

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 起回事象

起回事象として、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 起回事象

起回事象として、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、 $450\text{m}^3/\text{h}$ 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ピット戻り配管の約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、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3,100ppm、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質量が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることを確認する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）に係る重要現象は以下のとおりである。

(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」の二に従い、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は、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次系圧力が高圧で熔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熔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2,000m³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) 高圧熔融物放出／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畳を考慮する。

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

本評価事故シーケンスにおいて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気

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ため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しい。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pray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、火炎の下方伝播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溶融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

III 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 区画間・区画内の流動
- ・ 格納容器スプレイ冷却
- ・ 水素濃度変化
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

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

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) 熔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) 熔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、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が

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放射性物質は、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ジラインは、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、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事により低下する。

燃料エンタルピー及び原子炉圧力の最大値はそれぞれ約367kJ/kg・UO₂及び約17.0MPa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

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、燃料エンタルピーは燃料の許容設計限界を十分下回っており、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

ることではなく、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き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、過渡現象発生の約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、燃料中心温度の変化を第1.15-94図に示すが、その最高値は約2,140℃である。

制御棒クラスタ引抜き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、過渡現象は変化率が小さいため長くなるが、過渡現象発生の約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 $5.0 \times 10^{-5} (\Delta K/K)/s$ とした場合の変化を第1.15-96図に示すが、その最高値は約2,300℃である。

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。

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。

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1.15-98図及び第1.15-99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現象の発生直後急減し、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、「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53分を要し、臨界に至るまでに更に約12分を要する。したがって、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。

異常の原因を除去した後、発電用原子炉はほう素の濃縮及び通常の運転操作により冷態停止状態に移行することができる。

(II) 出力運転時の異常な希釈

発電用原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、更に希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約16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抜き」と同様に、反応度添加率はこの解析で使用する範囲に含まれており、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る。また、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され、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) 解析結果の一覧表を第1.15-87表に示す。また、中性子束及び燃料エンタルピー[®]の変化をケースごとに第1.15-100図～第1.15-103図に、原子炉圧力の変化を第1.15-104図及び第1.15-105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 0.8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) 燃料エンタルピー[®]及びピーク出力部断熱燃料エンタルピーの最大値は、いずれもサイクル末期高温零出力で生じ、それぞれ約586kJ/kg・UO₂及び約517kJ/kgUO₂である。

原子炉圧力の最大値は、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) 高温全出力のケースでは、DNBRが許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対

する割合は次のとおりとなる。

サイクル初期 約13%

サイクル末期 約12%

また、燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約2,634℃、サイクル末期約2,445℃であり、溶融点未満である。

高温零出力のケースでは、燃料エンタルピーの最大値はサイクル末期の約586kJ/kg・UO₂であり、燃料の許容設計限界712kJ/kg・UO₂を超えないので、燃料棒は破損しない。

なお、燃焼の進んだ燃料については、ピーク出力部断熱燃料エンタルピーで燃料被覆の破損を判定するが、その目安値356kJ/kg・UO₂を上回る燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は、

サイクル初期 0%

サイクル末期 約 6%

であり、上に述べた高温全出力のケースの破損燃料棒割合の値より小さい。

(ロ) 結論

燃料エンタルピーの最大値は約586kJ/kg・UO₂であり、圧力波発生限界値963 kJ /kg・UO₂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1.15-106図に示す。1次冷却材流量の低下により「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秒に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、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1.15-107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1.47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され、最小DNBRは約1.47にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかで、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。

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1.15-108図に示す。1次冷却材流量の低下により「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1.28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され、最小DNBRは約1.28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。

(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1.15-109図に示す。原子炉出力は、「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。燃料中心温度の最高値は約2,240℃である。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1.15-110図に示す。原子炉出力はほぼ初期値に保たれるが、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、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1.15-111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。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「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約99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ではない。

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事はない。

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1.15-112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1.15-113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状態に対しても、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解析結果を第1.15-114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秒で達する事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事ともなって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%にとどまり、最小DNBRは約3.2である。また、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、燃料中心温度も熔融点未満である。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なく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ハ 蒸気発生器への過剰給水

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

解析結果を第1.15-115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、「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1.15-116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。

(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1.44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ことにより、1次冷却系の冷却がとまり炉心は、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、一旦は下降するが、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1.44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、原子炉圧力も設計圧力の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1.44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

解析結果を第1.15-118図に示す。発電用原子炉は「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次冷却材温度及び原子炉圧力は減少に向う。

加圧器保有水量の評価では、発電用原子炉は「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。この時の加圧器保有水量の過渡変化を第1.15-119図に示すが、加圧器は満水になることはない。(最大で約84%)

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1.15-120図に示す。原子炉圧力が、「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値まで上昇し、約11秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。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し、圧力上昇が抑えられる。

原子炉停止の遅れと、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁の不作動を仮定しているため、2次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が作動する。この蒸気放出により1次冷却系の除熱がなされる。

加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第1.15-121図に示す。原子炉圧力が、「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値まで上昇し、約8秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。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には影響を与えない。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1.15-122図に、最小DNBRの変化を第1.15-123図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが、発電用原子炉は約18秒で「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事により停止し、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の発生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まで上昇し、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はなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(6) 電力供給喪失の解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 外部電源喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

最小DNBRは約1.47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。

第1.15-88表に示すように、流出係数0.6の場合が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。

