を行う。

## VII 加圧器逃がし弁開操作による1次系の減圧

ECCS停止条件を早期に確立し、1次系からの漏えい量を抑制するため、1次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで1次系の減圧を行う。

1次系の減圧の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

## VIII 蓄圧タンク出口弁閉止

1次系からの漏えい量を抑制するため、ECCS停止条件の満足又は1次冷却材圧力計指示が約0.6MPaとなれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

## IX 高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止

ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替え、炉心注水状態を確認する。切替え後に高圧注入ポンプを停止する。

高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプ停止の判断に必要な計装設備は、加圧器水位等であり、充てんポンプによる炉心

注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

#### X 健全側余熱除去系による炉心冷却への切替え

1次冷却材圧力計指示が2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、健全側の余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。

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

#### XI 余熱除去系からの漏えい停止

1次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力以下であることを確認し、漏えい箇所の隔離操作として現場操作等により余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁等を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系からの漏えいを停止する。

余熱除去系からの漏えい停止の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

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

(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、「1.15.5.4(1) a. (a)チ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」における3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計22名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員2名及び保修対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-46図及び第1.15-47図に示す。

#### I プラントトリップ及びECCS作動信号発信の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。

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

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。



## II 漏えい箇所の判断及び対応操作

1次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ、高感度型主蒸気管モニタの指示上昇、破損側蒸気発生器水位上昇等により、蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器の判定を行うとともに、蒸気発生器伝熱管破損時に燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給準備を行う。

漏えい箇所の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

## III 漏えい箇所の隔離

破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を行う。

漏えい箇所の隔離の確認に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

## IV 破損側蒸気発生器隔離失敗の判断

破損側蒸気発生器の隔離操作後に破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力より低下し、減圧が継続していることにより、破損側蒸気発生器の隔離に失敗したことを判断する。

破損側蒸気発生器隔離失敗の判断に必要な計装設備は、主蒸気ライン圧力等である。

## V 2次系強制冷却

破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行う。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

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

## VI 燃料取替用水タンクへの補給

破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給操作を行う。

## VII 加圧器逃がし弁開操作による1次系の減圧

ECCS停止条件を早期に確立し、1次系からの漏えい量を抑制するため、1次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで1次系の減圧を行う。

1次系の減圧の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

## VIII 蓄圧タンク出口弁閉止

蓄圧注入による破損側蒸気発生器2次側への漏えい量を抑制するため、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力になる前に蓄圧タンク出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力

等である。

#### IX 高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止

ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替え、炉心注水状態を確認する。切替え後に高圧注入ポンプを停止する。

高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプ停止の判断に必要な計装設備は、加圧器水位等であり、充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

#### X 余熱除去系による炉心冷却への切替え

1次冷却材圧力計指示が2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。

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

#### XI 1、2次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止

1次系の減圧により1次系と破損側蒸気発生器2次側を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。

1、2次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

## XII 1次系のフィードアンドブリード

余熱除去系の接続に失敗する場合には、この対応操作として、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中の炉心冷却状態の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。

## XIII 代替再循環による炉心冷却

余熱除去系の接続に失敗する場合の長期対策として、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示が70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替えることにより、代替再循環による炉心注水状態を確認する。以降、長期対策として代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、格納容器再循環サンプ水位(広域)等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

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

#### (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PDS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である。

###### (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、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な

熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

#### (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による代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。更に、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。これらの対策の概略系統図を第1.15-48図に、対応手順の概要を第1.15-49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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-50図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、52名で対応可能である。

## 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、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

## II 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減

操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

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

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示 $350^{\circ}\text{C}$ 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 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器



スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

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

### 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が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ポンベ(加圧器逃がし弁)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁)の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等

である。

## V イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

## 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 $1 \times 10^5$  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) $1 \times 10^5$  mSv/hは、炉心熔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作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

## VIII 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心落下に伴う熔融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa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

ジルコニウム-水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

## 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自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気自然対流により除熱する。但し、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

### (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PDS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である。

(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、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器内温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器内温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(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による代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備する。

また、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、熔融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気は直接加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策等を整備する。

更に、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。これらの対策の概略系統図を第1.15-51図に、対応手順の概要を第1.15-52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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機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名及び保守対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保守対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-53図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、52名で対処可能である。

## 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、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

## II 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済

燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

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

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示 $350^{\circ}\text{C}$ 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 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のため



めに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

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

### 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が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

## V イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

## 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 $1 \times 10^5$  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) $1 \times 10^5$  mSv/hは、炉心熔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作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が

燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

#### VIII 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心落下に伴う熔融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa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

ジルコニウム-水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を

確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

## 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起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。但し、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

### 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PDS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である。

## 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、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の小規模の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損までに1次系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

## 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、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧等を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備する。

更に、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減対策を図るための設備としてイグナイタを設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「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 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるPDSは、「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である。

###### 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、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS注水機能や格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない

場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、そのときに、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊されることにより、原子炉格納容器の破損に至る。

溶融燃料－冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、原子炉容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜に何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大・伝ばすることに伴い大きなエネルギー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冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

#### 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、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ等を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備する。

更に、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「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PDS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である。

##### 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、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力



電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び熔融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生する。このため、緩和措置がとられない場合には、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・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の自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する観点から、静的触媒式水素再結合装置を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。更に、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器水素濃度計測装置等により原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。これらの対策の概略系統図を第1.15-54図に、手順の概要を第1.15-55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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計30名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機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名及び保守対応要員6名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-56図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果52名で対処可能である。

#### (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、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

(ロ) 事象進展の判断及び対応準備

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

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

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

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷

却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 $1 \times 10^5$  mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

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

#### (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が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa以下まで減圧するための加圧器逃がし弁

による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

#### (ホ) イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

#### (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 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 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) $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ は、炉心熔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作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

(チ) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプル水位(広域)指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa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

ジルコニウム-水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

(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自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気自然対流により除熱する。但し、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

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PDS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

り、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW及びSEWである。

#### 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、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することにより、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器床へ注水し、原子炉格納容器床に落下した溶融炉心を冷却することにより原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

#### 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の発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下



部キャビティへ注水する対策等を整備する。また、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。

更に、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「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1つは、「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」である。

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緩慢に低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料体等は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故1では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

#### 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体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-57図に、対応手順の概要を第1.15-58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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計40名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は保修対応要員10名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員14名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-59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又は使用済燃料ピット冷却器の機能が喪失し、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピット温度

が65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、回復操作を行うとともに、燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水準備並びに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位(SA)等である。

#### (ロ) 使用済燃料ピット水位の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。

使用済燃料ピット水位の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位(SA)等である。

#### (ハ) 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位(SA)等である。

(二) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水

淡水タンク(2次系純水タンク、原水タンク)からの注水手段のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水(八田浦貯水池)又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位EL.+10.96m、注水開始水位EL.+10.78mの範囲で維持する。

以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位(SA)等である。

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1つは、「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」である。

#### 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、使用済燃料ピット注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料体等は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故2では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

#### 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体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-60図に、対応手順の概要を第1.15-61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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計40名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、保修対応要員10名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要

員14名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-62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警報発信により使用済燃料ピット水位の低下を確認した場合は、原因調査を行うとともに、燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水準備を開始する。使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所の特定制及び隔離操作を実施するとともに、使用済燃料ピット水位計指示がEL.+10.75m未満に低下している場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位(SA)等である。

(ロ) 使用済燃料ピット水温の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット水温の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度(SA)等である。

(ハ) 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の

回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位 (SA) 等である。

(ニ) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水

淡水タンク(2次系純水タンク、原水タンク)からの注水手段のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水(八田浦貯水池)又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位EL.+9.46m、注水開始水位EL.+9.28mの範囲で維持する。

以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位 (SA) 等である。

- (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. 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より、崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

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、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てんポンプによる



炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備する。また、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去機能が喪失した場合は「1.15.2.4 (6)b. 全交流動力電源喪失」で整備する燃料損傷防止対策にて対応する。これらの対策の概略系統図を第1.15-63図に、対応手順の概要を第1.15-64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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-65図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、42名で対処可能である。

#### (イ) 余熱除去機能喪失の判断

余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却機能喪失を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除

去機能の回復操作を行う。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

(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

余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

(ハ) 原子炉格納容器隔離操作

余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。

(ニ) 充てんポンプによる炉心注水

余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(ホ) アニュラス空気浄化系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容

器圧力計指示が39kPaとなれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

#### (へ) 代替再循環及び格納容器内自然対流冷却

余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。

以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

### 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動力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の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、安全上重要な機器の交流電源が喪失することにより、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなることに伴い、余熱除去系による崩壊熱除去機能も喪失することから、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

#### 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、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-66図に、対応手順の概要を第1.15-67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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員

(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機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名及び保守対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保守対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-68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、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池(安全防護系用)による非常用直流母線への給電を確認する。

(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

全交流動力電源喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

(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した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

(ニ) 燃料取替用水タンクによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失時の対応操作として、燃料取替用水タンク水位が確保されている場合は、燃料取替用水タンク水による炉心への重力注水を行う。

(ホ) 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、格納容器隔離弁を閉止する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

(ヘ) 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

大容量空冷式発電機等により電源が供給され、常設電動注入ポンプの準備が完了次第、炉心への注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。また、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポ

ンプ(自己冷却)の準備を行う。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(ト) 直流負荷切離し

大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池(安全防護系用)に加え、蓄電池(重大事故等対処用)を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。

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

(リ) 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却

移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ(海水冷却)への冷却水通水の準備が完了すれば通水を開始し、格納容器内自然対流冷却を開始する。また、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプル水位計(広域)

指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB  
高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切替え、高圧再循環に  
よる炉心注水状態を確認する。

以降、長期対策として高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に  
よる炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

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

#### (ヌ) 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮  
し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機  
冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、余熱除去系による炉心冷却を行  
う。

### 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炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への漏えいが発生し、1次冷却材の流出が継続することにより、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

#### 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、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てんポンプによる炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-69図に、対応手順の概要を第1.15-70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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当

直副長の2名、号機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名及び保守対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-71図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、28名で対処可能である。

(イ) 1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断

1次冷却材の流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプが運転不能となれば、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系2系列が運転不能となれば、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去ポンプ回復操作を行うとともに、1次冷却材流出の原因調査及び隔離操作を行う。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

(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

余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

(ハ) 原子炉格納容器隔離操作

余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。

(ニ) 充てんポンプによる炉心注水

余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(ホ) アニュラス空気浄化系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が39kPaとなれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

(ヘ) 代替再循環及び格納容器内自然対流冷却

余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプル水位計(広域)指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。

以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

#### 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、運転員の誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、臨界に達し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、純水注水を停止し、反応度の添加を防止するとともに、1次冷却材中にほう酸水を注入することにより未臨界を確保し、燃料損傷を防止する。

## 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、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、純水注水の停止、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-72図に、対応手順の概要を第1.15-73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3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計18名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員2名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-74図に示す。

### (イ) 反応度の誤投入の判断

1次冷却材の希釈事象の発生に伴い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。

反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子

束等である。

(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

反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

(ハ) 希釈ラインの隔離

反応度の誤投入時の対応操作として、1次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」並びに1次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動停止を確認する。

(ニ) ほう酸濃縮操作

反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。また、事象発生前のほう酸濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。

ほう酸濃縮操作によるほう酸注入状態の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

(ホ) 未臨界状態の確認

中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していることを確認す

る。また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認する。以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。

未臨界状態の確認に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

なお、反応度の誤投入については次のような場合がある。

原子炉起動前のほう素希釈中に外部電源が喪失した場合、1次冷却材ポンプ、充てんポンプ及び1次系補給水ポンプの電源喪失により希釈が停止するが、ディーゼル発電機の自動起動に伴い1次系補給水ポンプ及び充てんポンプが再起動し、希釈が再開されると、1次冷却材ポンプが停止していることから十分なミキシングが行われずに、1次系配管内にほう素濃度の低い水塊が形成される。この状態で更に外部電源復旧後、1次冷却材ポンプを再起動すると、水塊が炉心に送り込まれることとなり、反応度投入事象となる可能性がある。しかしながら、外部電源喪失時には希釈信号は解除されるため、1次系補給水ポンプが自動起動することはない。また、充てんポンプの水源が体積制御タンクから燃料取替用水タンクに自動で切り替わることから、外部電源喪失時のブラックアウト信号発信によって充てんポンプが自動起動しても希釈が再開されることはない。

#### 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次的損傷が生じず、更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、炉心の著しい損傷を防止するための対策に有効性があること。

###### (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、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認する。なお、格納容器直接接触(シェルアタック)については、BWRマークI型の原

子炉格納容器特有の破損モードであり、PWRでは原子炉格納容器が大きく溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、格納容器直接接触(シェラータック)に係る評価項目(原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。)については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。

(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、使用済燃料ピットにおける燃料体等の損傷を防止するための対策に有効性があること。

(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」に挙げた運転停止中事故シーケンスグループについて、運転停止中の原子炉における燃料体の著しい損傷を防止するための対策に有効性があること。

### 1.15.3.2 決定論的安全解析の許容基準

#### (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DNBR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更に具体的な判断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判断基準を記述する。

##### 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更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°C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(但し、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0.392MPa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が最高使用圧力0.392MPa又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の2倍の圧力0.784MPa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最高使用温度144℃又は限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。

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0.784MPa及び200℃を下回ることとする。

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉

格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、3号機及び4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0.392MPaの2倍の圧力0.784MPa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熔融燃料－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 熔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熔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靱性の確認試験方法JEAC4206－  
2007」(日本電気協会)附属書C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 確率論的安全解析の許容基準

「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の解釈」(平成25年6月19日)に基づき、重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては、個別プラントのPRAを活用している。



#### 1.15.4 人の措置

##### 1.15.4.1 一般検討事項

###### (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するおそれがある場合又は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「(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するおそれがある場合又は発生した場合も対応を実施する。また、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するおそれがある場合又は発生した場合の対応を実施する。

重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を「原子炉等規制法」に基づく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す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。但し、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にあつては、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、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、確実にでき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、アクセスルートは、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想

定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

想定される自然現象又は発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)のうち、洪水、地滑り及びダムの崩壊については、立地的要因により影響を受けることはない。また、生物学的事象、落雷及び電磁的障害については、直接の影響はない。

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する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所分散して保管する。

#### (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、その他電源設備、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、八田浦貯水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、合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想定される自然現象のうち、地震による影響(周辺構造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり)、風(台風)及び竜巻による影響(飛来物)、積雪、火山の影響(降灰)を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、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、使用し、それらを運転できる要員を確保する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上へ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、基準津波に対して、十分余裕を見た高さアクセスルートを確保する。

また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地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、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)のうち飛来物(航空機落下等)、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び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、基準地震動による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで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。

不等沈下や地下構造物の損壊に伴う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るが、想定を上回る段差が発生した場合は、ホイールローダ及びその他の重機による段差箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

アクセスルート上の風(台風)及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響(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、想定を上回る積雪、火山の影響(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、積雪を考慮し、車両についてはタイヤチェーン等を配備する。

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)及び火災の拡大防止策(大量の可燃物を内包する変圧器等の防油堰の設置)については、「火災防護計画」に定める。

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。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。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

#### (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、可搬型バッテリー、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、合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。

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響(洪水、風(台風)及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、高潮、火山の影響(降灰)並びに森林火災)並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの(故意のものは除く。)(飛来物(航空機落下等)、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突)に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、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落下防止、転倒防止及び固縛等により、通行に支障を来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。

屋外及び屋内の機器からの溢水が発生した場合については、適切な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。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用

する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

#### (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及びその他の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

#### 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、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものは除く。)、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障を来さないよう、通行性を確保する等、「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する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、プラントメーカー、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、プラントメーカー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、自社及び協力会社の車両による輸送に加え、運送会社及びヘリコプタ運航会社とも契約を締結し、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、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を、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。

更に、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等の確保を行い、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、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理

に使用する資機材を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。

更に、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。)、発電所の緊急時対策本部(以下「緊急時対策本部」という。)が使用する手順書(以下「緊急時対策本部用手順書」という。)及び緊急時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) すべ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複数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3号機及び4号機の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又は計器故障が疑われる場合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、炉心へ注水すべきか又は原子炉格納容器へ注水すべきか判断に迷い、対応が遅れることで、原子炉格納容器の破損に至ることがないように、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、準備に要する時間を考慮の上、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に、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って行動できるように、社長は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運転手順書を整備し、判断基準を明記する。

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は、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いた緊急時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

(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、火山の影響(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(安全機能ベースと事象ベースで構成)  
安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用
- ・ 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  
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は、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、支援の具体的内容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。

運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、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、事象の判別を行う運転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、安全系の機器若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原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

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原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。

但し、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原子炉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する水位、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、重要監視パラメータと有効監視パラメータに位置づけて運転手順書に明記する。主要パラメータである重要監視パラメータと有効監視パラメータが故障等により計測不能な場合又は計器故障が疑われる場合は、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。

また、主要パラメータと代替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。

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運転手順書に整理する。

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、重大事故等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及び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、所員の高台等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、海水ポンプエリアの水密扉及びディーゼル発電機室の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。

- (ト) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員の

吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。固定源に対しては、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員の吸気中の有毒ガス濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策本部要員が事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、運転員及び緊急時対策本部要員のうち初動対応を行う者に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、運転員に連絡し、運転員が通信連絡設備により、有毒ガスの発生を発電所内の必要な要員に周知する手順を整備する。

#### ロ 教育及び訓練の実施

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、教育及び訓練を計画的に実施する。

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緊急時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得られる力量に加え、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。
- ・ 複数の教育及び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は、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を確認する。
- ・ 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。

現場作業に当たっている重大事故等対策要員が必要な作業を確実に完了できるよう、運転員(当直員)と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

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た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及び物理現象に関する知識の向上を図ることが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、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実施する。

(ロ) 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、重大事故等の内容、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を計画的に実施する。

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とき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。また、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、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練等を実施する。

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緊急時対策本部機能、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、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などにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。

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。

緊急時対策本部要員のうち設備の保守を担当する者は、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、現場において巡視点検、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、緊急時対策本部要員が、各役割に応じて、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) 重大事故等発生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) 重大事故等発生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、資機材等に関する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、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方針の決定をする。

本部長の下に副本部長を設置する。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。

緊急時対策本部に、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する実施組織として、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、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、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として総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班を編成する。

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緊急時対策本部での事故対応、復旧活動に活かせるよう、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に、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、重大事故等時において、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、緊急時対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

休日、時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部要員（指揮者等）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、重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に駆け付ける。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（玄海町及び唐津市圏内）に3号機及び4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、中央制御室及び代替緊急時対策所におけるチェンジングエリア設置を行う。

土木建築班は、土木建築設備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、複数号機の同時被災の場合において以下のとおり対応できる組織とする。

緊急時対策本部は、複数号機の同時被災の場合において、本部長の指示により3号機及び4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。

緊急時対策本部要員(指揮者等)、運転員(当直員)及び重大事故等対策要員を発電所構内又は近傍に常時確保し、複数号機の同時被災が発生した場合においても、確保した要員により、重大事故等対処設備を使用して3号機及び4号機の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等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。

複数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、原災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通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、複数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。

各号機の発電用原子炉主任技術者は、複数号機の同時被災時に、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、緊急時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。

(二) 緊急時対策本部には、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助言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、緊急時対策本部の運営、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(原災法第10条の可能性のある事故、故障等又は自然災害発生)により緊急時体制を発令し、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)を本部長とする緊急時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。

休日、時間外(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、発電所構内又は近傍に緊急時対策本部要員(指揮者等)、運転員(当直員)及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。

緊急時対策本部(全体体制)が構築されるまでの間、副原子力防災管理者の指揮の下、運転員(当直員)及び重大事故等対策要員を主体とした初動の体制を確保し、迅速な対応を図る。具体的には、副原子力防災管理者は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら運転員(当直員)及び重大事故等対策要員へ指示を行う。運転員(当

直員)及び重大事故等対策要員は、副原子力防災管理者の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。

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、地震の影響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号機ごと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(指揮者等)4名、運転操作指揮、号機間連絡、運転操作助勢及び運転操作対応を行う運転員(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(以下「初動対応要員」という。)20名、並びに初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員(以下「初動後対応要員」という。)16名の合計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を行う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(指揮者等)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、緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び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）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、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、休日、時間外（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、緊急時対策本部要員に対して定期的に通報連絡訓練を実施する。

(へ) 発電所における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) 緊急時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）が欠けた場合に備え、本部長（原子力防災管理者）の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、複番号機の同時被災時は3号機及び4号機ごとに指揮者を指名する。

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(原子力防災管理者)が欠けた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SPDSデータ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(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通話設備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、携帯型通話設備、無線連絡設備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及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用いて、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、緊急時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、本店対策本部と緊急時対策本部間において、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びSPDSを使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。

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、緊急時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、又は原災法第15条第1項に該当する事象が発生した場合、所長(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原子力管理部長へ報告する。

原子力管理部長は、緊急時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。原子力管理部長は、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、本店対策本部の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発電所外部の支援組織である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、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、運営支援組織として、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、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、原災法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営のため、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（原子力管理部長）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からの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携し、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部品取替による復旧手段を整備する。主要な設備の取替部品をあらかじめ確保するとともに、同種の設備に使用されている部品を用いた復旧を考慮する。

また、設備の補修を実施するための放射線量低減、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。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する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選定した上で、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た対応手順書を整備する。これに加え、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いため抽出していない外部事象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1.15-75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77



事象を抽出した。そのうちの自然災害54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、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、火山の影響、生物学的事象、森林火災、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し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を整理する。また、重畳することが考えられる自然現象の組合せについても考慮する。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ものと考えますが、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ことを想定する。

### (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ものとするが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。

### (III) 風(台風)

敷地近傍で観測された最大瞬間風速(53.2m/s)を超える規模を想定する。

なお、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。

### (IV) 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)を超えるような規模の竜巻が発生する可能性は低いですが、風速100m/sを超える規模を想定する。

なお、必要に応じ、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策等を講じておく。

### (V) 凍結

敷地付近で観測された最低気温(-5.8℃)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。

## (VI) 積雪

敷地付近の観測所で観測された積雪量(12cm)を超える積雪量を想定する。

なお、積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。

## (VII) 火山の影響

文献調査及び地質調査結果から、考慮すべき火山灰の厚さを10cmと評価している。そこで10cmの降灰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。

## (VIII) 生物学的事象

海水取水の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。また、電気系統への小動物等による悪影響も想定する。

なお、生物学的事象の発生までの時間的余裕はないものとする。

## (IX) 森林火災

森林火災による安全上重要な機器への影響を防止するため防火帯を設けるが、この防火帯を越えるような規模の森林火災の発生を想定する。

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、あらかじめ放水する等の必要な安全措置を講じることができる。

(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ですが、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ものとする。

