

現性が確認されており、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されている。更に、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次系圧力は2.0MPaを下回る結果となった。本評価事故シナリオにおいては、原子炉容器破損時の1次系圧力は、蓄圧注入及び熔融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次系の加圧現象と、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次系の減圧現象、及び熔融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次系の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と1次系圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次系圧力が2.0MPa近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ1次系圧力は低下していく。

また、圧力スパイク発生後の1次系の減圧挙動について、原子炉容器

下部ヘッドへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次系圧力に応じて変動することから、1次系の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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1.15-80表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱及び蓄圧タンク保持圧力並びに標準値として設定している原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、

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

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

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

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保持圧力より圧力が高いため、1次系強制減圧後、早いタイミングで蓄圧注入が開始されるが、炉心溶融は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心溶融及び原子炉格納容器圧力を起点に操作開

始する運転員等操作時間に与える影響はない。

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

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時点の1次系圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により炉心溶融開始時間が遅くなるため、原子炉容器破損時点の1次

系圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保持圧力より圧力が高いため、1次系強制減圧後、早いタイミングで蓄圧注入が開始され、その後の1次系圧力の挙動に影響を与える。このため、蓄圧タンク保持圧力の違いが原子炉容器破損時点の1次系圧力に与える影響を確認する観点で蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-407図に示すとおり、1次系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開放後の1次系圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損時間が遅くなる。このため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.4MPaで、2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時点の1次系圧力には影響しないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

本評価事故シーケンスにおける要員の配置による他の操作に与える影響については、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」と同様である。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から10分後を起点とする加圧器逃がし弁開放操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次系強制減圧の開始が遅くなるが、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始から20分後の加圧器逃がし弁開放の操作時間余裕を感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始の不確かさとして、実際の操作においては、準備が完了すればその段階で1次系強制減圧を実施することとなっているため、開始が早まる方向の不確かさ

が存在する。このため、加圧器逃がし弁の開放操作の開始を10分早め、炉心溶融開始時点とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-408図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.3MPaであり、2.0MPaを下回っている。この場合、より早期に1次系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。但し、この場合でも、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次系圧力が2.0MPa近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で割った値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次系圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次系圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、1次系強制減圧操作を10分早く開始しても、1次系圧力挙動については、1次系強制減圧開始時点を中心として、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下することで圧力ピークが生じるまでの1次系減圧挙動は変わらない。一方、1次系強制減圧操作を10分早く開始することに伴い、炉心崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展することになり、1次系圧力挙動に影響を与えられられる。しかしながら、1次系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、事象進展及び原子炉容器破損時間が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低下するため、原子炉容器破損時の1次系圧力への影響は小さく、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメ

一タに与える影響は小さい。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

加圧器逃がし弁の開放操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開放操作の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-409図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.5MPaであり、2.0MPaを下回っている。よって、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できる。

(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、運転員による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

要員の配置による他の操作に与える影響はない。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」と同様である。

(ロ) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」と同様である。

ニ 結論

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉容器が高い圧力の状況で破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が

喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作による加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により、原子炉容器破損までに1次系圧力を低減することができる。

その結果、原子炉容器破損時の1次系圧力は評価項目を満足している。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉格納容器内の水素濃度及び水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」にて、放射性物質の総放出量は、「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していることを確認している。更に、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

なお、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重及び熔融炉心によるコンクリート侵食については、本評価事故シナリオより評価項目となるパラメータの観点で厳しくなる「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。

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

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

以上のことから、格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器劣

「囲気直接加熱」において、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「1.15.7.4(2) a. (a)イ 格納容器過圧破損」の第1.15-369図と同様である。原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「1.15.7.4(2) a. (a)イ 格納容器過圧破損」の第1.15-373図から第1.15-376図に示す。

I 事象進展

「1.15.7.4(2) a. (a)イ(イ)I 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約19分後に炉心溶融に至り、約49分後から常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。

また、原子炉容器内水位がなくなることで事象発生約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイに

より原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生の24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力は事象発生の約47時間後に、原子炉格納容器内温度は約48時間後に低下に転じる。

II 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」の第1.15-375図及び第1.15-376図に示すとおり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、ロ、ニ、ホ、「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、「1.15.3.2(1)c.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイに示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」と同様である。なお、「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のへについては、「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心熔融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却操作とする。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

I 運転員等操作時間に与える影響

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

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、

HDR実験解析等の検証結果より原子炉格納容器内温度及び圧力を高めに評価する可能性があるが、原子炉格納容器内温度及び圧力を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

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

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

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

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

II 評価項目となるパラメータに与える影響

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

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果より原子炉格納容器内温度及び圧力を高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであり、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

本評価事故シーケンスにおける解析条件の不確かさの影響評価については、「1.15.7.4(2) a. (a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(ハ) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握については、「1.15.7.4(2) a. (a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(ニ) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及

び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(ロ) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

ニ 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能や格納容器スプレイ再循環機能等の

安全機能喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じる。その結果、発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる注水、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することが可能である。

その結果、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉格納容器内の水素濃度及び水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、「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していることを確認している。また、溶

融炉心によるコンクリート侵食については、「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。

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

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

以上のことから、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。

(d) 水素燃焼

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第1.15-410図に、原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度、燃料最高温度の推移及びジルコニウム－水反応割合の推移を第1.15-411図から第1.15-413図に、原子炉格納容器内の平均水素濃度及び原子炉格納容器内の各区画水素濃度の推移を第1.15-414図から第1.15-415図に示す。

I 事象進展

事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が始まると、燃料被覆管温度が上昇し事象発生約24分後には炉心溶融が開始する。この炉心過熱に伴うジルコニウム-水反応により水素が発生する。また、事象発生約1時間後には原子炉容器下部ヘッドへの溶融炉心落下に伴い水素が発生する。