流出係数0.6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1.15-124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1.15-125図に、原子炉格納容器圧力の変化を第1.15-126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1.15-127図に示す。

i 炉心圧力及び炉心流量の変化

第1.15-124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秒後には炉心内の水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」信号により破断発生約1秒後に発せられる「非常用炉心冷却設備作動」信号により作動する。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ピットの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、下部プレナムから炉心に入る水の速度（炉心再冠水速度）
は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通して放出される際の流路の
摩擦圧損と、炉心部とダウンコ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
けられる。

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310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950℃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1%以下に抑えられる。燃料被覆管の温度が約950℃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。

最も厳しい結果を与える低温側配管口径約25.4cm相当のスプリット破断及び気相部破断について以下に述べる。

i 低温側配管スプリット破断

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第1.15-128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1.15-129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秒後に発電用原子炉は自動停止する。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0.2%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1.15-130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

「1.15.7.2(7)a.(a)イ(イ)I 非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断－」において、第1.15-88表に示すとおり、熱流束熱水路係数が2.32の場合には燃料被覆管の最高温度は約950℃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1%以下及び0.3%以下であり十分小さい。更に、第1.15-127図に示すとおり、燃料被覆管の熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度はピーク値を過ぎた後低下し続け、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。

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0.2%及び0.2%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1.15-131図に示す。1次冷却材が2次冷却系へ流出するに伴い、加圧器水位及び原子炉圧力が低下し、「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10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) 運転員操作による事故発生後約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隔離、原子炉トリップ信号発信後15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30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。

また、1次冷却系圧力は再び上昇するが、事故発生後約35分の非常用炉心冷却設備の停止並びにその後の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による1次冷却系の除熱及び減圧操作の継続により、事故発生後約37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。

以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、補助給水、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は約1.45であり、新たな燃料破損は生じない。

(V) 1次冷却材の2次冷却系への流出量は、第1.15-131図に示すように約54tである。破損側蒸気発生器から大気中へ放出される蒸気量は約21t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1.15-132図及び第1.15-133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 6.8×10^{10} Bq
	希 ガ ス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.9×10^{14} Bq
実 効 線 量		約0.12mSv

(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、事故を収拾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1.15-134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、約8秒に「原子炉格納容器圧力異常高」原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信され、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1.15-135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は次表のとおりである。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第1.15-136図及び第1.15-137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0.072mSv

(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0.081mSv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1.15-138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0.032mSv

(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1.15-140図から第1.15-149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1.15-150図及び第1.15-151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1.15-148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1.15-140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1.15-140図及び第1.15-149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1.15-152図から第1.15-156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1.15-157図から第1.15-162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1.15-163図から第1.15-168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。

(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

燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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。

二 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1.15-169図から第1.15-179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1.15-180図から第1.15-185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1.15-186図及び第1.15-187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1.15-179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1.15-169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1.15-186図及び第1.15-187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1.15-188図及び第1.15-189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1.15-169図から第1.15-171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1.15-190図から第1.15-198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1.15-199図から第1.15-204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1.15-198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1.15-190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1.15-190図及び第1.15-191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と考えられる炉心崩壊熱及びRCPシール部からの漏えい率並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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1.15-188図及び第1.15-189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1.15-205図から第1.15-208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1.15-209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1.15-210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

燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット水位が水位異常低警報値となるまでの水量である約1,960m³を使用し、事象発生後約67.5時間の注水継続が可能である。事象発生約59時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

復水ピット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、復水ピット枯渇までの水量約1,020m³の使用を考慮し、事象発生後約16.6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、復水ピット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、復水ピット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

大容量空冷式非常用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2,560kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式非常用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。

二 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1.15-211図から第1.15-216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1.15-217図から第1.15-221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。

燃料取替用水ピット水位が低下し、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1.15-220図及び第1.15-221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1.15-216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1.15-211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1.15-218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と考えられる炉心崩壊熱、破断口径、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び標準値として設定しているA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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1.15-222図及び第1.15-223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1.15-224図及び第1.15-225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1.15-226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

燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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。

二 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1.15-227図から第1.15-233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1.15-234図から第1.15-238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1.15-229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1.15-233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1.15-228図及び第1.15-229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1.15-239図から第1.15-245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1.15-246図から第1.15-250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1.15-241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1.15-245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1.15-240図及び第1.15-241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。

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、ドブブ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。

ドブプラ特性の取替炉心ごとの変動を考慮し、最確条件のドブ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ブプラ特性と大きく変わらないため、ドブ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1.15-251図及び第1.15-252図に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 18.5MPa 、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 18.7MPa 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1.15-253図及び第1.15-254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

復水ピット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、復水ピットが枯渇するまでの水量約1,020m³の使用を考慮し、事象発生後約16.6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、事象発生後約18時間後から使用可能となるため、復水ピット枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約1.4時間は、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水ピットへの淡水(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、復水ピット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、復水ピット枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約1.4時間は、常設設備により復水ピット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ピット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、復水ピット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1.15-255図から第1.15-261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1.15-262図から第1.15-264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16秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入機能の喪失を想定することから、1次系保有水量が減少することより炉心が一時的に露出し、燃料被覆管温度は上昇する。事象発生の約5.9分後に1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、炉心は再び冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。

更に、ECCS作動信号発信の10分後である事象発生の約10分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するが、蓄圧注入による1次系保有水量の回復に伴い1次系圧力の低下が抑制され、蓄圧注入が