(XI) 隕石

敷地内に隕石が落下する可能性は低いですが、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ものとする。

(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、津波による漂流物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、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。

(XIII) 火山の影響（降灰）と積雪の重畳

火山の影響（降灰）と積雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、あらかじめ体制を強化して対策（除灰、除雪）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。

## 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、自然災害11事象に対して生じうるプラント状態を特定する。また、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 原子炉建屋及び原子炉補助建屋
- 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次冷却系からの除熱機能(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 非常用所内電源

## 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1.15-76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、大型航空機の衝突と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、イベントツリーで示していない。

## (I) 地震

大規模地震の想定では、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及び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。更に、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、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスとしてレベル1PRAの知見より、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、炉内構造物損傷(過渡事象+補助給水失敗)及び大破断LOCAを上回る規模のLOCA等のECCS注水機能喪失が考えられる。また、レベル1.5PRAの知見より、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)が考えられる。原子炉格納容器破損等により、閉じ込め機能が喪失した場合は、大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。

その他、斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

## (II) 津波

大規模津波の想定では、地震と同様に変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの水没による原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤(メタクラ、パワーセンタ等)

の水没による非常用所内電源喪失、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの水没による2次冷却系からの除熱機能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。更に、重大事故等対処設備である代替注水設備及び代替電源設備が機能しない場合は、原子炉格納容器過温破損により大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。

また、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスとして、レベル1PRAの知見より、複数の信号系損傷及び原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。

その他、漂流物、油タンク火災等により比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

### (III) 竜巻

大規模な竜巻の想定では、変圧器等の機能喪失により外部電源喪失に至る可能性がある。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。

その他、飛来物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。

#### (IV) 積雪、火山の影響(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。但し、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体制を強化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。

#### (V) 生物学的事象

大量の海生生物の襲来により、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に至る可能性がある。但し、除塵装置により塵芥を除去する運用としており、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電所を安全に停止できる運用としている。

#### (VI) 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。但し、発電用原子炉施設への影響がないよう防火帯幅を確保しており、予防放水等の対策を講じる十分な時間的余裕があることから、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

#### (VII) 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、サージ電流により機器が誤動作する可能性がある。なお、雷害防止対策を講じている。



## (VIII) 隕石

隕石による影響については、大型航空機の衝突と同様と考えられる。

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

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、地震及び津波の2事象を代表として整理する。また、当該の2事象以外の自然災害については、発電所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とはないと考えるが、仮に大規模損壊に至ったとしても、これら2事象に包含され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)、爆発等の発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意

によるものを除く。)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。

以上より、大規模損壊発生時の対応手順書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可能性も想定し、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書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あらかじ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チェックシート及び以下に示す項目を目的とした各対応操作の実行判断を行うための初動対応フロー等を大規模損壊時に対応する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。

- ・ 電源確保
- ・ 炉心損傷緩和
- ・ 原子炉格納容器破損緩和
- ・ 放射性物質放出低減
- ・ 使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和
- ・ 水源確保
- ・ 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、燃料補給)

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。

大規模損壊発生時において、上記の大規模損壊時に対応する手順に基づく対応(火災対応を含む)の優先順位に係る基本的な考え方及び優先順位に従った具体的な対応について以下に示す。

## 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で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をと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その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等又は衝撃音、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(火災発生の有無、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)の判断を原子力防災管理者又は当直課長が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると原子力防災管理者又は当直課長が判断すれば、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。

- i 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又は疑われる場合
  - ・ プラント監視機能又は制御機能が喪失した場合(中央制御室の喪失を含む)
  - ・ 使用済燃料ピットが損傷し、漏えいが発生した場合
  - ・ 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した場合
  - ・ 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合
- ii 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
- iii 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原子炉停止状況などのプラントの状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認及び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、外からの目視に加えて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。個別操作実行の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き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、確保できる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緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）、重大事故等対策要員、専属自衛消防隊員の一部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」、「使用済燃料貯蔵槽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」の対応を行う。人命救助が必要な場合は原子力災害へ対応しつつ、発電所構内の人員の協力を得て人命の救助を要員の安全を確保しながら行う。

更に、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おそれがある場合、原子力防災管理者又は当直課長は事象に応じた以下の対応及び確認を行う。
  - i 事前の予測ができない自然災害（地震）又は大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合

中央制御室が機能している場合は、当直課長が地震発生時は緊急地震速報及び地震に伴う警報等により、大型航空機の衝突その他テロリズム発生時は、衝撃音及び衝突音、外部からの通報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。また、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、大型航空機の衝突その他テロリズム発生時は衝撃音及び衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、中央制御室へ状況の確認、連絡を行うとともに、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 事前の予測が可能な自然災害(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原子炉を停止し冷却操作を開始するとともに、原子力防災管理者への連絡及び所内一斉放送による所内関係者への退避指示並びに関係箇所へ状況連絡を行う。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波の津波襲来等の情報収集及び海面状態の常時監視を行う。また、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(火災発生の有無、建屋の損壊状況、アクセスルート損傷)を行う。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チェックシート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 放射線モニタ指示値の確認(モニタ指示値により事故、炉心及び使用済燃料ピットの状況を推測する。)

iii 火災の確認(火災が発生している場合は、事故対応への支障の有無を確認する。)

(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 通信連絡設備の確認

iii 電源系統の確認

iv 建屋等へのアクセス性確認

v 建屋等の健全性確認

vi 建屋等内部の確認

vii 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、把握した対応可能な緊急時対策本部要員数、使用可能な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、代替電源による供給により、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プラントの状態把握に努める。

外観から原子炉格納容器又は燃料取扱棟の損傷が確認され周辺の線量率が上昇している場合は、あらかじ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を行う。

外観から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措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、炉心損傷緩和の措置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観から燃料取扱棟が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による使用済燃料ピットへの注水を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は、建屋内部

又は外部からのスプレイを行う。

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1.15-77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)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員に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、優先して実施すべき対応操作とその実行性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。

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斜面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び各影響緩和対策の操作に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

### 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つの活動又は緩和対策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、重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、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設備等を活用した手段を可搬型設備等による対応手順等として整備する。

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等を用いた手順、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計測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、また第1.15-42表に大規模損壊に特化した対応手段と対応設備並びに整備する手順を示す。

なお、(II)から(XIV)で整備した手順のうち大規模損壊に特化した手順を(XV)に示す。

#### (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発電所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、同様な対応が可能となるよう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等は火災の影響を受けないことが考えられるため、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等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、緊急時対策本部と専属自衛消防隊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ことを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：防火服、空気呼吸器等)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、あらかじめ活動できる時間(仕様)を確認した上で行う。

- ・ 屋内での消火活動は、1組2名以上で行動するとともに被害の発生場所を概ね想定し、安全と考えられるアクセスルートを選定する。
- ・ 消火活動を行うに当たっては、現場との通信用として配備している無線連絡設備を活用し、緊急時対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密にする。無線連絡設備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専属自衛消防隊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でも、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用することとし、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、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機

能が喪失している場合は、1次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。

- ・ 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から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、可搬型設備による炉心注水により原子炉冷却を行う。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は2次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。
- ・ 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、2次冷却系からの除熱による原子炉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内の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、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、1次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。
- ・ 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合は、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ー手段から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、2次冷却系からの除熱による原子炉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又は多様な格納容器スプレー手段から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ー手段から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、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。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から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を冷却する。

- ・ 更に、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部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。

また、電気式水素燃焼装置の起動に関しては緊急時対策本部で実効性と悪影響を考慮し判断する。

#### iv 使用済燃料貯蔵槽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等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)、(XIII)及び(XIV)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等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、外観から燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水、建屋内部からのスプレー等を実施



し、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する。また、注水操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができない大量の漏えいが発生した場合、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲により燃料体等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の燃料体等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(VI)及び(XI)から(XIV)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代替格納容器スプレイを実施する。すべての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の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲による燃料取扱棟への放水により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次冷却系からの除熱機能である。

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、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順、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計測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、すべ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る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水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、窒素ポンプ(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、可搬型バッテリー(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充てんポンプ(自己冷却)による原子炉への注水及び加圧器逃がし弁等を用いた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次冷却系からの除熱による減圧機能又は加圧器逃がし弁による減圧機能である。なお、加圧器逃がし弁による減圧は、2次冷却系からの除熱により1次冷却系のサブクール度を確保した上で実施する。2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、高圧注入ポンプによる原子炉への注水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ともに、漏えい箇所を隔離することで1次冷却材の漏えいを抑制する。

どちらの事象も隔離ができない場合は、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次冷却材の漏えい量を抑制する。

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、原子炉冷却材圧力バウンダリ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、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順、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計測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、すべ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て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、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、窒素ポンベ(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、可搬型バッテリー(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時において、原子炉への注水機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機から受電したB充てんポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水を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充てんポンプ(自己冷却)を用いた原子炉への注水、加圧器逃がし弁等を用いた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次冷却系統の保有水量を確保する必要がある場合に非常用炉心冷却設備を用いて燃料取替用水タンク水を炉心へ注入する冷却機能。また、長期的な原子炉の冷却として、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た後の再循環運転による冷却機能。

1次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中に余熱除去設備を用いた崩壊熱除去機能。

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、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順、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計測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水する手順を整備する。

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充てんポンプ(自己冷却)、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)の機能回復を行う。

更に、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

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、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、最終ヒートシンクへ熱を輸送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、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順、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計測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1.5の手順に加えて、1.5の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

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

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、原子炉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するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止



するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる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、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順、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計測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注水する手順及び1.6の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

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、B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、原子炉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、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順、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計測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注水する手順及び1.7の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

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、B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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること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ことにより原子炉格納容器の破損を防止するため、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対処設備及び手順を整備する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉を冷却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原子炉格納容器下部への落下を遅延又は緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順、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計測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水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。

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、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)の機能回復を行う。

更に、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延するため、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た場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素が、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、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順、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計測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、大量の水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による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。

また、大規模損壊時における電気式水素燃焼装置の起動に関しては、事故発生から1時間以上経過した場合は水素爆轟による原子炉格納容器破損の脅威が予想されるため実効性があり、かつ水素燃焼による原子炉格納容器の健全性に悪影響を与えないと判断できる場合に起動する手順とする。

(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た場合において、原子炉格納容器内に水素が放出され、原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため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原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした水素による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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

備等を用いた手順、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計測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1.10の手順に加えて、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)を用いてアニュラス水素濃度計測装置により計測する手順を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても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は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備による冷却機能である。注水機能は、使用済燃料ピット水補給設備による注水機能である。

これらの機能が喪失し、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等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備している。

また、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使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を

防止し、放射性物質の放出を低減する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、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順、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計測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注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、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からの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若しくは注水機能が喪失し又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他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注水に加え、可搬型ディーゼル注入ポンプによる注水を行う。

更に、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により使用済燃料ピットへ接近せずにスプレーする操作、資機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。

使用済燃料ピットからの大量の水の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) 使用済燃料ピット水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(燃料取扱棟)へのアクセス可否となる。これは現場の被害状況(火災発生の有無、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、準備から注水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)を用いた注水操作を実施する。
- (iii) (ii)の操作により使用済燃料ピットの水位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を用いて使用済燃料ピットへ注水操作を試みる。
- (iv) (iii)の操作を行っても水位が維持できない場合、燃料取扱棟内部からのスプレーが可能であれば、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレー操作を実施する。
- (v) (iv)と並行して、使用済燃料ピット水の漏えいを抑制するため、



あらかじ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を用いた外部からのスプレイを実施する。また、移動式大容量ポンプ車及び放水砲を用いた燃料取扱棟への放水操作を実施する。

(XII) 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

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、発電所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おいて、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発電所外への放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順、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計測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1.12の手順に加えて、原子炉格納容器、原子炉周辺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注水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、B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、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ操作等を実施することにより、放射性物質の放出低減を行う。

放水砲の設置位置については、複数箇所をあらかじめ設定しているが、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放出低減対策については、「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放出低減対策を実施する。

以下に、放水砲を使用した具体的な事故対応を示す。

#### (i) 放水砲の使用判断

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、放射性物質の放出低減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「放射性物質放出低減フロー」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、準備時間が比較的短い格納容器スプレイ操作を実行する。なお、格納容器スプレイラインが使用不能な場合又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場合に備え複数箇所をあらかじめ設定しているが、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燃料取扱棟への放水可能性

[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80mの範囲内、かつ敷地高さEL.+11m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、ホースの布設ルートについても、そのとき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のアクセス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]

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合における対応では、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示す可搬型ディーゼル注入ポンプでの使用済燃料ピットスプレイヘッドによる内部又は外部からのスプレイに加え、消防自動車での使用済燃料ピットスプレイヘッドによる内部又は外部からのスプレイを実施する。

更に、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燃料取扱棟に接近できない場合）においては、放水砲により燃料取扱棟へ放水する手段もある。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することから、発電所外への流出を抑制するため、放射性物質吸着剤設置及びシルトフェンスにより汚染水の海洋への放出低減を行う。

シルトフェンス設置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過して海に流れるため、3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着

剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させ、海洋への放射性物質の放出低減を図る。

シルトフェンスは、3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等に設置する。

また、1号機及び2号機側においては、3号機及び4号機のシルトフェンス設置後、吐口水槽等に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置する。

#### (XIII) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

##### i 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故の収束に必要な水源は、復水タンク、燃料取替用水タンクである。これらの水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、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な十分な量の水を供給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事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順等を整備する。

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、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「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」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」に示す原子炉格納容器への注水等の手段、「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 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」に示す原子炉格納容器等への放水等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。

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原水タンクを水源とすることにより中間受槽へ供給を行う。

重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、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炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する設備及び手順

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、使用済燃料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緩和するための代替電源を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、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等を用いた手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.14の手順に加えて、非常用母線2系統が損傷した場合に、発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)、変圧器車及び可搬型分電盤により、アニュラス空気浄化ファン、電気式水素燃焼装置、可搬型格納容器水素濃度計電源盤及びサンプリング弁に電源を供給する手順を整備する。

これらの手順により、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大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)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。

(XV) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

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使用する設備と手順については、先に記載した(II)から(XIV)で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」、「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策」、「放射性物質の放出を低減させるための対策」、「大規模な火災が発生した場合の消火活動」の措置を行う。

なお、可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

- i B充てんポンプ(自己冷却)で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順
- ii 消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉に注水する手順
- iii 消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉格納容器に注水する手順
- iv 使用済燃料ピットへ可搬型ディーゼル注入ポンプで注水する手順
- v 使用済燃料ピットへ消防自動車でスプレーする手順
- vi 大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする手順
- vii 可搬型バッテリーを使用してアニュラス水素濃度を計測する手順
- viii 可搬型代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順
- ix 可搬型計測器を現場盤に接続し計測する手順



x 移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順

これら手順のうち、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については、iからiii及びixが該当する。

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については、iからiii及びviからxが該当する。

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に関する手順等並びに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については、ivからviが該当する。

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、その機能を代替するための対策が行える手順書の構成とする。

V IIIに示す大規模損壊への対応手順書については、地震及び津波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も考慮する。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、炉心注水、電源確保、放射性物質放出低減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。

VI 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊時に対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

#### ロ 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せ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、訓練の実施及び体制の整備を図る。

#### (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、専属自衛消防隊員への教育及び訓練については、火災防護の対応に

関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、重大事故等対策要員のうち保修対応要員（以下「保修対応要員」という。）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及び訓練の充実を図る。その他、発電所構内に勤務する緊急時対策本部要員以外の人員を割り当てなければならない事態を想定して、原子力災害への活動に協力するための教育を実施する。必要となる力量を第1.15-43表に示す。

- I 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教育を定期的実施する。
- II 保修対応要員は、役割に応じて付与される力量に加え、例えば保修対応要員の被災又は想定より多い要員が必要となった場合において、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能を習得する等、流動性を持って柔軟に対応できるよう保修対応要員の多能化を図るための教育及び訓練を計画的に実施する。
- III 緊急時対策本部要員（指揮者等）に対し、通常指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等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。また、専属自衛消防隊員に対し大規模損壊発生時に対応するための教育及び訓練を実施する。
- IV 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

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、発電所に事務系社員を含む通常の原子力防災組織の体制を基本とする緊急時対策本部の体制を整える。

I 休日、時間外(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の対応要員として、発電所構内又は近傍に運転員(当直員)12名、緊急時対策本部要員(指揮者等)4名、重大事故等対策要員36名、専属自衛消防隊員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(指揮者等)にて初動及び初動後対策を実施する。

II 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召集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。

III 休日、時間外(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、発電所構内及び近傍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備する。

(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以下の基本的な考え方に基づき整備する。

I 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、休日、時間外(夜間)における副原子力防災管理者を含む対応要員は、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上記要員の一部が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を緊急時対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

更に、人命救助や物品の移動等の必要な活動については、発電所構内に勤務している他の人員を可能な範囲で割り当てる等の措置を講じる。

II 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。

III 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、原子炉格納容器の破損のおそれ又は破損した場合、代替緊急時対策所に残る要員（以下「最低限必要な要員」という。）以外を玄海エネルギーパーク等で待機させるか発電所外へ一時避難させるかを判断する。

プルーム放出時は、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。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所外へ一時避難し、その後、最低限必要な要員と交代する要員として発電所へ再度非常召集する。

IV 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、専属自衛消防隊は消火活動を実施する。また、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、自衛消防組織による消火活動を実施する。

## (二) 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）に危険が及ぶおそれがある場合は、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

I 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、先遣隊として本店対策本部の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原子力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。

II 外部支援体制の確立

(I) 大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は、「1.15.4.1(1)a.(c) 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

#### ハ 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考慮する。

I 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じ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により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

II 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。

III 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。



IV 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。

V 地震、津波、大規模火災等の発生に備え、アクセスルートを確保するために、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。特に、ホイールローダ等のアクセスルート復旧用重機については、比較的標高が高い場所(EL.+16m、+28m)に分散して保管する。

(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、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

I 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。

II 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び小型放水砲等を配備する。

III 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。

IV 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。

V 移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水するための可搬型ポンプ等の資機材を配備する。

VI 大規模な自然災害により外部支援が受けられないことを想定して防護具、放射線管理用資機材及び食料等の資機材を確保する。

VII 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。

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、携帯型通話設備、無線連絡設備、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が可能な無線連絡設備を配備する。

#### 1.15.4.2 決定論的安全解析における人の措置

「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措置

「第3章 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 手法の一般的説明

#### (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「重要度分類指針」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。

但し、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1.15-44表及び第1.15-45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。但し、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は、安全保護系作動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、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いる設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における1つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には、各々の対策について解析を行う。

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

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

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、警報発信等から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、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

## (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。また、蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。但し、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、原則としてパラメータは、ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の両炉心を包絡するように選定する。更に、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では燃料中心温度等の解析結果が異なるため、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で判断基準が同じ場合は、評価の結果が厳しくなる燃料を選定し、判断基準が異なる場合は、各々の燃料について解析を行う。なお、「原子炉冷却材喪失」及び「制御棒飛び出し」については、炉心により解析結果が異なるため、評価の結果が厳



しくなる炉心の解析を行う。

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

「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、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1.15-46表から第1.15-48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

並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

#### 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1.15-49表及び第1.15-50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熔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、更に、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ー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ー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ー2群拡散方程式を解く。

遅発中性子は6群で模擬する。更に、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ー保存則を解き、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、ノード間の流量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まれている。

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コ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ー放出量である。

#### (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ー放出量である。

(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、原子炉格納容器の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、注入点以外は一樣として運動量方程式を解く方法を用いている。但し、各場所における圧力が一樣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ー放出量である。

#### (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、エネルギー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、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

へ 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、エネルギー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ー保存則を解き、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ー放出量である。

#### (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樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

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ー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-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-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(株)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

原子炉格納容器内あるいはアニュラス部内に浮遊する核分裂生成物からの $\gamma$ 線による線量の計算にはそれぞれ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1.15-51表から第1.15-53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次系及び2次系を複数のボリューム並びにボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、1次冷却材ポンプ、配管・機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、ECCSの状態等の諸量の模擬を行う。

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-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(水位変化)・対向流がモデル化されている。

### (ロ) 1次系

重要現象として、冷却材流量変化(自然循環時)、冷却材放出(臨界流・差圧流)、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。

### (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1.15-54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次元炉心動特性解析コードCOSMO-K及び3次元熱流動解析コードMIDACの3つの要素コードを動的に結合し、1次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードである。

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



れた熱流束分布がM-RELAP5に返され、炉心部を含む1次系全体の熱流動を計算する。

#### 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、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1.15-55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次系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次系や原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、重大事故等時に想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

熱水力モデルでは、質量・エネルギー保存則を解く一方、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・エネルギー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次系

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

##### (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、スプレィ冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び水素濃度変化がモデル化されている。

(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(FP)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(FP)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、感度解析等により確認している。また、入力

条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第1.15-56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、エネルギー及び運動量の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、エネルギー、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式と併せて数値的に解き、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1.15-57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ー保存則を解く。

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1.15-58表に示すとおりである。

(4) 使用する数学モデルの説明

「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1.15-59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の評価では統計的熱設計手法を使用するため、初期定常の誤差の効果はパラメータの不確かさを統計的に考慮する因子(DNBR乗数)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駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間を取り、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1.15-60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取り、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1.15-61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。

更に、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1.15-79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、 $0\sim 0.51 (\Delta K/K) / (g/cm^3)$  の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は、第1.15-80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、更に本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。但し、「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操作による重大事故等対処設備の操作が可能となる状態のことをいう。

また、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、3号機及び4号機で異なる解析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(3,411MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いるものとする。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値(307.1℃)に正の定常誤差(+2.2℃)を考慮した値を用いるものとする。また、1次系圧力の初期値として、定格値(15.41MPa)に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いるものとする。

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

## (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ものとする。

## (III) 炉心及び燃料体

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

### i 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイ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及び3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第1.15-81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1.15-82図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いるものとする。なお、各事故シーケンスに用いる崩壊熱は、対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を用いるものとする。

## 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、標準値として5.5%を用いるものとする。

## iii 核的パラメータ

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

## (IV) 加圧器

加圧器保有水量の初期値は、標準値として60%体積を用いるものとする。

## (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、蒸気発生器保有水量は1基当たり50tを用いるものとする。

## (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、設計値に余裕を考慮した小さめの値として72,900m<sup>3</sup>を用いるものとする。

### ii ヒートシンク

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

### iii 初期温度及び初期圧力

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

## (VII) 主要機器の形状

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

## 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) 炉心及び燃料体

原子炉トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第1.15-83図に示すものを用い、制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

#### (II) 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

過大温度 $\Delta T$ 高

1次冷却材平均温度等の関数(第1.15-78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1.5秒)

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位11%(応答時間2.0秒)

