

しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、初期の漏えい率が実機的设计漏えい率となるように入力で調整することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を10%小さく若しくは50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制され、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系の減温、減圧が早くなり、1次系温度及び圧力は低くなることにより、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次系圧力を0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、1次系の減温、減圧が早くなるため、1次系温度及び圧力は低くなる。よって、漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなることにより1次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力のピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内温度を約20℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-66表及び第1.15-67表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及びRCPシール部からの漏えい率並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間並びに1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなる。

RCPシール部からの漏えい率の変動を考慮し、最確条件のRCPシール部からの漏えい率を用いた場合、解析条件として設定している

漏えい率より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が遅くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間並びに1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が遅くなる。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

RCPシール部からの漏えい率の変動を考慮し、最確条件のRCPシール部からの漏えい率を用いた場合、解析条件として設定している漏えい率より小さくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して1次系への注水量の観点から厳しくなるが、1次系圧力0.7MPa到達による安定状態維持時点の保有水量に対して、蓄圧注入期間中の保有水量が十分多いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、本重要事故シーケンスよりも原子炉格納容器内に大きなエ

エネルギーが放出される「1.15.7.3(1)a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制できることを確認していることから、本重要事故シーケンスでも長期的な原子炉格納容器の除熱は可能であり、このことは第1.15-188図及び第1.15-189図でも確認できる。更に、A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値とした場合、「1.15.7.3(1)a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は同等となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## II 操作条件

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

### (I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-15図及び第1.15-16図に示すとおり、現場における2次系強制冷却、中央制御室における蓄圧タンク出口弁の閉止及び常設電動注入ポンプの起動は、それぞれ別の運転員等による操作を想定しており、また、1次系の温度維持及び減温、減圧は、運転員等による主蒸気逃がし弁の開度調整を行うことにより現場の操作開始時間も確保できるため、要員の配置による他の操作に与える影響はな



い。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

事象発生30分後又は蓄圧タンク出口弁閉止を起点とする2次系強制冷却による1次系温度維持については、運転員等の主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蓄圧タンク出口弁閉止については、1次系圧力約1.7MPaにて蓄圧タンク出口弁を閉止すること及び1次系圧力は主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、この操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また一方で、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさ、RCPシール部からの漏えい率等の不確かさにより1次系からの漏えい量が少なくなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始は遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、1次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、事象発生30分後の2次系強制冷却の開始が遅れた場合の時間余裕を感度解析により確認

しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開と同様であり、操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから評価項目に対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、代替炉心注水の開始が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### (ハ) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。なお、漏えい率の観点から事象進展の早いRCPシールLOCAが発生する場合について行う。

2次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、2次系強制冷却の開始を30分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-205図から第1.15-208図に示すとおり、1次系の減温、減圧が遅くなることにより、1次系からの漏えい量が多くなり、1次系保有水量の減少が早くなるが、評価項目に対して十分な余裕がある。このため、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

蓄圧タンク出口弁閉止の操作時間余裕としては、第1.15-209図に示すとおり、1次系圧力が約1.7MPaから蓄圧タンク内の窒素が1次系内に注入される圧力である1.2MPaに達するまでの時間を、1次系圧力が約

1.7MPa到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次系圧力約1.7MPa到達から10分程度は確保できる。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の操作時間余裕としては、第1.15-210図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量に減少するまでの時間を、1次系圧力が2次系強制冷却再開時点のまま維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次系圧力約0.7MPa到達から1.1時間程度は確保できる。

## (二) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による主蒸気逃がし弁の開度調整により1次系の温度維持及び減温、減圧を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## ハ 必要な要員及び資源の評価

### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)b.(a)ハ

炉心損傷防止対策」に示すとおり52名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

#### (ロ) 必要な資源の評価

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

なお、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、直流電源については、24時間交流動力電源の復旧を考慮しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失が発生する事故」の評価結果を、直流電源以外については評価結果が厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の評価結果を示す。

#### I 水源

燃料取替用水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が水位異常低警報値となるまでの水量である約1,960m<sup>3</sup>を使用し、事象発生後約67.5時間の注水継続が可能である。事象発生約59時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

復水ピットを水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器

への注水については、復水ピット枯渇までの水量約1,020m<sup>3</sup>の使用を考慮し、事象発生後約16.6時間の注水継続が可能である。以降は、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプにより淡水(八田浦貯水池)又は海水を復水タンクに補給する。

## II 燃料

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

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水ピットへの補給及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5kℓの重油が必要となる。使用済燃料ピットへの注水については、復水ピットへの補給に必要な重油に包絡される。

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約284.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376kℓにて供給可能である。

## III 電源

大容量空冷式非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約2,560kWの負荷が必要となる

が、大容量空冷式非常用発電機の給電容量約3,200kWにて電源供給が可能である。

また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を行うことにより炉心が露出することはない。

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

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

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

以上のことから、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

### (c) 原子炉補機冷却機能喪失

#### イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### (イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の結果については、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

#### ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおける不確かさの影響評価については、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

## ハ 必要な要員及び資源の評価

### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、重要事故シーケンスにおいては、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様52名である。また、代表的な事故シーケンスにおいては、「1.15.2.4(3)c.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり46名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### (ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源の資源の評価については、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環等を考慮する。



事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」について、有効性評価を実施した。

上記は、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様であり、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的に安定停止状態を維持できる。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様であり、供給可能である。

以上のことから、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して有効である。

#### (d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

##### イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

###### (イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-23図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-211図から第1.15-216図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-217図から第1.15-221図に示す。

## I 事象進展

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

燃料取替用水ピット水位が低下し、事象発生の約37分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行う。切替え時に余熱除去ポンプによる低圧再循環機能が喪失するが、高圧注入ポンプによる高圧再循環により原子炉容器内水位は炉心上端以上の水位で維持される。しかしながら、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。

事象発生の約8.4時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後である事象発生の約8.9時間後にA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。

## II 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は、第1.15-220図及び第1.15-221図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.408MPa及び約140℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200℃を下回る。

燃料被覆管温度は、破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第1.15-216図に示すとおり、ECCSによる炉心注水によって低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、設計基準事故「1.15.2.4(2)a. 原

原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、ECCSの性能発揮の点から最も厳しい低温側配管(1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間)における断面積の2倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものと想定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,006℃であり、燃料被覆管の酸化量は約1%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度は1,200℃以下、燃料被覆管の酸化量は15%以下となる。

1次系圧力は、第1.15-211図に示すとおり、初期値(約15.6MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

