

i 6インチ

事象発生直後の短期応答については、破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなり原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が厳しくなる。その後、1次系圧力が低下することから高圧注入流量が増加し、また、低圧注入も作動することから炉心冷却が進む。その結果、4インチの場合よりも原子炉格納容器圧力及び温度が低く推移する。

長期応答については、破断口径が比較的大きいことから再循環運転への切替えが早くなり、再循環流量も多いことから格納容器再循環サンプル水の冷却が促進され、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は4インチの場合を下回る。

ii 4インチ

事象初期の破断流量は2インチ破断と6インチ破断の中間程度となるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇も中間的な応答を示すが、破断流量の減少及びヒートシンクによる吸熱により圧力及び温度の上昇が抑制される。その後、再循環切替えにより比較的高温の格納容器再循環サンプル水が炉心注水されることにより原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇するが、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度は低下に転じる。

iii 2インチ

事象発生直後の短期応答については、破断口径が比較的小さいことから事象初期の破断流量が少なく、また、蒸気発生器2次側による除熱が相対的に長く継続する。ヒートシンクによる吸熱も緩やかに継続することから、原子炉格納容器圧力及び温度は緩やかに上昇する。

長期応答については、破断口径が比較的小さいことから再循環運転への切替えが遅くなり、再循環流量も少ないことから格納容器再循環サンプル水の冷却が促進されず、原子炉格納容器圧力及び温度は高めに推移する。一方、蒸気発生器2次側による除熱が寄与することから、結果として原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は4インチの場合を下回る。

iv 4インチから2インチの間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なく原子炉格納容器圧力及び温度は緩やかに上昇する。その後、長期的には再循環流量が比較的少なく格納容器再循環サンプル水の冷却が促進されにくくなるが、蒸気発生器2次側による除熱が寄与することから、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は緩和される傾向となる。

v 4インチから6インチの間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなり原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が厳しくなる。その後、長期的には再循環流量が比較的多く格納容器再循環サンプル水の

冷却が促進されることから、原子炉格納容器圧力及び温度が緩和される傾向となる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系の減温、減圧効果が大きくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替時間がわずかに早くなる。このため、比較的高温の冷却水が原子炉格納容器内にわずかに早く注水されるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。この除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約149℃、約5.0MW～約8.3MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-215図及び第1.15-216図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後に開始する格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉格納容器

圧力及び温度の上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-20図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却操作は、中央制御室及び現地で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却操作については、炉心崩壊熱等の不確かさによって事象進展が緩やかになる場合には、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込ま

れる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕としては、第1.15-217図に示すとおり、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として4時間程度は確保できる。

(ニ) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は「1.15.2.4(3)d.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり22名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後に高圧・低圧再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の対応である。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6klの重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発

生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

ニ 結論

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉格納容器内の圧力が上昇することで、原子炉格納容器が過圧破損に至り、格納容器再循環サンプル水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくな

ることにより、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却、長期対策として高圧・低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器先行破損は生じない。

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

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

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、格納容器内自然対流冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して有効である。

(e) 原子炉停止機能喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

I 主給水流量喪失

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-22図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-218図から第1.15-224図に、2次系除熱量及び蒸気発生器2次側保有水量等の2次系パラメータの変化を第1.15-225図から第1.15-229図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、主給水の喪失により、1次冷却材温度及び1次系圧力が緩やかに上昇する。この時、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水の喪失による蒸気発生器水位の低下を多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が検知し、主蒸気ラインを隔離する。

これにより1次冷却材温度が上昇し、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

1次冷却材温度の上昇に伴い、1次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次系の圧力上昇は抑制される。

(II) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第1.15-

220図に示すとおり、約18.5MPaであり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

燃料被覆管温度は第1.15-224図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-219図及び第1.15-220図に示すように、事象発生後600秒時点においても1次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次系の降温、降圧を行い、事象発生後、約10時間で余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより約18.3時間で低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。更に、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

II 負荷の喪失

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-23図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-230図から第1.15-236図に、2次系除熱量及び蒸気発生器2次側保有水量等の2次系パラメータの変化を第1.15-237図から第1.15-241図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、負荷の喪失により、1次冷却材温度及び1次系圧力が上昇する。この時、原子炉は自動停止しないが、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。その後、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、1次冷却材温度の上昇は抑制され、原子炉出力が維持される。

また、全主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障に伴う主給水の喪失による蒸気発生器水位の低下を多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が検知する。

1次冷却材温度の上昇に伴い、1次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次系の圧力上昇は抑制される。

(II) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第1.15-232図に示すとおり、約18.5MPaであり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

燃料被覆管温度は第1.15-236図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-231図及び第1.15-232図に示すように、事象発生後600秒時点においても1次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次系の降温、降圧を行い、事象発生後、約10時間で余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより約18.3時間で低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。更に、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員

等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により、自動的に主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの起動を行い、1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はない。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

I 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を実施し、未臨界状態を維持する。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における減速材反応度帰還効果の不確かさとして、減速材温度係数を絶対値で $3.6 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$ 大きく評価する可能性がある。よっ

て、実際の減速材反応度帰還効果は小さくなり、1次冷却材温度上昇時の負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。減速材反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した感度解析を「1.15.7.3(1) a. (e) ロ(ハ) 感度解析」にて実施する。

炉心におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさとして、10%小さく評価する可能性がある。よって、実際のドップラ反応度帰還効果は大きくなり、燃料温度低下時の正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。ドップラ反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した感度解析を「1.15.7.3(1) a. (e) ロ(ハ) 感度解析」にて実施する。なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさはドップラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含める。

炉心における沸騰・ボイド率変化の不確かさとして、8%大きく評価する可能性がある。よって、実際の炉心ボイド率が低くなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応

度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることにより、評価項目となるパラメータに影響を与える。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、1次系圧力を0.2MPa及び1次冷却材温度を2℃低く評価する可能性がある。よって、実際の1次系圧力が高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次冷却材温度が高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることで、1次冷却材膨張量が大きく評価される。これらの解析コードの不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した場合の影響を「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて確認する。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-68表及び第1.15-69表に示すとおりである。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心熱出力、1次系圧力、1次冷却材平均温度、減速材温度係数及びドップラ特性並びに標準値として設定している炉心崩壊熱、蒸気発生器2次側保有水量に関する影響評価の

結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1) a. (a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を実施し、未臨界状態を維持する。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度について、初期定常誤差を考慮した場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの定常誤差を考慮した感度解析を「1.15.7.3(1) a. (e)ロ(ハ) 感度解析」にて実施する。

減速材温度係数の不確かさとして、サイクル寿命中の変化及び装荷炉心毎の変動を考慮した場合、解析条件で設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次冷却材温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