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

原子炉圧力低

#### 12.04MPa(応答時間2.0秒)

なお、ECCS作動信号「原子炉圧力低」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、ECCSの作動による炉心注水がより早くなることにより、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECCS再循環機能喪失」では、ECCSの作動が早くなることにより、炉心崩壊熱がより大きい状態で再循環機能が喪失し、炉心水位の低下が早くなるため、代替再循環への切替時間を厳しくする観点を踏まえて0秒とし、その他の事故シーケンスグループは2.0秒を用いるものとする。

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

#### (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用いるものとする。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については、設計値に余裕を考慮した



高めの値を用いるものとする。

- i 加圧器逃がし弁容量 : 95t/h(1個当たり)
- ii 加圧器安全弁容量 : 190t/h(1個当たり)
- 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ものとする。

(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168℃、約4.1MW～約11.2MW)で原子炉格納容器を除熱するものとする。

(VII) 燃料取替用水タンク

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

(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ヒートシンク、初期圧力は、水素濃

度上昇の観点から以下の値を用いる。

- ・ 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いるものとする。
- ・ 原子炉格納容器の初期圧力は、0kPaを用いるものとする。

## 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体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱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、使用済燃料ピット崩壊熱は3号機12.139MW、4号機10.496MWを用いるものとする。

## (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標準的な温度として40℃を用いるものとする。

## (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評価しており、燃料体を取り出す際には燃料取替チャンネルと燃料検査ピット並びに3号機Aピット及びBピット、4号機ピットの間には設置されているゲートを取り外すことから、3号機Aピット及びBピット、4号機ピット並びに燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、100℃までの温度条件が厳しくなるように3号機Aピット及びBピット、4号機ピットの水量を考慮するものとする。

## (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ものとする。

## 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3号機燃料取扱時、4号機燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位として、燃料頂部から、3号機約4.18m(通常運転水位(以下「NWL」という。)-約3.50m)、4号機約4.41m(NWL-約3.27m)とする。

(二) 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(運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く)

(I) 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、第1.15-81図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いるものとする。なお、各事故シーケンスに用いる崩壊熱は、対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を用いるものとする。

(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し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期事業者検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とする。

(III) 1次系圧力

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

(IV) 1次冷却材高温側温度

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

(V) 1次系水位

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

(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個取り外されているものとする。

(VII) 主要機器の形状

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

ハ 必要な要員及び資源の評価条件

(イ) 要員の評価条件

- I 重大事故等発生時に対応する要員については、保守的に3号機及び4号機同時の重大事故等が発生した場合に対応可能であるか評価を行う。
- II 各事故シーケンスグループ等において実施する作業に対して、運転員(当直員)12名、緊急時対策本部要員(指揮者等)4名及び重大事故等対策要員36名にて対応を行うことで、必要な作業対応が可能であること

を評価する。また、発電所構外から召集される緊急時対策本部要員については、実際の運用では、集まり次第作業対応は可能であるが、評価上は見込まないものとする。なお、必要な要員数を休日・夜間においても確保する。

III 屋外作業に係る要員の評価においては、有効性評価で考慮する屋外作業に必要なアクセスルート復旧時間として70分を考慮する。なお、復旧作業時間は、検証結果等を考慮して設定しており、アクセスルート復旧のほか、保管場所までの徒歩での移動に必要な時間も含める。

#### (ロ) 資源の評価条件

##### I 共通

- (I) 各事故シーケンスグループ等において、重大事故等対策を7日間継続するために必要な水源、燃料及び電源に関する評価を行う。
- (II) 各重要事故シーケンス等において、有効性評価で想定した事故条件等の解析又は評価条件を考慮する。
- (III) 水源、燃料及び電源については、3号機及び4号機において重大事故等が同時に発生した場合を想定して評価を行う。

##### II 水源

- (I) 炉心への注水が必要なLOCA事象等の事故シーケンスについては、水源となる燃料取替用水タンクの保有水量が必要水量を上回ること又は水源を格納容器再循環サンプに切り替えるまでの間、注水継続が可能であることを評価する。燃料取替用水タンクの保有水量は、燃料取替用水タンク定常水位以下の有効水量である約1,960m<sup>3</sup>とする。

- (II) 蒸気発生器への注水が必要な全交流動力電源喪失等の事故シーケンスについては、水源となる復水タンクの保有水量が必要水量を上回る事又は淡水や海を水源とする復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給準備ができるまでの間、注水継続が可能であることを評価する。復水タンクの保有水量は、復水タンク定常水位以下の有効水量である約970m<sup>3</sup>とする。
- (III) 運転中の原子炉における重大事故が発生した場合の原子炉格納容器への注水については、淡水や海を水源とする復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給準備及び燃料取替用水タンクと復水タンクの接続ができるまでの間、燃料取替用水タンクからの注水が可能であることを評価する。なお、燃料取替用水タンクの保有水量は、燃料取替用水タンク定常水位以下の有効水量である約1,960m<sup>3</sup>とする。
- (IV) 使用済燃料ピットへの注水が必要な事故シーケンスについては淡水(八田浦貯水池)又は海を水源とする。
- (V) 水源の評価については、事象進展が速い重要事故シーケンス等が水源(必要水量)として厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等々を評価し成立性を確認することで、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

### III 燃料

- (I) 全交流動力電源喪失の発生又は重量を想定している事故シーケンスについては、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄している重油量により、大容量空冷式発電機1台を7日間運転継続できることを評価する。燃料油貯蔵タンク及び大容量

空冷式発電機用燃料タンクの備蓄量は約376kℓとする。

- (II) 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスについては、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクにて備蓄している重油量により、ディーゼル発電機2台を7日間運転継続できることを評価する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスについても、保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行う。燃料油貯油そう2基分の備蓄量は約264kℓ、燃料油貯蔵タンク2基分の備蓄量は約356kℓとし、合計約620kℓとする。
- (III) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるが、大容量空冷式発電機、ディーゼル発電機、代替緊急時対策所用発電機、水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの燃料消費については、保守的に事象発生と同時に運転を開始するとともに、定格負荷にて運転を行うことを考慮する。

#### IV 電源

- (I) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいて、有効性評価上考慮する補機類に電源供給を行い、その最大負荷が大容量空冷式発電機の給電容量未滿となることを評価する。大容量空冷式発電機1台の給電容量は、約3,200kWとする。
- (II) 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスにおいては、ディーゼル発電機からの給電を考慮する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスにおいても保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行う。
- (III) 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



一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。

## ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果

### (イ) 必要な要員の評価結果

各事故シーケンスグループ等において、必要な作業項目、要員数及び移動時間を含めた所要時間について評価を実施した。

必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」、「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」、「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」、「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「1.15.7.3(1)b.(b) 全交流動力電源喪失」(停止時)であり、全交流動力電源喪失の重畳を考慮していることから使用済燃料ピットへの注水対応を合わせて実施しても、必要な要員数は合計52名であり、初動対応として運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員の合計52名で対処可能である。

#### 1.15.5.2 通常運転の解析

##### (1) 通常運転管理体制の説明

「1.13 運転の実施」の「1.13.1.1(2) 運転組織」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、更に、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、 $291.7^{\circ}\text{C}$ 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、最大反応度値を有する2つの制御棒クラスターバンクが、最大速度(約 $114\text{cm/min}$ )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、 $7.5 \times 10^{-4} (\Delta K/K) / \text{s}$ と

する。

(IV) 実効遅発中性子割合 ( $\beta_{\text{eff}}$ ) 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  $8.0 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ\text{C}$  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、燃料エンタルピー解析の場合、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 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.15-80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、 $7.5 \times 10^{-4}(\Delta K/K)/s$ 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 $\Delta T$ 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 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.15-80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、 $-2.5 \times 10^{-3} \Delta K/K$ 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( $F_{\Delta H}^N$ )として、1.87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(82m<sup>3</sup>/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3,100ppm)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、充てんポンプ3台運転時の全容量(57m<sup>3</sup>/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2,100ppmとする。
- iv 反応度停止余裕は0.016ΔK/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102%及び309.3℃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293.9℃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、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を見捨てる。
- (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秒の間に追加されるものとする。
- |             |       |              |
|-------------|-------|--------------|
| サイクル初期高温全出力 | 0.12% | $\Delta K/K$ |
| サイクル末期高温全出力 | 0.18% | $\Delta K/K$ |
| サイクル初期高温零出力 | 0.66% | $\Delta K/K$ |
| サイクル末期高温零出力 | 0.87% | $\Delta K/K$ |
- (VI) 実効遅発中性子割合 ( $\beta_{eff}$ ) はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で0.47%、サイクル末期で0.41%を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で0.52%、サイクル末期で0.44%を使用する。
- (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を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 | 7.0 |
| サイクル末期高温全出力 | 6.8 |
| サイクル初期高温零出力 | 15  |
| サイクル末期高温零出力 | 25  |

(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、更に、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 $0(\Delta K/K)/(\text{g/cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-80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 $3,110\text{kg}\cdot\text{m}^2$ 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、更に、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 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-80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 $3,110kg \cdot m^2$ 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、更に、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 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-80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ぬものとする。

### (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。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、更に、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) DNBRの評価では、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70%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は70%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20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 $0.51 (\Delta K/K) / (g/cm^3)$ 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1.15-80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。

(VI) 停止ループの1次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原

子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高(高設定)」信号により発電用原子炉は自動停止する。

(VII) 燃料中心温度の評価では、初期値はDNBRの評価で用いた値に定常誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。

(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、 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ 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1.15-80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、出力分布は平坦化されるので、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、 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。

(III) ドップラ出力係数は、第1.15-80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台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度3,100ppm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、冷却水の流量は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 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では最大値である $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。

(IV) ドップラ出力係数は、第1.15-80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、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。

更に、炉心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値を持つ制御棒クラス1本が全引抜位置で固着したときの値として $0.016\Delta K/K$ 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小濃度として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1.15-84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1.15-85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、高温停止状態に対する値として、それぞれ $291.7^{\circ}\text{C}$ 及び $15.41\text{MPa}$ 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、減圧効果が最大となる弁が1個全開するものとする。

蒸気の放出量は、8.17MPaにて440t/hとする。

(V) DNBRの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度3,100ppm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、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ーは、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。

(VIII) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後10分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。

(IX) DNBRの評価には、W-3相関式を使用する。

## 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  $0.51 (\Delta K/K) / (\text{g/cm}^3)$  とし、ドップラ出力係数は第1.15-80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230%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。更に、炉心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値を持つ制御棒クラス1本が全引抜位置で固着したときの値として、 $0.016\Delta K/K$ 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小濃度として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1.15-84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1.15-85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 $291.7^{\circ}\text{C}$ 及び $15.41\text{MPa}$ 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て、主蒸気管の隔離は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台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクのほう素濃度3,100ppm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、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ーは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関連式を使用する。

(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次冷却材平均温度等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) 崩壊熱は、(I)の初期原子炉出力で無限時間運転した場合を考える。

(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1分後に自動起動し、4基の蒸気発生器に合わせて125m<sup>3</sup>/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 $0(\Delta K/K)/$



( $\text{g/cm}^3$ )とし、ドップラ出力係数は、第1.15-80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、更に、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) 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。
- (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3基に補助給水を供給する操作を行うものとする。このとき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次冷却材ポンプが全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 非常用炉心冷却系性能評価解析—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及び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、クオ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、クオリティ、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)断面積の2倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものとし、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次冷却材管の断面積の2倍相当の断面積の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、前述のようなスプリット破断のほかに、配管の両端破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、スプリット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ため、ここでは、スプリット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41.5kW/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 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 34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、あるいは「原子炉圧力低」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コ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、核分裂生成物の崩壊熱としては、ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて三菱原子力工業(株)の作成した曲線を使用する。  
また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。
- ix 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギー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0%及び10%とする。

## II 非常用炉心冷却系性能評価解析－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27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、更に、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。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 $\Delta T$ 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については、1次冷却材の流出量を大きくするように高圧注入ポンプ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、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279℃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

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1.15-86図及び第1.15-87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

$$R_i = \frac{L_R}{V_C} \left[ v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right] \dots\dots\dots (1)$$

(ii) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C} \left[ v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_C} \cdot (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right] \dots\dots\dots (2)$$

(iii) 無機よう素の放出量

$$R_i = \frac{G}{V_S \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \left[ v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \cdot \left[ \frac{t}{\lambda_S} - \frac{1}{\lambda_S^2} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S - \lambda_C} \left\{ \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right\} \right] + \frac{C_i}{\lambda_S - \lambda_C} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right\} \right] \dots\dots\dots (3)$$

但し、

$$\lambda_c = \lambda_i + \frac{L_R}{V_C}$$

$$\lambda_s = \lambda_i + \frac{G}{V_S \cdot P_F}$$

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<sub>R</sub> : 2次冷却系への1次冷却材流出率(=90t/51min)

V<sub>C</sub> : 1次冷却系保有水量(=243t)

V<sub>S</sub> : 破損側蒸気発生器保有水量(=40t)

v : 追加放出率(=1.23×10<sup>-2</sup>min<sup>-1</sup>)

f<sub>1</sub> : 有機よう素の割合(=0.0)

f<sub>2</sub> : 無機よう素の割合(=1.0)

P<sub>F</sub> : 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(=40t/51min)

λ<sub>i</sub> : 核種iの放射性崩壊定数(min<sup>-1</sup>)

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間(=51min)

また、追加放出率v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。

$$v = \left( \frac{P_0 - P_t}{P_0} \right) \frac{1}{t} \dots\dots\dots (4)$$

ここで、

$P_0$  : 事故発生前の1次冷却系圧力 (=15.62MPa)

$P_t$  : 1次冷却系圧力が2次冷却系の圧力を下回ったときの  
圧力 (=7.45MPa)

$t$  : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=51min)

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。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_i}{P_F} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t} \cdot L_V \sqrt{1 - t} \, dt \dots\dots\dots (5)$$

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<sup>3</sup>/h=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))

$\lambda_i$  : 核種iの放射性崩壊定数 (d<sup>-1</sup>)

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。

$$S_I = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_c \cdot V_s} \left\{ \frac{v \cdot Fi}{\lambda_c} \left( \frac{1 - e^{-\lambda_s \cdot t}}{\lambda_s} - \frac{e^{-\lambda_c \cdot t} - e^{-\lambda_s \cdot t}}{\lambda_s - \lambda_c} \right) + \frac{Ci}{\lambda_s - \lambda_c} \cdot (e^{-\lambda_c \cdot t} - e^{-\lambda_s \cdot t}) \right\} \dots\dots\dots (6)$$

(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  $\gamma$  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。

$$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi/Q) \dots\dots\dots (7)$$

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1.15-62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、事故の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。

$Q_e$  : 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)

$\chi/Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

外部 $\gamma$ 線による実効線量は(8)式で評価される。

$$E_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \dots\dots\dots (8)$$

ここで、

$E_{\gamma}$  : 外部 $\gamma$ 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 ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算) (Bq)

$D/Q$  :  $\gamma$ 線エネルギー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1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

(II) 破損側蒸気発生器は、事故発生後51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40t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エネルギーとして、以下の2とおりを仮定する。

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 $9.2 \times 10^{13}$ Bq、希ガス約 $4.4 \times 10^{14}$ Bq ( $\gamma$ 線エ



エネルギー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 $1.5 \times 10^{15}$ Bq、希ガス約 $4.3 \times 10^{15}$ Bq(γ線エネルギー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 $1.23 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ 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エネルギーは、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 $5 \text{m}^3/\text{d}$ 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、「気象指針」に基づいて計算された相対濃度( $\chi/Q$ )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靱性の確認試験方法JEAC42062007」(日本電気協会)附属書C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 非常用炉心冷却系性能評価解析－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      26.9m<sup>3</sup>(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ー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。

また、動的機器の単一故障のケースのほか、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断

のケースも考慮する。

(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。

## 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、炉心水及びサンプル水の放射線分解、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-水反応割合は「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。更に、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発生割合(G値)は0.5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。また、動的機器の単一故障のケースのほか、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(11) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の放射線影響のバウンディング解析

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、アニュラス部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。但し、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。

但し、呼吸率は、事故の期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率 $5.16\text{m}^3/\text{d}$ 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。

$$q_{T_0}^i = 3.20 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_r^i \cdot T_0}) \quad \dots\dots (9)$$

ここで、

$q_{T_0}^i$  :  $T_0$  時間運転後の核種iの炉心内蓄積量(Bq)

$P_0$  : 原子炉熱出力(=3,479MWt)

$Y_i$  : 核種iの核分裂収率

$\lambda_r^i$  : 核種iの放射性崩壊定数( $\text{s}^{-1}$ )

$T_0$  : 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ー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1.15-63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1.15-64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1.15-88図及び第1.15-89図に示す。

(i) 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 $T_m$ から $T_{m+1}$ 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。

$$Q_m^d = Q_{cm} \cdot F_d \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-\beta(T_{m+1} - T_m)}}{\beta} \dots\dots\dots (10)$$

ここで、

- $Q_m^d$  : 時刻 $T_m$ から $T_{m+1}$ 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)
- $Q_{cm}$  : 時刻 $T_m$ 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、次式で表す。

$$Q_{cm} = Q_{c(m-1)} \cdot e^{-\beta(T_m - T_{m-1})}$$

但し、時刻 $T_m = 0$ (事故発生直後)において

$$Q_{cm} = K \cdot Q_0$$

- $K$  : 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、次式で表す。

よう素 :  $K = F_f \cdot F_g \cdot F_p$

希ガス :  $K = F_f \cdot F_p$

$F_f$  : 燃料から原子炉格納容器への放出割合

よう素 :  $F_f = 0.005$

希ガス :  $F_f = 0.01$

$F_g$  : 原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

無機よう素 :  $F_g = 0.96$

有機よう素 :  $F_g = 0.04$

$F_p$  : 原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合

無機よう素 :  $F_p = 0.50$

有機よう素 :  $F_p = 1.00$

希ガス :  $F_p = 1.00$

$Q_0$  : よう素及び希ガスの炉心内蓄積量(Bq)

$F_d$  : アニュラス部以外からの漏えい割合(=0.03)

$\beta$  : 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、次式により表す。

$$\beta = L + \lambda_r + \lambda_s$$

$L$  : 原子炉格納容器の漏えい率( $h^{-1}$ )

$\lambda_r$  : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数( $h^{-1}$ )

$\lambda_s$  : 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 :  $\lambda_s = 49.9h^{-1}$

有機よう素 :  $\lambda_s = 0.0h^{-1}$

希ガス :  $\lambda_s = 0.0h^{-1}$



(ii) 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2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、2分以降はアニュラス空気浄化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。

$$Q_{m_0}^a = K \cdot Q_0 \cdot F_a \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-0.0333 \beta}}{\beta} \dots\dots\dots (11)$$

$$Q_m^a = g_1(1 - \eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} \left[ \frac{Q_{cm} \cdot F_a \cdot L}{\beta_a - \beta} \cdot \left\{ \frac{1 - e^{-\beta(T_{m+1} - T_m)}}{\beta} - \frac{1 - e^{-\beta_a(T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right\} + Q_{am} \cdot \frac{1 - e^{-\beta_a(T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right] \dots\dots\dots (12)$$

ここで、

$Q_{m_0}^a$  : アニュラス部から事故発生後最初の2分間に放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

$Q_m^a$  : 2分以降において、時刻  $T_m$  から  $T_{m+1}$  の時間内にアニュラス空気浄化設備から放出されるよう素及び希ガス

の量 (Bq)

Q<sub>am</sub>: 2分以降において、時刻 T<sub>m</sub> 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、次式で表す。

$$Q_{am} = Q_{c(m-1)} \cdot L \cdot F_a \left[ \frac{1}{\beta_a - \beta} \cdot \{ e^{-\beta(T_m - T_{m-1})} - e^{-\beta_a(T_m - T_{m-1})} \} \right] + Q_{a(m-1)} \cdot e^{-\beta_a(T_m - T_{m-1})}$$

但し、T<sub>m</sub> = 2min のとき Q<sub>am</sub> = 0

F<sub>a</sub> : アニュラス部への漏えい割合 (=0.97)

R<sub>a</sub> : アニュラス空気浄化設備排気流量  
(1台分 6,000m<sup>3</sup>/h)

V<sub>a</sub> : アニュラス部容積 (=15,300m<sup>3</sup>)

g<sub>1</sub> : アニュラス排気流量の割合  
2min~30d : g<sub>1</sub>=0.15

g<sub>2</sub> : アニュラス空気再循環流量の割合  
2min~30d : g<sub>2</sub>=0.85

η : アニュラス空気浄化設備フィルタの除去効率  
よう素 : η = 0.95  
希ガス : η = 0.0

β<sub>a</sub> : アニュラス部内での低減効果 (h<sup>-1</sup>) で、次式により表す。

$$\beta_a = \frac{R_a}{V_a} - g_2(1 - \eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} + \lambda_r$$

(iii) 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。

$$Q_e = F_e \cdot F_l \cdot L_e \cdot Q_{em} \cdot (1 - \eta_e) \cdot \frac{1 - e^{-720 \beta_e}}{V_e \cdot \beta_e} \dots\dots\dots (13)$$

$$Q_{em} = K_e \cdot Q_0 \cdot e^{-0.333 \lambda_r}$$

ここで、

$Q_e$  : 事故期間中に、再循環系から放出されるよう素の量  
(Bq)

$Q_{em}$ : 再循環開始時 ( $T_m = 20\text{min}$ ) における再循環水中のよう素の量 (Bq)

$F_e$  : 再循環水中のよう素の気相への移行率 (=0.05)

$F_l$  : 安全補機室内での沈着を逃れる割合 (=0.5)

$L_e$  : 再循環系からの漏えい率

0 ~ 20min : 0.0m<sup>3</sup>/h

20min ~ 30d : 4×10<sup>-3</sup>m<sup>3</sup>/h

$K_e$  : 燃料から再循環水中へのよう素の放出割合 (=0.01)

$\eta_e$  : 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)

$V_e$  : 再循環水体積 (=1,600m<sup>3</sup>)

$\beta_e$  : 再循環水中でのよう素の低減効果 (h<sup>-1</sup>) で次式により表す。

$$\beta_e = \lambda_r + \frac{L_e}{V_e}$$

(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番目のエネルギー群について(9)式及び(14)式～(16)式で計算する。

$$S_p = q_p \cdot f_p \cdot \sum_{k=1}^{n_p} (R_{pk} \cdot E_{pk}) \cdot (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) / \lambda_p \quad \dots\dots\dots (14)$$

$$S_d = \sum_{k=1}^{n_d} (R_{dk} \cdot E_{dk}) [q_d \cdot f_d (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) / \lambda_d + q_p \cdot f_p \cdot \beta \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \{ \frac{1}{\lambda_p} (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_d} (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) \}] \quad \dots\dots\dots (15)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\ell} S_p + \sum_{d=1}^m S_d \quad \dots\dots\dots (16)$$