原子炉は事象発生約37分後に高圧再循環運転に切り替えることで炉心の冠水状態を維持でき、第1.15-218図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により格納容器再循環サンプル水温が低下に転じる約14時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。更に、高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却を継続することにより、原子炉の安定停止状態を維持できる。また、原子炉格納容器圧力及び温度は、事象発生約8.9時間後に低下傾向に転じ、原子炉格納容器の安定状態に到達する。

なお、余熱除去系の復旧により余熱除去系の使用が期待できる場合には、余熱除去冷却器を経由する余熱除去ポンプによる低圧再循環を行うことにより、低温停止状態に到達させることが可能である。また同様に、原子炉格納容器スプレイ系の復旧により原子炉格納容器スプレイ系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器ス

プレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

#### ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始するA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却とする。

#### (イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

#### I 運転員等操作時間に与える影響

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、原子炉格納容器の圧力を起

点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

## II 評価項目となるパラメータに与える影響

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

### (ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

#### I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-68表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び標準値として設定しているA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点として

いる格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、格納容器内自然対流冷却は、開始前の原子炉格納容器の圧力を起点としていることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号機の設計値（1基当たりの除熱特性：100℃～約168℃、約6.7MW～約12.3MW）とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-222図及び第1.15-223図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は更に抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## II 操作条件

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

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-24図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

格納容器内自然対流冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩やかになると、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することにより原子炉格納容器の圧力上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなることから、事象発生80分後から格納容器内自然対流冷却を開始することを想定した場合の感度解析を実施した。その場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、格納容器内自然対流冷却の開始直後から低めに推移する。A、B格納容器再循環ユニットの除熱量は原子炉格納容器内温度に依存し、原子炉格納容器内温度が低い場合には除熱量も減少するが、第1.15-224図及び第1.15-225図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値



については、解析条件である原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後から格納容器内自然対流冷却を開始した場合と比較して低下している。このため、格納容器内自然対流冷却を早期に開始した場合には、評価項目に対する余裕は大きくなる。

#### (ハ) 操作時間余裕の把握

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

格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、第1.15-226図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力から最高使用圧力の2倍に到達するまでの時間を、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として原子炉格納容器の最高使用圧力到達から12時間程度は確保できる。

#### (ニ) まとめ

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

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、

要員の配置による他の操作に与える影響はない。

#### ハ 必要な要員及び資源の評価

##### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)d.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり32名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

##### (ロ) 必要な資源の評価

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

#### I 水源

燃料取替用水ピットを水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位到達後、高圧再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の評価結果となる。

## II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

更に、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

## III 電源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、格納

容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失することにより、原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器が過圧破損に至るため、格納容器再循環サンプに貯水される水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却等を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環、格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による高圧再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を行うことにより、原子炉格納容器先行破損は生じない。

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

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

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

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

(e) 原子炉停止機能喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

I 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-27図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度、1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-227図から第1.15-233図に、2次系除熱量、蒸気発生器2次側保有水量等の2次系パラメータの変化を第1.15-234図から第1.15-238図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、主給水流量の喪失に伴い1次系温度及び圧力が緩やかに上昇する。このとき、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水流量喪失による蒸気発生器水位の低下を多様化自動作動設備が検知し、主蒸気ラインを隔離する。これにより、1次系温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

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

## (II) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、第1.15-229図に示すとおり、約18.6MPaであり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

燃料被覆管温度は、第1.15-233図に示すとおり、原子炉トリップ機能の喪失によりわずかに上昇し、約360°Cに達した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200°C以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4 (2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133°Cにとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144°C)を下回る。

第1.15-228図及び第1.15-229図に示すように、事象発生後600秒時点において1次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続し、化学体積制御設備を用いたほう酸水の炉心注入

により未臨界を確保した後、1次系の降温、降圧を行い、事象発生  
の約16時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を  
開始することにより事象発生約21.5時間後に低温停止状態になり、  
安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を  
継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## II 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-28図に、原子炉出力、1  
次冷却材平均温度、1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-  
239図から第1.15-245図に、2次系除熱量、蒸気発生器2次側保有水量  
等の2次系パラメータの変化を第1.15-246図から第1.15-250図に示す。

### (I) 事象進展

事象発生後、負荷の喪失に伴い1次系温度及び1次系圧力が上  
昇する。このとき、原子炉は自動停止しないが、蒸気負荷の喪失によ  
り1次系温度が上昇し、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効  
果により原子炉出力は低下する。その後、主蒸気逃がし弁及び主蒸  
気安全弁の作動により、1次系温度の上昇は抑制され、原子炉出力  
が維持される。また、すべての主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器  
の故障に伴う主給水流量喪失による蒸気発生器水位の低下を多様  
化自動作動設備が検知する。

1次系温度の上昇に伴い、1次系圧力は上昇するが、加圧器逃が  
し弁及び加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑制され、また、補  
助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により炉心が  
冷却され、1次系の圧力上昇は抑制される。

## (II) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、第1.15-241図に示すとおり、約18.9MPaであり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

燃料被覆管温度は、第1.15-245図に示すとおり、原子炉トリップ機能の喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4 (2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-240図及び第1.15-241図に示すように、事象発生後600秒時点において1次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉



心冷却を継続し、化学体積制御設備を用いたほう酸水の炉心注入により未臨界を確保した後、1次系の降温、降圧を行い、事象発生の約16時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約21.5時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展は早いですが、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

#### (イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

## I 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

## II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における減速材反応度帰還効果の不確かさとして、減速材温度係数を $3.6\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ 大きく評価する可能性がある。このため、実際の減速材反応度帰還効果は小さくなり、1次系温度上昇時における負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が増加する。減速材反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(ハ) 感度解析」にて確認する。

炉心におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさとして、10%小さく評価する可能性がある。このため、実際のドップラ反応度帰還効果は大きくなり、燃料温度低下時における正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が増加する。ドップラ

反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(ハ) 感度解析」にて確認する。なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさは、ドップラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含める。

炉心における沸騰・ボイド率変化の不確かさとして、炉心ボイド率を8%大きく評価する可能性がある。このため、実際の炉心ボイド率は小さくなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次系温度上昇時における負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。但し、1次系圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で1次系温度を2℃、1次系圧力を0.2MPa低く評価する可能性がある。このため、実際の1次系圧力は高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次系温度が高くなり、1次冷却材保有熱量が増加するため、1次冷却材膨張量が増加する。これらの解析コードの不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できる

ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「(ハ) 感度解析」にて確認する。

#### (ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

##### I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-69表及び第1.15-70表に示すとおりである。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる初期条件である炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差、ドップラ特性及び減速材温度係数の取替炉心ごとの変動並びに標準値として設定している炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

##### (I) 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1) a. (a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