その後、事象発生約1.3時間後に原子炉容器破損に至り、約3時間後にすべての溶融炉心が原子炉容器外に落下すると、ジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。ジルコニウム-水反応割合の補正期間は、上記炉心溶融開始時点から、すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した溶融炉心によるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。

第1.15-414図に示すように、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置した静的触媒式水素再結合装置の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、蓄積することはない。事象発生から25時間時点においても低下傾向となる。

また、第1.15-415図に示すように、1次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。事象発生後初期においては各区画において水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度分布は一様となる。

II 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第1.15-416図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は第1.15-417図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

1次系圧力は第1.15-418図に示すとおり、原子炉容器破損までに2.0MPa以下に低減される。

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

原子炉格納容器内の水素濃度は第1.15-414図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム-水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約9.7vol%で減少に転じ、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、爆轟領域に入る区画はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。

全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高値は約0.344MPaであり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)を下回り、原子炉格納容器バウンダリの健全

性は確保される。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ、ヘに示す評価項目については、格納容器スプレイに失敗するため本評価事故シーケンスより原子炉格納容器圧力が高く推移し、原子炉下部キャビティに溜まるスプレイ水が少なく、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浸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」にて確認する。

第1.15-416図及び第1.15-417図に示すように、事象発生の約1.3時間後に原子炉下部キャビティに溶融炉心が落下するが、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、事象発生から約4時間時点において原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されており、その後も安定状態を維持できる。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、運転員等操作はない。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

I 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータに与える影響(MAAP)

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に係る解析コードにおける炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のジルコニウム量の75%が反応するように補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における水素濃度に係る解析コードにおける水素発生に関する基本的なモデルは、TMI事故についての再現性が確認されていること、また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のジルコニウム量の75%が反応するように補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、感度解析は仮想的な厳しいケースである。水素生成量は、炉心崩壊前の発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のジルコニウム量の75%が反応するように補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉容器破損、溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかで、感度解析は仮想的な厳しいケースであり、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、溶融炉心・コンクリート相互作用は防止されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、原子炉下部キャビティ底に堆積した溶融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程でさまざまなパターンの不確かさが考えられることから、「1.15.7.4(2) a. (e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析を実施している。感度解析パラメータの組み合わせを考慮した場合、溶融炉心の拡がり面積として、局所的に溶融

炉心が堆積し、それにより水素が発生するが、コンクリート侵食の停止に伴い水素発生も停止する。熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。この感度解析の結果を踏まえ、原子炉容器内及び原子炉容器外のジルコニウム－水反応に加えて、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮して全炉心内のジルコニウムが水と反応するとしても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約12.6vol%であり、13vol%を下回る。したがって、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響を考慮しても、原子炉格納容器の健全性は確保される。なお、追加発生となる水素については、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタにより処理が可能である。

III 評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)

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及びスプレイ冷却の不確かさとして、NUPEC検証解析より確認されているが、爆轟領域に最も余裕の小さい区画において、不確かさを考慮しても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シケンスでは、「1.15.7.4(2) a. (d)イ(イ) 有効性評価の結果」に示すとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じないことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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1.15-82表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、静的触媒式水素再結合装置の性能及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量、格納容器スプレイポンプ流量、水の放射線分解及び金属腐食量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間が遅くなることで、炉内に燃料がとどまる時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなると考えられる。しかしながら、発生水素量に対しては全炉心内のジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を

行っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

静的触媒式水素再結合装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。静的触媒式水素再結合装置の性能の変動を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の75%が反応したと想定して解析した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約9.9vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%以下を満足する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、静的触媒式水素再結合装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置が水素濃度5vol%まで起動しないと想定して解析した結果、約4kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.06vol%上昇する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

1次冷却材の流出流量は、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、事象進展が変動し、炉心溶融及び原子炉容器破損が早まり、水素生成挙動にも影響が生じることが考えられる。しかしながら、発生水素量については、全炉心内のジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行っており、更に、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の75%が反応したと想定しても、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約9.9vol%であり、13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、「1.15.2.4(4)d.(a)ハ 格納容器破損防止対策」に示すとおり、重大事故等時に水素濃度制御を行う設備としてイグナイタを設置している。第1.15-419図にイグナイタの効果に期待する場合の原子炉格納容器内のウェット換算した水素濃度の推移、第1.15-420図にドライ換算した水素濃度の推移を示す。イグナイタの効果は、全炉心内のジルコニウム量の100%が水と反応して水素が発生したとしても、静的触媒式水素再結合装置の効果と相まって、初期に原子炉格納容器内に大量発生する水素濃度を8vol%程度以下に抑えることが可能である。

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

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないため再循環開始時間が若干早くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している流量より小さいため、水蒸気の凝縮に伴う水素濃度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえ、設定している。水素の生成割合の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水素の生成割合より小さいため、水の放射線分解による水素の生成が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

金属腐食量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している金

属腐食量より小さいため、金属腐食に伴う水素生成が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

II 操作条件

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

本評価事故シーケンスは、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ)有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

本評価事故シーケンスは、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(ロ)有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、操作遅れによる影響はない。

(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、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止することにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することはないことから、操作遅れによる影響はない。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(4)d.(a)ハ 格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行

い、その結果を以下に示す。

I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合も同様の対応である。

II 燃料

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

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

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

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

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量

を合計して約486.6kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そう容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

III 電源

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

ニ 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、静的触媒式水素再結合装置を設置している。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置している。更に、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備している。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器水素濃度計測装置により原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。

格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉格納容器自由体積が大きいため著しい炉心損傷時にジルコニウム-水反応により短期間に発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の上昇は限定され、これにより、水素燃焼による原子炉格納容器破損を防止することができる。また、静的触媒式水素再結合装置によって、水の放射線分解等により緩やかに発生する水素を除去し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減できる。