一時的に停止することにより炉心水位が低下し、事象発生約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1.15-261図に示すとおり、事象発生約22分後に約581℃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1.15-255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1.15-257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1.15-265図から第1.15-271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1.15-272図から第1.15-274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1.15-271図に示すとおり、事象発生約16分後に約891℃に到達した後に再冠水することにより低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約1.7%にとどまることから、15%以下となる。

1次系圧力は第1.15-265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1.15-267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1.15-275図から第1.15-281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1.15-282図から第1.15-284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1.15-281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1.15-275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1.15-277図に示すように、事象発生後180分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約7.2時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

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と考えられる炉心崩壊熱及び破断口径に関する影響評価並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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1.15-285図から第1.15-287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1.15-288図から第1.15-290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1.15-291図から第1.15-296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1.15-297図から第1.15-302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

燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に対して有効である。

(g) ECCS 再循環機能喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-37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1.15-303図から

第1.15-310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1.15-311図から第1.15-314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。

燃料取替用水ピット水位が低下し、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1.15-310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1.15-303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1.15-313図及び第1.15-314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1.15-312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と考えられる炉心崩壊熱及び破断口径に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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、燃料取替用水ピットの水位低下が早くなることから、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットの水位低下が遅くなることから、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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1.15-315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1.15-316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1.15-317図及び第1.15-318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

燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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。

二 結論

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」では、燃料取替用水ピットを水源とした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1.15-319図から第1.15-330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1.15-331図及び第1.15-332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1.15-330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1.15-319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1.15-319図及び第1.15-320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1.15-333図から第1.15-342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1.15-343図から第1.15-345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 ΔT 高」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約6分後の主蒸気逃がし弁作動と同時に破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁の開固着を想定しているため、1次系温度及び圧力が低下することにより、事象発生の約8分後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始され、1次系保有水量は回復に転じる。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

原子炉トリップ信号発信の10分後である事象発生の約15分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始し、その約2分後に隔離操作を終了する。しかしながら、破損側蒸気発生器の減圧が継続するため、破損側蒸気発生器の隔離操作の終了時点から健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するとともに、加圧器水位の回復と1次系からの漏えい量抑制のため、事象発生の約27分後に加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行い、事象発生の約36分後に高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えを行う。

その後、事象発生の約2.3時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することにより1次系圧力は低下し、1次系圧力と破損側蒸気発生器2次側圧力が平衡になった時点で、1次冷却材の漏えいは停止する。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-342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1.15-333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1.15-333図及び第1.15-334図に示すように、事象発生後4時間時点においても1次系圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生の約4.5時間後に低温停止

状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系の接続に失敗した場合においても、充てん系によるフィードアンドブリードを行うとともに、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSS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されていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ得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1.15-346図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、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ピット枯渇までに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1.15-346図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、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ピット枯渇までに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1.15-347図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、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ピット枯渇までに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1.15-347図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、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ピット枯渇までに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、復水ピット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ピット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

ピットへの補給は不要である。

また、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、復水ピット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ピットへの補給は不要である。

また、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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。

二 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1.15-348図から第1.15-356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、事象発生後の50分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が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1.15-349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、原子炉容器蓋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1.15-356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1.15-353図及び第1.15-355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、燃料取替用水ピット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、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1.15-352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と考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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1.15-357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

燃料取替用水ピットを水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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。

二 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、原子炉容器蓋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1.15-358図から第1.15-366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、事象発生の50分後に常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量がつりあうことにより、1次系保有水量を確保することができる。

II 評価項目等

炉心上端ボイド率は、第1.15-359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ではなく、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、原子炉容器蓋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を上回ることではなく、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1.15-366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1.15-363図及び第1.15-365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、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

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1.15-362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と考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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1.15-367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

燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット水位が水位異常低警報値となるまでの水量である約1,960m³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

ピット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2,560kW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。

二 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で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、原子炉容器蓋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1.15-368図から第1.15-377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1.15-369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、原子炉容器蓋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1.15-377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1.15-374図及び第1.15-376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、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器スプレイ冷却器による冷却を継続することにより、長期的に原子炉の安定状態を維持できる。また、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

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1.15-373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1.15-378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

燃料取替用水ピットを水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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、原子炉容器蓋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1.15-379図に示

すとおろ、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、原子炉容器蓋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

による事象発生を検知及び判断に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。

二 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、原子炉容器蓋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1.15-380図及び第1.15-381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1.15-382図から第1.15-384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1.15-385図から第1.15-389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、事象発生の約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の約52分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器

内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、原子炉容器内水位がなくなることにより、事象発生約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1.15-385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1.15-386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1.15-382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1.15-389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1.15-387図及び第1.15-388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1.15-385図及び第1.15-386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1.15-390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1.15-391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。

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

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。

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及び熔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、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た。

第1.15-392図及び第1.15-393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、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであること

から、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。

第1.15-392図及び第1.15-393図に示すとおり、約16cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されるため、コンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものであり、十分小さい。また、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析においても水素の追加発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度である。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高大使用圧力の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1.15-394図から第1.15-399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1.15-400図及び第1.15-401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1.15-402図及び第1.15-403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1.15-404図及び第1.15-405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、事象発生から60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-406図及び第1.15-407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、解析上は事象発生から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 $4,000\text{m}^3$ となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として20分程度は確保できる。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動の時間余裕を確認するため、操作開始が10分から20分遅れた場合の感度解析を実施した。その結果、操作開始が10分から20分程度遅れた場合、Cs-137の放出量は10～30%程度増加するが、評価項目に対して余裕は確保できるため、操作時間余裕として事象発生から80分程度は確保できる。