##### (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度について、初

期定常誤差が原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響を「1.15.7.3(1) a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて確認する。

減速材温度係数のサイクル寿命中の変化及び取替炉心ごとの変動を考慮し、最確条件の減速材温度係数を用いた場合、解析条件として設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次系温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

ドップラ特性の取替炉心ごとの変動を考慮し、最確条件のドップラ特性を用いた場合においても、解析条件として設定しているドップラ特性と大きく変わらないため、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくないが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響を「1.15.7.3(1) a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて確認する。

3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した場合、減速材温度係数は絶対値が大きくなり負の反応度帰還効果が大きくなる傾向となり、また、ドップラ特性は大きくなり正の反応度帰還効

果が大きくなる傾向となるため、評価項目となるパラメータに与える影響について確認する観点から、3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した場合の感度解析を実施した。感度解析に当たって、減速材温度係数の初期値は取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し負の反応度帰還効果が小さくなるよう $-19\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ を設定し、ドップラ特性は3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定する。その結果、第1.15-251図及び第1.15-252図に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 $18.5\text{MPa}$ 、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 $18.7\text{MPa}$ となる。1次系圧力を高くする方向に作用するドップラ特性の相違による影響よりも、1次系圧力を低くする方向に作用する減速材温度係数初期値の相違による影響の方が大きいことから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるが、1次系圧力が最大となる時の原子炉出力は崩壊熱よりも十分大きく、崩壊熱が1次系圧力上昇に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## II 操作条件

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

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

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を行い、未臨界状態を維持する。

#### (ハ) 感度解析

解析コード及び解析条件の不確かさにより、1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を実施した。感度解析に当たって、炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びにド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1.15-91表及び第1.15-92表並びに第1.15-253図及び第1.15-254図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約19.4MPa、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約19.6MPaとなる。「1.15.7.3(1)a.(e)イ(イ) 有効性評価の結果」で示す各々の最高値約18.6MPa及び約18.9MPaに比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回っている。

更に、「(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」の

とおり、解析コードにおける1次系温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回り、評価項目を満足する。

## (二) 操作時間余裕の把握

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

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動により蒸気発生器への注水を確保し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、操作遅れによる影響はない。

## (ホ) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、感度解析により、解析コード及び解析条件の不確かさの重畳を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータを満足できることを確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ自動起動による蒸気発生器への注水等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。



## ハ 必要な要員及び資源の評価

### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)e.(a)ハ炉心損傷防止対策」に示すとおり14名である。

このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### (ロ) 必要な資源の評価

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

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

## I 水源

復水ピットを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水ピットが枯渇するまでの水量約1,020m<sup>3</sup>の使用を考慮し、事象発生後約16.6時間の注水継続が可能である。余熱除去系による炉心冷却は、事象発生の約18時間後から使用可能となるため、復水ピット枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約1.4時間は、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水ピットへの淡水(八田浦貯水池)

又は海水補給が必要となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水は不要であり、復水ピットへの補給は不要である。

なお、本重要事故シナリオにおいては、外部電源の喪失を想定しておらず、復水ピット枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約1.4時間は、常設設備により復水ピットへの補給が可能となる。

## II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水ピットへの補給及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。使用済燃料ピットへの注水については、復水ピットへの補給に必要な重油に包絡される。

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

### III 電源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により起動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

### ニ 結論

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉のトリップ機能が喪失することにより、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、緊急ほう酸注入、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。

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

上記の事故が発生した場合においても、多様化自動作動設備により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動すること等により、1次系圧力が過度に上昇することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリ

にかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

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

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。

#### (f) ECCS注水機能喪失

##### イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

###### (イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-33図に示す。

##### I 6inch破断

1次系圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-255図から第1.15-261図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-262図から第1.15-264図に示す。

## (I) 事象進展

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

事象発生約16秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入機能の喪失を想定することから、1次系保有水量が減少することより炉心が一時的に露出し、燃料被覆管温度は上昇する。事象発生約5.9分後に1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、炉心は再び冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。

更に、ECCS作動信号発信の10分後である事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するが、蓄圧注入による1次系保有水量の回復に伴い1次系圧力の低下が抑制され、蓄圧注入が一時的に停止することにより炉心水位が低下し、事象発生約13分後に炉心が再び露出し、燃料被覆管温度は上昇する。その後、燃料被覆管温度は事象発生約22分後に約581℃に到達した後、再冠水することにより急速に低下し、1次系圧力が低下することにより、事象発生約23分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-261図に示すとおり、事象発生約

22分後に約581℃に到達した後に再冠水することにより低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。

1次系圧力は、第1.15-255図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-257図に示すように、事象発生後60分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約2.9時間後に余熱除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## II 4inch破断

1次系圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-265図から第1.15-271図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-272図から第1.15-274図に示す。

### (I) 事象進展

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

事象発生約24秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入機能の喪失を想定することから、1次系保有水量が減少することにより、事象発生約7分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇するが、再び冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。その後、事象発生約9.8分後に再び炉心が露出する。

更に、ECCS作動信号発信の10分後である事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約14分後に、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は事象発生約16分後に約891℃に到達した後、事象発生約19分後に再冠水することにより急速に低下する。更に、1次系圧力が低下することにより、事象発生約31分後に低圧注入が開始され、1次系保

有水量が回復に転じる。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-271図に示すとおり、事象発生の約16分後に約891℃に到達した後に再冠水することにより低下する。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約1.7%にとどまることから、15%以下となる。

1次系圧力は第1.15-265図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-267図に示すように、事象発生後60分時点において余熱除去ポンプによる炉心注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約3.3時間後に余熱



除去ポンプによる低圧再循環に切り替えることにより低温停止状態に移行でき、安定停止状態に到達する。その後も、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

### III 2inch破断

1次系圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-275図から第1.15-281図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-282図から第1.15-284図に示す。

#### (I) 事象進展

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

事象発生の約65秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、ECCS作動信号発信の10分後である事象発生の約11分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約19分後に、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることにより自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生の約49分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。この期間中、炉心の冠水状態は維持される。

#### (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-281図に示すとおり、炉心が冠水状

態にあることから初期値(約390°C)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200°C以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第1.15-275図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133°Cにとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144°C)を下回る。

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

## ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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

### (イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

#### I 運転員等操作時間に与える影響

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

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価

するジルコニウム-水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高く評価する。このため、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、解析における破断口径を6inch、4inch及び2inchとすることにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、解析コードの持つ不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を10%小さく若しくは50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系の温度及び圧力の低下が抑制される。しかしながら、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、サブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却の開始に与える影響はない。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系圧力は低くなるが、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却の開始に与える影響はない。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなるが、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号は、2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却の開始に与える影響はない。