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

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

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

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

以上のことから、格納容器破損モード「水素燃焼」において、静的触媒式

水素再結合装置の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「1.15.7.4(2) a. (a)イ 格納容器過圧破損」の第1.15-369図と同様である。溶融炉心・コンクリート相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ室水量、ベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-421図及び第1.15-422図に示す。

I 事象進展

「1.15.7.4(2) a. (a)イ(イ)I 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。

また、原子炉容器内水位がなくなることで約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで原子炉下部キャビティ水位が変動する。溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには水量が確保されており、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマツトに有意な侵食は発生しない。

II 評価項目等

ベースマット侵食深さは第1.15-422図に示すとおり、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することで、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、ロ、ニ、ホ、「1.15.3.2(1)c.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、「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並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」と、「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハについては、「1.15.7.4(2)a.(c)イ(イ) 有効性評価の結果」と同様である。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することで溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニッ

トへの海水通水による格納容器内自然対流冷却操作とする。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

I 運転員等操作時間に与える影響

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

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器内温度及び圧力を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

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

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

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析より、細粒化された溶融炉心の冷却状態が、コンクリート侵食に与える感度は小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝

熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析より熔融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであり、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水

が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであり、原子炉容器破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析より、細粒化された溶融炉心の冷却状態が、コンクリート侵食に与える感度は小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さい場合には、約19cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、溶融炉心の拡がり小さい場合、拡がり面積は約11m²となるが、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する可能性がある。解析上では、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は、約19cmのコンクリート侵食が発生する。

一方、落下時に冷却されず、高温のまま原子炉下部キャビティ床に到達する場合、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約4mmのコンクリート侵食が発生する。

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

以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響はない。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析より溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当

に評価できることが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-83表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えと考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

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

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

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

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

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、事象進展は変動し、炉心溶融が早まる。その結果、解析上の想定では常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は炉心溶融開始から30分後としており、LOCAの発生を操作の起点として現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮してスプレイ開始が可能な時間である事象発生後約49分よりスプレイ開始が早くなる想定となる。しかし、「(II) 評価項目となるパラメータに与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により、代替格納容器スプレイ開始が可能な時間である事象発生の約49分後とした場合に、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、

原子炉格納容器圧力上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が遅くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に対する事象進展が早くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が早くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、熔融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損時間が遅くなる。このため、熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した熔融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時間に影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなるが、本評価事故シナリオは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわず

かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間はLOCAの発生を操作の起点として、現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生約49分後とした。その結果、第1.15-423図から第1.15-428図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時に原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時間には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

II 操作条件

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

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

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

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から30分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器代替スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱の不確かさにより崩壊熱が小さくなり、溶融炉心の持つエネルギーが減少するため、炉心溶融開始時間が遅くなる。開始時間が遅くなる場合は、原子炉下部キャビティ水位の上昇も遅くなるが、崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も遅くなる。このため、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、運転員等の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ハ) 操作時間余裕の把握

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

確認する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作の時間余裕として、有効性評価の結果においては、事象発生の約49分後に代替格納容器スプレイ注入を開始するが、事象発生の60分後とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-429図及び第1.15-430図に示すとおり、代替格納容器スプレイ開始が約10分遅くなった場合でも原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は1.0m程度であり、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で大きな影響はない。よって、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

(二) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食は更に小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に

与える影響等を考慮した場合においても、運転員による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.7.4(2) a. (a)イ 格納容器過圧破損」と同様である。

(ロ) 必要な資源の評価

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

ニ 結論

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS 再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉圧力容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出する。その結果、熔融炉心からの崩壊

熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を整備している。

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

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

その結果、ベースマツトに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足している。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

なお、原子炉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、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重、原子炉格納容器内の水素濃度及び水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、「1.15.7.4(2) a. (a) 格納容器過圧破損」にて、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重は、「1.15.7.4(2) a. (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」にて評価項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確

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

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

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

以上のことから、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。

(3) 炉心溶融を伴う設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

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

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

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

(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析

a. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故1

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

想定事故1の事象進展を第1.15-48図に示す。

I 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、約14時間で100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第1.15-431図に示すとおり約2.4日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間は、事象発生から6時間20分後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間である約2.4日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

II 評価項目等

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備しており、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.95であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生後、6時間20分から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生約7時間30分後には使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、安定状態を維持できる。

ロ 評価条件の不確かさの影響評価

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

想定事故1は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特

徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水操作とする。

(イ) 評価条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-84表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ崩壊熱、初期水位及び初期水温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

崩壊熱、初期水位及び初期水温の変動を考慮した場合、使用済燃料ピット内の水の温度が変動するが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

崩壊熱の変動を考慮した場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなり、また、初期水位の変動を考慮した場合、評価条件で設定している初期水位より高くなるため、使用済燃料ピット内の水の温度上昇は緩やかになるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約2.4日と長時間を要することから、崩壊熱

及び初期水位の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期水温の変動を考慮した場合、評価条件で設定している初期水温より高いと、使用済燃料ピット内の水の温度上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約2.4日と長時間を要することから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の、使用済燃料ピット水平均温度の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.3日短い約2.1日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、事象発生の6時間20分後から可能となることから、十分時間余裕を持って注水を開始することができ、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内の水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水の温度上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合においても、初期水温40℃の場合と比較して、約0.6日短い約1.8日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、事象発生の6時間20分後から可能となることから、十分時間余裕を持って注水を開始することができ、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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-49図に示すとおり、現地における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作を実施する要員は、前後に他の操作がないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作については、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位への到達に対する余裕は大きくなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約2.4日と長時間を要することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ロ) 操作時間余裕の把握

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

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「1.15.7.5(2) a. (a)イ(イ)有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は約2.4日であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である6時間20分に対して十分な時間余裕を確保できる。