ドップラ特性は、装荷炉心毎の変動を考慮した場合においても大きく変わらないため、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくないが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した感度解析を「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて実施する。

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるが、1次系圧力が最大となる時の原子炉出力は崩壊熱よりも十分大きく、崩壊熱が1次系圧力上昇に与える影響は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次系除熱の効果が長くなり、1次系圧力の上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

II 操作条件

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

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の

条件」に示すとおり、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。

なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を実施し、未臨界状態を維持する。

(ハ) 感度解析

解析コード及び解析条件の不確かさにより、1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。

感度解析に当たって、炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びにドップラ反応度帰還効果の不確かさを考慮する。その結果は、第1.15-90表及び第1.15-91表並びに第1.15-242図及び第1.15-243図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は「主給水流量喪失」時において約19.0MPa、「負荷の喪失」時において約19.2MPaとなる。「1.15.7.3(1)a.(e)イ(イ)有効性評価の結果」で示す各々の最高値約18.5MPaに比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回っている。

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次冷却材温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回り、評価項目となるパラメータを満足できる。

(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(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作遅れによる影響はない。

(ホ) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できる。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)e.(a)

ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり14名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

なお、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、資源の評価結果は同じである。

I 水源

復水タンク(約640m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約10.9時間の対応が可能である。余熱除去システムによる冷却は、事象発生約12時間後から使用開始可能となるため、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約1.1時間は常設設備により復水タンクへの補給操作が必要となる。以降は余熱除去系による冷却を継続するため、復水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合は、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約1.1時間は、復水タンクに復水タンク補給用水中ポンプ(約90m³/h)等による補給を行う。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。また、外部電源喪失時の事象発生約10.9時間後からの復水タンク補給を想定しても、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機に

よる電源供給が可能である。

二 結論

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)、長期対策として緊急ほう酸注入及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次系圧力が過度に上昇することはない。

その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。

また、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した。感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できる。

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。

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」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1.15-27図に示す。

I 6インチ破断

1次系圧力、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-244図から第1.15-250図に、2次系圧力及び補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-251図から第1.15-253図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約11秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、

蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を想定することから、1次系保有水量が低下するが、事象発生約4.5分後に1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、1次系保有水量は回復する。

その後、事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。更に、1次系圧力が低下することで、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。この期間、炉心が露出することはない。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-250図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約380℃)以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は第1.15-244図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)、温度(127℃)を下回る。

第1.15-246図に示すように、事象発生後60分時点においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約3.1時間後に低圧再循環に切替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。更に、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

II 4インチ破断

1次系圧力、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-254図から第1.15-260図に、2次系圧力及び補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-261図から第1.15-263図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約18秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を想定することから、1次系保有水量が低下することで、事象発生約8.5分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。

その後、事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約11分後に、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料

被覆管温度は約14分後に約731℃に到達した後、約17分後に再冠水することで、急速に低下する。更に、1次系圧力が低下することで、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1.15-260図に示すとおり、事象発生約14分後に約731℃に到達した後、再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約0.1%にとどまることから、15%以下となる。

1次系圧力は第1.15-254図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)、温度(127℃)を下回る。

第1.15-256図に示すように、事象発生後60分時点においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約3.6時間後に低圧再循環に切替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。

更に、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

III 2インチ破断

1次系圧力、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-264図から第1.15-270図に、2次系圧力及び補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-271図から第1.15-273図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約56秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生約11分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約12分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約17分後に、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生約53分後に低圧注入が開始されるが、高圧注入系の機能喪失を想定していることから、1次系保有水量が低下することで、事象発生約54分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。

その後、燃料被覆管温度は約58分後に約496℃に到達した後、再冠水することで急速に低下し、低圧注入により1次系保有水量が回復に転じる。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-270図に示すとおり、事象発生の約58分後に約496℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。

1次系圧力は第1.15-264図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)、温度(127℃)を下回る。

第1.15-266図に示すように、事象発生後60分時点においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約7.0時間後に低圧再循環に切替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。更に、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員

等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、高圧注入系の機能喪失を想定することから、運転員等操作である2次系強制冷却操作により1次系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることにより炉心冷却を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点に操作を開始する2次系強制冷却とする。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

I 運転員等操作時間に与える影響

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

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高めめに評価することから、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はない

ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析では漏えい流量は実験データに対してサブクール領域では大きく評価する傾向、小さく評価する傾向の両方がある。しかし、解析における破断口径は、6インチ、4インチ及び2インチの解析を実施することで、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、解析コードの持つ不確かさが事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方で、二相臨界流については試験データより多めに評価することから、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系の温度及び圧力の低下が抑制される。しかし、1次系圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却操作の開始に与える影響はない。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1,2次系の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなる。しかし、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却操作より前に発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却操作の開始に与える影響はない。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系

強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなる。しかし、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却操作より前に発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却操作の開始に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高めめに評価することから、実際の燃料被覆管温度は低くなる。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性があることから、実際の炉心水位は高めとなり炉心露出に対する余裕が大きくなることで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析では漏えい流量は実験データに対してサブクール領域では大きく評価する傾向、小さく評価する傾向の両方がある。また、二相臨界流については試験データより多めに評価することから実際の漏

えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系の温度及び圧力の低下が抑制される。よって、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる影響があるが、1次系圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注入開始が遅れ、1次系保有水量の回復が遅れるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる影響もある。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、解析における破断口径は、6インチ、4インチ及び2インチ破断の解析を実施することで、破断流量の不確かさの影響を考慮している。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1、2次系の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなる。よって、1次系圧力は低めとなることから、漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなるとともに、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-70表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる炉心崩壊熱及び破断口径、標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量及び余熱除去ポンプ注入特性に関する影響評価並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系の圧力及び温度の低下が早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することで、1次系の圧力低下に影響を与える。このため、1次系圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始時間が変動する。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系圧力及び温度の低下がわずかに早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷

却操作の開始がわずかに早くなる。

余熱除去ポンプ注入特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している注入特性より大きくなり、1次系の注水流量は多くなるため、1次系保有水量の回復が早くなるが、操作開始の起点としているパラメータに対しての影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が低下することで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することで、1次系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。その結果、以下に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕がある。

i 6インチ破断

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次系の圧力低下が早くなり、早期にループシールが解除されることで、蓄圧注入が開始される。その後、2次系強制冷却の開始後に低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。

ii 4インチ破断

事象初期の破断流量及び1次系の圧力低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次系保有水量の低下により一時的に炉心は露出する。その後、1次系の圧力低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次系強制冷却を開始することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

iii 2インチ破断

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次系の圧力低下が遅くなり、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その後、一時的に炉心は露出するが、ループシールが解除されることで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。

iv 4インチから2インチ破断の間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次系の圧力低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次系保有水量の低下が少なく、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。

v 4インチから6インチ破断の間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次系の圧力低下が早くなり、事象初期にループシー