## II 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、炉心露出に対する余裕が大きくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。また、二相領域での漏えい率を10%小さく若しくは50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二

相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制され、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる影響があるが、1次系圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクによる炉心注水開始が遅れ、1次系保有水量の回復が遅れることから、評価項目に対する余裕が小さくなる影響もある。このため、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響の程度を確認するため、解析における破断口径を6inch、4inch及び2inchとすることで、破断流量の不確かさの影響を考慮している。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系圧力は低くなることにより、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなることにより1次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

#### (ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

##### I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-71表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条

件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破断口径に関する影響評価並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することにより、1次系圧力の低下に影響を与える。このため、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却の開始が変動する。

#### (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することにより、1次系保有水量に影響を与えることから、6inch破断、4inch破断及び2inch破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラ

メータに与える影響を確認した。その結果、以下に示すとおり、評価項目に対して十分な余裕がある。

#### i 6inch破断

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次系圧力の低下が早くなり、早期にループシールが解除されることにより、蓄圧注入が開始される。その後、2次系強制冷却の開始後に蓄圧注入が一時的に停止し炉心は露出するが、蓄圧注入が再開することにより炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

#### ii 4inch破断

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

#### iii 2inch破断

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次系圧力の低下が遅くなり、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。



#### iv 4inch破断から2inch破断の間の傾向

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

#### v 4inch破断から6inch破断の間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次系圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的早くなることから、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなる。その影響を、炉心露出に至る6inch破断及び4inch破断のケースにおいて、最大保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-285図から第1.15-287図に示すとおり、6inch破断の場合では、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなることによりループシール解除後に1次冷却材の流出によって低下した水位の回復が遅くなるため、燃料被覆管温度は高めに推移し、燃料被覆管最高温度は約746℃となる。また、第1.15-288図から第1.15-290図に示すとおり、4inch破断の場合では、炉心露出後に蓄圧注入が開始されることか

ら、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約928℃となる。このように、評価項目に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## II 操作条件

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

### (I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-34図に示すとおり、2次系強制冷却は中央制御室で行う操作であり、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

2次系強制冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、ECCS作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように、操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の不確かさにより1次系からの漏えい量が少なくなると、1次系圧力の低下が遅くなるため、ECCS作動信号の発信が遅くなり、

これに伴い操作開始が遅くなる。このように、操作開始が遅くなる場合には、1次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、ECCS作動信号発信11分後の2次系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を3分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れに対して評価項目を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### (ハ) 操作時間余裕の把握

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

2次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、2次系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、6inch破断及び4inch破断のケースにおいて、2次系強制冷却の開始を3分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、6inch破断の解析結果は第1.15-291図から第1.15-296図に示すとおりであり、2次系強制冷却を開始する前に蓄圧注入が開始し、炉心は冠水している。その後、間欠的な蓄圧注入挙動により炉心は露出するが、炉心水位は高い状態を維持しており、燃料被覆管最高温度は約577℃となる。また、4inch破断の解析結果は第1.15-297図から第1.15-302図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることにより1次系圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい量が多くなるとともに、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなり、燃料被覆管最高温度は約1,115℃となるが、いずれも評価項目を下回っている。このため、操作時間余裕としてECCS作動信号の発信から13分程度は確保できる。

## (二) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による2次系強制冷却を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## ハ 必要な要員及び資源の評価

### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)f.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり30名である。

このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### (ロ) 必要な資源の評価

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

## I 水源

燃料取替用水ピットを水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達後、低圧再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした低圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

## II 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

更に、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

## III 電源

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

ており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心への注水ができないことにより1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入等を、また、長期的な炉心冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環等を考慮する。

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

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却等を行うことにより、破断サイズにより蓄圧注入又は低圧注入を促進させ、破断口径が大きい6inch破断及び4inch破断については、炉心は一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することにより燃料被覆管温度は低下する。また、破断口径が比較的小さい2inch破断については、炉心が露出することはない。

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

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

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

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

#### (g) ECCS 再循環機能喪失

##### イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### (イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-37図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-303図から第1.15-310図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-311図から第1.15-314図に示す。

#### I 事象進展

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

に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始される。炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水ピット水位が低下し、事象発生約17分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行うが、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去ポンプによる低圧再循環機能が喪失することにより、原子炉容器内水位は低下する。しかしながら、再循環機能喪失の30分後である事象発生約47分後にB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環により炉心注水を実施することにより、原子炉容器内水位は回復する。

## II 評価項目等

燃料被覆管温度は、破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第1.15-310図に示すとおり、ECCSによる炉心注水によって低下する。燃料被覆管温度及び酸化量は、設計基準事故「1.15.2.4(2)a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、ECCSの性能発揮の点から最も厳しい低温側配管(1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間)における断面積の2倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものと想定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,006℃であり、燃料被覆管の酸化量は約1%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度1,200℃以下、燃料被覆管の酸化量は15%以下となる。

1次系圧力は、第1.15-303図に示すとおり、初期値(約15.6MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPaにとどまり、最高使用



圧力の1.2倍 (20.59MPa)を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第1.15-313図及び第1.15-314図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。

原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-312図に示すように、格納容器再循環サンプル水温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生約2.0時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、運転員等操作であるB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環により、炉心を冷却することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、再循環機能喪失を起点に操作を開始する代替再循環とす

る。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

I 運転員等操作時間に与える影響

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

II 評価項目となるパラメータに与える影響

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

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-72表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる炉心崩壊熱及び

破断口径に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、ECCSによる炉心注水流量が多くなり、燃料取替用水ピットの水位低下が早くなることから、燃料取替用水ピット水位を起点としている代替再循環の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系圧力の低下が遅くなる。このため、ECCSによる炉心注水流量が少なくなり、燃料取替用水ピットの水位低下が遅くなることから、燃料取替用水ピット水位を起点としている代替再循環の開始が遅くなる。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## II 操作条件

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

### (I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-38図に示すとおり、代替再循環は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

代替再循環については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、ECCSによる炉心注水流量が多くなることから、燃料取替用水ピットの水位低下が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなるため、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系保有水量の減少が早く、評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(ハ) 感度解析」において、再循環機能喪失から15分後に代替再循環を開始することにより、炉心は露出しないことを確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、一方で、破断口径等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が遅くなり、ECCSによる炉心注水流量が少なくなることから、