(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、運転員による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

想定事故1において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は「1.15.2.4(5) a. (a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり42名である。「1.15.5.1(5) b. (a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

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

I 水源

淡水(宮山池)又は海水を取水源として、取水用水中ポンプにて中間受槽へ送水する。中間受槽からは、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ間欠的に注水(20m³/h)を行う。

II 燃料

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

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

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

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

III 電源

取水用水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機の電源容量は各々約100kVA(約80kW(力率約0.8))に対し、取水用水中ポンプ及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプの電動機容量は、約11kW及び約5.5kWであり、電源の供給は可能である。

また、ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

ニ 結論

想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下し、やがて燃料は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故1について有効性評価を行った。

上記の場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水することにより、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができる。また、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。

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

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水の燃料損傷防止対策は、想定事故1に対して有効である。

(b) 想定事故2

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を第1.15-51図に示す。

I 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、約12時間で100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第1.15-432図に示すとおり約1.6日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間は、事象発生から6時間20分後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間である約1.6日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

II 評価項目等

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備しており、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.95であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生後、6時間20分から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生約6時間20分後には使用済燃料ピット出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、安定状態を維持できる。

ロ 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与

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

想定事故2は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水操作とする。

(イ) 評価条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-85表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる崩壊熱及び初期水温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

崩壊熱及び初期水温の変動を考慮した場合、使用済燃料ピット内の水の温度は変動するが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

崩壊熱の変動を考慮した場合、評価条件で設定している崩壊熱

より小さくなるため、使用済燃料ピット内の水の温度上昇は緩やかになるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.6日と長時間を要することから、崩壊熱の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期水温の変動を考慮した場合、評価条件で設定している初期水温より高いと、使用済燃料ピット内の水の温度上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.6日と長時間を要することから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の、使用済燃料ピット水平均温度の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.4日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、事象発生から6時間20分後から可能であることから、十分時間余裕を持って注水を開始することができ、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内の水はわずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水の温度上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合においても、初期水温40℃の場合と比較して、約0.5日短い約1.1日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、事象発生から6時間20分後から可能となることから、十分時間余裕を持って注水を開始することができ、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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-52図に示すとおり、現地における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作を実施する要員は、前後に他の操作がないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作については、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位への到達に対する余裕は大きくなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.6日と長時間を要することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ロ) 操作時間余裕の把握

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

確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「1.15.7.5(2)a.(b)イ(イ)有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は約1.6日であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である6時間20分に対して十分な時間余裕を確保できる。

(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、運転員による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

想定事故2において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は「1.15.2.4(5)b.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり42名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の

評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

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

(a) 想定事故1」と同様である。

ニ 結論

想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳するため、やがて燃料は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故2について有効性評価を行った。

上記の場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水することにより、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができる。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて対処可

能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、「1.15.7.5(2)a.(a)想定事故1」と同様であり、供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水の燃料損傷防止対策は、想定事故2に対して有効である。

1.15.7.6 燃料取扱い事象の解析結果

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 燃料集合体の落下

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第1.15-433図及び第1.15-434図に示す。

評 価 項 目		評価結果
放出量	よう素 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	約 7.2×10^{10} Bq
	希ガス(γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 5.3×10^{12} Bq
実 効 線 量		約 0.082 mSv

ロ 結論

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

1.15.7.7 補助系統又は補機からの放射性物質の放出の解析結果

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価結果

この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、希ガスの大気放出過程を第1.15-435図に示す。

評 価 項 目	評価結果
希ガスの放出量(γ線エネルギー0.5MeV換算)	約 1.7×10^{14} Bq
実 効 線 量	約 0.11 mSv

ロ 結論

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

1.15.7.8 内部・外部ハザードの解析結果

「1.15.5.9 内部・外部ハザードの解析」を参照。

1.15.7.9 確率論的安全解析結果

川内1号機 第1回届出書「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」を参照。

1.15.7.10 結論

結論については、前項での各結論を参照。

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

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

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

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス*
2次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・極小LOCA時に補助給水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故 <p>(従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)</p>
原子炉補機冷却機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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 <p>(全交流動力電源喪失時と事象進展が同じであるため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」と同じシーケンスを評価)</p>
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

※:()は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

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

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス*
原子炉停止機能喪失	・原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 ・負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 (1次系圧力の観点で厳しい起因事象を選定)
ECCS注水機能喪失	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧注入機能が喪失する事故 ・極小LOCA時に充てん注入機能又は高圧注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故
ECCS再循環機能喪失	・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧再循環機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、低圧再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故
格納容器バイパス	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

※:()は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

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

格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	最も厳しいPDSの考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	・SED ・SLW ・TED ・SEW ・TEW ・AED ・AEW	AED	・破断規模の大きい大中破断LOCA(A**)が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展について厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない(**D)が、ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水がある(**W)に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	・SED ・SLW ・TED ・SEW ・TEW ・AED ・AEW	TED	・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない(**D)が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・原子炉圧力容器破損時に高压で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA(S**)、過渡事象(T**)が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・補助給水による冷却がない(T**)が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	・SED ・SEI ・TEI ・SLI ・TED ・SLW ・TEW ・SEW	TED	・1次系の圧力が高く維持される過渡事象(T**)が、減圧の観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない(**D)が、高压溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	・AEI ・SLI ・AEW ・SLW ・SEI ・SEW	AEW	・事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が高い大中破断LOCA(A**)が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内の冷却がない(**W)が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も一番厳しいPDSとなる。
水素燃焼	・TEI ・TEW ・SED ・SEW ・AEI ・AEW ・SEI ・SLW ・SLI ・AED ・TED	AEI	・水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態(**I)のPDSが厳しい。 ・炉心内のZr-水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとするを前提とすると、各PDSで炉心内のZr-水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい(A**)が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。
溶融炉心・コンクリート相互作用	・TEI ・AED ・TED ・SLI ・SED ・SLW ・TEW ・AEW ・AEI ・SEW ・SEI	AED	・事象進展が早い大中破断LOCA(A**)が、原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 ・1次系圧力が低く、溶融物の分散の可能性がない(A**)が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融物の量を多くするため厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない(**D)が、溶融物を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。

