

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^3 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值である3号機 $3,100\text{ppm}$ 、4号機 $2,500\text{ppm}$ 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 起回事象

起回事象として、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60m³/h)に余裕を持たせた値である81.8m³/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200m³/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) 26.9m³(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130m³/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ー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140m³/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

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。

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 0.2cm (約 0.07inch)を設定する。また、1次冷却材ポンプ4台からの漏えいを考慮するものとする。

なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の1次系圧力の観点で厳しくなるように、考慮しないものとする。

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) 26.9m³(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130m³/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 $2,000\text{m}^3$ に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力 0.392MPa 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溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

III 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の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と、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ィ水のサブクール度は小さくなり、事象を厳しく評価することとなる。

したがって、本評価事故シーケンスは、「1.15.5.5(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

I 炉心における重要現象

- ・ 崩壊熱
- ・ 燃料棒内温度変化
- ・ 燃料棒表面熱伝達
- ・ 燃料被覆管酸化
- ・ 燃料被覆管変形
- ・ 沸騰・ボイド率変化
- ・ 気液分離・対向流

II 原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

III 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 区画間・区画内の流動
- ・ 格納容器スプレイ冷却
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード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。

また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。

- ・ 区画間・区画内の流動
- ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・ スプレイ冷却
- ・ 水素処理

これらの現象を適切に評価することが可能な熱流動解析コードGOTHICにより、原子炉格納容器内水素濃度等の過渡応答を求める。なお、第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、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係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」に示す熔融炉心・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) 熔融炉心・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

壊熱が大きいため、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」がコンクリート侵食抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは「1.15.5.5(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

I 炉心における重要現象

- ・ 崩壊熱
- ・ 燃料棒内温度変化
- ・ 燃料棒表面熱伝達
- ・ 燃料被覆管酸化
- ・ 燃料被覆管変形
- ・ 沸騰・ボイド率変化
- ・ 気液分離・対向流

II 原子炉容器、1次系、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。

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^2 相当とする。

(III) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面
温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定するものとする。

(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

ブ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、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ーカの効果を考慮し、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 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

1.15.5.8 補助系統又は補機からの放射性物質の放出解析

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価方法

大気中に放出される希ガスの量は、下記条件により評価し、実効線量は「1.15.5.3(8)a.(a)イ 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

(ロ) 評価条件

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气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造物、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造物、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

今後検討

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

「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

「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

「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

「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、燃料エンタルピー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。

燃料エンタルピー及びピーク出力部燃料エンタルピー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ーの最大値は、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 ΔT 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、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が落下した場合を上回る反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第1.15-99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溶融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。

自動又は手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、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で定格出力へ復帰した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

また、制御棒の不整合が生じた場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ニ 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

(I) プラント起動時の異常な希釈

この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約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 ΔT 高」信号により発電用原子炉は自動停止する。この過渡変化は「1.15.7.2(1)a.(a)ロ 出力運転中の制

御棒の異常な引き抜き」と同様に、反応度添加率(約 1.8×10^{-5} ($\Delta K/K$)/s)はこの解析で使っ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 ΔT 高」信号により自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

b. 設計基準事故の解析

(a) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

イ 制御棒飛び出し

(イ) 事故経過の解析

I 解析結果

(I) 中性子束の過渡変化をケースごとに第1.15-101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 $9.4 \times 10^3 \text{kJ}$ 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、炉心の熱除去能力が急激に低下するようなことはない。その結果、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 原子炉冷却材流量の喪失

(イ) 事故経過の解析

I 解析結果

1次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第1.15-108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 ΔT 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ではない。

「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ではない。

「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に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台の高压注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、高压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はなく、原子炉冷却材圧力バウンダリに係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はなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(5) 2次系による熱除去減少に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 主給水流量喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

原子炉圧力を評価した場合の解析結果を第1.15-119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の約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44m³(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はなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(b) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

イ 負荷の喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第1.15-121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係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、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 主給水管破断

(イ) 事故経過の解析

I 解析結果

主給水管破断時の1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第1.15-123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係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。

(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、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(7) 冷却材喪失事故に関する炉心冷却解析

a. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 原子炉冷却材喪失

(イ) 事故経過の解析

I 非常用炉心冷却系性能評価解析－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ので、ディーゼル発電機が「非常用炉心冷却設備作動」信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水タンクのほう酸水を発電用原子炉へ注入する。解析条件1.15.5.3(7)a.(a)イ(イ)I(II)iiiに記したように、このための時間遅れを34秒としているので、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生約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、事故発生の約5分後に、発電用原子炉は安全に自動停止する。

(II) 原子炉トリップ後、1次冷却系の減圧及び2次冷却系への1次冷却材流出により、事故発生の約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 (I-131等価量－小児実効線量換算係数)	約 1.5×10^{11} Bq
	希 ガ ス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 4.6×10^{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 (I-131等価量—小児 実効線量係数換算)	排気筒放出	約 8.0×10^{10} Bq
		地上放出	約 1.6×10^{11} Bq
		合 計	約 2.4×10^{11} Bq
	希 ガ ス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	排気筒放出	約 4.5×10^{13} Bq
		地上放出	約 2.7×10^{12} Bq
		合 計	約 4.8×10^{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 (I-131等価量—小児 実効線量係数換算)	排気筒放出	約 6.0×10^{10} Bq
		地上放出	約 6.2×10^{10} Bq
		合 計	約 1.2×10^{11} Bq
	希 ガ ス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	排気筒放出	約 1.7×10^{13} Bq
		地上放出	約 1.0×10^{12} Bq
		合 計	約 1.8×10^{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、事象発生の約1.2時間後に加圧器逃がし弁から放出される流量を上回ることにより、1次系保有水量は回復に転じる。また、1次系保有水量は増減するが、炉心の冠水状態は維持される。

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係る圧力は、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られとさ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「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係る圧力、原子炉格納容器バウンダリに係る圧力及び温度は、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。

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

事象発生の約54分後に1次系圧力が約1.7MPaに到達し、その状態を維持し、事象発生の70分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、事象発生の80分後に2次系強制冷却を再開する。事象発生の約2.2時間後に、1次系圧力が0.7MPaに到達した段階で、常設電動注入ポンプによる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係る圧力は、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、事象発生の約81時間後に原子炉格納容器内温度100℃に到達後、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱が開始される。格納容器再循環ユニットの除熱能力は、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーである、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、事象発生の約8時

間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、B高压注入ポンプ(海水冷却)による高压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次系は高压で維持される。

事象発生の約1分後にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が開始されることにより蒸気発生器の保有水量は回復する。事象発生の30分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制

冷却を開始し、1次系を減温、減圧することにより、事象発生の約70分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生の約25時間後に1次系圧力が約1.7MPa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。

事象発生の約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係る圧力は、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」より厳しくなることから、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的设计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