燃料取替用水ピットの水位低下が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

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

#### (ハ) 感度解析

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

その結果は、第1.15-315図に示すとおりであり、MAAPコードはM-RELAP5コードより約15分炉心露出を遅めに予測する傾向を確認した。また、M-RELAP5コードにより再循環機能喪失から15分後に代替再循環を開始した場合、第1.15-316図に示すとおり、再循環機能喪失後においても炉心は露出せず、燃料被覆管温度は上昇しない結果となった。このため、本重要事故シーケンスにおいては、炉心露出の予測に対する不確かさとして、15分を考慮するものとする。なお、同評価では、MAAPコードによって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、両コードの計算結果から得られる原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器の圧力上昇に与える影響の差はわずかであることから、M-RELAP5コードの炉心露出の予測に

与える影響は軽微である。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、MAAPコードはM-RELAP5コードと比較して、炉心露出を約15分遅く評価する可能性がある。この場合、再循環機能喪失から代替再循環開始までの操作時間余裕は小さくなり、評価項目に対する余裕も小さくなる。これに対して、解析条件として考慮している「再循環機能喪失から30分後」よりも15分早く代替再循環を開始できるように、要員を配置することから、炉心は露出することなく評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## (二) 操作時間余裕の把握

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

代替再循環の開始時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被覆管温度評価の観点から、実際に見込まれる操作開始時間で最大となる再循環機能喪失から15分後に対して、開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-317図及び第1.15-318図に示すとおり、評価項目に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として、再循環機能喪失から20分程度は確保できる。

## (ホ) まとめ

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

により、MAAPコードにおける炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮し、実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による代替再循環を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

#### ハ 必要な要員及び資源の評価

##### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)g.(a)ハ炉心損傷防止対策」に示すとおり、28名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

##### (ロ) 必要な資源の評価

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

#### I 水源

燃料取替用水ピットを水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポン

プによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位到達後、高圧及び低圧再循環への切替えを行うが、再循環切替えに失敗する。このため、2系列の格納容器スプレイ再循環切替成功を確認した後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替える。代替再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

燃料取替用水ピットを水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイについては、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位到達後、A格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環に切り替える。格納容器スプレイ再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイを継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の評価結果となる。

## II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

更に、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの電源供給については、事象発生直後からの運転



を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

### III 電源

外部電源の喪失は想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」では、燃料取替用水ピットを水源としたECCSによる炉心への注水後に、格納容器再循環サンプルを水源とするECCSの再循環による炉心への注水機能が喪失することにより、1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環、格納容器スプレイ再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるB格納容器

スプレイポンプ (RHRS-CSSタイライン使用) による代替再循環等を行うことにより、再循環機能喪失後に炉心が露出することはない。

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

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

重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対して有効である。

#### (h) 格納容器バイパス

##### イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### (イ) 有効性評価の結果

##### I インターフェイスシステムLOCA

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-42図に、1次系圧力、1次

系温度、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-319図から第1.15-330図に、補助給水流量及び蒸気流量の2次系パラメータの変化を第1.15-331図及び第1.15-332図に示す。

#### (I) 事象進展

事象発生後、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生し、誤開又は破損が発生した側の余熱除去系逃がし弁、余熱除去系機器等からの1次冷却材の流出に伴い1次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約21秒後に「原子炉圧力低」信号のECCS作動限界値に到達した後、ECCSが作動し、炉心注水が開始される。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

事象発生約11分後に1次系圧力が余熱除去冷却器出口逃がし弁の吹止まり圧力まで低下するため、逃がし弁が閉止することにより、1次系保有水量が回復する。

1次系圧力の低下が継続するため、ECCS作動信号発信の24分後である事象発生約24分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、その1分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するとともに、加圧器水位の回復と1次系からの漏えい量抑制のため、事象発生約63分後に加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行い、事象発生約63分後に高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えを行う。

その後、事象発生約63分後に健全側余熱除去系による炉心冷却を開始するとともに、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が

発生した側の余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作で閉止することにより、1次冷却材の漏えいは停止する。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-330図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約390℃)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は第1.15-319図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、余熱除去ポンプ入口逃がし弁の作動及び加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320Mpa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-319図及び第1.15-320図に示すように、事象発生後8時間

時点においても1次系圧力及び温度は安定又は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生約10時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## II 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-44図に、1、2次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-333図から第1.15-342図に、蒸気発生器水位、蒸気流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-343図から第1.15-345図に示す。

### (I) 事象進展

事象発生後、破断した伝熱管を通じて1次冷却材が蒸気発生器2次側への流出に伴い1次系圧力が低下することにより、事象発生約5分後に「過大温度 $\Delta T$ 高」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

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

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

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

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-342図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約350℃)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第1.15-333図に示すとおり、初期値(約15.7MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁の開閉操作

により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第1.15-333図及び第1.15-334図に示すように、事象発生後4時間時点においても1次系圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生の約4.5時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系の接続に失敗した場合においても、充てん系によるフィードアンドブリードを行うとともに、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環等により長期的な炉心冷却を行うことにより、事象発生の約32.6時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、代替再循環等を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、運転員等操作である2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉による1次系の減温、減圧を行うとともに、高圧注入系から充てん系への切替え等を行うクールダウンアンドリサーキュレーションにより炉心を冷却し、漏えい量を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉トリップ信号又はECCS作動信号の発信を起点に操作を開始する2次系強制冷却並びに1次系温度及び圧力(サブクール条件)等を起点に操作を開始する加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えとする。

## (イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

## I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時



間に与える影響はない。

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

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステムLOCAでは、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測する。また、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価する。このため、インターフェイスシステムLOCAでは、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減圧が遅くなるため、1次系圧力の低下が抑制されることから、ECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却の開始が遅くなる。一方、1次系の減圧が遅くなるため、1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなることから、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高压注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系の減温、減圧が早くなり、1次系温度は低くなることから、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高压注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際より

も小さくなることにより、最大で1次系圧力を0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、1次系の減温、減圧が早くなるため、1次系温度は低くなることから、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高压注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなることから、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高压注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

## II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

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

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステムLOCAでは、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測する。ま

た、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価する。このため、インターフェイスシステムLOCAでは、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系の温度及び圧力の低下が抑制され、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系の減温、減圧が早くなり、1次系温度及び圧力は低くなることにより漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次系圧力を0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、1次系の減温、減圧が早くなり、1次系温度及び圧力は低くなることにより漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなることにより1次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-73表及び第1.15-74表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱及びインターフェイスシステムLOCA時の破断口径に関する影響評価並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信するECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却並びに1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

インターフェイスシステムLOCA時の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、1次系圧力の低下が遅くなることから、ECCS作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却の開始が遅くなる。一方、1次系圧力の低下が遅くなることにより1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなることから、1次系温度及び圧力(サブクー