PDS:プラント損傷状態

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

補足:PDSの分類記号

事故のタイプと1次系圧力	
分類記号	状態の説明
A	1次系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起回事象:大破断LOCA)
S	1次系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起回事象:小破断LOCA)
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起回事象:過渡事象)
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。(起回事象:蒸気発生器伝熱管破損)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。(起回事象:インターフェイスシステムLOCA)

炉心損傷時期	
分類記号	状態の説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。

原子炉格納容器内事故進展(原子炉格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段)	
分類記号	状態の説明
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

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

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	AED	<ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※2 <p>(炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる高圧注入系の機能喪失を考慮する。)</p>
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	TED	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 <p>(時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。)</p>
高圧溶融物放出 ／格納容器雰囲気直接加熱	TED	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 <p>(時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。)</p>

※1:()は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

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

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

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	AEW	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故※2 <p>(炉心損傷を早める観点から高圧注入機能の喪失を考慮する。)</p>
水素燃焼	AEI	<ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故 <p>(事象進展が厳しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。)</p>
溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	<ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※3 <p>(格納容器内への水の持込みをなくすため、高圧注入系の注入失敗の重畳を考慮する。)</p>

※1:()は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

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

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

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

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・原子炉補機冷却機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故^{※1}
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故^{※1※2}
原子炉冷却材流出	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・水位維持に失敗する事故 ・オーバードレンとなる事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故^{※1}
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> ・反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故^{※3}

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

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

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

第1.15-5表 2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
補助給水系機能喪失の判断	・電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域スパン以下に低下するため補助給水系機能喪失と判断する。	—	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
補助給水系機能喪失時の対応	・電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ機能の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】	—	—
	・電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への代替注水を行う。	【蒸気発生器】	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位
	・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への代替注水準備を行う。	【可搬型ディーゼル注入ポンプ】	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-5表 2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次系のフィードアンドブリード運転開始	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し広域水位計指示が10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ充てん/高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開放し、フィードアンドブリード運転を開始する。 フィードアンドブリード運転中は、1次系圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。 	主蒸気逃がし弁 燃料取替用水タンク 充てん/高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁	—	蒸気発生器広域水位 ほう酸注入ライン流量 1次冷却材圧力 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 加圧器水位
蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
高圧再循環運転	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプル広域水位計指示が67%以上となれば、高圧再循環運転への切替えを実施する。 高圧注入から高圧再循環運転への切替えにより、格納容器再循環サンプルから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん/高圧注入ポンプにより再度炉心へ注水し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。 	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプル 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 加圧器逃がし弁 格納容器再循環サンプルスクリーン	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプル広域水位 格納容器再循環サンプル狭域水位 ほう酸注入ライン流量 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
蒸気発生器水位回復の判断	<ul style="list-style-type: none"> いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。 蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び1次系のフィードアンドブリード運転による炉心の冷却を継続する。 	【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水タンク】	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位 蒸気ライン圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
余熱除去系による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示177℃以下となり余熱除去系統が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系統による炉心冷却を開始する。 余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次系圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉止する。 	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁	—	余熱除去ループ流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-5表 2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次系のフィードアンドブリード運転停止	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉止しフィードアンドブリード運転を停止する。 ・長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。 	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 余熱除去ループ流量

第 1.15-6 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について(1/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失	・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線への給電に失敗したことを確認し、全交流動力電源喪失と判断する。	—	—	—
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・主蒸気ライン隔離を行い、蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの兆候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、2次冷却材喪失又は蒸気発生器細管漏えいの兆候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により炉心冷却を行う。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力
タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	・蒸気発生器水位低下によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。	タービン動補助給水ポンプ復水タンク 蒸気発生器	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
早期の電源回復不能判断	・中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は早期の電源回復不能と判断する。	—	—	—
1次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断	・1次系圧力の低下、格納容器内高レンジエアモニタ指示上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 ・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象(大破断)」と判断する。それ以外は「1次冷却材喪失事象(大破断)」に至らない漏えい又は漏えいなし」と判断し処置する。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ) 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力

第 1.15-6 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について(2/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいがない場合の対応	<ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。 	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 1次冷却材高温側温度(広域)
補助給水系機能維持の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が$80 \text{m}^3/\text{h}$以上確立されていることを確認する。 	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	-	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止	<ul style="list-style-type: none"> ・充てん/高圧注入ポンプの起動時の1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。 ・隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。 	-	-	-
不要直流電源負荷切離し	<ul style="list-style-type: none"> ・直流コントロールセンタの不要直流電源負荷の切離しを行う。 	蓄電池(安全防護系用)	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 1.15-6 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について(3/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
蒸気発生器2次側による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後30分以内を目安に主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、1次冷却材圧力計指示1.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示208℃)を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば1次系温度・圧力を維持する。 ・その後の蒸気発生器への注水量確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。 	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク補給用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 補助給水流量 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
不要直流電源負荷切離し(計装用電源負荷切離し)	<ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池(安全防护系用)に加え、蓄電池(重大事故等対処用)を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間経過すれば不要直流電源負荷の切離しを行う。 	蓄電池(安全防护系用) 蓄電池(重大事故等対処用)	—	—
蓄圧タンク出口弁閉止	<ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、1次冷却材圧力計指示が1.7MPaであることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。 	蓄圧タンク出口弁 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)