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150m³/hでの代替格納容器スプレイを想定して、約3,480m³の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水ピットは、約1,960m³の使用が可能である。また、事象発生約12時間後までに復水ピットとの連

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)又は海水を復水ピット経由で燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット及び復水ピット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、復水ピットへの補給、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。復水ピット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1.15-408図及び第1.15-409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1.15-410図及び第1.15-411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1.15-412図から第1.15-415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、本評価事故シーケンスでは、1次系圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいとして、RCPシール部からの漏えいのみを想定していることから、1次系が高温となり、原子炉容器蓋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1.15-412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1.15-413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1.15-414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1.15-412図及び第1.15-413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1.15-416図及び第1.15-417図に示すとおり、事象発生から約3.6時間後の代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号機の設計値（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1.15-418図及び第1.15-419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1.15-420図及び第1.15-421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4,000m³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の冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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) 二 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、燃料取替用水ピットは、約 $1,960\text{m}^3$ の使用が可能である。また、事象発生約14時間後までに復水ピット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)又は海水を復水ピット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、燃料取替用水ピット及び復水ピット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、復水ピットへの補給、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。復水ピット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「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) 高圧熔融物放出／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1.15-408図及び第1.15-409図と同様である。高圧熔融物放出／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1.15-422図及び第1.15-423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1.15-422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溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」と同様である。

「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイに示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融開始が早く、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。

なお、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に成功し、溶融物が1次

系圧力2.0MPa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、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始並びに原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開とし、事象発生の24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

(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、炉心熔融開始が早くなる。このため、炉心熔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、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

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。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早くなる。しかしながら、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次系圧力は2.0MPaを下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次系圧力は、蓄圧タンクからの注水と溶融炉心の接触による急激な水蒸気生成に伴う1次系の加圧現象、加圧器逃がし弁からの蒸気放出による1次系の減圧現象及び溶融炉心からの熱負荷、破損形態などの原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次系の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と1次系圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態となるため、1次系圧力が2.0MPa近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出に応じて、1次系圧力は低下する。

また、圧力スパイク発生後の1次系の減圧挙動について、原子炉容器下部ヘッドへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量も1次系圧力に応じて変動することから、1次系の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと、加圧

現象が小さく、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施した。その結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa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と考えられる炉心崩壊熱及び蓄圧タンク保持圧力並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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

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1.15-424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1.15-425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、熔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とされる。しかしながら、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧タンクからの注水が早くなることにより炉心冷却が促進される。このため、事象進展及び原子炉容器破損時間が遅くなることにより、原子

炉容器破損時点の1次系圧力は低下し、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa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1.15-426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1.15-380図及び第1.15-381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1.15-385図から第1.15-388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1.15-387図及び第1.15-388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。

(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。

(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の冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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疊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、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可能である。

その結果、熔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熔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、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1.15-427図及び第1.15-428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1.15-429図から第1.15-431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1.15-432図及び第1.15-433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熔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、熔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1.15-432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、蓄積することではなく、事象発生から25時間時点においても低下傾向となる。

また、第1.15-433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1.15-434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1.15-435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1.15-436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1.15-432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1.15-434図及び第1.15-435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、熔融炉心の拡がり面積として、局所的に熔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、熔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、熔融炉心・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、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と考えられる炉心崩壊熱、静的触媒式水素再結合装置の性能及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している水の放射線分解、金属腐食量及びヒドラジンの放射線分解に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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1.15-437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1.15-438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

燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位になるまでの水位としての約1,960m³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、燃料取替用水ピット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、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1.15-380図及び第1.15-381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1.15-439図及び第1.15-440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1.15-440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

ィに落下した熔融炉心を冷却することから、ベースマツ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、「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熔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、細粒化された熔融炉心の冷却状態が、コンクリート侵食に与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔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、熔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熔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熔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。

炉心損傷後の熔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、熔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、熔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、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、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの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。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び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、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－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、細粒化された熔融炉心の冷却状態が、コンクリート侵食に与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔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、熔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熔融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせたケースについて感度解析を行った。なお、水中での熔融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。

落下時に細粒化などにより熔融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりが小さい場合には、約16cmのコンクリ

ート侵食が発生する。しかしながら、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることによりコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、熔融炉心の拡がり小さい場合、拡がり面積は約14.5m²となるが、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いと、熔融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する場合がある。解析上は、保守的にライナプレートがないと仮定し、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は、約16cmのコンクリート侵食が発生する。

一方、落下時に冷却されず、高温のまま原子炉下部キャビティ床に到達する場合、熔融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約5mmのコンクリート侵食が発生する。

しかしながら、いずれのケースにおいても実機では熔融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリートが侵食されてギャップが形成されることにより熔融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食は更に小さく抑えられると考えられる。

以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響はない。

炉心損傷後の熔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、熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動につ

いて妥当に評価できる。このため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(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1.15-84表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、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と考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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、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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心のエネルギーが減少し、原子炉容器破損時間が遅くなる。このため、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ

水量は多くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響を確認する観点で、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間はLOCAの発生を操作の起点として現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生後約52分後とした。その結果、第1.15-441図から第1.15-446図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの熔融炉心落下時に原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマツトに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- ・ 1次冷却材高温側配管 全ループ破断
- ・ 1次冷却材低温側配管 全ループ破断
- ・ 原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）