ル条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高压注入系から充てん系への切替えの開始が早くなる。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、また、インターフェイスシステムLOCA時の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して1次系への注水量の観点から厳しくなるが、蓄圧タンクによる炉心注水より前にECCSにより1次系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

## II 操作条件

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

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-45図に示すとおり、インターフェイスシステムLOCAにおいて、2次系強制冷却、加圧器逃がし弁開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えの複数の操作は、中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。また、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作により閉止する操作は、現場で行う操作であるが、中央制御室で操作を行う運転員とは別の運転員等による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。現場での操作場所は、漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合においても、閉止操作の成立性に影響を与えない。

第1.15-46図及び第1.15-47図に示すとおり、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故において、破損側蒸気発生器隔離及び健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁開等並びに加圧器逃がし弁開閉、蓄圧タンク出口弁閉止及び高圧注入系から充てん系への切替え等の複数の操作は、中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

2次系強制冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなること、ECCS作動信号又は原子炉トリップ信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また一方で、インターフェイスシステムLOCAでは、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより1次系からの漏えい量が少なくなると、1次系圧力の低下が遅くなるため、ECCS作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、高圧注入系による炉心注水により1次系保有水量は確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替えについては、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が早くなると、1次系温度及び圧力(サブクール条件)成立が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

なお、高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間の変動によるプラント挙動に与える影響はなく、その後の加圧器水位調整の影響についてもプラント挙動に与える影響はない。

#### (ハ) 操作時間余裕の把握

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

インターフェイスシステムLOCAにおいて、2次系強制冷却の操作時間余裕としては、第1.15-346図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、2次系強制冷却開始までの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水ピット枯渇までに3時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間余裕としては、第1.15-346図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、大気圧時点での注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水ピット枯渇までに3時間程度は確保できる。

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故において、破損側蒸気発生器の隔離及び2次系強制冷却の操作時間余裕としては、第1.15-347図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、2次系強制冷却開始までの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水ピット枯渇までに8時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替えの操作時間余裕としては、第1.15-347図に示すとおり、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間を、主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、大気圧時点での注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水ピット枯渇までに4時間程度は確保できる。



## (二) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるクールダウンアンドリサーキュレーションを行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## ハ 必要な要員及び資源の評価

### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)h.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり28名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### (ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件

にて評価を行い、その結果を以下に示す。

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

## I 水源

重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」において、復水ピットを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については復水ピットが枯渇するまで注水継続が可能であるが、それまでに健全側余熱除去系による炉心冷却が可能となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要であり、復水ピットへの補給は不要である。

また、燃料取替用水ピットを水源とする高圧注入ポンプ若しくは充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに漏えい箇所の隔離により余熱除去系からの漏えいを停止することが可能である。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、健全側余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、復水ピットを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンクが枯渇するまで注水継続が可能であるが、それまでに余熱除去系による炉心冷却が

可能となる。余熱除去系による炉心冷却に切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要であり復水ピットへの補給は不要である。

また、燃料取替用水ピットを水源とする高圧注入ポンプ若しくは充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに1次系の減圧により1次系と蒸気発生器2次側を均圧させ、漏えいを停止することが可能である。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。なお、余熱除去系の接続に失敗した場合においては、燃料取替用水ピットを水源とする充てん系によるフィードアンドブリードを行い、格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位到達後、代替再循環に切り替える。代替再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

## II 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

更に、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

### Ⅲ 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいにより1次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対する炉心損傷防止対策としては、ECCS等により炉心注水を確保しつつ、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却並びに加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行うことにより漏えい量を抑制し、余熱除去系による炉心冷却を行うクールダウンアンドリサーキュレーション等を、長期的な炉心冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。また、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を、長期的な炉心冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環等を考慮する。

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

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるクールダウンアンドリサーキュレーション等を行うことにより、炉心が露出することはない。

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

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

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

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

b. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(a) 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-64図に、1次系圧力、加

圧器水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-348図から第1.15-356図に示す。

## I 事象進展

事象発生後、余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、約2分で1次冷却材が沸騰、蒸散することにより1次系保有水量が減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材の温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、事象発生の50分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量がつりあうことにより、1次系保有水量を確保することができる。

## II 評価項目等

炉心上端ボイド率は、第1.15-349図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水により炉心が露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

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

る。

炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約 $-6.6\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は、第1.15-356図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはない、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は、第1.15-353図及び第1.15-355図

に示すとおり、事象発生から約150分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

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

#### ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てんポンプによる炉心注水により、1次系保有水量を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異がある充てんポンプによる炉心注水とする。

#### (イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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



りである。

#### I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

#### II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で0.4m低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で0.4m高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第1.15-352図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は炉心上端から約1.0mの高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### (ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

##### I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、

第1.15-75表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

#### (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

### II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-65図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てんポンプによる炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第1.15-357図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、充てんポンプによる炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として炉心露出に至る可能性のある水量までに23分程度は確保できる。

## (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ポンプによる炉心注水を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## ハ 必要な要員及び資源の評価

### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(6)a.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり28名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### (ロ) 必要な資源の評価

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

の結果を以下に示す。

## I 水源

燃料取替用水ピットを水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位到達後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替える。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

## II 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

更に、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

## III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定し

ている工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等に伴い崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散により1次系保有水量の減少が継続し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」に対する燃料損傷防止対策としては、充てんポンプによる炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

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

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による充てんポンプによる炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発

生後の1次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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

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

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」に対して有効である。

## (b) 全交流動力電源喪失

### イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

#### (イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-67図に、1次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-358図から第1.15-366図に示す。

## I 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失による余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、約2分で1次冷却材が沸騰、蒸散することにより1次系保有水量が減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材の温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、事象発生の50分後に常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣りあうことにより、1次系保有水量を確保することができる。

## II 評価項目等

炉心上端ボイド率は、第1.15-359図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心が露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

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

炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が



低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する可能性がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心の評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.6%  $\Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-366図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することなく、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は、第1.15-363図及び第1.15-365図に示すとおり、事象発生から約150分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

#### ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により、1次系保有水量を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異がある常設電動注入ポンプによる炉心注水とする。

#### (イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

#### I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさと

して、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で0.4m低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で0.4m高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第1.15-362図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は炉心上端から約1.0mの高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

#### I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-76表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関

する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-68図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運

転員等による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## (ハ) 操作時間余裕の把握

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

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の操作時間余裕としては、第1.15-367図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作余裕時間として炉心露出に至る可能性のある水量までに23分程度は確保できる。

## (ニ) まとめ

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

コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

#### ハ 必要な要員及び資源の評価

##### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「1.15.2.4(6) b. (a) ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり52名である。このため、「1.15.5.1(5) b. (a) ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