第 1.15-6 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について(4/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開	<ul style="list-style-type: none"> 蓄圧タンク出口弁を閉止確認後、1次冷却材圧力計指示0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば1次系温度・圧力を維持する。 	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	蒸気ライン圧力 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> 常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。 常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力計指示が0.7MPa以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。 常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。 	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 原子炉容器水位 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、現場にてアニュラス空気浄化系ダンプの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。 	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	—
格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> LOCAが発生している場合、長期対策として、移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット、C充てん/高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプへの通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。 海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。 	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)

第 1.15-6 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について(5/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧再循環運転	・格納容器再循環サンプ広域水位計指示67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示16%到達を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水から高圧再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B余熱除去ポンプ(海水冷却) 【B余熱除去冷却器】 C充てん/高圧注入ポンプ(海水冷却) 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	ほう酸注入ライン流量 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
蒸気発生器2次側による炉心冷却の継続	・LOCAが発生していない場合、長期対策として、外部電源が回復すればタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器2次側による炉心冷却を継続的に行う。	電動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク補給用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	蒸気ライン圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1次冷却材圧力
原子炉補機冷却系の復旧作業	・保守対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7表 原子炉補機冷却機能喪失における重大事故等対策について(1/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	・原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉の手動停止を行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	・蒸気発生器水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ復水タンク 蒸気発生器	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作	・原子炉補機冷却機能の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)及び制御用空気供給機能の回復操作(代替空気供給操作)を行う。	—	—	—
1次冷却材漏えいの判断	・1次系圧力の低下、格納容器内高レンジエリアモニタ指示上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位

第1.15-7表 原子炉補機冷却機能喪失における重大事故等対策について(2/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次冷却材喪失事象の兆候がある場合の対応	<ul style="list-style-type: none"> 常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 常設電動注入ポンプ起動準備においては、炉心損傷防止のために注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。 	常設電動注入ポンプ 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 【B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)】	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 1次冷却材高温側温度(広域)
補助給水系機能維持の判断	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が$80 \text{m}^3/\text{h}$以上確立されていることを確認する。 	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	-	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止	<ul style="list-style-type: none"> 充てん/高圧注入ポンプの起動時の1次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。 	-	-	-
蒸気発生器2次側による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、現場での主蒸気逃がし弁の開操作により1次冷却材圧力計指示1.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示208℃)を目標に減温・減圧を行う。また、目標値となれば温度を維持する。 その後の蒸気発生器への注水量確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。 	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク補給用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位 1次冷却材圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7表 原子炉補機冷却機能喪失における重大事故等対策について(3/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
蓄圧タンク出口弁閉止及び蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開	・1次冷却材圧力計指示1.7MPaであることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。閉止確認後、1次冷却材圧力計指示0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)を目標に補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば温度を維持する。	蓄圧タンク出口弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	・常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。 ・常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力計指示が0.7MPa以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。 ・常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク	—	加圧器水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 原子炉容器水位 SA用低圧炉心注入及びスプレ イ積算流量
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	・アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	—

第1.15-7表 原子炉補機冷却機能喪失における重大事故等対策について(4/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転	<p>・長期対策として、移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット、C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプへの通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。また、格納容器再循環サンプル広域水位計指示67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示16%到達を確認し、常設電動注入ポンプによる炉心注水から高圧再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。</p>	<p>A、B格納容器再循環ユニット 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプル B余熱除去ポンプ(海水冷却) 【B余熱除去冷却器】 C充てん／高圧注入ポンプ(海水冷却) 燃料油貯蔵タンク 格納容器再循環サンプルスクリーン</p>	<p>移動式大容量ポンプ車 タンクローリ</p>	<p>燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用) 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位 ほう酸注入ライン流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)</p>
原子炉補機冷却系の復旧作業	<p>・保修対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-8表 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
1次冷却材の漏えいの判断	・加圧器水位・1次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇、原子炉格納容器内モニタの上昇により1次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ)
燃料取替用水タンクの補給操作	・1次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
格納容器スプレイ系機能喪失の判断	・格納容器圧力計指示が110kPa以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ系機能喪失と判断する。	—	—	格納容器圧力 格納容器内温度 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-8表 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器スプレイ系機能喪失時の対応	・格納容器内自然対流冷却の準備(原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む)を行う。	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 海水ポンプ A、B格納容器再循環ユニット	窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA) 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)
	・格納容器スプレイ系の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を行う。	【格納容器スプレイポンプ】	—	—
	・蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水タンク】	—	蒸気ライン圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
高圧・低圧再循環運転への切替え	・燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプル広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプルから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプにより炉心へ注水する高圧・低圧再循環運転に切り替え炉心冷却を継続する。 ・長期対策として、高圧・低圧再循環運転による原子炉冷却を継続的に実施する。	格納容器再循環サンプル充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプルスクリーン	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプル広域水位 格納容器再循環サンプル狭域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-8表 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力計指示が245kPa以上(最高使用圧力)となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。ただし、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。 長期対策として、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を行うことで原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。 	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 海水ポンプ A、B格納容器再循環ユニット	窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	格納容器圧力 格納容器内温度 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA) 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)