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、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際の原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した熔融炉心の冷却が促進される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子

炉格納容器の圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉容器破損時間には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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の要員の配置による他の操作に与える影響については、「1.15.7.4(2) a. (a) イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から30分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、1次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉下部キャビティの水位上昇が早くなることから評価項目に対する余裕が大きくなるが、1次冷却材の流出流量については「1.15.7.4(2) a. (a) イ(ロ) I(II) ii 評価項目となるパラメータに与える影響」について事象発生から約52分で操作開始する場合の影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与

える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水が遅れた場合の操作余裕時間を事象発生から60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及びアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動に係る不確かさの影響評価については、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で大きな影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約8分遅く、事象発生から60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-447図及び第1.15-448図に示すとおり代替格納容器スプレイ開始が約8分遅くなった場合でも原子炉容器破損時の原子炉下部キャビテ

ィ水位は0.9m程度であり、原子炉下部キャビティ水位が十分に存在する。
このため、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及びアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動に係る操作余裕時間については、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(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、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されと考えられることから、実際の侵食は更に小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用

いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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「熔融炉心・コンクリート相互作用」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「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

ニ 結論

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し、熔融炉心からの崩壊熱や化学反

応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することにより、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シナリオ「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を行うことにより、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心の冷却並びに原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した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、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、原子炉格納容器内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、評価項目を満足して

いることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されることが考えられることから、実際の侵食は更に小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

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

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

以上のことから、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。

(3) 炉心熔融を伴う設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

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

(1) 使用済燃料プールに関連する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故解析

「1.15.7.5(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析」を参照。

(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析

a. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故1

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

想定事故1の事象進展を第1.15-58図に示す。

I 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約13時間で100℃に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。更に、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第1.15-449図に示すとおり事象発生から約2.1日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分(約0.3日)後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間である約2.1日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る

容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

II 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.966であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生約8時間55分後には使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

ロ 評価条件の不確かさの影響評価

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

想定事故1は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異がある使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水とする。

(イ) 評価条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-85表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目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と考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び水位（初期水位）並びに使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピットの水溫上昇及び水位低下は遅

くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水位の変動を考慮し、最確条件の初期水位を用いた場合、評価条件として設定している初期水位より高くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水溫上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水溫上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期

水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(ハ) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期水位の変動を考慮し、最確条件の初期水位を用いた場合、評価条件として設定している初期水位より高くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-59図に示すとおり、現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(ロ) 操作時間余裕の把握

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

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「1.15.7.5(2)a.(a)イ(イ)有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約2.1日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から7時間50分(約0.3日)に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

(ハ) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水温の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水温の変動を考慮し、初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.9日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生7時間50分(約0.3日)後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.5日短い約1.6日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生7時間50分(約0.3日)後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の違いが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(二) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、重大事故等対策要員による使用済燃料補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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

想定事故1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(5)a.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり40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

想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

I 水源

淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ間欠的に注水を行う。

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。

取水用水中ポンプ及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水並びに使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「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

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、電源を必要としない。

なお、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は、設計基準事故時に想

定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機により電源供給が可能である。

二 結論

想定事故1「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下し、やがて燃料体等は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、短期及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故1について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必

要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故1「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」に対して有効である。

(b) 想定事故2

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を第1.15-61図に示す。

I 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約11時間で100℃に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。更に、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第1.15-450図に示すとおり事象発生から約1.4日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分(約0.3日)後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間である約1.4日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る

容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

II 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.966であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生7時間50分後には使用済燃料ピット冷却系出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

ロ 評価条件の不確かさの影響評価

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

想定事故2は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料ピット水位を起点に注水準備を開始する使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水とする。

(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1.15-86表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えと考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱、初期水温及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、崩壊熱、初期水温及び隣接するピットの状態を最確条件とした場合、使用済燃料ピットの水溫上昇及び水位低下時間は変動する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

による使用済燃料ピットへの注水準備は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始するが、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に到達するまでの時間は考慮しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(ハ) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-62図に示すとおり、現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位への到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(ロ) 操作時間余裕の把握

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

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

操作の実施時間に対する時間余裕については、「1.15.7.5(2)a.(b)イ(イ)有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約1.4日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から7時間50分(約0.3日)に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

(ハ) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水溫上昇及び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水溫の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水溫の変動を考慮し、初期水溫を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水溫の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水溫40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.2日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分(約0.3日)後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水溫の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水溫の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水溫を100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は、初期

水温40℃の場合と比較して約0.5日短い約22時間となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の7時間50分(約0.3日)後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定との差異が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(二) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、重大事故等対策要員による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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

想定事故2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(5)b.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり40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

想定事故2において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.7.5(2)a.