ここで、

- λ : 放射性崩壊定数 (s<sup>-1</sup>)
- 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線のエネルギー (MeV/dis)
- R : 崩壊してエネルギーEのγ線を出す割合

**n** : 当該核種から放出される $\gamma$ 線のうちI番目のエネルギー群に属する $\gamma$ 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、**l**:親核種の数、**m**:娘核種の数、**k**:当該核種から放出され、I番目のエネルギー群に属する $\gamma$ 線のうちk番目を示す。

### (III) 線量

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による $\gamma$ 線が、原子炉格納容器を貫通して計算点に至る線量及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物からの $\gamma$ 線による線量の計算は、各エネルギー群別にそれぞれ「SCATTERINGコード」及び「SPANコード」で行う。

計算の基本式は(17)式のとおりである。

$$Dd = K_1 \cdot K_2(E) \int_V \frac{S_v}{4\pi r^2} \cdot F(b) \, dV \quad \dots\dots\dots (17)$$

ここで、

- Dd : 原子炉格納容器内及びアニュラス部内からの $\gamma$ 線による線量(Sv)
- K<sub>1</sub> : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数(=1Sv/Gy)
- K<sub>2</sub>(E) : エネルギーEの $\gamma$ 線に対する空気カーマへの換算係数(Gy/(MeV/m<sup>2</sup>))
- S<sub>v</sub> : 単位体積当たりの積算線源強度(MeV/m<sup>3</sup>)
- r : 線源から計算点までの距離(m)
- F(b) :  $\gamma$ 線の減衰率で次式で表す。  
$$F(b) = B(E, b) \cdot e^{-b}$$
- b : 減衰距離( $b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$ )
- $\mu_i$  : i番目の物質の線減衰係数(m<sup>-1</sup>)
- t<sub>i</sub> : i番目の物質中の通過距離(m)
- B(E, b) : エネルギーEの $\gamma$ 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、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1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

(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。また、動的機器の単一故障のケースのほか、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(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。

但し、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6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した漏えい率を下回らない値とする。

(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浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上2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、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(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、アニュラス空気浄化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) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は、95%以上期待できるが、評価上95%とする。

(XII) 希ガスに対するアニュラス空気浄化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 $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。

(XIV) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(II)と同量のように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 $1,600 \text{m}^3$ 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、95%以上期待できるが、評価上95%とする。

(XVIII) 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、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 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部内に均一に分布するものとする。
- iii 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ー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、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からの $\gamma$ 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ーを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。
- iv 核分裂生成物による $\gamma$ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

| 代表エネルギー (MeV/dis) | エネルギー範囲 (MeV/dis)  |
|-------------------|--------------------|
| 0.4               | $E \leq 0.4$       |
| 0.8               | $0.4 < E \leq 1.0$ |
| 1.3               | $1.0 < E \leq 1.5$ |
| 1.7               | $1.5 < E \leq 1.8$ |
| 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については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及びヨウ素は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及びヨウ素は地上放出とする。

(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、「気象指針」に基づいて計算された相対濃度( $\gamma/Q$ )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、アニュラス部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13%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 | 0.33%  |
| よう素 | 0.165% |

(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浄化設備が起動する。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、アニュラス空気浄化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 | 0.127%/d  |
| その後29日間   | 0.0635%/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次系温度及び圧力の上昇が早いことから運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。

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

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

## 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 起回事象

起回事象として、主給水流量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ることから、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。

### (II) 重大事故等対策に関連する機器条件

#### i 高圧注入ポンプ

フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水流量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性（高圧注入特性：0～約

280m<sup>3</sup>/h、0～約13.5MPa)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を用いるものとする。

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により1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

(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 フィードアンドブリードは、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとし、その5分後に開始するものとする。

なお、運用上は、計器誤差等を考慮して、蒸気発生器広域水位10%到達にて蒸気発生器ドライアウトと判断することにより、蒸気発生

器広域水位が0%になる前にフィードアンドブリードを開始することとしている。

## 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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」である。更に、RCPシール部からの漏えいについては不確かさを伴うため、RCPシールLOCAが発生しない場合として、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」についても重要事故シーケンスとする。

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

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度

等の過渡応答を求める。また、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に、RCPシールLOCAの発生に伴う冷却材流出が生じるため、長期的な原子炉格納容器の健全性確保についても重要となることから、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導も重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度の過渡応答を求める。

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

## 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1.15-66表及び第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、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

非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。



### 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シール部からの漏えい率

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

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

## (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4基の蒸気発生器に合計 $200\text{m}^3/\text{h}$ 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4個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理するものとする。

#### 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により1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

#### iv 常設電動注入ポンプ

炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

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

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次系強制冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のニに従い、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から30分後に開始するものとする。
- 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、蒸気発生器による炉心冷却時の1次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから1次系に窒素が注入される圧力である約1.2MPa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、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のハに従い、1次系圧力約1.7MPa到達及び代替交流電源の確立から、10分後に行うものとする。
- v 2次系強制冷却再開は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時

間に対する仮定」のホに従い、主蒸気逃がし弁の調整操作を考慮して、蓄圧タンク出口弁の閉止から10分後とし、1次系温度が170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

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により、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

vii RCPシールLOCAが発生する場合には、1次系圧力が0.7MPaに到達すれば、代替炉心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

本事故シーケンスグループにおいては、「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」が代表的な事故シーケンスとなるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

本重要事故シーケンスにおける重要現象、適用する解析コード及び不確かさの影響評価方法については、「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及び再循環切替え後の低圧再循環による炉心冷却に期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が早いことから、運転員等操作の余裕時間の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である総合解析コードMAAPにより、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPコードについては、LOCA直後の炉心の流動のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的

には、燃料被覆管温度等については、「1.15.7.2(7)a.(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を、原子炉格納容器内温度については、「1.15.7.2(10)a.(a) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

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

## 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ECCSの注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m(27.5inch)の完全両端破断とする。

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及び低圧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、ECCSの作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなる。このため、より炉心崩壊熱が大きい状態で格納容器再循環サンプに貯水された高温の水を炉心注水することになり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー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。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i ECCS作動信号

ECCS作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPaを作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

ii 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え後は低圧再循環機能喪失を想定するため、高圧注入ポンプ2台を使用するものとする。また、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：0～約360m<sup>3</sup>/h、0～約15.8MPa、低圧注入特性：0～約2,500m<sup>3</sup>/h、0～約1.5MPa）を用いるものとする。最大注入特性とすることにより、破断口

からの流出流量が多くなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー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ECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/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小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

#### v 再循環切替

再循環切替は、燃料取替用水タンク水位16%到達後に行うものとする。

### (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 A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のニに従



い、原子炉補機冷却水サージタンクの現場での加圧操作、中央制御室での冷却開始操作等を考慮して、原子炉格納容器の最高使用圧力0.392MPa到達から30分後に開始するものとする。

## 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、運転時の異常な過渡変化発生時に原子炉トリップ機能が喪失し、多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認する「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における中性子動特性、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、崩壊熱、燃料棒内温度変化及び沸騰・ボイド率変化、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であり、1次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードSPARKLE-2により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員

の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。更に、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに影響を与えるものについては、「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1.15-69表及び第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) 初期条件

#### i 炉心熱出力

炉心熱出力の初期値は、定格値(3,411MWt)を用いるものとする。

#### ii 1次系圧力

1次系圧力の初期値は、定格値(15.41MPa)を用いるものとする。

#### 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(307.1℃)を用いるものとする。

#### iv 減速材温度係数

減速材温度係数の初期値は、ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラン

ト特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう-16pcm/°Cに設定するものとする。

v ドップラ特性

ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性(標準値)を設定するものとする。

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ものとする。

(II) 事故条件

i 起回事象

(i) 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故  
起回事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

(ii) 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

起回事象として、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の喪失が発生するものとする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

原子炉トリップ機能が喪失するものとする。

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ることから1次冷却材流量が低下せず、1次系温度上昇が小さくなる。このため、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなることから、圧力評価の観点で厳しくなる。

### (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

原子炉が自動停止せず、蒸気発生器水位低下を多様化自動作動設備が検知し、主蒸気ライン隔離信号及び補助給水ポンプ自動作動信号を発信するものとする。また、多様化自動作動設備作動設定値は「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位7%とする。

#### ii 主蒸気ライン隔離

解析上は多様化自動作動設備作動設定値到達17秒後に全ループの主蒸気隔離弁が閉止し、主蒸気ラインの隔離が完了するものとする。

#### 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、解析上は多様化自動作動設備作動設定値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/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により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ起動による蒸気発生器への注水により、1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作に関する条件はない。

#### へ 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いことから、運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

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

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

## 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、中破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器とECCSの注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約15cm(6inch)、約10cm(4inch)及び約5cm(2inch)とする。

#### 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、炉心への注水流量が少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性(低圧注入特性:0～約1,010m<sup>3</sup>/h、0～約0.9MPa)を用いるものとする。

### ii 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は、ECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

### iii 主蒸気逃がし弁

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

### iv 蓄圧タンク

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

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

### (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次系強制冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のイ及びロに従い、ECCS作動信号発信から10分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。

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

## 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、破断口径の大きさにより1次冷却材の流出流量が多くなるとともに、再循環切替えまでの時間が短いことにより再循環機能が喪失する時点での炉心崩壊熱が大きくなることから、運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンス以外の事故シーケンスである「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧再循



環機能が喪失する事故」の炉心損傷防止対策として、2次系強制冷却により1次系を減圧させた後、低圧再循環により長期的な炉心冷却を確保する手段があるが、この対策の有効性については、「1.15.7.3(1)a.(f) ECCS注水機能喪失」において確認している。更にその手段に失敗した場合においても、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環等に期待できる。したがって、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」において対策の有効性を確認することにより、「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」における対策の有効性を確認できる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における気液分離・対向流及びECCS強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である総合解析コードMAAPにより、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPコードについては、LOCA直後の炉心の流動のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、燃料被覆管温度等については、「1.15.7.2(7)a.(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を、原子炉格納容器内温度については、「1.15.7.2(10)a.(a) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。また、事象初期の原子炉格納容器圧力については、MAAPコードにおいても適切な模擬が可能であるが、1次

系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解くことにより、事象初期のブローダウン期間及びリフィル／再冠水期間をより詳細に評価している「1.15.7.2(10)a.(a) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

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

更に、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1.15-72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ECCSの注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m(27.5inch)の完全両端破断とする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失するものとする。

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、ECCSの作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却上厳しくなる。

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%到達時に行うものとし、再循環機能が喪失するものとする。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i ECCS作動信号

ECCS作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPa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、0.205MPaを作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

### iii 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え時点で低圧及び高圧再循環機能喪失を想定するものとする。また、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性(高圧注入特性:0～約360m<sup>3</sup>/h、0～約15.8MPa、低圧注入特性:0～約2,500m<sup>3</sup>/h、0～約1.5MPa)を用いるものとする。最大注入特性とすることにより、水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しくなる。

### iv 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは、再循環切替え前は、格納容器スプレイとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとする。また、再循環切替え後は、1台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し、もう1台を格納容器スプレイとして最大流量で使用するものとする。

最大流量とすることにより、水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しくなる。

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ECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/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を用いるものとする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

vii 代替再循環

代替再循環時の炉心注水流量は、再循環切替え時点での炉心崩壊熱に相当する1次冷却材の蒸散量を上回る流量として、200m<sup>3</sup>/hを設定するものとする。

(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 B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」の二に従い、現場での系統構成や中央制御室での操作等に余裕を考慮して、再循環機能喪失から30分後に開始するものとする。なお、

運用上は「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、代替再循環を実際に見込まれる操作時間である再循環機能喪失から15分後(訓練実績:13分)までに開始する。

#### 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次系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、加圧器における冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

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

## 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1.15-73表及び第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各々について以下に示す。

### (I) インターフェイスシステムLOCA

#### i 事故条件

##### (i) 起回事象

起回事象として、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとする。1次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。また、破断口径は、余熱除去系逃がし弁については実機における口径に基づいた値とし、余熱除去系機器等については実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値とする。なお、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることなく、余熱除去系の低圧側に静的に1次系の圧力及び温度相当まで加圧及び加温されるものとする。

- ・ 原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁  
(等価直径約2.5cm(1inch)相当)
- ・ 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁  
(等価直径約10cm(4inch)相当)
- ・ 原子炉格納容器外の余熱除去系機器等  
(等価直径約2.8cm(1.12inch)相当)

(ii) 安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能が喪失するものとする。

(iii) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

ii 重大事故等対策に関連する機器条件

(i) 高圧注入ポンプ

炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性(高圧注入特性:0～約360m<sup>3</sup>/h、0～約15.8MPa)を用いるものとする。

(ii) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上はECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(iii) 主蒸気逃がし弁

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



(iv) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることにより1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。なお、本事故は事象発生後の事象進展が比較的早く、蓄圧タンクの初期条件の不確かさによる漏えい量に与える影響は小さいことから、他の事故と同様の取扱いとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

(v) 余熱除去系逃がし弁吹止まり圧力

余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとし、両逃がし弁からの漏えいが停止するものとする。

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次系強制冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、事象の判断、余熱除去系の隔離操作等を考慮して、ECCS作動信号発信から24分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。

- (ii) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (iii) 加圧器逃がし弁の開閉は、以下に示す加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。
- ECCS停止条件成立前
    - ・ サブクール度60℃以上で開操作
    - ・ サブクール度40℃以下又は加圧器水位50%以上で閉操作
  - ECCS停止条件成立後
    - ・ サブクール度20℃以上で開操作
    - ・ サブクール度10℃以下で閉操作
- (iv) 高圧注入系から充てん系への切替えは、以下に示すECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとする。
- ・ サブクール度40℃以上
  - ・ 加圧器水位50%以上で安定又は上昇中
  - ・ 1次系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中
  - ・ 蒸気発生器狭域水位下端以上又は電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中
- (v) 健全側余熱除去系による炉心冷却は、以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。
- ・ 1次系温度177℃以下
  - ・ 1次系圧力2.7MPa以下
- (vi) 運用上実際の操作では、充てんポンプによる炉心注水流量を

調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するが、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁の閉止と同時に充てんポンプを停止するものとする。

(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) 起回事象

起回事象として、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こすものとする。

(ii) 安全機能の喪失に対する仮定

破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとする。

(iii) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

ii 重大事故等対策に関連する機器条件

(i) 高圧注入ポンプ

炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ

揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性(高压注入特性:0～約360m<sup>3</sup>/h、0～約15.8MPa)を用いるものとする。

(ii) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上はECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(iii) 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却として、健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理するものとする。

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は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のイ及びロに従い、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止、破損側蒸気発生器への補助給水の停止及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止を行うものとし、原子炉トリップ信号発信から10分後に操作を開始し、操作終了に約2分を要するものとする。

- (ii) 健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」の口に従い、破損側蒸気発生器隔離の操作終了時点から開始し、開操作に1分を要するものとする。
- (iii) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (iv) 加圧器逃がし弁の開閉は、以下に示す加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。
- ECCS停止条件成立前
    - ・ サブクール度60℃以上で開操作
    - ・ サブクール度40℃以下又は加圧器水位50%以上で閉操作
  - ECCS停止条件成立後
    - ・ サブクール度20℃以上で開操作
    - ・ サブクール度10℃以下で閉操作
- (v) 高圧注入系から充てん系への切替えは、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、以下に示すECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとし、切替えに2分の操作時間を考慮するものとする。
- ・ サブクール度40℃以上
  - ・ 加圧器水位50%以上で安定又は上昇中
  - ・ 1次系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中
  - ・ 健全側の蒸気発生器狭域水位下端以上又は健全側蒸気発

生器へ電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中

(vi) 充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(vii) 余熱除去系による炉心冷却は、以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

- ・ 1次系温度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、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮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、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、すべての評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝

達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系におけるECCS強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

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

## 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、余熱除去系による浄化及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、すべての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

#### ii 安全機能の喪失に対する仮定

起因事象の想定により、すべての余熱除去系の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においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

## (II) 重大事故等対策に関連する機器条件

### i 充てんポンプ

炉心への注水は、充てんポンプ2台を使用するものとする。

原子炉停止72時間後を事象開始として、(III)iで設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、 $37\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

## (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 充てんポンプによる炉心注水は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、事象発生を検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水に要する時間を上回る時間として、事象発生から50分後に開始するものとする。



## 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、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮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、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、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、出力運転時と同じ緩和手段が使用でき、出力運転時と比べて1次系保有水量は同等であるが、炉心崩壊熱は小さいことから、出力運転時に包絡される。出力運転時の有効性評価より、すべての評価項目を満足できることが確認されているため、部分出力運転や高温停止状態においてもすべての評価項目を満足できる。

なお、非常用所内交流動力電源の復旧に伴い、電源供給機能が復

旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となるため、現場操作に係る必要な作業項目及び要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により、措置の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系におけるECCS強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

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

## 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、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

非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

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

炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉停止72時間後を事象開始として、(III)iで設定した代替炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、 $37\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(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 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる代替炉心注水に要する時間を上回る時間として、事象発生から50分後に開始するものとする。

## 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、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮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、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、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、出力運転時と同じ緩和手段が使用でき、出力運転時と比べて1次系保有水量は同等であるが、炉心崩壊熱は小さいことから、出力運転時に包絡される。出力運転時の有効性評価より、すべての評価項目を満足できることが確認されているため、部分出力運転や高温停止状態においてもすべての評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における冷却材放出及びECCS強制注入が重要現象となる。このため、これらの現

象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

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

## 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1.15-77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は、1次系に余熱除去系、化学体積制御系等が接続されているが、1次系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系からの流出とする。また、流出流量は、余熱除去機能喪失までは、余熱除去ポンプ1台による浄化及び冷却運転時の標準値として、450m<sup>3</sup>/hとする。更に、余熱除去機能喪失後も誤操作等による系外への漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するものとし、流出口径は余熱除去系の最大口径である燃料取替用水タンク戻り配管の約20cm (8inch)相当とする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去系による浄化及び冷却運転中において、余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点として、1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点ですべての余熱除去系の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においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 充てんポンプ

炉心への注水は、充てんポンプ2台を使用するものとする。

原子炉停止72時間後を事象開始として、(III)iで設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込んだ流量として、 $45\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(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 充てんポンプによる炉心注水は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水に要する時間を上回る時間として、余熱除去機能喪失から20分後に開始するものとする。

## 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、原子炉停止中は、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの余裕時間の観点で厳しくなる「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」である。

原子炉停止中に講じる措置として、1次冷却材温度が93℃以下となつてから原子炉起動直前までの間は、原子炉補給水モードを切り替えるスイッチを希釈操作禁止として厳格に管理することとしており、この期間において希釈による反応度誤投入事象は発生しない。

本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要となる。このため、希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止を行うための余裕時間を評価する。

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

間余裕を評価する。

## 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1.15-78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、全挿入状態を用いるものとする。

#### ii 1次冷却材の有効体積

1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなるため、評価結果が厳しくなるような値として、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた261m<sup>3</sup>を用いるものとする。

#### iii 初期ほう素濃度

原子炉停止中の1次系は、3号機は燃料取替用水タンク、4号機は燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同タンク、ピットのほう素濃度要求値の下限値である3号機3,100ppm、4号機2,500ppmを用いるものとする。



#### 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、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として3号機1,850ppm、4号機1,800ppmを用いるものとする。

### (II) 事故条件

#### i 起因事象

起因事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。

1次系への純水注水の最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量(約60m<sup>3</sup>/h)に余裕を持たせた値である81.8m<sup>3</sup>/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1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定する。

### (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」信号

警報発信から臨界までの余裕時間を保守的に評価するため、設定値に計装誤差等を考慮した値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上を用いるものとする。

(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 希釈停止は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のハに従い、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作完了に1分を要するものとする。

(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

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

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉格納容器圧力の上昇の観点で厳しくな

る大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

更に、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が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることを確認する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）に係る重要現象は以下のとおりである。

#### (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熔融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融
- ・ 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熔融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の熔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熔融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コードMAAPにより、

原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPコードについては、LOCA直後の原子炉格納容器内温度のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「1.15.7.2(10)a.(a)イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

更に、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。

## 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1.15-79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、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、高温側配管の口径である約0.74m(29inch)の完全両端破断とする。

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、更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-水反応を考慮するものとする。なお、MAAPコードでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「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、解析上は事象発生の60秒後に4基の蒸気発生器に合計200m<sup>3</sup>/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を用いるものとする。また、

初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

### iii 常設電動注入ポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、標準値として130m<sup>3</sup>/hを設定するものとする。

### 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に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「1.15.7.4(2) a. (a)イ(イ)I 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

## (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 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、「1.15.5.1(1) b. (e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のニに従い、現場操作



に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。

- ii 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e)運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後に開始するものとする。

### 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1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。
- (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の環境への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。
- (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ものとする。
- (IV) 時間経過とともにCs-137の環境への放出率が小さくなることを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響について

でも評価するものとする。

(V) 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPコードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dを用いるものとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.125%/dを用いるものとする。

(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、設計上期待できる値として99%を用いるものとする。

(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62分とする。その間、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量環境へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視するものとする。

(IX) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として140m<sup>3</sup>/hを設定するものとする。

## 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

PDS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PDSのうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却がない「T\*\*」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「\*\*D」が温度上昇抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故
- ・ 手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

- ・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

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

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）に係る重要現象は以下のとおりである。

#### (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次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・ 1次系における構造材との熱伝達
- ・ 1次系におけるECCS蓄圧タンク注入
- ・ 加圧器における冷却材放出
- ・ 蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達
- ・ 蒸気発生器における冷却材放出
- ・ 蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

(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熔融燃料－冷却材相互

## 作用

- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コードMAAPにより、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

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

更に、本評価事故シーケンスでは評価結果が厳しくなるため、炉心部に残存する損傷燃料(以下「残存デブリ」という。)の量は極く少量となるが、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に対する不確かさを考慮して、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デブリの冷却性を確認する。

## 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1.15-80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

非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

#### 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シール部からの漏えい率

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

なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについ

ては、原子炉容器破損時の1次系圧力の観点で厳しくなるように、考慮しないものとする。

#### v 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、MAAPコードでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(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 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力及び初期保有水量については、標準的に最低保持圧力及び最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

#### 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を用いるものとする。

#### iii 常設電動注入ポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を



考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、標準値として130m<sup>3</sup>/hを設定するものとする。

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に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「1.15.7.4(2) a. (a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

(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 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、「1.15.5.1(1) b. (e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のハ及びホに従い、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から10分後に開始するものとする。
- ii 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、「1.15.5.1(1) b. (e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のニに従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、原子炉格納容器内の保有水量が2,000m<sup>3</sup>に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.392MPaに到達していない場合は、常設電動注入ポンプを一旦停止し、「1.15.5.1(1) b. (e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のニに従い、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再

開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。

iii 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後に開始するものとする。

(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

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

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故
- ・ 手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

- ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

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

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

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

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次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・ 1次系における構造材との熱伝達
- ・ 1次系におけるECCS蓄圧タンク注入
- ・ 加圧器における冷却材放出
- ・ 蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達
- ・ 蒸気発生器における冷却材放出
- ・ 蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器内における熔融燃料－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熔融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融
- ・ 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熔融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コードMAAPにより、1次系圧力等の過渡応答を求める。

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

#### (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1.15-81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

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

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

- ・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断LOCAを起因とし、更に炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への格納容器スプレイとしては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し、事象が厳しくなる。このため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは想定せず、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを想定する。常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより注水開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビテ

イ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熔融燃料－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熔融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融
- ・ 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総合解析コードMAAPにより、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPコードについては、LOCA直後の原子炉格納容器内温度のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「1.15.7.2(10)a.(a)イ原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

更に、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1.15-82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

計装用案内管と同等の径を用いるものとする。

### (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を用いるものとする。

### (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より算出された面積を用いるものとする。

## (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

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

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ、水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期に大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、更に事象初期の1次系保有水量を厳しくする観点から高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」である。

本評価事故シーケンスにおいて、水素発生に係る重要現象は、以下のとおりである。

#### 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次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

## III 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 格納容器スプレイ冷却
- ・ 水素濃度変化
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－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熔融炉心の拡がり
- ・ 炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の熔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熔融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コードMAAPにより、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPコードについては、LOCA直後の原子炉格納容器内温度のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「1.15.7.2(10) a. (a)イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。

- ・ 区画間・区画内の流動
- ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・ スプレー冷却
- ・ 水素処理

これらの現象を適切に評価することが可能な熱流動解析コードGOTHICにより、原子炉格納容器内水素濃度等の過渡応答を求める。なお、第1.15-90図に示すとおり、GOTHICコードで原子炉格納容器内水素濃度を評価する際は、MAAPコードによる評価結果に基づいて時刻暦の水素の発生量が評価され、これを境界条件としてGOTHICコードに入力する。

更に、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1.15-83表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シー

ケー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、高温側配管の口径である約0.74m(29inch)の完全両端破断とする。

### (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から、水素濃度の観点で厳しくなる。

### (IV) 水素の発生

全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応することによる水素の発生を考慮するものとする。

水と反応する炉心内のジルコニウム量の割合は、MAAPコードによる評価結果に基づき75%に補正するものとする。補正する期間は、炉心溶融開始時点から、炉外に流出した溶融炉心と水が反応することによるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。更に、水と反応するジルコニウム量の割合として、全炉心内ジルコニウム量の

75%とMAAPコードによる解析結果との差分は、補正期間中一定速度で増加するものとする。

また、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生を標準値として考慮するものとする。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価するものとする。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を0.4分子/100eVとする。

#### (V) 水素の燃焼

第1.15-91図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、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)を用いるものとする。また、装置については5基の設置を考慮するものとする。

## (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が、「1.15.7.4(2) a. (d)ロ(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」に示す溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮する感度解析においては、イグナイタの効果に期待するものとする。

## (III) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプ2台を使用するものとし、設計値に基づく最大流量を用いるものとする。

## 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

PDS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PDSのうち、破断規模の大きい「A\*\*」が事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいと、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「\*\*D」がコンクリート侵食抑制効果に期待できない点か



らより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは「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、熔融炉心・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熔融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融
- ・ 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熔融燃料－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熔融炉心の拡がり
- ・ 炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コードMAAPにより、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

更に、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1.15-84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<sup>2</sup>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ものとする。

### (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の解析

「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

想定する事故は、「1.15.2.3(5) a. 想定事故」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」である。

想定事故1では、使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(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1.15-85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、使用済燃料ピット水位低警報レベル(NWL-0.09m)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においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

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

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ1台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使

用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、25m<sup>3</sup>/hを設定するものとする。

#### 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) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。

#### (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

想定する事故は、「1.15.2.3(5)a. 想定事故」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」である。

想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系配管破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2にお

ける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

#### (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1.15-86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に特有の初期条件はない。

##### II 事故条件

###### (I) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位

使用済燃料ピット冷却系配管の破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、初期水位として使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフォンブレイカの効果を考慮し、NWL-約1.41mとする。

###### (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においても、使用済燃料ピット補給用水中ポ



ンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

### 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

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ1台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

### 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) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。なお、本評価では、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮しない。

### 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い中の燃料集合体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30,000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、全量が燃料取扱棟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 燃料取扱棟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「気象指針」に基づいて計算された相対濃度 ( $\gamma/Q$ ) 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

設計上の考慮等により、ガスサージ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サージタンク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 活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンクパーズラインは、事故後20分は隔離されないものとし、この間の希ガスの放出を考慮する。

V 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。

VI 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「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

火災については、火災の発生を防止するため、発電用原子炉施設を構成する構築物、系統及び機器は可能な限り不燃性、難燃性材料を用いる設計とすること、早期に火災を感知して早期消火を行うため、適切な火災検出装置、消火装置を設置すること並びに安全上重要な構築物、系統及び機器を設置する区域は隣接区域の火災による影響を軽減する対策を講じる設計とすることの3原則を適切に組み合わせた対策を講じるので、火災発生により発電用原子炉施設の安全性が損なわれることを防止できる。

##### (2) 外部ハザードの解析

###### a. 地震

耐震設計に当たっては、発電用原子炉施設を耐震設計上の重要度に応じて分類し、それぞれに応じた設計地震力に対し十分な耐震性を有する設計とする。Aクラスに分類される施設については、基準地震動 $S_1$ による地震力に対して耐えるように設計し、また、Asクラスに分類される施設については、基準地震動 $S_2$ による地震力に対してその安全機能が保持されるように設計する。また、重要度により分類された各施設のうち、下位の分類に属する施設の破損によって上位の分類に属する施設に波及的事故が起こらないように設計する。

上記の耐震設計とは別に、原子炉保護設備の1つとして、発電用原子炉施設が一定の加速度以上の地震動に見舞われた場合に「地震加速度高」信号により、発電用原子炉を自動停止させる回路を設ける。

b. 風

原子炉格納施設等の重要施設の風荷重に対する設計は、建築基準法に定める設計基準に従うので、これによって設計された施設は台風等の風に対し損傷を受けることは考えられない。

c. 津波、高潮、洪水等

津波、高潮、洪水等については、敷地造成に際して十分な敷地高さ、護岸構造、構内排水計画等を策定しているので、これらの自然現象により発電用原子炉施設が被害を被ることは考えられない。

(3) 外部人為ハザードの解析

外部人為ハザード(故意によるものを除く。)については、飛来物(航空機落下)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害を考慮する。

「1.3.1.7 一般的設計要件及び技術的許容基準の適用」を参照。

## 1.15.6 確率論的安全評価

### 1.15.6.1 確率論的安全評価の一般的手法

「第3章 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

「第3章 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

「第3章 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

「第3章 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1.15-92図に示す。中性子束は、過渡変化発生の約10.7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、更に、定格出力値の約3.3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11.2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二酸化ウラン燃料で生じ、それぞれ約367kJ/kg及び約92kJ/kgである。

また、原子炉圧力の最大値は約17.0MPaである。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は、約170kJ/kg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、更に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(「RIE評価指針」に示す170cal/g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40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満のPCMI破損しきい値のめやすである209kJ/kg(「RIE報告書」に示す50cal/g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 $7.5 \times 10^{-4} (\Delta K/K) / s$ 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1.15-93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1.5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2.0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125%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1.50となる。また、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,140℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,130℃であり、判断基準2,500℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなる

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第1.15-94図に示す。

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 $3.2 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / s$ 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1.15-95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34秒後に「過大温度 $\Delta T$ 高」信号のトリップ限界値に達し、約40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。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313℃にとどまり、過渡期間中の最小DNBRも約1.36である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える $5.0 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / s$ とした場合、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,300℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,280℃であり、判断基準2,500℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第1.15-96図に示す。

反応度添加率と最小DNBRの関係は、第1.15-97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1.36である。

反応度添加率と燃料中心温度の関係は、第1.15-98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2,280℃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、更に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1.15-99図及び第1.15-100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1.31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69秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約71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1.37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、更に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の落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の働きの復帰した場合でも、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79分を要し、臨界に至るまでに更に約19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、更に希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約15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 $\Delta T$ 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」と同様に、反応度添加率(約 $1.8 \times 10^{-5}$  ( $\Delta K/K$ )/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 $\Delta T$ 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1.15-101図～第1.15-104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1.15-87表にまとめる。原子炉圧力の変化を第1.15-105図及び第1.15-106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 0.7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、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料においてサイクル末期で生じ、約352kJ/kgである。一方、二酸化ウラン燃料の燃料エンタルピの最大値は同じくウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル末期で生じ、約352kJ/kgである。



また、原子炉圧力の最大値は、ウラン燃料炉心のサイクル末期高温全出力のケースで生じ約17.3MPaである。

(IV) 「(11) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の放射線影響のバウンディング解析」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ウラン燃料炉心において厳しくなり、次のとおりとなる。

サイクル初期 約13%

サイクル末期 約12%

なお、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値はサイクル初期ではウラン燃料炉心において生じ約2,634℃、サイクル末期ではウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心で生じ約2,462℃であり、溶融点未満である。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約2,617℃、サイクル末期約2,487℃であり、溶融点未満である。

ii 高温零出力のケース

燃料エンタルピーの最大値はサイクル末期の約352kJ/kgであり、燃料の許容設計限界712kJ/kg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ーの増分が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341kJ/kgである。

また、PCMI破損燃料及び破損する浸水燃料の重量和は、最も大きくなるケースで約128kg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ーは約70kJであり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー $9.4 \times 10^3$ kJ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352kJ/kg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い、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2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1.15-107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1.5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2.5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3.4秒後に約1.60となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.5MPa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、更に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2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、更に、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1.15-108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1.5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2.8秒後に約1.48となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.7MPa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1.48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1.15-109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原子炉出力は低下する。

最小DNBRは、事故発生の約2.0秒後に約1.29となる。また、原子炉圧力の最大値は約16.8MPa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し、最小DNBRは約1.29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1.15-110図に示す。原子炉出力は、過渡変化発生の約16.3秒後に「出力領域中性子束高(高設定)」信号のトリップ限界値まで上昇し、約16.8秒で制御棒クラスタが落下を開始することより急速に減少する。熱流束の最大値は定格値の約108%であり、最小DNBRは約1.29である。二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,240℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,230℃であり、判断基準2,500℃を下回っている。また、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。原子炉圧力の上昇は約0.9MPa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、更に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。

(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1.15-111図に示す。原子炉出力はほぼ初期値に保たれるが、過渡変化発生約56秒後に原子炉圧力低下に伴う「過大温度 $\Delta T$ 高」信号のトリップ限界値に到達し、約62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し、最小DNBRは、約1.55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、更に2次側による冷却操作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1.15-112図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は減少するが、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85秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約87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、高圧注入ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計するため、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

出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動が起こり、直ちに発電用原子炉が自動停止しない場合でも、最小DNBRは初期値を下回らず、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減少するため、DNBRは初期値からわずかに減少するのみであり、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

「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ですが、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

「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1.15-113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1.15-114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1.57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1.58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111%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、更に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DNBR評価の解析結果を第1.15-115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、発電用原子炉は臨界に達する。しかし、「原子炉圧力低」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160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し「原子炉圧力低」の非常用炉心冷却設備作動信号発信から10分後の時点で補助給水を停止する操作を行うこととともない発電用原子炉は未臨界となり、過渡変化は安全に終止する。熱流束は最大で約7%であり、最小DNBRは約3.5である。また、原子炉圧力の観点では、2台の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、高圧注入ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達する

ことはないため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

発電用原子炉が未臨界になった後、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、一時的に臨界となるが、熱流束の上昇はわずかであり、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い、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1.15-116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34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35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1.65である。また、原子炉出力の上昇は約107%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、更に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1.15-117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1.15-118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20%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「主蒸気ライン圧力低」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29秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケースAでは1台の高圧注入ポンプからほう酸水が1次冷却材低温側配管へ、事故後約120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1.79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、発電用原子炉の出力状態が持続し、事象がケースAより長くなるが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) いずれのケースも破断したループの蒸気発生器への補助給水を「主蒸気ライン圧力低」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) 原子炉圧力については1次冷却系が冷却され、いったんは下降するが、高圧注入系のほう酸水の注入や炉心での熱発生で上昇に転ずる。炉心が未臨界となった後も高圧注入系の注入が続き、圧力は徐々に上昇するが、ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、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1.79であり、最大熱

流束は、定格出力の約20%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、原子炉圧力は過度に上昇することなく、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20%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動で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1.79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1.15-119図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約25秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約27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と、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1.15-120図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生約52秒後に「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に達し、約54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44m<sup>3</sup>(加圧器容積の約83%)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、更に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1.15-121図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約9秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約11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1.73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更に上昇し、加圧器安全弁が作動することにより、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為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1.15-122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17.9MPa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18.5MPa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、更に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。更に、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、燃料中心温度も熔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1.15-123図に、最小DNBRの変化を第1.15-124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18秒後に「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、約20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、更に、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1.37である。また、原子炉圧力の最大値は約17.8MPaであり、事故のなかで最大となるが、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18.4MPa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1.37にとどまる。更に、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1.48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、更に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、燃料中心温度も熔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 非常用炉心冷却系性能評価解析—大破断—

(I) 解析結果

解析した結果を第1.15-88表に示す。

燃料被覆管温度の上昇という観点からみて流出係数0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率0%のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が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0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合の主な解析結果は第1.15-89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オリティの変化を第1.15-125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1.15-126図に、原子炉格納容器圧力の変化を第1.15-127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1.15-128図に示す。

#### i 炉心圧力及び炉心流量の変化

第1.15-125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26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5秒後から再び下向きに流れる。

破断発生の約15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51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ため、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34秒としているため、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生後約35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35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、破断発生後約38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過し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

低温側配管のスプリット破断が生じ、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ー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上昇し、破断発生の約6秒後にはピークに達する。その後破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は逆に低下していく。

しかし、更に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再び上昇する。

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35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38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、燃料被覆管温度は再冠水初期には上昇するが、その後は低下していく。約320

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、やがて格納容器再循環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1.15-89表に示すように約1,006℃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0.4%に抑えられる。燃料被覆管の温度が約1,006℃近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管は更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 非常用炉心冷却系性能評価解析－小破断－

### (I) 解析結果

解析した結果を第1.15-90表に示す。

ウラン燃料炉心が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて厳しくなるので、以下ではウラン燃料炉心の最も厳しい結果を与える蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合の低温側配管口径約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1.15-129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1.15-130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7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9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8秒後に「原子炉圧力低」非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約35秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約69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719℃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1.15-131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7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9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10秒後に「原子炉圧力低」非常用炉

心冷却設備作動限界値に達し、約37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602秒後に蓄圧注入系からの注入が始まり、更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、格納容器再循環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1.15-88表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,006℃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0.5%及び0.3%以下であり十分小さい。更に、第1.15-128図に示すとおり、燃料被覆管の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。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。

なお、破断の体様が低温側配管両端破断の場合は、局所的最大ジルコニウム-水反応量については、低温側配管スプリット破断の場合に比べ若干大きくなるが、その場合でも約1%(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料、流出係数0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率10%)であり、制限値に比べて余裕がある。



また、小破断解析においても、第1.15-90表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約719℃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－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0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。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1.15-132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、事故発生約11分後に発信する「原子炉圧力低」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2次側圧力まで低下する。

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51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、更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1.15-133図に示す。最小DNBRは約1.45であり、新たな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1.15-132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30t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等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1.15-134図及び第1.15-135図に示す。

| 評 価 項 目 |                                   | 評価結果                      |
|---------|-----------------------------------|---------------------------|
| 放出量     | よう素<br>(I-131等価量－小児実効線量換算係数)      | 約 $1.5 \times 10^{11}$ Bq |
|         | 希ガス<br>( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算) | 約 $4.6 \times 10^{14}$ Bq |
| 実効線量    |                                   | 約0.24mSv                  |

#### (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1.45であり新たな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靱性は、照射前の材料の破壊靱性の靱性を上回っており、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1.15-136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17秒にブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力約0.255MPaが現われる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約22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ーの効果により、圧力は、再び緩やかに上昇して行く。

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9秒で達することにより、約154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が行われる。

約162秒には、再冠水による全炉心のクエンチにより原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少するため、第2ピーク圧力約0.320MPa、温度約133℃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ーが減少するため、圧力は低下して行く。

(ロ) 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0.320MPaであり、最高使用圧力0.392MPaを下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合においても、第2ピーク圧力が最高圧力となることに変わりはなく、原子炉格納容器圧力の最高値は、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定した場合と同じ約0.320MPaであり、問題となることはない。

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1.15-137図に示すようになり、事故発生後30日時点では約3.5%となる。

なお、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。

(ロ) 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。

なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の変化は、事故発生後30日時点で低圧注入系1系列の不作動を仮定し

た場合と同程度の約3.6%であり、問題となることはない。

(11) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の放射線影響のバウンディング解析

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等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1.15-138図及び第1.15-139図に示す。

| 評 価 項 目  |                                   |       | 評価結果                      |
|----------|-----------------------------------|-------|---------------------------|
| 放出量      | よう素<br>(I-131等価量—小児<br>実効線量係数換算)  | 排気筒放出 | 約 $8.0 \times 10^{10}$ Bq |
|          |                                   | 地上放出  | 約 $1.6 \times 10^{11}$ Bq |
|          |                                   | 合 計   | 約 $2.4 \times 10^{11}$ Bq |
|          | 希ガス<br>( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算) | 排気筒放出 | 約 $4.5 \times 10^{13}$ Bq |
|          |                                   | 地上放出  | 約 $2.7 \times 10^{12}$ Bq |
|          |                                   | 合 計   | 約 $4.8 \times 10^{13}$ Bq |
| 実 効 線 量* |                                   |       | 約0.086mSv                 |

\*実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量(約0.0036mSv)を含む。

(ロ) 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。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の敷地境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定した場合に比べて若干上昇するが、この場合でも約0.096mSvであり、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く問題となることはない。

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等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1.15-140図及び第1.15-141図に示す。

| 評 価 項 目  |                                     |       | 評価結果                      |
|----------|-------------------------------------|-------|---------------------------|
| 放出量      | よう素<br>(I-131等価量—小児<br>実効線量係数換算)    | 排気筒放出 | 約 $6.0 \times 10^{10}$ Bq |
|          |                                     | 地上放出  | 約 $6.2 \times 10^{10}$ Bq |
|          |                                     | 合 計   | 約 $1.2 \times 10^{11}$ Bq |
|          | 希 ガ ス<br>( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算) | 排気筒放出 | 約 $1.7 \times 10^{13}$ Bq |
|          |                                     | 地上放出  | 約 $1.0 \times 10^{12}$ Bq |
|          |                                     | 合 計   | 約 $1.8 \times 10^{13}$ Bq |
| 実 効 線 量* |                                     |       | 約0.038mSv                 |

\*実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量(約0.0013mSv)を含む。

(ロ) 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1.15-8図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-142図から第1.15-151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1.15-152図及び第1.15-153図に示す。

I 事象進展

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

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



蒸気発生器広域水位0%到達から5分後である事象発生約30分後に運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の開操作による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における1次系温度は飽和温度に対して余裕があり、サブクール状態を維持していることから、開始直後は1次冷却材の減圧沸騰を伴わないため、1次系圧力が急激かつ大幅に低下し、高圧注入ポンプによる炉心注水が開始される。その後、1次系圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により1次系は気液二相となり、1次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることにより蒸気放出が抑制され、1次系圧力は上昇に転じる。1次系圧力の上昇に伴い高圧注入ポンプによる炉心注水流量が減少し、1次系保有水量が減少することにより加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、1次系圧力が低下に転じる。1次系圧力の低下に伴い高圧注入ポンプによる炉心注水流量が増加し、事象発生約1.2時間後に加圧器逃がし弁から放出される流量を上回ることにより、1次系保有水量は回復に転じる。また、1次系保有水量は増減するが、炉心の冠水状態は維持される。

## II 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-150図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約390℃)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第1.15-142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、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.8MPa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、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に放出された1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d.(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-142図及び第1.15-151図に示すとおり、事象発生後180分時点においても1次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約218分後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生約9.2時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### 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25分後と比較的早く、運転員等操作であるフィードアンドブリードにより、炉心冷却を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器水位を起点に操作を開始するフィードアンドブリードとする。

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

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

加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で1次系温度を2℃、1次系圧力0.2MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系温度及び圧力は低くなり、蒸

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達は小さくなることにより、蒸気発生器水位の低下が遅くなることから、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が遅くなる。また、最小で1次系温度を2℃、1次系圧力を0.2MPa低く評価する可能性がある。このため、実際の1次系温度及び圧力は高くなり、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達は大きくなることにより、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が早くなる。

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

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

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

加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で1次系温度を2℃、1次系圧力を0.2MPa高く

評価する可能性がある。このため、実際の1次系温度及び圧力は低くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される流量は少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水流量も多くなることにより、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、最小で1次系温度を2℃、1次系圧力を0.2MPa低く評価する可能性がある。このため、実際の1次系温度及び圧力は高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される流量は多く、高圧注入ポンプによる炉心注水流量も少なくなることにより、1次系保有水量の減少が促進されることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、不確かさを考慮した場合でも1次系圧力の上昇はわずかであり、高圧注入ポンプによる炉心注水により炉心は露出することなく、燃料被覆管温度が有意に上昇することはないと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

#### (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表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、

原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

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

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

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

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件とし

て設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して1次系への注水量の観点から厳しくなるが、蓄圧注入に期待することなく高圧注入ポンプによる炉心注水により1次系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

高圧注入ポンプを1台運転とした場合の事象進展を第1.15-154図から第1.15-158図に示す。高圧注入ポンプによる炉心注水流量が少なくなり、フィードアンドブリード時の1次系圧力が比較的高圧で推移する期間に炉心注水が停止することにより一時的に炉心上部が露出するが、炉心注水の回復に伴って再冠水する。このため、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は約507℃となるが、再冠水することにより燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移することから、評価項目に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## 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1.15-9図に示すとおり、フィードアンドブリードは、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(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については、加圧器における気液熱非平衡等の不確かさにより、1次系温度及び圧力が高くなると、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達が大きくなることから、蒸気発生器水位の低下が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、この操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系温度がより低くサブクール度が大きい状態で減圧を開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きくなり、高圧注入ポンプによる炉心注水流量が増加する。一方で、炉心崩壊熱が大きくなることにより、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系温度及び圧力が上昇し、1次系保有水量が減少する。このため、解析条件よりも操作開始を3分早くし、蒸気発生器広域水位0%到達から2分後にフィードアンドブリードを開始した場合について感度解析を実施した。その結果、第1.15-159図から第1.15-164図に示すとおり、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の増加が大きく作用することにより1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