第1.15-9表 原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動トリップ不能の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・事故の発生に伴い、原子炉自動トリップへ移行すべき状態にも係わらず、原子炉トリップ遮断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯及び炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動トリップ不能を判断する。 ・原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ並びに原子炉トリップ遮断器の現場開放を実施する。 	【原子炉トリップスイッチ】	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)の作動確認	<ul style="list-style-type: none"> ・多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)作動によりタービントリップ、主蒸気ライン隔離、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。 	主蒸気隔離弁 タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力 補助給水流量 復水タンク水位
1次系温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・タービントリップ及び主蒸気ライン隔離による1次系温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認する。 	主蒸気隔離弁	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
1次系圧力の上昇抑制の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・上昇した1次系圧力が、補助給水ポンプの自動起動及び加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の動作により抑制されていることを確認する。 	加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	—	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
緊急ほう酸注入	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急ほう酸注入による濃縮操作を実施し、1次冷却材のほう素濃度を上昇させる。 	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん/高圧注入ポンプ 急速ほう酸補給弁	—	ほう酸タンク水位
ほう酸希釈ラインの隔離	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補給水流量制御弁「閉」の確認及び1次系補給水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ラインの隔離を実施する。 	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-9表 原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
加圧器水位維持操作	・燃料取替用水タンクを水源とし、充てん注入により加圧器水位計指示30%に維持する。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク	—	加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
原子炉未臨界状態の確認	・「出力領域中性子束計指示が5%未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負」であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。 ・1次系ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1次系圧力・温度、加圧器水位が安定状態であることを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 加圧器水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力
1次系降温、降圧	・補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁により、1次系の降温、降圧を実施する。	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位

第1.15-9表 原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去系による炉心冷却	・長期対策として、1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示177℃以下となり余熱除去系統が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去ループ流量

第 1.15-10 表 ECCS 注水機能喪失時における重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
1次冷却材の漏えいの判断	・加圧器水位・1次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇及び原子炉格納容器内モニタの上昇により1次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプル広域水位 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
燃料取替用水タンクの補給操作	・1次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位
高圧注入系機能喪失の判断	・充てん／高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、ほう酸注入ライン流量が確認できない場合は、高圧注入系機能喪失と判断する。 ・非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次系強制冷却を行う。	—	—	ほう酸注入ライン流量 燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 1.15-10 表 ECCS 注水機能喪失時における重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧注入系機能喪失時の対応	・高圧注入系の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を行う。	【充てん/高圧注入ポンプ】	—	—
	・充てん系による注水操作を行う。	【充てん/高圧注入ポンプ】	—	—
	・イグナイタの起動を行う。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	—
	・可搬型格納容器水素濃度計測装置の運転準備を行う。	—	【可搬型ガスサンプリング冷却器用ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
イグナイタ動作状況確認	・イグナイタの運転状態を、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	—
蒸気発生器2次側による炉心冷却	・1次系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開し、蒸気発生器2次側による1次系の除熱を行う。	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 復水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力 補助給水流量 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 ・蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が0.6MPaとなれば蓄圧タンクから1次系への窒素流入防止の為、蓄圧タンク出口弁を閉止する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認	・1次系圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 加圧器水位 原子炉容器水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 1.15-10 表 ECCS 注水機能喪失時における重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
低圧再循環運転への切替え	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転への切替えを実施する。 長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。 	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 余熱除去ループ流量

第1.15-11表 ECCS再循環機能喪失時における重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク	—	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
格納容器スプレイ作動状況の確認	・「格納容器スプレイ作動」警報により格納容器スプレイ信号が発信し、格納容器スプレイが作動していることを確認する。	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプル広域 水位 格納容器再循環サンプル狭域 水位 格納容器圧力 格納容器内温度
1次冷却材の漏えいの判断	・加圧器水位・1次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇及び原子炉格納容器内モニタの上昇により1次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプル広域 水位 格納容器再循環サンプル狭域 水位 格納容器内高レンジエリアモ ニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモ ニタ(低レンジ)
燃料取替用水タンクの補給操作	・1次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-11表 ECCS再循環機能喪失時における重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
低圧再循環運転への切替え	・燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転への切替えを実施する。	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器再循環サンプスクリーン	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 余熱除去ループ流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力
低圧再循環運転への切替失敗の判断	・余熱除去ポンプトリップ等による運転不能、余熱除去ループ流量が上昇しない又は弁の動作不調により、低圧再循環運転への切替失敗と判断する。	—	—	余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
低圧再循環運転への切替失敗時の対応	・低圧再循環機能回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を行う。	【余熱除去ポンプ】	—	—
	・代替再循環運転の準備を行う。	格納容器再循環サンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプスクリーン	—	余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 加圧器水位
	・蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】 【復水タンク】	—	蒸気ライン圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-11表 ECCS再循環機能喪失時における重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
代替再循環運転による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 代替再循環運転の準備が完了すれば、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環配管(A格納容器スプレイポンプ出口～A余熱除去ポンプ出口タイライン)を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。 長期対策として、代替再循環運転による炉心冷却を継続的に行う。 	格納容器再循環サンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 代替再循環配管 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプスクリーン	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
原子炉格納容器の健全性維持	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、B格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転により原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。 	格納容器再循環サンプB格納容器スプレイポンプ B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプスクリーン	—	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位

第1.15-12表 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)時における重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材圧力
余熱除去系統からの漏えいの判断	・余熱除去系統からの漏えいの兆候があり1次系圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、蒸気発生器関連モニタ指示正常等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断する。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度
余熱除去系統隔離	・中央制御室での操作にて余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水タンク水の流出を抑制するために、燃料取替用水タンクと余熱除去系統の隔離操作を行う。 ・1次系保有水量低下を抑制するために、1次系の減圧操作を開始する前に、1次冷却系統と余熱除去系統の隔離操作を行う。なお、隔離操作については余熱除去両系統とも行う。	—	—	燃料取替用水タンク水位 余熱除去ループ流量
余熱除去系統の隔離失敗の判断	・1次系圧力の低下が継続することで余熱除去系統の隔離失敗と判断する。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位
燃料取替用水タンクの補給操作	・余熱除去系統の隔離失敗時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-12表 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)時における重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
蒸気発生器2次側による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開し、蒸気発生器2次側による1次系の減温、減圧を行う。 蒸気発生器への注水は補助給水ポンプにて行う。 	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	蒸気ライン圧力 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
加圧器逃がし弁開放による1次系減圧	<ul style="list-style-type: none"> 安全注入停止条件確立及び1次系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動開することで1次系の減圧を行う。 加圧器逃がし弁操作の際は、1次系のサブクール度を確保した段階で実施する。 	加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
高圧注入から充てん注入への切替え	<ul style="list-style-type: none"> 安全注入停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。 	充てん/高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	ほう酸注入ライン流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
蓄圧タンク出口弁閉止	<ul style="list-style-type: none"> 蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が0.6MPaになれば、蓄圧タンク出口弁を閉止する 	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
現場での余熱除去系統の隔離及び余熱除去系統からの漏えい停止確認	<ul style="list-style-type: none"> 漏えい側余熱除去ポンプの入口弁(ユニハンドラ弁)を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系統からの漏えい停止を確認する。 	余熱除去ポンプ入口弁	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度
蒸気発生器2次側を使用した除熱の確認	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁開放により蒸気発生器2次側を使用した除熱を継続して行う。 	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	蒸気ライン圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位