ルが解除される。その後、2次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的早くなることから、燃料被覆管温度は低下する傾向となる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系圧力及び温度の低下がわずかに早くなり、1次系からの漏えい流量が少なくなるとともに、蓄圧注入、低圧注入の開始が早くなる。このため、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

余熱除去ポンプ注入特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している注入特性より大きくなり、1次系の注水流量は多くなる。このため、1次系保有水量の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、初期保有水量を多くした方が蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなるため、1次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて最高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-274図から第1.15-276図に示すとおり、4インチ破断の場合では炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約791℃となる。また、第1.15-277図から第1.15-279図に示すとおり、2インチ破断の場合では1次系保有水量の低下が遅くなることで炉心露出が遅くなるとともに、炉心露出期間が短くなっており、燃料被覆管最高温度は約392℃となる。よって、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となる

パラメータに与える影響は小さい。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-28図に示すとおり、2次系強制冷却操作は中央制御室で行う操作であり、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の不確かさ等により1次系温度及び圧力の低下が早くなると、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように、操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい率が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

破断口径の不確かさにより1次系からの漏えい率が小さくなると、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなる。このように、操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、非常用炉心冷

却設備作動信号発信11分後の2次系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を5分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れに対して、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

2次系強制冷却操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、2次系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて、2次系強制冷却操作の開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、4インチ破断の解析結果は第1.15-280図から第1.15-285図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次系圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約808℃となる。また、2インチ破断の解析結果は第1.15-286図から第1.15-291図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次系圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなることで炉心露出が早くなり、燃料被覆管最高温度は約580℃となるが、いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から15分程度は確保できる。

(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次系強制冷却等を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)f.(a)ハ炉心損傷防止対策」に示すとおり26名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後、低圧再循環運転へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ)資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

ニ 結論

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心への注水ができなくなることで、1次冷却材の保有水量が減少し、炉心の冷却能力が低下することにより、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、長期対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施することにより、破断サイズにより蓄圧注入又は低圧注入を促進させることで、破断口径が大きい6インチ破断については炉心が露出することはない。また、破断口径が比較的小さい2インチ破断及び4インチ破断については、炉心は一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

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

果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において、2次系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に対して有効である。

(g) ECCS 再循環機能喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-30図に、原子炉容器内水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-292図から第1.15-299図に、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-300図から第1.15-303図に示す。

I 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動する。炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約19分後に格納容器再循環サンプル側への水源切替えを行うが、ECCS再循環への切替えに失敗することで炉心水位は低下する。しかし、ECCS再循環切替失敗の30分後に、格納容器スプレイポンプによる代替再循環による炉心への注水を実施することで炉心水位は回復する。

II 評価項目等

燃料被覆管温度は破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第1.15-299図に示すとおり、非常用炉心冷却設備による炉心注水によって低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,027℃であり、燃料被覆管の酸化量は約3.6%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度1,200℃、燃料被覆管の酸化量15%以下である。

1次系圧力は第1.15-292図に示すとおり、初期値(約15.6MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は第1.15-302図及び第1.15-303図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)、最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-301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4.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、運転員等操作である格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作により炉心を冷却することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、再循環切替失敗30分後を起点に操作を開始する格納容器スプレイポンプによる代替再循環とする。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(ハ) 感度解析」にて評価している。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(ハ) 感度解析」にて評価している。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-71表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ得る炉心崩壊熱及び破断口径並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水タンク水量、充てん／高圧注入ポンプ注入特性、余熱除去ポンプ注入特性及び格納容器スプレイポンプ流量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度、圧力の低下が早くなり、炉心注水流量が多くなることで、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、事象発生後の1次系圧力は原子炉格納容器圧力に支配され、崩壊熱の変動による炉心注水流量への影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断

口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、炉心注水流量が減少する。このため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなるため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、大破断LOCAであることから、2次系からの冷却効果はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響はない。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、格納容器スプレイの作動が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。このため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が早くなるが、その差は小さいため、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次系への注水流量より少なくなるため、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなる。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下し、1次系保有水量の低下が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、大破断LOCAであることから、2次系からの冷却効果はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、格納容器スプレイの作動が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替時点での崩壊熱が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替水位に到達する時間が早くなるが、再循環切替水位到達時点の崩壊熱の違いによる1次冷却材の蒸散量への影響は小さく、炉心水位の低下に与える影響は小さいため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに

格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次系への注水流量より少なくなるため、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替時点での崩壊熱が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-31図に示すとおり、格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作は、中央制御室及び現地で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作について、破断口径等の不確かさによって事象進展が緩やかになる場合等、操作開始が遅くなる場合には、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(ハ)感度解析」にて評価している。

(ハ) 感度解析

MAAPコードにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため、本重要事故シーケンスにおいてM-RELAP5コードによる感度解析を行った。

その結果、第1.15-304図に示すとおり、MAAPコードはM-RELAP5コードより約15分炉心露出を遅めに予測する傾向を確認した。また、M-RELAP5コードによりECCS再循環切替失敗から15分後に実施した場合の結果を第1.15-305図に示すとおり、ECCS再循環切替失敗後において、炉心は露出せず、燃料被覆管温度は上昇しない結果となった。よって、本重要事故シーケンスにおいては、炉心露出の予測に対する不確かさとして、15分を考慮するものとする。なお、同評価では、MAAPコードによって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、両コードの計算結果から得られる原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかであることから、M-RELAP5コードの炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

MAAPコードにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、炉心露出を約15分遅く評価する可能性があることから、実際の炉心露出に対する余裕が小さくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる。これを踏まえて、格納容器スプレ

イポンプによる代替再循環の開始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。このため、炉心露出することはない、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操作時間余裕を確認する。

格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被覆管温度評価の観点から、運用上実際に見込まれる操作開始時間であるECCS再循環切替失敗から15分後に実施する格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作に対して、開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-306図及び第1.15-307図に示すとおり、燃料被覆管温度は1,200℃に対して十分余裕がある。よって、操作時間余裕として、ECCS再循環切替失敗から20分程度は確保できる。

(ホ) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。感度解析結果より、MAAPコードの炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮し、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考

慮した場合においても、運転員による格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、評価項目となるパラメ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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)g.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後(約19分後)に低圧再循環運転に切替失敗するが、その後、2系列の格納容器スプレイ再循環運転切替成功を確認した後、A格納容器ス

プレイポンプによる代替再循環運転に切り替える(約49分後)。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、代替再循環(炉心冷却)運転を継続する。

燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後(約19分後)にB格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転に切り替え、以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。