(a) 想定事故1」と同様である。

二 結論

想定事故2「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」では、使用済燃料ピット冷却系配管の破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳するため、やがて燃料体等は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、短期及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故2について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、「1.15.7.5(2)a.(a) 想定事故1」と同様であり供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故2「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」に対して有効である。

1.15.7.6 燃料取扱い事象の解析結果

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 燃料集合体の落下

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地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1.15-451図及び第1.15-452図に示す。

評 価 項 目		評価結果
放出量	よう素 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	約 6.4×10^{10} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 4.7×10^{12} Bq
実 効 線 量		約0.030mSv

ロ 結論

燃料集合体の落下を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、
周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

1.15.7.7 補助系統又は補機からの放射性物質の放出の解析結果

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価結果

この事故によって原子炉補助建屋内に放出される希ガスの量及び敷
地等境界外における最大の実効線量は次表のとおりである。また、希
ガスの大気放出過程を第1.15-453図に示す。

評 価 項 目	評価結果
希ガスの放出量(γ線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.2×10^{14} Bq
実 効 線 量	約0.066mSv

ロ 結論

放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、核分裂生成物の
放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えるこ
とはない。

1.15.7.8 内部・外部ハザードの解析結果

「1.15.5.9 内部・外部ハザードの解析」を参照。

1.15.7.9 確率論的安全解析結果

「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。

1.15.7.10 結論

結論については、前項での各結論を参照。

第1.15-1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連

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

第1.15-2表 重要事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)(1/2)

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

※:()は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第1.15-2表 重要事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)(2/2)

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

※:()は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第1.15-3表 評価事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故)(1/4)

格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	最も厳しいPDSの考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	・SED ・SLW ・TED ・SEW ・TEW ・AED ・AEW	AED	・破断規模の大きい大中破断LOCA(A**)が、原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しい。 ・ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への水の持ち込みのない(**D)が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある(**W)に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	・SED ・SLW ・TED ・SEW ・TEW ・AED ・AEW	TED	・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない(**D)が、原子炉格納容器内の温度上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 ・原子炉圧力容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA(S**)、過渡事象(T**)が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・補助給水による冷却がない(T**)が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・SED ・SEI ・TEI ・SLI ・TED ・SLW ・TEW ・SEW	TED	・1次系の圧力が高く維持される過渡事象(T**)が、1次系減圧の観点から厳しい。 ・2次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失はTEDに含まれる。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	・AEI ・SLI ・AEW ・SLW ・SEI ・SEW	AEW	・事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きい大中破断LOCA(A**)が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内の冷却がない(**W)が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。
水素燃焼	・TEI ・TEW ・SED ・SEW ・AEI ・AEW ・SEI ・SLW ・SLI ・AED ・TED	AEI	・格納容器スプレイの作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから(**I)のPDSがより厳しい。 ・炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とすると、各PDSで炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい(A**)が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。
溶融炉心・コンクリート相互作用	・TEI ・AED ・TED ・SLI ・SED ・SLW ・TEW ・AEW ・AEI ・SEW ・SEI	AED	・事象進展が早い大中破断LOCA(A**)が、原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きく、溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しい。 ・1次系圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない(A**)が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の量を多くするため厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない(**D)が、溶融炉心を冷却せず、コンクリート侵食抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。

PDS:プラント損傷状態

第1.15-3表 評価事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故)(2/4)

補足:PDSの分類記号

事故のタイプと1次系圧力		炉心損傷時期		原子炉格納容器内事象進展(原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段)	
分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明
A	1次系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象:大中破断LOCA)	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。	D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
S	1次系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象:小破断LOCA)	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。	W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象:過渡事象)			I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。(起因事象:蒸気発生器伝熱管破損)			C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。(起因事象:インターフェイスシステムLOCA)				

第1.15-3表 評価事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故)(3/4)

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

※1:()は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

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

第1.15-3表 評価事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故)(4/4)

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

※1:()は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※2:原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮し、常設電動注入ポンプ^①による代替格納容器スプレイによる注入を想定する。

※3:常設電動注入ポンプ^②を用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

第1.15-4表 重要事故シーケンスの選定(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

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

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

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

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

第1.15-5表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。 ECCS作動信号等が発信する場合には、信号発信及び信号発信による補機の自動作動を確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
蒸気発生器除熱機能喪失の判断及び除熱機能維持操作	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動失敗等により、補助給水流量が喪失し、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 ³ /h未満となれば、蒸気発生器除熱機能喪失と判断するとともに、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ機能の回復操作及び電動主給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による除熱機能の維持操作を行う。 補助給水ポンプ、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水が不能の場合に備えて、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水ピット】	—	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位
1次系のフィードアンドブリード開始	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。	燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(狭域) 蒸気発生器広域水位 燃料取替用水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-5表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
蓄圧注入系作動の確認	1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力
蒸気発生器除熱機能回復の判断	いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ、蒸気発生器狭域水位計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の除熱機能が回復したと判断し、蒸気発生器による炉心冷却を開始する。 蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合は、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水ピット】 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】	—	【1次冷却材高温側温度(広域)】 【1次冷却材低温側温度(広域)】 【1次冷却材圧力】 【加圧器水位】 【蒸気発生器広域水位】 【蒸気発生器狭域水位】 【補助給水流量】 【主蒸気ライン圧力】 【復水ピット水位】
余熱除去系による炉心冷却への切替え	蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合であっても、1次冷却材圧力計指示が2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が177℃未満となり、余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転を確認する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
1次系のフィードアンドブリード停止及び蓄圧タンク出口弁閉止	余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば、加圧器逃がし弁を閉止し、フィードアンドブリードを停止する。 1次系圧力が安定していることを確認後、蓄圧タンク出口弁を閉止し、ECCS停止条件を満足すれば、高圧注入ポンプを停止する。 以降、長期対策として、余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-6表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について(1/6)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の確認	外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、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(安全防护系用)による非常用直流母線への給電を確認する。	蓄電池(安全防护系用)	—	—
プラントトリップの確認	全交流動力電源喪失の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 また、主蒸気ライン隔離を行い、主蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの徴候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器による炉心冷却を行う場合、2次冷却材喪失又は蒸気発生器細管漏えいの徴候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により炉心冷却を行う。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力