また一方で、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなると、蒸気発生器水位の低下が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は評価



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

#### (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。

フィードアンドブリードの開始時間に対する時間余裕を確認するため、フィードアンドブリードの開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-165図から第1.15-170図に示すとおり、1次系温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することから、沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、1次系圧力が高圧注入ポンプの締切圧力以上となる期間が生じ、高圧注入ポンプによる炉心注水が停止する。このため、一時的に炉心上部が露出するが、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の回復に伴って再冠水する。燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は約880℃となるが、炉心の再冠水によって燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移する。したがって、操作時間余裕として蒸気発生器広域水位0%到達から10分程度は確保できる。

#### (二) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析

コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるフィードアンドブリードを行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3) a. (a) ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり36名である。このため、「1.15.5.1(5) b. (a) ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### (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を水源とするフィードアンドブリードでの高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに余熱除

去系による炉心冷却に切り替えることが可能である。切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の対応である。

## II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

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

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

仮に、上記に加え事象発生直後から7日間まで可搬型ディーゼル注入ポンプにより全負荷で蒸気発生器への代替給水を行った場合を想定すると、30.3kℓの重油が必要となる。可搬型ディーゼル注入ポンプの起動を想定した場合は、ディーゼル発電機の負荷減少を見込み、合計約588.5kℓの重油が必要となるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約

620k0にて供給可能である。

### III 電源

外部電源喪失を想定していない。

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

## 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、補助給水機能が喪失し、蒸気発生器がドライアウトすることにより2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等、また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。

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

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

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリ

にかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

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

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

以上のことから、フィードアンドブリード等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。

## (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1.15-13図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-171図から第1.15-181図に、2次系圧力、蒸気発生器水位等の2次系パラメータの変化を第1.15-182図から第1.15-187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1.15-188図及び第1.15-189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1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失及びRCPシールLOCAの発生を想定することから、1次系圧力は徐々に低下する。

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

事象発生約54分後に1次系圧力が約1.7MPaに到達し、その状態を維持し、事象発生約70分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、事象発生約80分後に2次系強制冷却を再開する。事象発生約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代替炉心注水を開始することにより1次系保有水量の減少が抑制され、炉心の冠水状態は維持される。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-181図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約390℃)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第1.15-171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、

1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPa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1.15-188図及び第1.15-189図に示すとおり、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいにより上昇するが、事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧再循環を行い、第1.15-190図及び第1.15-191図に示すとおり、事象発生約81時間後に原子炉格納容器内温度100℃に到達後、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱が開始される。格納容器再循環ユニットの除熱能力は、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーである、崩壊熱量と2次系除熱量の差より大きい。時間の経過とともに崩壊熱は低下し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーは小さくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度は維持される。

また、蒸気発生器による炉心冷却、常設電動注入ポンプによる炉心注水を行うことで、第1.15-171図から第1.15-173図に示すとおり、1次系圧力、温度及び1次系保有水量は維持され、事象発生約8時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環等を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

なお、原子炉補機冷却海水系の復旧により原子炉補機冷却水系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及

び温度の低下を促進させることが可能である。

## 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1.15-14図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-192図から第1.15-200図に、2次系圧力、蒸気発生器水位等の2次系パラメータの変化を第1.15-201図から第1.15-206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1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失を想定するが、RCPシールLOCAは発生しないことから1次系は高圧で維持される。

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

事象発生約25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、更に10分後に再び主蒸気逃がし弁を調整し2次系強制冷却を再開する。

事象発生約28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



により、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいは停止し、事象発生  
の約30時間後に1次系圧力が約0.7MPaに到達する。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-200図に示すとおり、炉心は冠水状  
態にあることから初期値(約390℃)以下にとどまる。このため、燃料被  
覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件で  
は、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第1.15-192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、  
1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPa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、「I RCPシールLOCAが発生する場合」より厳  
しくならないことから、原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)  
及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-192図及び第1.15-193図に示すとおり、1次系圧力及び温  
度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生  
の約30時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。  
その後も、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継  
続することにより、安定停止状態を維持できる。

なお、原子炉補機冷却海水系の復旧により原子炉補機冷却水系  
の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納  
容器スプレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及

び温度の低下を促進させることが可能である。

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

#### (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、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒

表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

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

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系の減温、減圧が早くなり、1次系温度及び圧力は低くなることから、1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が早くなる。

1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次系圧力を0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器

での伝熱・凝縮量が多くなり、1次系の減温、減圧が早くなるため、1次系温度及び圧力は低くなることから、1次系圧力を起点としている常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の開始が早くなる。

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

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

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

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

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を10%大きく若

しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、初期の漏えい率が実機的设计漏えい率となるように入力で調整することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を10%小さく若しくは50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制され、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

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

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

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

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

(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1.15-66表及び第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られらるる炉心崩壊熱及びRCPシール部からの漏えい率並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

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

RCPシール部からの漏えい率の変動を考慮し、最確条件のRCPシール部からの漏えい率を用いた場合、解析条件として設定している

漏えい率より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が遅くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間並びに1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が遅くなる。

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

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

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して1次系への注水量の観点から厳しくなるが、1次系圧力0.7MPa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

エネルギーが放出される「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、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制できることを確認していることから、本重要事故シーケンスでも長期的な原子炉格納容器の除熱は可能であり、このことは第1.15-190図及び第1.15-191図でも確認できる。更に、A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値とした場合、「1.15.7.3(1)a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は同等となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## 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1.15-15図及び第1.15-16図に示すとおり、現場における2次系強制冷却、中央制御室における蓄圧タンク出口弁の閉止及び常設電動注入ポンプの起動は、それぞれ別の運転員等による操作を想定しており、また、1次系の温度維持及び減温、減圧は、運転員等による主蒸気逃がし弁の開度調整を行うことにより現場の操作開始時間も確保できるため、要員の配置による他の操作に与える影響はな



い。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、この操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また一方で、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさ、RCPシール部からの漏えい率等の不確かさにより1次系からの漏えい量が少なくなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始は遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、1次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、事象発生30分後の2次系強制冷却の開始が遅れた場合の時間余裕を感度解析により確認

しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

#### (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。なお、漏えい率の観点から事象進展の早いRCPシールLOCAが発生する場合について行う。

2次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、2次系強制冷却の開始を30分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-207図から第1.15-210図に示すとおり、1次系の減温、減圧が遅くなることにより、1次系からの漏えい量が多くなり、1次系保有水量の減少が早くなるが、評価項目に対して十分な余裕がある。このため、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

蓄圧タンク出口弁閉止の操作時間余裕としては、第1.15-211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である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1次系圧力約1.7MPa到達から10分程度は確保できる。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の操作時間余裕としては、第1.15-212図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量に減少するまでの時間を、1次系圧力が2次系強制冷却再開時点のまま維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次系圧力約0.7MPa到達から1.1時間程度は確保できる。

## (二) まとめ

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

このほか、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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)b.(a)ハ炉心損傷防止対策」に示すとおり52名である。このため、「1.15.5.1(5)b.

(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(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。

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

I 水源

燃料取替用水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が水位異常低警報値となるまでの水量である約1,960m<sup>3</sup>を使用し、事象発生後約67.5時間の注水継続が可能である。事象発生約59時間以降は、格納容器再循環サンプルを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンク枯渇までの水量約970m<sup>3</sup>の使用を考慮

し、事象発生後約14.8時間の注水継続が可能である。以降は、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプにより淡水(八田浦貯水池)又は海水を復水タンクに補給する。

## II 燃料

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

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約284.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376kℓにて供給可能である。

## III 電源

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

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

## 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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却等を考慮する。

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

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

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価

項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

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

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

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

#### (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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、重要事故シーケンスにおいては、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様52名である。また、代表的な事故シーケンスにおいては、「1.15.2.4(3)c.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり46名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### (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、燃料及び電源の資源の評価については、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

## 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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環等を考慮する。



事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」について、有効性評価を実施した。

上記は、「1.15.7.3(1)a.(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、評価項目を満足するとともに、長期的に安定停止状態を維持できる。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、「1.15.7.3(1)a.(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、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して有効である。

#### (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1.15-23図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-213図から第1.15-218図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-219図から第1.15-223図に示す。

## I 事象進展

事象発生後、破断口から1次冷却材の流出に伴い1次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始される。炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約37分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行う。切替え時に余熱除去ポンプによる低圧再循環機能が喪失するが、高圧注入ポンプによる高圧再循環により原子炉容器内水位は炉心上端以上の水位で維持される。しかしながら、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。

事象発生の約8.4時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後である事象発生の約8.9時間後にA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。

## II 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は、第1.15-222図及び第1.15-223図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.408MPa及び約140℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200℃を下回る。

燃料被覆管温度は、破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第1.15-218図に示すとおり、ECCSによる炉心注水によって低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、設計基準事故「1.15.2.4(2)a. 原

原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、ECCSの性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）における断面積の2倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものと想定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,006℃であり、燃料被覆管の酸化量は約1%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度は1,200℃以下、燃料被覆管の酸化量は15%以下となる。

1次系圧力は、第1.15-213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、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa）を下回る。

原子炉は事象発生約37分後に高圧再循環運転に切り替えることで炉心の冠水状態を維持でき、第1.15-220図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により格納容器再循環サンプル水温が低下に転じる約14時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。更に、高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却を継続することにより、原子炉の安定停止状態を維持できる。また、原子炉格納容器圧力及び温度は、事象発生約8.9時間後に低下傾向に転じ、原子炉格納容器の安定状態に到達する。

なお、余熱除去系の復旧により余熱除去系の使用が期待できる場合には、余熱除去冷却器を経由する余熱除去ポンプによる低圧再循環を行うことにより、低温停止状態に到達させることが可能である。また同様に、原子炉格納容器スプレイ系の復旧により原子炉格納容器スプレイ系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器ス

プレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

#### 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格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始するA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却とする。

#### (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を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、原子炉格納容器の圧力を起

点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

## 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を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

### (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表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる炉心崩壊熱、破断口径、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び標準値として設定しているA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点として

いる格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、格納容器内自然対流冷却は、開始前の原子炉格納容器の圧力を起点としていることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## (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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号機の設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約168℃、約6.7MW～約12.3MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-224図及び第1.15-225図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は更に抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## 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1.15-24図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

格納容器内自然対流冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩やかになると、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することにより原子炉格納容器の圧力上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなることから、事象発生の80分後から格納容器内自然対流冷却を開始することを想定した場合の感度解析を実施した。その場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、格納容器内自然対流冷却の開始直後から低めに推移する。A、B格納容器再循環ユニットの除熱量は原子炉格納容器内温度に依存し、原子炉格納容器内温度が低い場合には除熱量も減少するが、第1.15-226図及び第1.15-227図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値



については、解析条件である原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後から格納容器内自然対流冷却を開始した場合と比較して低下している。このため、格納容器内自然対流冷却を早期に開始した場合には、評価項目に対する余裕は大きくなる。

#### (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の操作時間余裕としては、第1.15-228図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力から最高使用圧力の2倍に到達するまでの時間を、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として原子炉格納容器の最高使用圧力到達から12時間程度は確保できる。

#### (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、運転員等による格納容器内自然対流冷却を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)d.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり32名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

##### (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を水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、高圧再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の評価結果となる。

## II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

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

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

## III 電源

外部電源喪失を想定していない。

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

## 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、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失することにより、原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器が過圧破損に至るため、格納容器再循環サンプに貯水される水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却等を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環、格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による高圧再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を行うことにより、原子炉格納容器先行破損は生じない。

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

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

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必

要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、格納容器内自然対流冷却等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して有効である。

(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 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-27図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度、1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-229図から第1.15-235図に、2次系除熱量、蒸気発生器2次側保有水量等の2次系パラメータの変化を第1.15-236図から第1.15-240図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、主給水流量の喪失に伴い1次系温度及び圧力が緩やかに上昇する。このとき、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水流量喪失による蒸気発生器水位の低下を多様化自動作動設備が検知し、主蒸気ラインを隔離する。これにより、1次系温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

1次系温度の上昇に伴い、1次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑制され、また、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により炉心が

冷却され、1次系の圧力上昇は抑制される。

## (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1.15-231図に示すとおり、約18.6MPa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1.15-235図に示すとおり、原子炉トリップ機能の喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4 (2) d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-230図及び第1.15-231図に示すように、事象発生後600秒時点において1次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却さ

れている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続し、化学体積制御設備を用いたほう酸水の炉心注入により未臨界を確保した後、1次系の降温、降圧を行い、事象発生の約16時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約21.5時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## II 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-28図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度、1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-241図から第1.15-247図に、2次系除熱量、蒸気発生器2次側保有水量等の2次系パラメータの変化を第1.15-248図から第1.15-252図に示す。

### (I) 事象進展

事象発生後、負荷の喪失に伴い1次系温度及び1次系圧力が上昇する。このとき、原子炉は自動停止しないが、蒸気負荷の喪失により1次系温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。その後、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、1次系温度の上昇は抑制され、原子炉出力が維持される。また、すべての主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障に伴う主給水流量喪失による蒸気発生器水位の低下を多様化自動作動設備が検知する。

1次系温度の上昇に伴い、1次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑制され、また、補

助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により炉心が冷却され、1次系の圧力上昇は抑制される。

## (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1.15-243図に示すとおり、約18.9MPa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1.15-247図に示すとおり、原子炉トリップ機能の喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4 (2) d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-242図及び第1.15-243図に示すように、事象発生後600秒



時点において1次系温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続し、化学体積制御設備を用いたほう酸水の炉心注入により未臨界を確保した後、1次系の降温、降圧を行い、事象発生の約16時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約21.5時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### 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、事象進展は早いですが、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

#### (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により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

## 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 $3.6\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ 大きく評価する可能性がある。このため、実際の減速材反応度帰還効果は小さくなり、1次系温度上昇時における負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が増加する。減速材反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(ハ) 感度解析」にて確認する。

炉心におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさとして、10%小さく評価する可能性がある。このため、実際のドップラ反応度帰還効果は大きくなり、燃料温度低下時における正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が増加する。ドップラ

反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(ハ) 感度解析」にて確認する。なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさは、ドップラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含める。

炉心における沸騰・ボイド率変化の不確かさとして、炉心ボイド率を8%大きく評価する可能性がある。このため、実際の炉心ボイド率は小さくなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次系温度上昇時における負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。但し、1次系圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で1次系温度を2℃、1次系圧力を0.2MPa低く評価する可能性がある。このため、実際の1次系圧力は高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次系温度が高くなり、1次冷却材保有熱量が増加するため、1次冷却材膨張量が増加する。これらの解析コードの不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できる

ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(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1.15-69表及び第1.15-70表に示すとおりである。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる初期条件である炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差、ドップラ特性及び減速材温度係数の取替炉心ごとの変動並びに標準値として設定している炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

##### (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により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

## (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、初期定常誤差が原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響を「1.15.7.3(1) a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて確認する。

減速材温度係数のサイクル寿命中の変化及び取替炉心ごとの変動を考慮し、最確条件の減速材温度係数を用いた場合、解析条件として設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次系温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

ドップラ特性の取替炉心ごとの変動を考慮し、最確条件のドップラ特性を用いた場合においても、解析条件として設定しているドップラ特性と大きく変わらないため、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくないが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「1.15.7.3(1) a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて確認する。

3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した場合、

減速材温度係数は絶対値が大きくなり負の反応度帰還効果が大きくなる傾向となり、また、ドップラ特性は大きくなり正の反応度帰還効果が大きくなる傾向となるため、評価項目となるパラメータに与える影響について確認する観点から、3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した場合の感度解析を実施した。感度解析に当たって、減速材温度係数の初期値は取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し負の反応度帰還効果が小さくなるよう $-19\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ を設定し、ドップラ特性は3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定する。その結果、第1.15-253図及び第1.15-254図に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 $18.5\text{MPa}$ 、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 $18.7\text{MPa}$ となる。1次系圧力を高くする方向に作用するドップラ特性の相違による影響よりも、1次系圧力を低くする方向に作用する減速材温度係数初期値の相違による影響の方が大きいことから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるが、1次系圧力が最大となる時の原子炉出力は崩壊熱よりも十分大きく、崩壊熱が1次系圧力上昇に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## 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により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

### (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実施した。感度解析に当たって、炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びにドブブラ反応度帰還効果の不確かさを考慮する。その結果は、第1.15-91表及び第1.15-92表並びに第1.15-255図及び第1.15-256図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約19.4MPa、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失

する事故」において約19.6MPa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18.6MPa及び約18.9MPa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。

更に、「(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次系温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回り、評価項目を満足する。

## (二) 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により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作遅れによる影響はない。

## (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、感度解析により、解析コード及び解析条件の不確かさの重畳を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考



慮した場合においても、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動による蒸気発生器への注水等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### 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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)e.(a)ハ炉心損傷防止対策」に示すとおり14名である。

このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

##### (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

復水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンクが枯渇するまでの水量約970m<sup>3</sup>の使用を考慮し、事象発生後約14.8時間の注水継続が可能である。余熱除去系による炉心冷却は、事象発生約18時間後から使用可能となるため、復水タンク枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約3.2時間は、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水タンクへの淡水(八田浦貯水池)又は海水補給が必要となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水は不要であり、復水タンクへの補給は不要である。

なお、本重要事故シーケンスにおいては、外部電源の喪失を想定しておらず、復水タンク枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約3.2時間は、常設設備により復水タンクへの補給が可能となる。

## II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

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

また、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。使用済燃料ピットへの注水については、復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

更に、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象

発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

### III 電源

外部電源喪失を想定していない。

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

### 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、原子炉のトリップ機能が喪失することにより、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、緊急ほう酸注入、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の

喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、多様化自動作動設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動すること等により、1次系圧力が過度に上昇することはない。

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

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した。感度解析結果より、解析コード及び解析条件の不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できる。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

以上のことから、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。

(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1.15-33図に示す。

I 6inch破断

1次系圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-257図から第1.15-263図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-264図から第1.15-266図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出に伴い1次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約16秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入機能の喪失を想定することから、1次系保有水量が減少することにより炉心が一時的に露出し、燃料被覆管温度は上昇する。事象発生約5.9分後に1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、炉心は再び冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。

更に、ECCS作動信号発信の10分後である事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するが、蓄圧注入による1次系保有水量の回復に伴い1次系圧力の低下が抑制され、蓄圧注入が

一時的に停止することにより炉心水位が低下し、事象発生の約13分後に炉心が再び露出し、燃料被覆管温度は上昇する。その後、燃料被覆管温度は事象発生の約22分後に約581℃に到達した後、再冠水することにより急速に低下し、1次系圧力が低下することにより、事象発生の約23分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-263図に示すとおり、事象発生の約22分後に約581℃に到達した後に再冠水することにより低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。

1次系圧力は、第1.15-257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、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPa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、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約

0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-259図に示すように、事象発生後60分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約2.9時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## II 4inch破断

1次系圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-267図から第1.15-273図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-274図から第1.15-276図に示す。

### (I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出に伴い1次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約24秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入機能の喪失を想定することから、1次系保有水量が減少することにより、事象発生の約7分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇するが、再び冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。その後、事象発生の約9.8分後に再び炉

心が露出する。

更に、ECCS作動信号発信の10分後である事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約14分後に、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は事象発生約16分後に約891℃に到達した後、事象発生約19分後に再冠水することにより急速に低下する。更に、1次系圧力が低下することにより、事象発生約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1.15-273図に示すとおり、事象発生約16分後に約891℃に到達した後、再冠水することにより低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約1.7%にとどまることから、15%以下となる。

1次系圧力は第1.15-267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、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPa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、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉



冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-269図に示すように、事象発生後60分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約3.3時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

### III 2inch破断

1次系圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-277図から第1.15-283図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-284図から第1.15-286図に示す。

#### (I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出に伴い1次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約65秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、ECCS作動信号発信の10分後である事

象発生約11分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約19分後に、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生約49分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。この期間中、炉心の冠水状態は維持される。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-283図に示すとおり、炉心が冠水状態にあることから初期値(約390℃)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第1.15-277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、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPa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、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子

炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-279図に示すように、事象発生後180分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約7.2時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### 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、高圧注入機能の喪失を想定することから、運転員等操作である2次系強制冷却により1次系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることにより炉心冷却を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、ECCS作動信号の発信を起点に操作を開始する2次系強制冷却とする。

#### (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、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高く評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、解析における破断口径を6inch、4inch及び2inchとすることにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、解析コードの持つ不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を10%小さく若しくは50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、

1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系の温度及び圧力の低下が抑制される。しかしながら、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、サブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却の開始に与える影響はない。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系圧力は低くなるが、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却の開始に与える影響はない。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなるが、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却の開始に与える影響はない。

## 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、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム－水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高く評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

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

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。また、二相領域での漏えい率を10%小さく若しくは50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制され、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる影響があるが、1次系圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクによる炉心注水開始が遅れ、1次系保有水量の回復が遅れることから、評価項目に対する余裕が小さくなる影響もある。このため、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響の程度を確認するため、解析における破断口径を6inch、4inch及び2inchとすることで、破断流量の不確かさの影響を考慮している。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系圧力は低くなることにより、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能

性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなることにより1次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

#### (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られとされる炉心崩壊熱及び破断口径に関する影響評価並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

##### (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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することにより、1次系圧力の低下に影響を与える。このため、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却の開始が変動する。

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

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することにより、1次系保有水量に影響を与えることから、6inch破断、4inch破断及び2inch破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。その結果、以下に示すとおり、評価項目に対して十分な余裕がある。

### i 6inch破断

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次系圧力の低下が早くなり、早期にループシールが解除されることにより、蓄圧注入が開始される。その後、2次系強制冷却の開始後に蓄圧注入が一時的に停止し炉心は露出するが、蓄圧注入が再開することにより炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

### ii 4inch破断

事象初期の破断流量及び1次系圧力の低下は2inch破断と6inch破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次系保有水量の減少により一時的に炉心は露出する。その後、1次系圧力の低下により2次系強制冷却を開始するとともに、蓄圧注入が開始されることにより炉心は再冠水し、燃料被覆管



温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

### iii 2inch破断

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次系圧力の低下が遅くなり、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。

### iv 4inch破断から2inch破断の間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次系圧力低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次系保有水量の減少が遅く、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。

### v 4inch破断から6inch破断の間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次系圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的早くなることから、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。

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

から厳しくなる。その影響を、炉心露出に至る6inch破断及び4inch破断のケースにおいて、最大保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-287図から第1.15-289図に示すとおり、6inch破断の場合では、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなることによりループシール解除後に1次冷却材の流出によって低下した水位の回復が遅くなるため、燃料被覆管温度は高めに推移し、燃料被覆管最高温度は約746℃となる。また、第1.15-290図から第1.15-292図に示すとおり、4inch破断の場合では、炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約928℃となる。このように、評価項目に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## 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1.15-34図に示すとおり、2次系強制冷却は中央制御室で行う操作であり、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