以上より、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の対応である。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

ニ 結論

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」では、燃料取替用水タンクを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に、格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環運転ができなくなることで、1次冷却材の保有水量が低下し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実施することにより、ECCS再循環切替失敗後に炉心が露出することはない。

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

解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した。感度解析結果より、MAAPコードの炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮し、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において、格納容器スプレイポンプによる代替再循環等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対して有効である。

(h) 格納容器バイパス

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

I インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAの事象進展を第1.15-34図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-308図から第1.15-319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1.15-320図及び第1.15-321図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約15秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより、ほう酸水が炉心に注水される。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

事象発生約7分後に1次系圧力が余熱除去冷却器出口逃がし弁の吹止まり圧力まで低下するため、逃がし弁が閉止することで1次系保有水量が回復する。

事象発生約25分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始するとともに、1次系からの漏えい量抑制のため、事象発生約62分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水について、高圧モードから充てんモードへの切替えを実施する。

その後、余熱除去ポンプの入口弁(ユニハンドラ弁)を閉止することで漏えいは停止する。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-319図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約380℃)以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は第1.15-308図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約

16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-308図及び第1.15-309図に示すように、事象発生後180分時点においても1次系圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、事象発生約400時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。更に、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

II 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故の事象進展を第1.15-35図に、1、2次系圧力、1次系温度、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-322図から第1.15-331図に、蒸気発生器水位及び蒸気流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-332図から第1.15-334図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、破断した伝熱管を通じて1次冷却材が蒸気発生器2次側に流出することで1次系圧力が低下し、事象発生の約6分後に「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生の約6分後の主蒸気逃がし弁作動と同時に破損側ループの主蒸気安全弁開固着を想定しているため、1次系の圧力及び温度が低下することで、約7分後に「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより、ほう酸水が炉心に注水されることで1次系保有水量が上昇に転じる。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

原子炉トリップ発生の10分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始した後、その約2分後に隔離操作を完了する。更に、破損側蒸気発生器の隔離操作を完了した時点から健全側主蒸気逃がし弁の開操作を開始し、1分後に完了する。

加圧器水位の回復と1次系からの漏えい量低減のため、事象発生の約31分後に加圧器逃がし弁による1次系の減圧を実施し、事象発生の約47分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水について、高圧モードから充てんモードへの切替えを実施する。その後、事象発生の約2.2時間後に余熱除去系による冷却を開始することにより1次系圧力は低下し、1次系圧力と破損側蒸気発生器の2次側圧力が平衡になった時点で、1次冷却材の2次冷却系への漏えいは停止する。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-331図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約340℃)以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は第1.15-322図に示すとおり、初期値(約15.7MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、加圧器逃がし弁の開閉操作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-322図及び第1.15-323図に示すように、事象発生後5時間時点においても1次系圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系の運転を継続することにより、事象発生約10.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。更に、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系が使用不能の場合においても、充てん系によるフィードアンドブリード及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、事象発生約28.1時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その

後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、運転員等操作である2次系強制冷却、加圧器逃がし弁開閉操作による1次系の減温、減圧を行うとともに、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作等を行うクールダウンアンドリサーキュレーションにより炉心を冷却し、漏えい量を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉トリップ又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点に操作を開始する2次系強制冷却操作、1次系温度及び圧力(サブクール条件)等を起点に操作を開始する加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作とする。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝

達は最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析では、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステムLOCAに対して、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測することになる。また、二相臨界流での漏えい流量は、実験データより多めに評価する。よって、インターフェイスシステムLOCAでは、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減圧が遅くなるため、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始が遅くなる。一方、1次系の減圧が遅くなることで1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなり、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次系温度は低くなる。よって、1次系の減温が早くなることで、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操

作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最も過大評価となる場合で1次系圧力に対して0.5MPa高く評価する可能性がある。よって、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量は多くなり、1次系の減温が早くなるため、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなる。よって、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界

流モデルの試験解析では、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステムLOCAに対して、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測することになる。また、二相臨界流での漏えい流量は、実験データより多めに評価する。よって、インターフェイスシステムLOCAでは、実際の漏えい率は小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性がある。よって、実際の1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなることから、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最も過大評価となる場合で1次系圧力に対して0.5MPa高く評価する可能性がある。よって、実際の1次系圧力は低くなり、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなるとともに、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-72表及び第1.15-73表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及びインターフェイスシステムLOCA時の破断口径、標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系の圧力、温度の低下が早くなる。よって、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

インターフェイスシステムLOCA時の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなることで、1次系の圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始が遅くなる。一方、1次系の圧力低下が遅くなること

で1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなり、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次側保有水量の違いによる2次系からの冷却効果はわずかに大きくなるが、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下し、また、インターフェイスシステムLOCA時の破断口径の変動を考慮した場合、破断箇所からの漏えい流量が低下するため、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次側保有水量の違いによる2次系からの冷却効果はわずかに大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している初期保有水量より多くした方が蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクによる炉心注水より前に非常用炉心冷却設備により1次系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-36図に示すとおり、インターフェイスシステムLOCAにおいて、運転員1名が実施する2次系強制冷却操作は、その前後に他の操作がない。また、別の運転員1名が実施する加圧器逃がし弁開閉操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作等の複数の操作は、中央制御室で行う操作であるとともに、事象進展上重複する操作ではない。よって、要員の配置による他の操作に与える影響はない。なお、余熱除去ポンプの入口弁(ユニハンドラ弁)の操作位置は漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、解析条件である破断口径の不確かさを考慮した場合においても、余熱除去ポンプの入口弁(ユニハンドラ弁)の閉止操作の成立性に問題はない。

第1.15-37図に示すとおり、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故において、運転員1名が実施する健全側主蒸気逃がし弁開操作等の複数の操作、別の運転員1名が実施する加圧器逃がし弁開放操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作等の複数の操作は、中央制御室で行う操作であるとともに、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の

配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

2次系強制冷却操作については、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次系温度及び圧力の低下が早くなることで、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、インターフェイスシステムLOCAでは、冷却材放出における臨界流モデルの不確かさ等により、1次系からの漏えい量が少なくなると、1次系圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている操作の開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなることが考えられるが、高圧注入系からの注水により1次系保有水量は確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器逃がし弁の開閉操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作については、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次系温度及び圧力の低下が早くなることで、操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

インターフェイスシステムLOCA時において、2次系強制冷却操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-335図に示す2次系強制冷却開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として5時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-335図に示す主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点での高圧注入流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として5時間程度は確保できる。

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時において、破損側蒸気発生器の隔離操作及び2次系強制冷却操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-336図に示す2次系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として8時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-336図に示す主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点の高圧注入流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として6時間程度は確保できる。