##### (ロ) 必要な資源の評価

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

#### I 水源

燃料取替用水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が水位異常低警報値となるま

での水量である約1,960m<sup>3</sup>を使用し、事象発生から約53.8時間の注水継続が可能である。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

## II 燃料

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

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5kℓの重油が必要となる。

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約284.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376kℓにて供給可能である。

## III 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約2,560kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kWにて電源供給が可能である。

また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失し、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散により1次系保有水量の減少が継続し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

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

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の1次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考



慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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

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

以上のことから、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

## (c) 原子炉冷却材の流出

### イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

#### (イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-70図に、1次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-368図から第1.15-377図に示す。

#### I 事象進展

事象発生後、1次冷却材の流出に伴い1次系保有水量が減少し、事

象発生約2分後に1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達することにより余熱除去系の機能が喪失する。これに伴い、1次冷却材の流出流量は減少するが、流出は継続するため1次系保有水量は減少し、また、余熱除去機能喪失に伴い、崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、1次冷却材が沸騰、蒸散することにより1次系保有水量が更に減少する。その後、事象発生約22分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、炉心への注水流量と余熱除去系及び加圧器開口部からの流出流量が釣りあうことにより、1次系保有水量を確保することができる。

## II 評価項目等

炉心上端ボイド率は、第1.15-369図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水により炉心が露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

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

炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低

下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心の評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.6%  $\Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は、第1.15-377図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することなく、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は、第1.15-374図及び第1.15-376図に示すとおり、事象発生から約30分以降に安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、1次冷却材の流出が発生した系統の隔離を行った上で、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器スプレイ冷却器による冷却を継続することにより、長期的に原子炉の

安定状態を維持できる。また、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

#### ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

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

#### (イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

#### I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で0.4m低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制される

ことから、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。また、炉心水位を最大で0.4m高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が早くなる。

## II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で0.4m低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で0.4m高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第1.15-373図に示すとおり、原子炉容器内水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器内水位は、炉心上端から約1.3mの高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水状態は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

#### I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-77表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、

原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮し、最確条件の1次冷却材の流出流量を用いた場合、解析条件として設定している流出流量より少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。

#### (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮し、最確条件の1次冷却材の流出流量を用いた場合、解析条件として設定している流出流量より少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## II 操作条件

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

### (I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-71図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てんポンプによる炉心注水については、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさにより炉心水位が低くなることにより、1次系保有水量の減少が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、操作開始の起点としている余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が大きくなるため、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなる。このため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、操作時間が早まる時間は数十秒程度であり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材の蒸散率が小さくなる

ことにより、1次系保有水量の減少が抑制され、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、操作開始の起点としている余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

#### (ハ) 操作時間余裕の把握

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

充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第1.15-378図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、充てんポンプによる炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として炉心露出に至る可能性のある水量までに33分程度は確保できる。

#### (ニ) まとめ

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



コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による充てんポンプによる炉心注水を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## ハ 必要な要員及び資源の評価

### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(6)c.(a)ハ燃料損傷防止対策」に示すとおり28名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### (ロ) 必要な資源の評価

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

## I 水源

燃料取替用水ピットを水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位到達後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替え

る。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

## II 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

更に、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

## III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等による系外への漏えいが発生し、1次冷却材が流出することにより余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、1次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散により1次系保有水量の減少が継続し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、充てんポンプによる炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

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

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による充てんポンプによる炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持でき、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の1次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて

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

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

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

#### (d) 反応度の誤投入

##### イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

###### (イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-73図に示す。

##### I 事象進展

原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、事象発生の約51分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から10分後の事象発生の約61分後に、弁の閉止及び1次系補給水ポンプの停止による希釈停止操作を開始し、操作開始から1分後の事象発生の約62分後に、1次冷却材のほう素の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界は確保される。希釈停止後、ほう酸水注入による1次冷却材のほう素の濃縮により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。

## II 評価項目等

本事故シーケンスにおいては、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、第1.15-379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」警報が発信されるまでに約51分を要し、臨界に至るまでには更に約11分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。

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

その後は、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約4.2時間後に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能である。

なお、臨界ほう素濃度である1,800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,500ppmまで濃縮するのに要する時間は約2.2時間である。

### ロ 評価条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である希釈停止により、反応度添加を防止することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、「中性子源領域炉停止時中性子束

高」警報発信を起点に操作を開始する希釈停止とする。

(イ) 評価条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-78表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を確認する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる臨界ほう素濃度、1次系への純水注水流量及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度の差が大きくなり、警報発信時間が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定して

いる警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が早くなる。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

## II 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作

に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-74図に示すとおり、希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作への影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

希釈停止については、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(ロ) 操作時間余裕の把握

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



希釈停止の操作時間余裕としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約11分かかるのに対し、警報の発信による事象発生を検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の合計11分を要することとしているが、実際に見込まれる希釈停止操作時間は約20秒であることから、臨界に至るまでに1分程度は確保できる。

なお、評価では反応度誤投入の判断後、希釈停止を行うこととしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により1次冷却材のほう素の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の時間余裕は十分ある。

#### (ハ) まとめ

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

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

### ハ 必要な要員及び資源の評価

#### (イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(6)d.(a)ハ 燃料

損傷防止対策」に示すとおり18名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

#### (ロ) 必要な資源の評価

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

#### I 水源

本事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策に必要な水源はない。

#### II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

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

更に、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

### III 電源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、炉心が臨界に達し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、純水注水の停止、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮等を考慮する。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余

裕があることから未臨界を確保できる。また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できる。その後は、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮により長期にわたる未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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

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

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

## (2) 格納容器のプロセス解析

「1.15.7.3(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析」を参照。

## (3) 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

#### 1.15.7.4 炉心溶融を伴う設計拡張状態の解析結果

##### (1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

##### (2) 格納容器のプロセス解析

###### a. 運転中の原子炉における重大事故

###### (a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

###### イ 格納容器過圧破損

###### (イ) 格納容器破損防止対策の有効性評価

###### I 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第1.15-380図及び第1.15-381図に、1次系圧力、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの変化を第1.15-382図から第1.15-384図に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-385図から第1.15-389図に示す。

###### (I) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCAの発生に加えて低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約22分後に炉心溶融に至る。

更に、格納容器スプレイ注入機能も喪失することから、炉心溶融開始から30分後となる事象発生の約52分後に常設電動注入ポンプ

による代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、原子炉容器内水位がなくなることにより、事象発生の約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出する。その後、事象発生の約2.6時間後に原子炉容器からの溶融炉心流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約15時間後に低下に転じる。

また、事象発生の24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内温度は事象発生の約26時間後に低下に転じる。