2次系強制冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、ECCS作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように、操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の不確かさにより1次系からの漏えい量が少なくなると、1次系圧力の低下が遅くなるため、ECCS作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように、操作開始が遅くなる場合には、1次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、ECCS作動信号発信11分後の2次系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を3分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れに対して評価項目を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (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次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、2次系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、6inch破断及び4inch破断のケースにおいて、2次系強制冷却の開始を3分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、6inch破断の解析結果は第1.15-293図から第1.15-298図に示すとおりであり、2次系強制冷却を開始する前に

蓄圧注入が開始し、炉心は冠水している。その後、間欠的な蓄圧注入挙動により炉心は露出するが、炉心水位は高い状態を維持しており、燃料被覆管最高温度は約577℃となる。また、4inch破断の解析結果は第1.15-299図から第1.15-304図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることにより1次系圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい量が多くなるとともに、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなり、燃料被覆管最高温度は約1,115℃となるが、いずれも評価項目を下回っている。このため、操作時間余裕としてECCS作動信号の発信から13分程度は確保できる。

## (二) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による2次系強制冷却を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)f.(a)ハ炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。

このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

#### (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を水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達後、低圧再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした低圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

#### II 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

更に、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの電源供給については、事象発生直後からの運転

を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

### III 電源

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

## 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いことにより1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入等を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却等を行うことにより、破

断サイズにより蓄圧注入又は低圧注入を促進させ、破断口径が大きい6inch破断及び4inch破断については、炉心は一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。また、破断口径が比較的小さい2inch破断については、炉心が露出することはない。

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

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

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

以上のことから、2次系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、重要事故シナリオに対して有効であることが確認でき、事故シナリオグループ「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

本重要事故シナリオの事象進展を第1.15-37図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-305図から

第1.15-312図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-313図から第1.15-316図に示す。

## I 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出に伴い1次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始される。炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約17分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行うが、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去ポンプによる低圧再循環機能が喪失することにより、原子炉容器内水位は低下する。しかしながら、再循環機能喪失の30分後である事象発生の約47分後にB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環により炉心注水を実施することにより、原子炉容器内水位は回復する。

## 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1.15-312図に示すとおり、ECCSによる炉心注水によって低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、設計基準事故「1.15.2.4(2)a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、ECCSの性能発揮の点から最も厳しい低温側配管(1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間)における断



面積の2倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものと想定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,006℃であり、燃料被覆管の酸化量は約1%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度1,200℃以下、燃料被覆管の酸化量は15%以下となる。

1次系圧力は、第1.15-305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、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPa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1.15-315図及び第1.15-316図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。

原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-314図に示すように、格納容器再循環サンプル水温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約2.0時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## 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、運転員等操作であるB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環により、炉心を冷却することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、再循環機能喪失を起点に操作を開始する代替再循環とする。

## (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1.15-72表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる炉心崩壊熱及び破断口径に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、ECCSによる炉心注水流量が多くなり、燃料取替用水タンクの水位低下が早くなることから、燃料取替用水タンク水位を起点としている代替再循環の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系圧力の低下が遅くなる。このため、ECCSによる炉心注水流量が少なくなり、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなることから、燃料取替用水タンク水位を起点としている代替再循環の開始が遅くなる。

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

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## 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1.15-38図に示すとおり、代替再循環は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

代替再循環については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、ECCSによる炉心注水流量が多くな

ることから、燃料取替用水タンクの水位低下が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなるため、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系保有水量の減少が早く、評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(ハ) 感度解析」において、再循環機能喪失から15分後に代替再循環を開始することにより、炉心は露出しないことを確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、一方で、破断口径等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が遅くなり、ECCSによる炉心注水流量が少なくなることから、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

なお、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(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次系における気液分離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため、本重要事故シーケンスにおいて、M-RELAP5コードによる感度解析を行った。

その結果は、第1.15-317図に示すとおりであり、MAAPコードはM-

RELAP5コードより約15分炉心露出を遅めに予測する傾向を確認した。また、M-RELAP5コードにより再循環機能喪失から15分後に代替再循環を開始した場合、第1.15-318図に示すとおり、再循環機能喪失後においても炉心は露出せず、燃料被覆管温度は上昇しない結果となった。このため、本重要事故シーケンスにおいては、炉心露出の予測に対する不確かさとして、15分を考慮するものとする。なお、同評価では、MAAPコードによって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、両コードの計算結果から得られる原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器の圧力上昇に与える影響の差はわずかであることから、M-RELAP5コードの炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、MAAPコードはM-RELAP5コードと比較して、炉心露出を約15分遅く評価する可能性がある。この場合、再循環機能喪失から代替再循環開始までの操作時間余裕は小さくなり、評価項目に対する余裕も小さくなる。これに対して、解析条件として考慮している「再循環機能喪失から30分後」よりも15分早く代替再循環を開始できるように、要員を配置することから、炉心は露出することなく評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## (二) 操作時間余裕の把握

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

代替再循環の開始時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被

覆管温度評価の観点から、実際に見込まれる操作開始時間で最大となる再循環機能喪失から15分後に対して、開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-319図及び第1.15-320図に示すとおり、評価項目に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として、再循環機能喪失から20分程度は確保できる。

#### (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。感度解析結果により、MAAPコードにおける炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮し、実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による代替再循環を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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再循環機能喪失」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)g.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり、28名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当

直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

#### (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を水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、高圧及び低圧再循環への切替えを行うが、再循環切替えに失敗する。このため、2系列の格納容器スプレイ再循環切替成功を確認した後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替える。代替再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、A格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環に切り替える。格納容器スプレイ再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイを継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の評価結果となる。



## II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

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

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

## III 電源

外部電源の喪失は想定していない。

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

## 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ECCSによる炉心への注水後に、格納容器再循環サンプを水源とするECCSの再循環による炉心への注水機能が喪失することにより、1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環、格納容器スプレイ再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環等を行うことにより、再循環機能喪失後に炉心が露出することはない。

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

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した。感度解析結果より、MAAPコードにおける炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮し、実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必

要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対して有効である。

## (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

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-42図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-321図から第1.15-332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1.15-333図及び第1.15-334図に示す。

#### (I) 事象進展

事象発生後、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生し、誤開又は破損が発生した側の余熱除去系逃がし弁、余熱除去系機器等からの1次冷却材の流出に伴い1次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約21秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始される。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

事象発生約11分後に1次系圧力が余熱除去冷却器出口逃がし弁の吹止まり圧力まで低下するため、逃がし弁が閉止することにより、1次系保有水量が回復する。

1次系圧力の低下が継続するため、ECCS作動信号発信の24分後である事象発生約24分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するとともに、加圧器水位の回復と1次系からの漏えい量抑制のため、事象発生約63分後に加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行い、事象発生約63分後に高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えを行う。

その後、事象発生約63分後に健全側余熱除去系による炉心冷却を開始するとともに、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作で閉止することにより、1次冷却材の漏えいは停止する。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-332図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約390℃)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は第1.15-321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、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPa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、余熱除去ポンプ入口逃がし弁

の作動及び加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320Mpa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-321図及び第1.15-322図に示すように、事象発生後8時間時点においても1次系圧力及び温度は安定又は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生の約10時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## 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

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-44図に、1、2次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-335図から第1.15-344図に、蒸気発生器水位、蒸気流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-345図から第1.15-347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次側への流出に伴い1次系圧力が低下することにより、事象発生の約5分後に「過大温度 $\Delta T$ 高」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約6分後の主蒸気逃がし弁作動と同時に破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁の開固着を想定しているため、1次系温度及び圧力が低下することにより、事象発生の約8分後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始され、1次系保有水量は回復に転じる。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

原子炉トリップ信号発信の10分後である事象発生の約15分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始し、その約2分後に隔離操作を終了する。しかしながら、破損側蒸気発生器の減圧が継続するため、破損側蒸気発生器の隔離操作の終了時点から健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するとともに、加圧器水位の回復と1次系からの漏えい量抑制のため、事象発生の約27分後に加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行い、事象発生の約36分後に高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えを行う。

その後、事象発生の約2.3時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより1次系圧力は低下し、1次系圧力と破損側蒸気発生器2次側圧力が平衡になった時点で、1次冷却材の漏えいは停止する。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-344図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約350℃)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第1.15-335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、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPa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、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れ出した1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-335図及び第1.15-336図に示すように、事象発生後4時間時点においても1次系圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生約4.5時間後に低温停止

状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系の接続に失敗した場合においても、充てん系によるフィードアンドブリードを行うとともに、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環等により長期的な炉心冷却を行うことにより、事象発生約32.6時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、代替再循環等を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### 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、運転員等操作である2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉による1次系の減温、減圧を行うとともに、高圧注入系から充てん系への切替え等を行うクールダウンアンドリサーキュレーションにより炉心を冷却し、漏えい量を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉トリップ信号又はECCS作動信号の発信を起点に操作を開始する2次系強制冷却並びに1次系温度及び圧力(サブクール条件)等を起点に操作を開始する加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えとする。



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

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

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステムLOCAでは、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測する。また、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価する。このため、インターフェイスシステムLOCAでは、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減圧が遅くなるため、1次系圧力の低下が抑制されることから、ECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却の開始が遅くなる。一方、1次系の減圧が遅くなるため、1次冷却材の飽和温度の低下も

遅くなることから、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系の減温、減圧が早くなり、1次系温度は低くなることから、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次系圧力を0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、1次系の減温、減圧が早くなるため、1次系温度は低くなることから、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなることから、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

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

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

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステムLOCAでは、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測する。また、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価する。このため、インターフェイスシステムLOCAでは、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系の温度及び圧力の低下が抑制され、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系の減温、減圧が早くなり、1次系温度及び圧力は低くなることにより漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシ

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

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

#### (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1.15-73表及び第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られられる炉心崩壊熱及びインターフェイスシステムLOCA時の破断口径に関する影響評価並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

## (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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却並びに1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

インターフェイスシステムLOCA時の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、1次系圧力の低下が遅くなることから、ECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却の開始が遅くなる。一方、1次系圧力の低下が遅くなることにより1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなることから、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

## (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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、また、インターフェイスシステムLOCA時の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して1次系への注水量の観点から厳しくなるが、蓄圧タンクによる炉心注水より前にECCSにより1次系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

## 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1.15-45図に示すとおり、インターフェイスシステムLOCAにおいて、2次系強制冷却、加圧器逃がし弁開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの複数の操作は、中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。また、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作により閉止する操作は、

現場で行う操作であるが、中央制御室で操作を行う運転員とは別の運転員等による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。現場での操作場所は、漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合においても、閉止操作の成立性に影響を与えない。

第1.15-46図及び第1.15-47図に示すとおり、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故において、破損側蒸気発生器隔離及び健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁開等並びに加圧器逃がし弁開閉、蓄圧タンク出口弁閉止及び高圧注入系から充てん系への切替え等の複数の操作は、中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

2次系強制冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなること、ECCS作動信号又は原子炉トリップ信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また一方で、インターフェイスシステムLOCAでは、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより1次系からの漏えい量が少なくなると、1次系圧力の低下が遅くなるため、ECCS作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい量と操作遅れ時間

の程度により評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、高圧注入系による炉心注水により1次系保有水量は確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えについては、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、1次系温度及び圧力(サブクール条件)成立が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

なお、高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間の変動によるプラント挙動に与える影響はなく、その後の加圧器水位調整の影響についてもプラント挙動に与える影響はない。

#### (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において、2次系強制冷却の操作時間余裕としては、第1.15-348図に示すとおり、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を、2次系強制冷却開始までの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに3時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間余裕としては、第1.15-348図に示すとおり、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を、主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、大気圧時点での注水



流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに3時間程度は確保できる。

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故において、破損側蒸気発生器の隔離及び2次系強制冷却の操作時間余裕としては、第1.15-349図に示すとおり、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を、2次系強制冷却開始までの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに8時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間余裕としては、第1.15-349図に示すとおり、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を、主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、大気圧時点での注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに4時間程度は確保できる。

## (二) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるクールダウンアンドリサーキュレーションを行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)h.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり28名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### (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、復水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については復水タンクが枯渇するまで注水継続が可能であるが、それまでに健全側余熱除去系による炉心冷却が可能となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要であり、復水

タンクへの補給は不要である。

また、燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ若しくは充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに漏えい箇所の隔離により余熱除去系からの漏えいを停止することが可能である。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、復水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンクが枯渇するまで注水継続が可能であるが、それまでに余熱除去系による炉心冷却が可能となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要であり復水タンクへの補給は不要である。

また、燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ若しくは充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに1次系の減圧により1次系と蒸気発生器2次側を均圧させ、漏えいを停止することが可能である。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。なお、余熱除去系の接続に失敗した場合においては、燃料取替用水タンクを水源とする充てん系によるフィードアンドブリードを行い、格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位到達後、代替再循環に切り替える。代替再循環切替え以降は、格納容

器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

## II 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

## III 電源

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

## 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により1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対する炉心損傷防止対策としては、ECCS等により炉心注水を確保しつつ、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却並びに加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行うことにより漏えい量を抑制し、余熱除去系による炉心冷却を行うクールダウンアンドリサーキュレーション等を、長期的な炉心冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。また、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を、長期的な炉心冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」の重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるクールダウンアンドリサーキュレーション等を行うことにより、炉心が露出することはない。

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

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

た結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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

以上のことから、クールダウンアンドリサーキュレーション等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して有効である。

## 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1.15-64図に、1次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-350図から第1.15-358図に示す。

## I 事象進展

事象発生後、余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、約2分で1次冷却材が沸騰、蒸散することにより1次系保有水量が減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材の

温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、事象発生50分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量がつりあうことにより、1次系保有水量を確保することができる。

## 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、充てんポンプによる炉心注水により炉心が露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮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及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する可能性がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心の評価

対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.6%  $\Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は、第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い、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は、第1.15-355図及び第1.15-357図に示すとおり、事象発生から約150分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSライン使用)による代替再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器スプレイ冷却器による冷却を継続することにより、長期的に原子炉の安定状態を維持できる。また、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持できる。



#### 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ポンプによる炉心注水により、1次系保有水量を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異がある充てんポンプによる炉心注水とする。

#### (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炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## 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炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で0.4m低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で0.4m高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第1.15-354図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は炉心上端から約1.0mの高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (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られとされる炉心崩壊熱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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

## 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1.15-65図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てんポンプによる炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

### (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。

充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第1.15-359図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、充てんポンプによる炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として炉心露出に至る可能性のある水量までに23分程度は確保できる。

### (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ポンプによる炉心注水を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(6)a.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり28名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

##### (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を水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再

循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

## II 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

## III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## 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次冷却材の蒸散により1次系保有水量の減少が継続し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」に対する燃料損傷防止対策としては、充てんポンプによる炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による充てんポンプによる炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の1次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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

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

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」に対して有効である。

## (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1.15-67図に、1次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-360図から第1.15-368図に示す。

#### I 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失による余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、約2分で1次冷却材が沸騰、蒸散することにより1次系保有水量が減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入す



ることにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材の温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、事象発生50分後に常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣りあうことにより、1次系保有水量を確保することができる。

## II 評価項目等

炉心上端ボイド率は、第1.15-361図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心が露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮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及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低

下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約 $-6.6\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-368図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することなく、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は、第1.15-365図及び第1.15-367図に示すとおり、事象発生から約150分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達後、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原

子炉格納容器の安定状態を維持できる。

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代替炉心注水により、1次系保有水量を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異がある常設電動注入ポンプによる炉心注水とする。

(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炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## 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炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で0.4m低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で0.4m高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第1.15-364図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は炉心上端から約1.0mの高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (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られとされる炉心崩壊熱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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

## 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1.15-68図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## (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代替炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## (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炉心注水の操作時間余裕としては、第1.15-369図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作余裕時間として炉心露出に至る可能性のある水量までに23分程度は確保できる。

## (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、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響

は小さい。

このほか、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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「1.15.2.4(6) b. (a) ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり52名である。このため、「1.15.5.1(5) b. (a) ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

##### (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を水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が水位異常低警報値となるまでの水量である約1,960m<sup>3</sup>を使用し、事象発生から約53.8時間の注水継続が可能である。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替

用水タンクへの補給は不要である。

## II 燃料

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

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約284.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376kℓにて供給可能である。

## III 電源

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

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



## 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外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失し、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散により1次系保有水量の減少が継続し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の1次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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

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

以上のことから、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

### (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1.15-70図に、1次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-370図から第1.15-379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次系保有水量が減少し、事象発生の約2分後に1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達することにより余熱除去系の機能が喪失する。これに伴い、1次冷却材の流出流量は減少するが、流出は継続するため1次系保有水量は減少し、また、余熱除去機能喪失に伴い、崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次

系温度が上昇し、1次冷却材が沸騰、蒸散することにより1次系保有水量が更に減少する。その後、事象発生の約22分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、炉心への注水流量と余熱除去系及び加圧器開口部からの流出流量が釣りあうことにより、1次系保有水量を確保することができる。

## II 評価項目等

炉心上端ボイド率は、第1.15-371図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水により炉心が露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮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及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心の評価

対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約 $-6.6\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は、第1.15-379図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することなく、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は、第1.15-376図及び第1.15-378図に示すとおり、事象発生から約30分以降に安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、1次冷却材の流出が発生した系統の隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達後、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器スプレイ冷却器による冷却を継続することにより、長期的に原子炉の安定状態を維持できる。また、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

## 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ポンプによる炉心注水により、1次系保有水量を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点に操作を開始する充てんポンプによる炉心注水とする。

### (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炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で0.4m低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。また、炉心水位を最大で0.4m高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失

失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が早くなる。

## 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炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で0.4m低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で0.4m高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第1.15-375図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は、炉心上端から約1.3mの高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水状態は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (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1.15-77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、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量に関する影響評価の結果を以下に示す。

## (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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮し、最確条件の1次冷却材の流出流量を用いた場合、解析条件として設定している流出流量より少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。

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

1次冷却材の流出流量の変動を考慮し、最確条件の1次冷却材の流出流量を用いた場合、解析条件として設定している流出流量より少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## 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1.15-71図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てんポンプによる炉心注水については、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさにより炉心水位が低くなることにより、1次系保有水量の減少が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、操作開始の起点としている余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が大きくなるため、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなる。このため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、操作時間が早まる時間は数十秒程度であり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材の蒸散率が小さくなることにより、1次系保有水量の減少が抑制され、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、操作開始の起点としている余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制



されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

#### (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。

充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第1.15-380図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、充てんポンプによる炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として炉心露出に至る可能性のある水量までに33分程度は確保できる。

#### (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ポンプによる炉心注水を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(6)c.(a)ハ燃料損傷防止対策」に示すとおり28名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

##### (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を水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

## II 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

## III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## 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、運転員の誤操作等による系外への漏えいが発生し、1次冷却材が流出することにより余熱

除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、1次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散により1次系保有水量の減少が継続し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、充てんポンプによる炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による充てんポンプによる炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の1次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部

要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

#### (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1.15-73図に示す。

##### I 事象進展

原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、事象発生の約51分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から10分後の事象発生の約61分後に、弁の閉止及び1次系補給水ポンプの停止による希釈停止操作を開始し、操作開始から1分後の事象発生の約62分後に、1次冷却材のほう素の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界は確保される。希釈停止後、ほう酸水注入による1次冷却材のほう素の濃縮により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。

##### II 評価項目等

本事故シーケンスにおいては、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、第1.15-381図に示

すとおりに、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまでに約51分を要し、臨界に至るまでには更に約11分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。

また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できる。

その後は、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約4.2時間後に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能である。

なお、臨界ほう素濃度である1,800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,500ppmまで濃縮するのに要する時間は約2.2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により、反応度添加を防止することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信を起点に操作を開始する希釈停止とする。

(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1.15-78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確認する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる臨界ほう素濃度、1次系への純水注水流量及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度の差が大きくなり、警報発信時間が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が早くなる。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## 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並びに評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。



(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-74図に示すとおり、希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作への影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

希釈停止については、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(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。

希釈停止の操作時間余裕としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約11分かかるのに対し、警報の発信

による事象発生の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の合計11分を要することとしているが、実際に見込まれる希釈停止操作時間は約20秒であることから、臨界に至るまでに1分程度は確保できる。

なお、評価では反応度誤投入の判断後、希釈停止を行うこととしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により1次冷却材のほう素の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の時間余裕は十分ある。

#### (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。

このほか、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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(6)d.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、

緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

#### （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

本事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策に必要な水源はない。

#### II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

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

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「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

そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

### III 電源

外部電源喪失を想定していない。

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

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、炉心が臨界に達し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、純水注水の停止、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮等を考慮する。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状

態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できる。その後は、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮により長期にわたる未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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

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

以上のことから、希釈停止等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。

(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1.15-382図及び第1.15-383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1.15-384図から第1.15-386図に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-387図から第1.15-391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1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCAの発生に加えて低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから原子炉容器内水位が低下し、事象発生約22分後に炉心溶融に至る。

更に、格納容器スプレイ注入機能も喪失することから、炉心溶融開始から30分後となる事象発生約52分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器

内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、原子炉容器内水位がなくなることにより、事象発生約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が原子炉下部キャビティに流出する。その後、事象発生約2.6時間後に原子炉容器からの熔融炉心流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになり、原子炉格納容器圧力は事象発生約15時間後に低下に転じる。

また、事象発生24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内温度は事象発生約26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1.15-387図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生約15時間後に最高値約0.444MPaとなり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は、第1.15-388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約26時間後に最高値約144℃となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

大破断LOCAが発生し低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することにより、事象発生約1.4時間後に原子炉容器破損に至るが、

その時点での1次系圧力は、第1.15-384図に示すとおり、約0.21MPaであり、原子炉容器破損まで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」のハ及びヘ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。また、「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のニに示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することにより本評価事故シーケンスよりも水蒸気が凝縮することで水素濃度が高くなるとともに、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「1.15.7.4(2)a.(d) 水素燃焼」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は、第1.15-391図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して0.01MPa[abs]程度である。また、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200℃を下回る。

また、第1.15-389図及び第1.15-390図に示すとおり、事象発生から約2.6時間後に溶融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、



第1.15-387図及び第1.15-388図に示すとおり、48時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱される。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることにより事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量は多くなるが、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約4.5TBqであり、第1.15-392図に示すとおり、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことにより100TBqを十分下回る。また、その大気放出過程を第1.15-393図に示す。

事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生後30日（約4.8TBq）及び100日（約4.8TBq）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による代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水によ

る格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低下させることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生の24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生の60分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

## 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いる。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱

伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間が早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、

原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。

第1.15-394図及び第1.15-395図に示すとおり、約16cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇する。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPコードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPコードの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているが、これらパラメータを起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## (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事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒ

ートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間は30秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。

第1.15-394図及び第1.15-395図に示すとおり、約16cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されるため、コンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものであり、十分小さい。また、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析においても水素の追加発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度である。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最大大使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPコードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソース

タームについては、MAAPコードの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## 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、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### 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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。更に、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件

として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。



## 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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響を確認する観点で、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間はLOCAの発生を操作の起点として現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生の約52分後とした。その結果、第1.15-396図から第1.15-401図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同じであり、また、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はあるが、原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍(0.784MPa)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)

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、流量の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で代替格納容器スプレイ流量を設計値とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-402図及び第1.15-403図に示すとおり、事象発生から約52分後の代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号機の設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約168℃、約6.7MW～約12.3MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-404図及び第1.15-405図に示すとおり、事象発生から24時間後のA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低くなるため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-406図及び第1.15-407図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉

格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)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

第1.15-50図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## 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は、1次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなることから評価項目に対する余裕が大きくなるが、1次冷却材の流出流量の不確かさとして「I(II) 評価項目となるパラメータに与える影響」において、事象発生から約52分で操作開始する場合の影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「III 操作時間余裕の把握」において、代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を事象発生から60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、「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、より炉心崩壊熱の大きい約8.9時間後からの格納容器内自然対流冷

却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始時間が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。このため、評価項目に対する余裕が大きくなる。

### 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時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約8分遅く、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-408図及び第1.15-409図に示すとおり、代替格納容器スプレイ開始が約8分遅くなった場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200℃に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、解析上は事象発生の24時間後に格納容器内自然対流冷却を開始するととも

に代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して、代替格納容器スプレイの停止条件である、原子炉格納容器内水量4,000m<sup>3</sup>となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として20分程度は確保できる。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動の時間余裕を確認するため、操作開始が10分から20分遅れた場合の感度解析を実施した。その結果、操作開始が10分から20分程度遅れた場合、Cs-137の放出量は10～30%程度増加するが、評価項目に対して余裕は確保できるため、操作時間余裕として事象発生から80分程度は確保できる。

#### 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、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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

### 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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「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名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### 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52分後から24時間までの合計約23.2時間にわたり、定格値である150m<sup>3</sup>/hでの代替格納容器スプレイを想定して、約3,480m<sup>3</sup>の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水タンクは、約1,960m<sup>3</sup>の使用が可能である。また、事象発生約12時間後までに復水タンクとの

連絡操作を行うとともに、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプにより、淡水(八田浦貯水池)又は海水を復水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約24時間後までに、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、燃料取替用水タンク及び復水タンクへの補給は不要である。

## (II) 燃料

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

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約284.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376k



0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、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約440kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kWにて電源供給が可能である。

### (二) 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、その結果、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効

性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を行うことにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次系圧力、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器の水素濃度については、「1.15.7.4(2)a.(d) 水素燃焼」において、熔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) 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認している。

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

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

以上のことから、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却

等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に対して有効である。

## 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1.15-410図及び第1.15-411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1.15-412図及び第1.15-413図に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-414図から第1.15-417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1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、すべての蒸気発生器への注水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次系圧力及び温度の上昇に伴い加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することにより、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。

このため、炉心溶融開始から10分後となる事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始から30分後となる事象発生の約3.6時間後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑

制する。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度は事象発生約17時間後に低下に転じる。

その後、事象発生約24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、格納容器内自然対流冷却の開始とともに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを停止することにより、原子炉格納容器上部区画の温度が一時的に上昇傾向となっているが、事象発生約27時間後に再び低下に転じる。

なお、本評価事故シナリオでは、1次系圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいとして、RCPシール部からの漏えいのみを想定していることから、1次系が高温となり、原子炉容器ふたフランジ部及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的にはRCPシールLOCAが発生することにより1次系の減温、減圧が進み、事象進展が緩和される。

## (II) 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第1.15-414図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生約17時間後に最高値約0.409MPaとなり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は第1.15-415図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生約17時間後に最高値約144℃となる。

事象発生後の24時間後に代替格納容器スプレイを停止することにより原子炉格納容器上部区画の温度が一時的に上昇傾向となるが、その後の格納容器自然対流冷却により低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

「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開始が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「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示す。

「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開始及び原子炉容器破損時間が早く、崩壊熱が大きい状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「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。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のニに示す評価項目については、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「1.15.7.4(2)a.(d) 水素燃焼」に

示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は第1.15-416図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度である。また、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200℃を下回る。

また、第1.15-414図及び第1.15-415図に示すとおり、事象発生の約13時間後に熔融炉心の原子炉下部キャビティへの流出が停止するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、48時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱される。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

#### (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による代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水によ

る格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器内温度を低下させることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始並びに原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開とし、事象発生後の24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

## 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事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用



用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開に与える影響は小さい。

## (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事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなるが、炉心熔融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器内圧力及び温度は低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注

水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## 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1.15-80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、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定として

いることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。更に、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確

条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。

#### 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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、流量の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で代替格納容器スプレイを設計値とした場合の感度解析を実施した。その

結果、第1.15-418図及び第1.15-419図に示すとおり、事象発生から約3.6時間後の代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最悪条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号機の設計値（1基当たりの除熱特性：100℃～約168℃、約6.7MW～約12.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-420図及び第1.15-421図に示すとおり、事象発生から24時間後のA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.784MPa）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

第1.15-53図に示すとおり、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

代替格納容器スプレイの再開は、原子炉下部キャビティへの注水を目的とした代替格納容器スプレイを行う運転員と同一の運転員が行う操作であることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

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による1次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー量は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。こ

のように操作開始が遅くなる場合には、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギー量は減少することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。更に、「III 操作時間余裕の把握」において、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の操作時間余裕を炉心溶融開始から20分後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心溶融開始から30分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「1.15.7.4(2) a. (a)イ(ロ)III 操作時間余裕の把握」において、より事象進展の早い事故シーケンスを対象に代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を、代替格納容器スプレイの開始を約8分遅くした場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後に再開する代替格納容器スプレイの再開は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなり、

評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなるが、起点となる原子炉格納容器圧力は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、「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、より炉心崩壊熱の大きい約8.9時間後から格納容器内自然対流冷却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### 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。

加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-422図及び第1.15-423図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200℃に対して十分余



裕がある。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、解析上は事象発生から24時間後の格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して代替格納容器スプレイの停止条件である、原子炉格納容器内水量4,000m<sup>3</sup>となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として3時間程度は確保できる。

#### 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格納容器内に注水された水が流入して炉心発熱有効長の中心高さまで冠水し、A、B格納容器再循環ユニット等による除熱と露出した残存デブリによる蒸発が平衡するものとして、露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量を評価した。その結果、露出した残存デブリが全溶融炉心の19%以下であれば、露出した残存デブリの崩壊熱は原子炉格納容器内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギーを下回る。また、実際には全溶融炉心の19%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に存在することは考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることにより、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態となることなく、冷却が可能である。

## 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、運転員等による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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

#### 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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「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名である。このため、「1.15.5.1(5) b. (a) ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

## 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3.6時間後から約16時間までと事象発生約17時間後から24時間までの合計約19.4時間にわたり、定格値である $150\text{m}^3/\text{h}$ での代替格納容器スプレイを想定して、約 $2,910\text{m}^3$ 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 $1,960\text{m}^3$ の使用が可能である。また、事象発生約14時間後までに復水タンクとの連絡操作を行うとともに、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプにより、淡水(八田浦貯水池)又は海水を復水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約24時間後までに、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、燃料取替用水タンク及び復水タンクへの補給は不要である。

### (II) 燃料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約 $230.2\text{k}\ell$ の

重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水タンクへの補給、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5kℓの重油が必要となる。復水タンクへの補給については使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。更に、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約284.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376kℓにて供給可能である。

### (III) 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約490kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kWにて電源供給が可能である。

### (二) 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。こ

のため、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器内温度が緩慢に上昇し、その結果、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を行うことにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、放射性物質の総放出量については、「1.15.7.4(2) a. (a) イ 格納容器過圧破損」において、原子炉容器破損時の1次系圧力については、「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

において、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、「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」において、原子炉格納容器の水素濃度については、「1.15.7.4(2)a.(d) 水素燃焼」において、溶融炉心によるコンクリート侵食については、「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」において評価項目を満足することを確認している。

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

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

以上のことから、1次系強制減圧、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」に対して有効である。

## (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1.15-410図及び第1.15-411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1.15-424図及び第1.15-425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、すべての蒸気発生器への注水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次系圧力及び温度の上昇に伴い加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することにより、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。

このため、炉心溶融開始から10分後となる事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。1次系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、原子炉容器下部プレナム水が喪失することにより、再び低下に転じ、事象発生の約6.7時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次系圧力は2.0MPa以下に抑えられる。

なお、加圧器安全弁が作動している事象発生の約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁は確実に開弁可能である。その後、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかしながら、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによる駆動源喪失に伴う弁閉止の可能性はないことから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開放状態を維持できる。

## II 評価項目等

1次系圧力は、第1.15-424図に示すとおり、原子炉容器破損に至る約6.7時間時点では約1.8MPaであり、原子炉容器破損時点で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、ロ及び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熔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熔融開始が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「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」のハ及びホ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熔融開始及び原子炉容器破損時間が早く、崩壊熱が大きい状態で原子炉下部キャビティに落下し、熔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熔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熔融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用」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」のニに示す評価項目については、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「1.15.7.4(2)a.(d) 水素燃焼」に示す。

なお、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に成功し、熔融物が1次



系圧力2.0MPa以下で原子炉格納容器内に放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、熔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。更に、原子炉下部キャビティに十分な量の注水を行う時間があること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスして1次系圧力は2.0MPa近傍で停滞することから、多くの熔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、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁により1次系を強制的に減圧することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心熔融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始並びに原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開とし、事象発生後の24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

## (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事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さい。このため、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、原子炉容器内の

溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さく、また、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## 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事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなるが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の1

次系圧力は2.0MPaを下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さい。また、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器内における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、原子炉容器内の熔融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さい。更に、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ふ挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の1次系圧

力は2.0MPa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熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早くなる。しかしながら、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa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。本評価事故シナリオにおいては、原子炉容器破損時の1次系圧力は、蓄圧タンクからの注水と熔融炉心の接触による急激な水蒸気生成に伴う1次系の加圧現象、加圧器逃がし弁からの蒸気放出による1次系の減圧現象及び熔融炉心からの熱負荷、破損形態などの原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次系の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と1次系圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態となるため、1次系圧力が2.0MPa近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出に応じて、1次系圧力は低下する。

また、圧力スパイク発生後の1次系の減圧挙動について、原子炉容器下部ヘッドへの熔融炉心落下挙動の不確かさにより1次系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量も1次系圧力に応じて変動することから、1次系の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと、加圧

現象が小さく、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施した。その結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### (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1.15-81表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる炉心崩壊熱及び蓄圧タンク保持圧力並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

##### (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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。更に、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原

原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力よりも高いため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始される。しかしながら、炉心溶融は蓄圧注入の前に生じていること、また、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、代替格納容器スプレイの再開後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## (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、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、熔融炉心の持つエネルギーが減少することにより、炉心熔融開始が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低くなる。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力よりも高いため、1次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始され、その後の1次系圧力の挙動に影響を与える。このため、蓄圧タンク保持圧力の違いが原子炉容器破損時点の1次系圧力に与える影響を確認する観点で、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-426図に示すとおり、1次系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始後の1次系圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心熔融進展及び原子炉容器破損時間が遅くなる。その結果、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.8MPaとなり、2.0MPaを下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次系圧力には影響しないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。



A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなるが、原子炉容器破損時点の1次系圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

## 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による1次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように、操作開始

が早くなる場合は、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始時点の崩壊熱が大きくなることにより事象進展に影響を与えることが考えられることから、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始を10分早くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-427図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.8MPa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くなる。但し、この場合でも、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態が形成されるため、1次系圧力が2.0MPa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、このとき、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が高くなれば、蒸気生成量が増加し1次系圧力が上昇することにより蓄圧注入が停止し、水位が低くなれば、蒸気生成量が減少することにより1次系圧力が低下し、蓄圧タンクからの注水が再開する挙動となる。このため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を10分早く開始した場合でも、1次系圧力挙動については、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始を起点として、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下することにより圧力ピークが生じるまでの1次系減圧挙動は変わらない。一方、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作を10分早く開始することに伴い、炉心崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展するため、1次系圧力挙動に影響を与えられ。しかしながら、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧タンクからの注水が早くなることにより炉心冷却が促進される。このため、事象進展及び原子炉容器破損時間が遅くなることにより、原子

炉容器破損時点の1次系圧力は低下し、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧が遅れた場合の操作時間余裕を炉心溶融開始から20分後に加圧器逃がし弁開放を行う場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### (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。

加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-428図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.9MPaであり、2.0MPaを下回っている。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できる。

## (二) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「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「高圧熔融物放出／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。

## 二 結論

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の小規模の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、その結果、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧等を考慮する。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による原子炉容器破損までに行う加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により1次系圧力を低減することができる。

その結果、原子炉容器破損時の1次系圧力は評価項目を満足している。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「1.15.7.4(2) a. (a) ロ 格納容器過温破損」において、放射性物質の総放出量については、「1.15.7.4(2) a. (a) イ 格納容器過圧破損」において評価項目を満足していることを確認している。更に、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態

を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器の水素濃度については「1.15.7.4(2)a.(d) 水素燃焼」において、熔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) 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認している。

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

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

以上のことから、1次系強制減圧、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧熔融物放出／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熔融燃料－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1.15-382図及び第1.15-383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1.15-387図から第1.15-390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、事象発生約22分後に炉心溶融に至り、事象発生約52分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉下部キャビティに注水される。

また、原子炉容器内水位がなくなることにより、事象発生約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、原子炉格納容器圧力は事象発生約15時間後に低下に転じる。また、事象発生24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内温度は事象発生約26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1.15-389図及び第1.15-390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熔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。また、「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のへに示す評価項目については、「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・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による代替格納容器スプレイにより、熔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、炉心熔融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生の24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生の60分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化



ファンの起動についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

#### (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事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性があるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、

原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## 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事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時

間が30秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉

容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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の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、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS注水機能や格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、その結果、発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊されることにより、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、常設電動注入

ポンプによる代替格納容器スプレイ並びに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することが可能である。

その結果、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「1.15.7.4(2) a. (a) イ 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足していることを確認している。

また、原子炉格納容器の水素濃度については、「1.15.7.4(2) a. (d) 水素燃焼」において、溶融炉心によるコンクリート侵食については、「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、評価項目を満足していることを確認している。

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

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必

要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－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1.15-429図及び第1.15-430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1.15-431図から第1.15-433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1.15-434図及び第1.15-435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開始すると、燃料被覆管温度が上昇することによりジルコニウム－水反応による水素が発生するとともに、事象発生約27分後に炉心溶融が開始する。更に、事象発生約1.1時間後には原子炉容器下部ヘッドへの溶融炉心落下に伴い水素が発生する。

その後、事象発生約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉容器外に流出するが、約1.5時間後に原子炉下部キャビティに溜まった水が原子炉容器の破損口を通して原子炉容器内に逆流する

と、熔融炉心の流出は停止する。その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器外に流出した熔融炉心のジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。

第1.15-434図に示すように、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に低下し、蓄積することはない、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1.15-435図に示すように、1次冷却材配管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に水素濃度が高くなる。1次冷却材配管の破断区画は、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることによるが、その期間は短く、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。一方、原子炉下部キャビティ区画は、解析では原子炉容器破損時の熔融炉心の原子炉下部キャビティ水中への落下に伴う水素発生により水素濃度が上昇することで爆轟領域に入り、その後、熔融炉心による水蒸気発生に伴い、不燃領域へ移動する。しかしながら、実機では気相部に衝撃波を与えるような巨大なエネルギー源はないことから、直接、起爆源から爆轟が生ずることはない。また、国内外における知見を踏まえると、配管やダクトのような細長い体系でないこと、片端又は両端が閉ざされた体系でないこと、火炎が加速するための十分な助走距離がないこと及び火炎に乱れを発生させ火炎を加速させるような障害物がないことから、仮に燃焼が生じたとしても火炎が加速されて爆轟に遷移する可能性はない。事象発生初期においては、各区画の水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度分布は一様となる。



## II 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第1.15-436図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は、第1.15-437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1.15-438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開始が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「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示す。

原子炉格納容器内の水素濃度は、第1.15-434図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム-水反応に伴い発生する水素により上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約12.8vol%で減少に転じ、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、1次冷却材配管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に13vol%を上回るが、「I 事象進展」に示すとおり爆轟に遷移する可能性はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。

全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することにより発生した水素が、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0.497MPaであり、原子炉格納容器の

最高使用圧力の2倍(0.784MPa)を下回る。

「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、格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに溜まる水が少なく、熔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熔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熔融燃料-冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

第1.15-436図及び第1.15-437図に示すように、事象発生の約1.4時間後に原子炉下部キャビティに熔融炉心が落下するが、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、事象発生から約2時間時点において原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔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、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

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「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濃度を低減し、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータに与える影響(MAAPコード)

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなるが、有効性評価では、MAAPコードで得られた水素発生量が、全炉心内ジルコニウム量の75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における水素濃度変化の不確かさとして、水素発生に関する基本的なモデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、有効性評価では、MAAPコードで得られた水素発生量が、全炉心内ジ

ルコニウム量の75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、有効性評価では、MAAPコードで得られた水素発生量が、全炉心内のジルコニウム量の75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかし、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われているため、熔融炉心・コンクリート相互作用が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心及びコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、原子炉下部キャビティの床に堆積した熔融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程で種々の不確かさが考えられることから、「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、熔融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施している。基本ケースでは有意な侵食は発生しな

いが、感度解析の結果、溶融炉心の拡がり面積として、局所的に溶融炉心が堆積することによりコンクリート侵食が開始され水素が発生するが、溶融炉心が冷却されることによりコンクリート侵食が停止し、水素発生も停止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素は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。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外でのジルコニウム－水反応による水素発生に加えて、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタにより水素を処理することで、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は最大約9.5vol%であり、13vol%を下回る。したがって、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響を考慮しても、評価項目を満足する。

### III 評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHICコード)

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びにスプレイ冷却の不確かさとして、NUPEC検証解析により影響程度を確認しており、爆轟領域に最も余裕の小さい区画において、不確かさを考慮しても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「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。

(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られとされる炉心崩壊熱、静的触媒式水素再結合装置の性能及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している水の放射線分解、金属腐食量及びヒドラジンの放射線分解に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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し、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(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、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉容器破損時間等が遅くなり炉内に燃料がとどまる時間が長くなる。このため、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素の量が多くなると考えられるが、水素発生量に対しては全炉心内ジルコニウム量の75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発

生率を補正していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

静的触媒式水素再結合装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。静的触媒式水素再結合装置の性能の変動を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず、炉心損傷時に全炉心内ジルコニウム量の75%が反応したと想定して評価した結果、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は約12.9vol%であり、13vol%を下回る。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、静的触媒式水素再結合装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮し、静的触媒式水素再結合装置が水素濃度5vol%まで起動しないと想定して評価した結果、約1kgの未反応分の水素が発生し、水素濃度としては約0.02vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動し、炉心溶融開始が早まり、水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、発生水素量については、全炉心内ジルコニウム量の75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正しており、更に、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内ジルコニウム量の75%と水が反応したと想定しても、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約12.9vol%であり、13vol%を下回る。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、「1.15.2.4(4)d.(a)ハ 格納容器破損防止対策」に示すとおり

り、重大事故等時に水素濃度上昇を抑制するための設備としてイグナイタを設置する。第1.15-439図にイグナイタの効果に期待する場合の原子炉格納容器内におけるウェット換算の水素濃度の推移を、第1.15-440図にドライ換算の水素濃度の推移を示す。イグナイタの効果は、全炉心内のジルコニウム量の100%と水が反応することによる水素発生量を考慮しても、静的触媒式水素再結合装置の効果と相まって、原子炉格納容器内の水素濃度を13vol%に対して十分下回るよう抑制することが可能である。

水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえ、設定している。水素の生成割合の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水素の生成割合より小さいため、水の放射線分解による水素の生成が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

金属腐食量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している金属腐食量より小さいため、金属腐食に伴う水素生成が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

ヒドラジンの放射線分解による水素の生成については、実機ではよう素除去薬品としてヒドラジンではなく苛性ソーダを添加するため、ヒドラジンの放射線分解による水素は生成されない。したがって、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## 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し、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。

#### (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し、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、操作遅れによる影響はない。

#### (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すること等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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はないことから、操作遅れによる影響及び要員の配置による他の操作に与える影響はない。

#### 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、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「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名である。このため、「1.15.5.1(5) b. (a) ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

##### (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を水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位になるまでの水位としての約1,960m<sup>3</sup>の使用を考慮し、再循環切替水位到達後、格納容器スプレイ再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイ再循環を継続す

ることにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合も同様の対応である。

## II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

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

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

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

## III 電源

外部電源の喪失は想定していない。

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

## 二 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び熔融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生し、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、その結果、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、静的触媒式水素再結合装置を考慮する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。更に、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策等を考慮する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置等により原子炉格納容器内の水素濃度測定を行う。

格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、原子炉格納容器自由体積が大きいため、著しい炉心損傷時にジルコニウム-水反応により短期間に発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の上昇は限定されることから、水素燃焼による原子炉格納容器破損を防止することができる。また、静的触媒式水素再結合装置によって、水の放射線分解等に伴い緩やかに発生する水素を除去すること等により、原子炉格納容器内の水素濃度を低減できる。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次系圧力、原子炉格納容器内の水素濃度及び水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、「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」において、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」において、評価項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、操作遅れによる影響はない。

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

以上のことから、静的触媒式水素再結合装置の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。

(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1.15-382図及び第1.15-383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、ベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-441図及び第1.15-442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22分後に炉心溶融に至り、事象発生の約52分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉下部キャビティに注水される。

また、原子炉容器内水位がなくなることにより、事象発生の約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することにより原子炉下部キャビティ水位が変動する。溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには水量が確保されており、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマツトに有意な侵食は発生しない。

II 評価項目等

ベースマツト侵食深さは、第1.15-442図に示すとおり、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水により、原子炉下部キャビテ

ィに落下した溶融炉心を冷却することから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

「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」のィ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」のハに示す評価項目については、「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による代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することにより溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生後の24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生後の60分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動についても、解

析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

(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事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるため、不確かさは小さい。また、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運



転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態が、コンクリート侵食に与える感度は小さい。また、圧カスパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、「II 評価項目となるパラメータに与える影響」に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、約16cmのコンクリート侵食が発生する。しかしながら、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員

等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析等により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。また、溶融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## 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事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であり、その不確かさは小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであり、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。