(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により、1次系への注水、1次系の減温、減圧を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)h.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり20名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

なお、重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、燃料及び電源の評価結果は同じであり、水源の評価結果は各々について以下に示す。

I 水源

重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」において、復水タンク(約640m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする蒸気発生器への注水による2次系冷却については、事象発生約25分後から主蒸気逃がし弁による冷却を実施し、事象発生から約3.5時間で原子炉が安定する。以降は、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は事象発生から約10.9時間まで可能である。また、燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水については、事象発生約62分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。

その後、事象発生約3.5時間後の余熱除去系統からの漏えい停止確認以降は、事象収束のための注水継続は不要である。

重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、復水タンク(約640m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする蒸気発生器への注水による2次系冷却については、事象発生約2.2時間後に余熱除去系による冷却に切り替えた以降は、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要である。また、燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水については、事象発生約47分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を

継続する。

その後、1次系の減圧操作により、蒸気発生器2次側圧力と均圧し、破損蒸気発生器からの漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要である。なお、余熱除去系の接続に失敗した場合においては、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、代替再循環運転へ切り替えることにより長期冷却が可能である。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

ディーゼル発電機による電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

ニ 結論

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として主蒸気逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーションを整備しており、更に、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリードを整備している。長期対策として主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱、及び余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」の重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作によるクールダウンアンドリサーキュレーション等を実施することにより、炉心が露出することはない。

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

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

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可

能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、クールダウンアンドリサーキュレーション等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して有効である。

b. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-54図に、1次系圧力、加圧器水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-337図から第1.15-345図に示す。

I 事象進展

事象発生後、余熱除去系の機能喪失に伴い、崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、約1分で1次冷却材が沸騰し、蒸散することで1次系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材温度の上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器からの流出流量は再び増加に転じる。事象発生50分後に充てん／高圧注入ポ

ンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、1次系水位を確保することができる。

II 評価項目等

炉心上端ボイド率は第1.15-338図に示すとおりであり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に反応度は正側に移行する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-7.3% $\Delta K/K$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨

界を維持できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-345図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

加圧器水位及び1次系温度は第1.15-343図及び第1.15-344図に示すとおりであり、事象発生から約140分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水を確保することが特徴である。また、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水は、事象発生を起点に開始する操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは ± 0.05 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$ ($\pm 0.4\text{m}$)程度である。しかし、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは ± 0.05 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$ ($\pm 0.4\text{m}$)程度である。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第1.15-348341図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 0.6m の高さ位置であるため、解析コードにおける炉

心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-74表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられらるる炉心崩壊熱及び標準値として設定している燃料取替用水タンク水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、燃料取替用水タンクの枯渇を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少なく、再循環切替時間が早くなるが、再循環切替値に到達後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転により除熱を継続することが可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-55図に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は中央制御室で行う操作であり、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次系保有水量の減少

が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作の操作時間余裕としては、第1.15-346図に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで、操作時間余裕として23分程度は確保できる。

(ニ) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)a.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり38名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後に格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

ニ 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等に伴い、崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策として充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されるため、未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足している。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

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

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」において、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」に対して有効である。

(b) 全交流動力電源喪失

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-57図に、1次系圧力、加圧器水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-347図から第1.15-355図に示す。

I 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失による余熱除去系の機能喪失に伴い、崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、約1分で1次冷却材が沸騰し、蒸散することで1次系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材温度の上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器からの流出流量は再び増加に転じる。事象発生50分後に常設電動注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、1次系水位を確保することができる。

II 評価項目等

炉心上端ボイド率は第1.15-348図に示すとおりであり、常設電動注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に反応度は正側に移行する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-7.3% $\Delta K/K$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-355図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

加圧器水位及び1次系温度は第1.15-353図及び第1.15-354図に示すとおりであり、事象発生から約140分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、移動

式大容量ポンプ車を用いた海水通水を行い、低圧再循環運転に切り替え、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続することで燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。

なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、蓄圧注入等の緩和機能に期待できることから、1次系保有水が確保される状況にあり、炉心崩壊熱を考慮しても、すべての評価項目を満足できる。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水を確保することが特徴である。また、常設電動注入ポンプによる炉心注水は、事象発生を起点に開始する操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは ± 0.05 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$ ($\pm 0.4\text{m}$)程度である。しかし、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは ± 0.05 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$ ($\pm 0.4\text{m}$)程度である。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第1.15-351図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 0.6m の高さ位置であるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目と

なるパラメータに与える影響は小さい。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-75表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び標準値として設定している燃料取替用水タンク水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、燃料取替用水タンクの枯渇を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次

冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少なく、再循環切替時間が早くなるが、その前の事象発生から24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いた海水通水を行い、再循環切替値に到達後も低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却により除熱を継続することが可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、第1.15-58図に示すとおり、本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

常設電動注入ポンプによる炉心注水操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

常設電動注入ポンプによる炉心注水操作の操作時間余裕としては、第1.15-356図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで、操作時間余裕として23分程度は確保できる。

(ニ) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による常設電動注入ポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、1号機及

び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)b.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり52名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)までの約56.7時間の注水継続が可能である。約50時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

II 燃料

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

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生20時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約30.7klの重油が必要となる。

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生7時間10分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6klの重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約272.3kℓの重油が必要となるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約980kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)にて供給可能である。

ニ 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。このため、安全上重要な機器の交流電源が喪失することで、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなることに伴い、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策として常設電動注入ポンプによる炉心注水、長期対策として低圧再循環及び移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニ

ットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、常設電動注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されるため、未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足している。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

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

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、常設電動注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

(c) 原子炉冷却材の流出

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-60図に、1次系圧力、加圧器水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-357図から第1.15-366図に示す。

I 事象進展

事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次系水位が低下し約3分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生の約23分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより1次系水位を確保することができる。

II 評価項目等

炉心上端ボイド率は第1.15-358図に示すとおりであり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子

吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に反応度は正側に移行する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-7.3% $\Delta K/K$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-366図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

加圧器水位及び1次系温度は第1.15-364図及び第1.15-365図に示すとおりであり、事象発生から約30分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、原子炉冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定で

あり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、蓄圧注入等の緩和機能に期待できることから、1次系保有水が確保される状況にあり、炉心崩壊熱を考慮しても、すべての評価項目を満足できる。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点に操作を開始する充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水とする。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは ± 0.05 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$ ($\pm 0.4\text{m}$)程度である。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高めとなり、余熱除去機能喪失が遅くなることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低めとなり、余熱除去機能喪失が早くなることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒程度であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析では、漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示していることから、実際の漏えい流量は小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する事象進展が遅くなる。よって、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは ± 0.05 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$ ($\pm 0.4\text{m}$)程度である。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高めとなり評価項目となるパラメータに対する