第1.15-6表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について(2/6)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	蒸気発生器の水位低下等によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が125m³/h以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。	タービン動補助給水ポンプ 復水ビット	—	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ビット水位
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ビットへの供給、使用済燃料ビットへの注水確保、使用済燃料ビット周辺線量率計の設置、使用済燃料ビット水位計(広域)〔使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	大容量空冷式発電機※ 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク(ビット) 補給用 水中ポンプ 使用済燃料ビット補給用 水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	—

※:外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第1.15-6表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について(3/6)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断 及び対応準備	1次冷却材圧力の低下等により1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合又は全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。 対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×10^5 mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。	常設電動注入ポンプ^① 【B充てんポンプ(自己冷却)】 タービン動補助給水ポンプ^② 復水ピット	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位

【 ① 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-6表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について(4/6)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
2次系強制冷却	現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、1次冷却材圧力計指示1.7MPa(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ピットへの供給を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク(ピット)補給用 水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
蓄圧注入系作動の確認	1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力
1次冷却材ポンプ封水関連の隔離	充てんポンプ起動時のRCPシール温度急変等を防止するために、RCPシール関連の隔離操作を行う。	—	—	—
格納容器隔離弁の閉止	ECCS作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。	—	—	—
直流電源負荷切離し	大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池(安全防護系用)に加え、蓄電池(重大事故等対処用)を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。	蓄電池(安全防護系用) 蓄電池(重大事故等対処用)	—	—
蓄圧タンク出口弁閉止	大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、1次冷却材圧力計指示が1.7MPaであることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力

第1.15-6表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について(5/6)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
2次系強制冷却の再開	1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃を目標に、タービン動補助給水ポンプ ⁷ 及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば1次系温度の維持を行う。	タービン動補助給水ポンプ ⁷ 復水ヒット ⁷ 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ ⁷ 復水タンク(ヒット)補給用水中ポンプ ⁷ 水中ポンプ ⁷ 用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ヒット水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	大容量空冷式発電機等により電源が供給されるとともに、常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa(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ヒットを水源とした常設電動注入ポンプ ⁷ による代替炉心注水を行う。但し、常設電動注入ポンプ ⁷ 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 ⁷ 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 ⁷ 燃料取替用水ヒット ⁷ 【B充てんポンプ(自己冷却)】	—	AM用消火水積算流量 余熱除去流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水ヒット水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンプへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するために蓄電池室排気ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	【窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)】	—
中央制御室非常用循環系の起動	中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。	中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-6表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について(6/6)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	LOCAが発生している場合、長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニットへの冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)
高圧再循環	LOCAが発生している場合、長期対策として移動式大容量ポンプ車によるB高圧注入ポンプ(海水冷却)への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始する。また、燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。	B高圧注入ポンプ(海水冷却) 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 燃料取替用水ピット水位
蒸気発生器による炉心冷却の継続	LOCAが発生していない場合、長期対策としてタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器による炉心冷却を継続的に行う。	タービン動補助給水ポンプ 【電動補助給水ポンプ】 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
原子炉補機冷却海水系の復旧	設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、LOCAが発生する場合には充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行い、LOCAが発生しない場合には余熱除去系による炉心冷却を行う。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7表 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について(1/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認	原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉手動トリップを行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 原子炉補機冷却水サージタンク水位
補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	蒸気発生器の水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が125m ³ /h以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。	【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水ビット	—	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ビット水位
原子炉補機冷却機能、制御用空気供給機能の回復及び対応準備	原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行うとともに、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ビットへの供給、使用済燃料ビットへの注水確保、使用済燃料ビット周辺線量率計の設置、使用済燃料ビット水位計(広域)[使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム含む]の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク(ビット)補給用 水中ポンプ 使用済燃料ビット補給用 水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7表 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について(2/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断 及び対応準備	1次冷却材圧力の低下等により1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合又は補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。 原子炉補機冷却機能喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。 対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×10^5 mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。	常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ(自己冷却)】 【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水ピット	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7表 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について(3/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
2次系強制冷却	現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、1次冷却材圧力計指示1.7MPa(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ピットへの供給を行う。	【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
蓄圧注入系作動の確認	1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力
1次冷却材ポンプ封水関連の隔離	充てんポンプ起動時のRCPシール温度急変等を防止するために、RCPシール関連の隔離操作を行う。	—	—	—
格納容器隔離弁の閉止	ECCS作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。	—	—	—
蓄圧タンク出口弁閉止	1次冷却材圧力計指示が1.7MPaであることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力
2次系強制冷却の再開	1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃を目標に、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば1次系温度の維持を行う。	【電動補助給水ポンプ】 タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7表 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について(4/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa(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ピット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 燃料取替用水ピット 【B充てんポンプ(自己冷却)】	—	AM用消火水積算流量 余熱除去流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンプの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	【窒素ポンプ(アニュラス空気浄化ファン弁用)】	—
中央制御室非常用循環系の起動	中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。	中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	—	—
格納容器内自然対流冷却	長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニットへの冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7表 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について(5/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧再循環	長期対策として移動式大容量ポンプ車によるB高圧注入ポンプ(海水冷却)への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始する。また、燃料取替用水ヒット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。	B高圧注入ポンプ(海水冷却) 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 燃料取替用水ヒット水位
原子炉補機冷却海水系の復旧	設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行う。	—	—	—