## (II) 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第1.15-385図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生の約15時間後に最高値約0.444MPaとなり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は、第1.15-386図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約26時間後に最高値約144℃となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

大破断LOCAが発生し低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失

することにより、事象発生約1.4時間後に原子炉容器破損に至るが、その時点での1次系圧力は、第1.15-382図に示すとおり、約0.21MPaであり、原子炉容器破損まで1次系圧力は2.0MPa以下に低減される。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ及びヘに示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、有効性評価の結果は、それぞれ「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。また、「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のニに示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することにより本評価事故シーケンスよりも水蒸気が凝縮することで水素濃度が高くなるとともに、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「1.15.7.4(2)a.(d) 水素燃焼」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は、第1.15-389図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して0.01MPa[abs]程度である。また、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200°Cを下回る。

また、第1.15-387図及び第1.15-388図に示すとおり、事象発生から約2.6時間後に溶融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下す

るが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、第1.15-385図及び第1.15-386図に示すとおり、48時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱される。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることにより事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量は多くなるが、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約4.5TBqであり、第1.15-390図に示すとおり、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことにより100TBqを十分下回る。また、その大気放出過程を第1.15-391図に示す。

事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生後30日（約4.8TBq）及び100日（約4.8TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回っている。

#### (ロ) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大



容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低下させることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生の24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生の60分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動についても、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異による不確かさの影響を確認する。

## I 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

### (I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間が早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

第1.15-392図及び第1.15-393図に示すとおり、約16cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇する。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPコードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPコードの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているが、これらパラメータを起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆

管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間は30秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

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

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

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器

破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

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

第1.15-392図及び第1.15-393図に示すとおり、約16cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されるため、コンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものであり、十分小さい。また、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析においても水素の追加発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度である。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最大大使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい

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

## II 解析条件の不確かさの影響評価

### (I) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-79表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### i 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。更に、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、

原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時

間に与える影響はない。

## ii 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響を確認する観点で、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間はLOCAの発生を操作の起点として現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生の約52分後とした。その結果、第1.15-394図から第1.15-399図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同じであり、また、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はあるが、原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍(0.784MPa)を下回っているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- ・ 1次冷却材高温側配管 全ループ破断



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

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、流量の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で代替格納容器スプレイ流量を設計値とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-400図及び第1.15-401図に示すとおり、事象発生から約52分後の代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号機の設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約168℃、約6.7MW～約12.3MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-402図及び第1.15-403図に示すとおり、事象発生から24時間後のA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低くなるため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-404図及び第1.15-405

図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## (II) 操作条件

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

### i 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-50図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## ii 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から30分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、1次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなることから評価項目に対する余裕が大きくなるが、1次冷却材の流出流量の不確かさとして「I(II) 評価項目となるパラメータに与える影響」において、事象発生から約52分で操作開始する場合の影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「III 操作時間余裕の把握」において、代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を事象発生から60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、「1.15.7.3(1)a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、より炉心崩壊熱の大きい約8.9時間後からの格納容器内自然対流冷

却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始時間が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。このため、評価項目に対する余裕が大きくなる。

### III 操作時間余裕の把握

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

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約8分遅く、事象発生から60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-406図及び第1.15-407図に示すとおり、代替格納容器スプレイ開始が約8分遅くなった場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200℃に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕としては、解析上は事象発生から24時間後に格納容器内自然対流冷却を開始するととも

に代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して、代替格納容器スプレイの停止条件である、原子炉格納容器内水量4,000m<sup>3</sup>となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として20分程度は確保できる。

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

#### IV まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認で

きる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

## (ハ) 必要な要員及び資源の評価

### I 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「1.15.2.4(4)a.(a)イ(ハ) 格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。このため、「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### II 必要な資源の評価

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

#### (I) 水源

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約52分後から24時間までの合計約23.2時間にわたり、定格値である150m<sup>3</sup>/hでの代替格納容器スプレイを想定して、約3,480m<sup>3</sup>の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水ピットは、約1,960m<sup>3</sup>の使用が可能である。また、事象発生約12時間後までに復水ピットとの連

絡操作を行うとともに、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプにより、淡水(八田浦貯水池)又は海水を復水ピット経由で燃料取替用水ピットに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約24時間後までに、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、燃料取替用水ピット及び復水ピットへの補給は不要である。

## (II) 燃料

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

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5kℓの重油が必要となる。復水ピットへの補給については、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

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

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約284.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376k

0にて供給可能である。

### (III) 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約440kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kWにて電源供給が可能である。

### (二) 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、その結果、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

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



性評価を実施した。

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

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次系圧力、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器の水素濃度については、「1.15.7.4(2)a.(d) 水素燃焼」において、熔融炉心によるコンクリート侵食については「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認している。

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

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

以上のことから、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却

等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に対して有効である。

## ロ 格納容器過温破損

### (イ) 格納容器破損防止対策の有効性評価

#### I 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第1.15-408図及び第1.15-409図に、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの変化を第1.15-410図及び第1.15-411図に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-412図から第1.15-415図に示す。

#### (I) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、すべての蒸気発生器への注水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次系圧力及び温度の上昇に伴い加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することにより、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。

このため、炉心溶融開始から10分後となる事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始から30分後となる事象発生の約3.6時間後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑

制する。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度は事象発生約17時間後に低下に転じる。

その後、事象発生約24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、格納容器内自然対流冷却の開始とともに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを停止することにより、原子炉格納容器上部区画の温度が一時的に上昇傾向となっているが、事象発生約27時間後に再び低下に転じる。

なお、本評価事故シナリオでは、1次系圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいとして、RCPシール部からの漏えいのみを想定していることから、1次系が高温となり、原子炉容器ふたフランジ部及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的にはRCPシールLOCAが発生することにより1次系の減温、減圧が進み、事象進展が緩和される。

## (II) 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第1.15-412図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生約17時間後に最高値約0.409MPaとなり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は第1.15-413図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生約17時間後に最高値約144℃となる。

事象発生後の24時間後に代替格納容器スプレイを停止することにより原子炉格納容器上部区画の温度が一時的に上昇傾向となるが、その後の格納容器自然対流冷却により低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

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

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

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

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のニに示す評価項目については、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「1.15.7.4(2)a.(d) 水素燃焼」に

示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は第1.15-414図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度である。また、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa)及び200°Cを下回る。

また、第1.15-412図及び第1.15-413図に示すとおり、事象発生の約13時間後に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、48時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した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る。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

#### (ロ) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水によ

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

## I 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

### (I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用

用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開に与える影響は小さい。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器内圧力及び温度は低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注