余裕は大きくなる。炉心水位を最大で0.4m高く評価する場合には、実際の炉心水位は低めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第1.15-362図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約1.1mの高さ位置であるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析では、漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示していることから、実際の漏えい流量は小さめとなり、1次系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-76表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している燃料取替用水タンク水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制さ

れ、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、流出流量が減少し、1次系保有水量の減少が抑制されることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、燃料取替用水タンクの枯渇を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動及び1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率及び流出流量より減少するため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少なく、再循環切替時間が早くなるが、再循環切替値に到達後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転により除熱を継続することが可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置

による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-61図に示すとおり、運転員等操作は中央制御室における充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は中央制御室で行う操作であり、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作については、炉心崩壊熱等の不確かさによって事象進展が遅くなる場合は、1次系保有水量の減少が抑制されることで操作開始が遅くなるが、炉心注水の起点となる1次系水位は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、炉心への注水のタイミングが早くなることから1次系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作の操作時間余裕として

は、第1.15-367図に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで、操作時間余裕として27分程度は確保できる。

(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、運転員による充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)c.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後に格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

ニ 結論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等による系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、1次系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策として充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されるため、未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足している。また、長期的には安定停止

状態を維持できる。

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

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

(d) 反応度の誤投入

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-63図に示す。

I 事象進展

原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生の約52分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から10分後の約62分後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界を維持する。希釈停止後、ほう酸注入による濃縮操作により、事

象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。

II 評価項目等

第1.15-368図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約52分を要し、臨界に至るまでには更に約12分を要する。

したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持できる。

なお、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線遮蔽を維持できる。

その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、臨界ほう素濃度である1,800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,700ppmまで濃縮するのに要する時間は約5時間である。

ロ 評価条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である希釈停止操作により、反応度添加を停止することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、希釈停止操作とする。

(イ) 評価条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-77表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる1次系純水注水流量及び臨界ほう素濃度に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

1次系純水注水流量の変動を考慮した場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なく、ほう素濃度が低下しにくくなることで、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間が遅くなり、警報発信を操作開始の起点としている操作の開始が遅くなる。

臨界ほう素濃度の変動を考慮した場合であっても、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低く、臨界到達までの時間が長くなることで、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間は遅くなり、警報発信を操作開始の起点としている操作の開始が遅くなる。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

1次系純水注水流量及び臨界ほう素濃度の変動を考慮した場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なく、ほう素濃度が低下しにくくなること及び評価条件で設定しているほう素濃度より低く、臨界点が遠くなることから、警報発信から臨界までの時間的余裕が

大きくなり、炉心露出に対する余裕は大きくなる。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-64図に示すとおり、運転員等操作は中央制御室における希釈停止操作のみを想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

希釈停止操作開始時間については、評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、希釈停止操作開始のタイミングが早くなることから、臨界までの時間的余裕が大きくなり、炉心露出に対する余裕は大きくなる。また、1次系純水注水流量等の不確かさにより事象進展が遅くなる場合は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間が遅くなることで操作開始が遅くなるが、操作開始が遅くなった場合は、「(ロ) 操作時間余裕の把握」において、希釈停止操作が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(ロ) 操作時間余裕の把握

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

希釈停止操作の操作時間としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約12分かかるのに対し、警報による事象の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分としているが、希釈停止操作は25秒で完了できることから、臨界に達するまで約1.5分の時間余裕があることを確認した。なお、評価では反応度誤投入の判断後、希釈停止操作を実施するとしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により1次冷却材系統の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止操作の余裕時間は十分ある。

(ハ) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による希釈停止操作を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)d.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり14名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

I 水源

本重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な水源はない。

II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯

蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計（約314.0kℓ）にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計（約510.0kℓ）にて供給可能である。

III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

ニ 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の起動時に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下することに伴い反応度が添加されることで、炉心が臨界に達し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、純水注水を停止し、1次冷却材を濃縮するほう酸注入を整備している。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子

炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉が臨界になる前に運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持できる。また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線遮蔽を維持できる。その後は、1次冷却材を濃縮するほう酸注入により長期にわたる未臨界の維持が可能である。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽を維持でき、未臨界が確保されているため、評価項目を満足している。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

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

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンス「反応度の誤投入」において、希釈停止操作等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。

(2) 格納容器のプロセス解析

「1.15.7.3(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析」を参照。

(3) 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

1.15.7.4 炉心溶融を伴う設計拡張状態の解析結果

(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

(2) 格納容器のプロセス解析

a. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

イ 格納容器過圧破損

(イ) 格納容器破損防止対策の有効性評価

I 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第1.15-369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1.15-370図から第1.15-372図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-373図から第1.15-377図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴いRCPの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入

機能及び高圧注入機能が喪失することから原子炉容器内水位が低下し、事象発生約19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していることから炉心溶融開始から30分後の約49分後に運転員による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、原子炉容器内水位がなくなることで、事象発生約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、約3.4時間後に原子炉容器から溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。また、事象発生約24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力は事象発生約47時間後に、原子炉格納容器内温度は約48時間後に低下に転じる。

(II) 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第1.15-373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47時間後に最高値約0.335MPaとなり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は第1.15-374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48時間後に最高値約133℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

大破断LOCAが発生し低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することで、事象発生から約1.5時間後に原子炉容器破損に至るが、その時点での1次系圧力は第1.15-370図に示すとおり、約0.17MPaであり、原子炉容器破損までに1次系圧力は2.0MPa以下に低減される。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ及びへに示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、有効性評価の結果は、それぞれ「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は第1.15-377図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して0.01MPa[abs]程度である。また、全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素を含む水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃を下回る。

また、第1.15-375図及び第1.15-376図に示すとおり、事象発生の約3.4時間後に溶融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、第1.15-373図及び第1.15-374図に示すとおり、72時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャ

ビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されており、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することで、安定状態を維持できる。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量は多くなるが、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.6TBqであり、第1.15-378図に示すとおり、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回ることを確認した。大気放出過程を第1.15-379図に示す。

事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事故後30日（約6.3TBq）及び100日（約6.3TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回っている。

(ロ) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉格納容器圧力を低減す

ることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却操作とする。

I 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があるが、

原子炉格納容器内温度及び圧力を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析より、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外

の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する

感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析を実施した。第1.15-380図及び第1.15-381図に示すとおり、約19cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は高くなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、コンクリ

ート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析ケースにおいても最終的な原子炉格納容器内の水素濃度はドライ条件で6vol%程度であり、絶対量自体は小さい。

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPコードの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPコードの解析結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 解析条件の不確かさの影響評価