第1.15-8表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について(1/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作 動 信 号 発信等の確認	ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水ビット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ビット 蓄圧タンク	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ビット水位 復水ビット水位

第1.15-8表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について(2/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器スプレイ注入機能喪失の判断及び回復操作等	格納容器内圧力計指示が原子炉格納容器スプレイ系の作動圧力である196kPa以上において、格納容器スプレイポンプの起動失敗等により格納容器スプレイライン流量を確認できない場合には、格納容器スプレイ注入機能喪失と判断する。格納容器スプレイ注入機能の回復操作、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う。	【格納容器スプレイポンプ】 【燃料取替用水ヒット】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【主蒸気逃がし弁】 【復水ヒット】 【蒸気発生器】	—	【1次冷却材高温側温度(広域)】 【1次冷却材低温側温度(広域)】 【1次冷却材圧力】 【加圧器水位】 B格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 【蒸気発生器広域水位】 【蒸気発生器狭域水位】 【補助給水流量】 【主蒸気ライン圧力】 燃料取替用水ヒット水位 【復水ヒット水位】
格納容器内自然対流冷却の準備	格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応操作として、原子炉補機冷却水の沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧する等の格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク A、B海水ポンプ	窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-8表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について(3/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次冷却材の漏えいの判断	1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)
燃料取替用水ピットへの補給準備	1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットへの補給準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	—	【燃料取替用水ピット水位】
高圧及び低圧再循環への切替え	燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切り替える。 高圧及び低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。 水源切替え後、高圧再循環は開始されるが、低圧再循環については余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断し、低圧再循環機能の回復操作及び燃料取替用水ピットへの補給操作を行う。	高圧注入ポンプ 【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 【燃料取替用水ピット】	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 燃料取替用水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-8表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について(4/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	格納容器圧力計指示が392kPa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。	A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク A、B海水ポンプ	窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)
高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却の継続	長期対策として、高圧再循環による炉心注水を確保する。 長期対策として、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を除熱することで、原子炉格納容器先行破損を防止し、炉心冷却を継続的に行う。	高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク A、B海水ポンプ	窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)

第1.15-9表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
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。 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。	【原子炉トリップスイッチ】	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
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。 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。 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って1次系圧力上昇が抑制されていることを確認する。	多様化自動作動設備 主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ビット 蒸気発生器 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ビット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-9表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
緊急ほう酸注入及びほう酸希釈ラインの隔離	制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が5%以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、ほう酸水注入の実施を判断し、化学体積制御設備等によりほう酸水を炉心へ注入し、1次冷却材のほう素濃度を上昇させるとともに、ほう酸希釈ラインを隔離する。	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てんポンプ 緊急ほう酸注入弁	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位
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。 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。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
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。 余熱除去系による炉心冷却は継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

第1.15-10表 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作 動 信 号 発信の確認	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。 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。	余熱除去ポンプ 燃料取替用水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
1次冷却材の漏えいの判断	1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプル水位(広域) 格納容器再循環サンプル水位(狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)
燃料取替用水ピットへの補給準備	1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットへの補給準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	—	【燃料取替用水ピット水位】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※: 外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第1.15-10表 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧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。	【高圧注入ポンプ】 【燃料取替用水ピット】 【充てんポンプ】	—	高圧注入ポンプ流量 燃料取替用水ピット水位
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。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
イグナイタの起動	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。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。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	【1次冷却材高温側温度(広域)】 【高圧注入ポンプ流量】
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、格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。	—	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
蓄圧注入系作動の確認	1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力
蓄圧タンク出口弁閉止	2次系強制冷却により1次系を減温・減圧することで蓄圧注入を促進し、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	—	1次冷却材圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-10表 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
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 燃料取替用水ヒット	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 燃料取替用水ヒット水位
低圧再循環への切替え	燃料取替用水ヒット水位計指示が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。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 燃料取替用水ヒット水位

第1.15-11表 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策について(1/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作 動 信 号 発信等の確認	ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 蓄圧タンク	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
原子炉格納容器 スプレイ作動信号 発信の確認	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。 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。	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット	—	B格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 燃料取替用水ピット水位

第1.15-11表 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策について(2/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次冷却材の漏えいの判断	1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)
燃料取替用水ピットへの補給準備	1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットへの補給準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	—	【燃料取替用水ピット水位】
高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替え	燃料取替用水ピット水位計指示が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。 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。	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器スプレイポンプ 格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 B格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 燃料取替用水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-11表 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策について(3/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
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。 低圧再循環機能の回復操作、燃料取替用水ピットの補給操作、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う。 低圧再循環機能喪失に加えて高圧再循環が機能喪失し、燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピット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。	【高圧注入ポンプ】 【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】 【格納容器再循環サンプ】 【格納容器再循環サンプスクリーン】 【燃料取替用水ピット】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水ピット】 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】	—	【1次冷却材高温側温度(広域)】 【1次冷却材低温側温度(広域)】 【1次冷却材圧力】 【加圧器水位】 【高圧注入ポンプ流量】 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 【蒸気発生器広域水位】 【蒸気発生器狭域水位】 【補助給水流量】 【主蒸気ライン圧力】 【燃料取替用水ピット水位】 【復水ピット水位】
格納容器スプレイ再循環の確認	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。	格納容器スプレイポンプ 格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	—	B格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域)
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。	B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用) B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-11表 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策について(4/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
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。	A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	—	格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域)