(I) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-78表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

i 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動

を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり炉心溶融開始を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。更に、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が遅くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなるが、本評価事故シナリオは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施すること、また、燃料取替用水タンクの枯渇を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、事象進展は変動し、炉心溶融が早まる。その結果、解析上の想定では常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は炉心溶融開始から30分後としており、LOCAの発生を操作の起点として現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮してスプレイ開始が可能な時間である事象発生後

約49分よりスプレイ開始は早くなる想定となる。しかし、「ii 評価項目となるパラメータに与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により、代替格納容器スプレイ開始が可能な時間である事象発生約49分後とした場合に、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が遅くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力の上昇に対する事象進展が早くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が早くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

ii 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなるが、本評価事故シナリオは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわずかなことであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間はLOCAの発生を操作の起点として、現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生の約49分後とした。その結果、第1.15-382図から第1.15-387図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは大破断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による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はあるが、原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍(0.490MPa)を下回っているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合は、最確条件の除熱特性を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約149℃、約5.0MW～約8.3MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-388図及び第1.15-389図に示すとおり、事象発生から24時間後の格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-390図及び第1.15-391図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(II) 操作条件

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

i 要員の配置による他の操作に与える影響

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作は、炉心崩壊熱の変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、崩壊熱の減少により炉心溶融開始時間が遅くなり、操作が遅くなる可能性があるが、第1.15-40図に示すとおり、本操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作のため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却操作については、第1.15-40図に示すとおり、本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等操作はないため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

なお、アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作については、第1.15-40図に示すとおり本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等操作はあるが、本操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であり、要員の配置による他の操作へ与える影響はない。

ii 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から30分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内に放出されるエネルギーは小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「III 操作時間余裕の把握」において、事象発生から60分後に

代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却操作については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなる。このため、評価項目となるパラメータの観点で厳しくなるが、「1.15.7.3(1) a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」の解析においては、より炉心崩壊熱の高い約9.3時間後から格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

III 操作時間余裕の把握

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

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作の時間余裕として、有効性評価の結果においては、事象発生の約49分後に代

替格納容器スプレイを開始するが、事象発生後の60分後とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-392図及び第1.15-393図に示すとおり、代替格納容器スプレイ開始が約10分遅くなった場合でも原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃に対して十分余裕がある。よって、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始操作の時間余裕としては、解析上は、事象発生から24時間後の格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して格納容器スプレイを実施するとして評価した結果、原子炉格納容器内注水量の停止条件である4,000m³となるまで、操作時間余裕として2時間程度は確保できる。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作の時間余裕としては、解析上は、事象発生後の60分後に操作を開始するとしているが、操作が遅れた場合、アニュラス負圧達成までの時間が遅くなるため放出放射エネルギーが増加する。操作開始が10分～20分程度遅れた場合、放出放射エネルギーは10%～30%程度の増加であり、100TBqに対して余裕は確保できるため、操作時間余裕として事象発生から80分程度は確保できる。

IV まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析

コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(4) a. (a) イ(ハ) 格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。「1.15.5.1(5) b. (a) ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

II 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5) b. (a) ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

(I) 水源

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約49分後から24時間までの合計約23.2時間の代替格納容器スプレイ運転(140m³/h)を想定して、約3,248m³の水量が必要となる。

これに対し、水源として燃料取替用水タンクは、約1,677m³の使用が可能であり、事象発生約12.3時間後の復水タンクとの連絡操作により復水タンクの約640m³も使用可能となる。また、復水タンクには、事象発生10時間後より復水タンク補給用水中ポンプ(約90m³/h)等による補給を開始することが可能となり、連絡操作後の事象発生約12.3時間後から24時間までの約11.7時間の運転で約1,053m³が補給できる。

これらを合計すると約3,370m³が供給可能となることから事象発生から24時間の対応は可能である。

事象発生23時間50分以降より、海水を取水源とした移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却を開始することが可能であるため、燃料取替用水タンク及び復水タンクへの補給は不要である。

(II) 燃料

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

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生23時間50分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約29.9kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生10時間後からの

運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kℓの重油が必要となる。また、復水タンクへの補給については、事象発生10時間後から24時間の運転を想定しており、必要な重油は復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約271.3kℓとなるが、燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

なお、本事象は炉心溶融後の屋外作業環境の線量率を考慮し、要員が屋内退避するため、可搬型設備の準備及び使用開始を遅らせているが、屋外作業環境の線量率低下をモニタ指示にて確認出来た場合、可搬型設備の早期からの使用準備及び開始が可能となる。これらを考慮した場合でも、7日間の運転継続に必要な重油は、全交流動力電源喪失事象の「1.15.7.3(1)a.(b)ハ 必要な要員及び資源の評価」と同じく約272.0kℓとなるが、燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

(III) 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約770kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)にて供給可能である。

(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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び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、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次系圧力、原子炉格納容器内の水素濃度及び水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウ

ンダリにかかる圧力は、評価項目を満足している。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

なお、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重及び熔融炉心によるコンクリート侵食については、それぞれ「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－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」にて確認する。

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

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に対して有効である。

ロ 格納容器過温破損

(イ) 格納容器破損防止対策の有効性評価

I 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第1.15-394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1.15-395図及び第1.15-396図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-397図から第1.15-400図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴いRCPの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次系温度及び圧力が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.0時間後に炉心熔融に至る。

更に、炉心熔融開始から10分後の約3.1時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始するとともに、炉心熔融開始から30分後の約3.5時間後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力を下回るよう原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、事象発生の24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力及び温度ともに事象発生の約41時間後に低下に転じる。

なお、本評価事故シーケンスでは1次系圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいはRCPシールリークの

みを想定していることから、1次系が高温となり、原子炉容器ふたフランジ及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的には最初にRCPシールLOCAが発生することで1次系の減温・減圧が進み、事象進展が緩和される。

(II) 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第1.15-397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41時間後に最高値約0.345MPaとなり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は第1.15-398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41時間後に最高値約138℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイに示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「1.15.3.2(1)c.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイに示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「1.15.7.4(2)a.(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンスが同一であることから、「1.15.7.4(2)a.(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ及びヘに示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は第1.15-399図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度である。また、全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素を含む水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃を下回る。

また、第1.15-397図及び第1.15-398図に示すとおり、事象発生の約10時間後に溶融炉心の原子炉下部キャビティへの流出が停止するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、72時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されており、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することで、安定状態を維持できる。

(ロ) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉格納容器内温度を低減することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作、原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開操作並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却操作とする。

I 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆

管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、原子炉格納容器の最高使用圧力を操作再開の起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点

に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析より、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱

伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、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おり、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び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より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－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

与える感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 解析条件の不確かさの影響評価

(I) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-79表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

i 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。更に、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開

始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により炉心溶融開始時間が遅くなるため、炉心溶融開始時間を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施すること、また、燃料取替用水タンクの枯渇を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に対する事象進展が遅くなるが、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却操作は、事象発生から24時間後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力上昇に対する事象進展が早くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が早くなるが、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却操作は、事象発生から24時間後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。

ii 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約149℃、約5.0MW～約8.3MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-401図及び第1.15-402図に示すとおり、事象発生から24時間後の格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始以降、原子炉格納容器圧

力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(II) 操作条件

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

i 要員の配置による他の操作に与える影響

加圧器逃がし弁開放操作は、炉心崩壊熱の変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、炉心溶融開始時間が遅くなり、他の操作へ影響を与える可能性があるが、第1.15-43図に示すとおり、加圧器逃がし弁開放操作は中央制御室での操作であることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作は、炉心崩壊熱の変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、崩壊熱の減少により炉心溶融開始時間が遅くなり、操作が遅くなる可能性があるが、第1.15-43図に示すとおり、本操作は他の事象進展に影響を

及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作のため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

代替格納容器スプレイ再開操作は、炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなる。更に、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクが増加することで、原子炉格納容器圧力上昇に対する事象進展が遅くなり、代替格納容器スプレイの再開操作が遅くなる可能性があるが、第1.15-43図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作と同一の運転員等による操作で、他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作のため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却操作については、第1.15-43図に示すとおり、本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等操作はないため、要員の配置による他の操作へ与える影響はない。

ii 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から10分後を起点とする加圧器逃がし弁開放操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次系強制減圧の開始が遅くなるが、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「III 操作時間余裕の把握」において、

炉心溶融開始から20分後に加圧器逃がし弁を開放し、1次系強制減圧を実施した場合の感度解析により時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心溶融開始から30分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い開始時間が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内に放出されるエネルギーは小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後に再開する代替格納容器スプレイ再開操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により原子炉格納容器の最高使用圧力到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなっても、起点となる原子炉格納容器圧力は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却操作については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなる。このため、評価項目となるパラメータの観点で厳しくなるが、「1.15.7.3(1) a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」の解析においては、より炉心崩壊熱の高い約9.3時間後から格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに

与える影響は小さい。

III 操作時間余裕の把握

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

加圧器逃がし弁の開放操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開放操作の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-403図及び第1.15-404図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃に対して十分余裕がある。よって、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始操作の操作時間余裕としては、解析上は、事象発生から24時間後の格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して格納容器スプレイを実施するとして評価した結果、原子炉格納容器内注水量の停止条件である4,000m³となるまで、操作時間余裕として5時間程度は確保できる。

IV 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価

原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイによりスプレイ水が流入して炉心発熱有効長の中心高さまで冠水し、格納容器再循環ユニットによる除熱と露出した残存デブリによる蒸発が平衡するものとして、

露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量を評価した。その結果、露出した残存デブリが全熔融炉心の18%以下であれば、露出した残存デブリの崩壊熱は原子炉格納容器内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギーを下回る。したがって、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態となることなく、冷却が可能である。

V まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(4) a. (b)イ(ハ) 格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。「1.15.5.1(5) b. (a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

II 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5) b. (a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

(I) 水源

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約3.5時間後から約13時間までと事象発生約14時間後から24時間までの合計約19.5時間の代替格納容器スプレイ運転(140m³/h)を想定して、約2,730m³の水量が必要となる。

これに対し、水源として燃料取替用水タンクは、約1,677m³の使用が可能であり、事象発生約15時間後の復水タンクとの連絡操作により復水タンクの約640m³も使用可能となる。また、復水タンクには、事象発生9時間20分後より復水タンク補給用水中ポンプ(約90m³/h)等による補給を開始することが可能となり、連絡操作後の事象発生約15時間後から24時間までの9時間で約810m³が補給できる。

これらを合計すると約3,127m³が供給可能となることから事象発生から24時間の対応は可能である。

事象発生22時間10分以降より、海水を取水源とした移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却を開始することが可能であるため、燃料取替用水タンク及び復水タンクへの補給は不要である。

(II) 燃料

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

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生22時間10分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約30.2kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生9時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kℓの重油が必要となる。また、復水タンクへの補給については、事象発生9時間20分後から24時間の運転を想定しており、必要な重油は復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約271.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

(III) 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約890kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)にて供給可能である。

(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、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器内温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を実

施することにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉格納容器内の水素濃度及び水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目を満足している。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

なお、原子炉容器破損時の1次系圧力については、「1.15.7.4(2) a. (b) 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にて確認する。

また、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重及び熔融炉心によるコンクリート侵食については、それぞれ「1.15.7.4(2) a. (c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－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」にて確認する。

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

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷

(格納容器過温破損)」に対して有効である。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」の第1.15-394図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-405図及び第1.15-406図に示す。

I 事象進展

「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次系温度及び圧力が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.0時間後に炉心溶融に至る。

更に、炉心溶融開始から10分後の約3.1時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。1次系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生の約7.8時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次系圧力は低く抑えられる。

なお、加圧器安全弁が作動している事象発生から約3.1時間までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器

逃がし弁は確実に開弁可能である。その後、加圧器逃がし弁が強制開放されて1次系減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに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フェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開放状態を維持できる。

II 評価項目等

1次系圧力は第1.15-405図に示すとおり、原子炉容器破損に至る約7.8時間時点での1次系圧力は約1.4MPaであり、原子炉容器破損までに1次系圧力は2.0MPa以下に低減できる。

「1.15.3.2(3) b. (b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、ロ、ニ及びホに示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「1.15.7.4(2) a. (a) ロ(イ)I 有効性評価の結果」と同様である。

「1.15.3.2(2) b. (a) 運転中の原子炉における重大事故」のイに示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「1.15.7.4(2) a. (a) イ 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「1.15.3.2(3) b. (b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ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及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キ

ャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「1.15.7.4(2) a. (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2) a. (e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

なお、1次系強制減圧には成功し、溶融物が2.0MPa以下近傍で放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融物が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。更に、原子炉下部キャビティに十分な量の水張りを行える時間があること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次系圧力は2.0MPa以下近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、原子炉容器破損前までに運転員等操作である加圧器逃がし弁により1次系を強制減圧することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作、原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開操作並びに解析上の操

作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却操作とする。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始に与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードにおいて加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、不確かさは小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始する運転

員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器内における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、感度解析より、デブリジェット径等の原子炉容器内の熔融燃料－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が小さいことが確認されているが、原子炉容器内の熔融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの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事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び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より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程

度早まるが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードにおいて加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、不確かさは小さいと考えられるが、原子炉容器破損時の1次系圧力に影響を与えるため、感度解析を実施した。その結果、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、感度解析より、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再