第1.15-13表 格納容器バイパス(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)時における重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
蒸気発生器細管の漏えいの判断	・蒸気発生器細管漏えい監視モニタ指示上昇、蒸気発生器水位・圧力の上昇及び加圧器水位・圧力の低下にて蒸気発生器伝熱管破損発生判断及び破損側蒸気発生器を判定する。	—	—	蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 加圧器水位 1次冷却材圧力
補助給水ポンプ起動及び補助給水流量確立の確認	・安全注入シーケンス作動等による補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	補助給水流量 復水タンク水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位
破損側蒸気発生器の隔離	・破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、主蒸気隔離弁の閉止、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を行う。	主蒸気隔離弁	—	—
破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断	・破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に、破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力(6.93MPa)より低下し、減圧が継続すれば、破損側蒸気発生器圧力の減圧継続を判断する。	—	—	蒸気ライン圧力 1次冷却材圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 加圧器水位
健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却	・破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 補助給水流量 復水タンク水位
燃料取替用水タンクの補給操作	・破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-13表 格納容器バイパス(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)時における重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
加圧器逃がし弁開放による1次系減圧	<ul style="list-style-type: none"> 安全注入停止条件確立及び1次系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動開することで1次系の減圧を行う。 加圧器逃がし弁操作の際は、1次系のサブクール度を確保した段階で実施する。 	加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
蓄圧タンクの隔離	<ul style="list-style-type: none"> 蓄圧注入による破損側蒸気発生器2次側への漏えい量を抑制するため、安全注入停止条件を満足していることを確認し、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力(4.04MPa)になる前に蓄圧タンク出口弁を閉止する。 	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
高圧注入から充てん注入への切替え	<ul style="list-style-type: none"> 安全注入停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。 	充てん/高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	ほう酸注入ライン流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
余熱除去系による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示177℃以下となり余熱除去系統が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。 	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ループ流量 加圧器水位 1次冷却材圧力
1、2次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止	<ul style="list-style-type: none"> 1次系の減圧操作により1次系と2次系を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。 長期対策として余熱除去系統による炉心冷却を継続的に行う。 	加圧器逃がし弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ループ流量
1次系のフィードアンドブリード運転	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去系統が使用不能の場合には、すべての加圧器逃がし弁を手動で開放し、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施する。 	充てん/高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) ほう酸注入ライン流量

第1.15-13表 格納容器バイパス(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)時における重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
代替再循環運転への切替え	<p>・長期対策として、余熱除去系統が使用不能の場合、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が再循環運転可能水位(67%)に再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮した水位72%以上となれば、代替再循環運転に切り替える。代替再循環運転に切り替え後は、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインより炉心へ注水することで、継続的な炉心冷却を行う。</p>	<p>格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 代替再循環配管 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク</p>	<p>タンクローリ</p>	<p>余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 加圧器水位</p>

第1.15-14表 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)における
重大事故等対策について(1/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> ・LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。 	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
1次冷却材喪失事象時の対応	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象(大破断)」と判断する。 ・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象(大破断)の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。 	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器再循環サンブ狭域水位 格納容器再循環サンブ広域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-14表 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)における
重大事故等対策について(2/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、現場にてアニュラス空気浄化系ダンプの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。 	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	—
補助給水系機能維持の判断	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が80m³/h以上確立されていることを確認する。 全交流動力電源喪失状態で1次冷却材喪失事象(小規模)が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)も準備する。 	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 加圧器逃がし弁	【可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)】 窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1次冷却材圧力
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度計指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、イグナイタを起動するとともに、可搬型格納容器水素濃度計測装置の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。 	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 可搬型格納容器水素濃度計測装置

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-14表 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)における
重大事故等対策について(3/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
炉心損傷の判断	・炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 1次冷却材高温側温度(広域)
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認	・静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 ・イグナイタ運転にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	—
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	・格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。 ・常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が77%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器圧力計指示が245kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-14表 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)における
重大事故等対策について(4/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
水素濃度監視	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム-水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。 	燃料油貯蔵タンク	可搬型ガスサンプリング 冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング 圧縮装置 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	可搬型格納容器水素濃度計測装置 【アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率】
格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気気を自然対流により除熱する。 ・全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。 	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)における
重大事故等対策について(1/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> ・LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。 	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
1次冷却材喪失事象時の対応	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象(大破断)」と判断する。 ・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象(大破断)の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。 	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器再循環サンブ狭域水位 格納容器再循環サンブ広域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)における
重大事故等対策について(2/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。 	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	—
補助給水系機能維持の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が80m³/h以上確立されていることを確認する。 ・全交流動力電源喪失状態で1次冷却材喪失事象(小規模)が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)も準備する。 	タービン動補助給水ポンプ復水タンク 加圧器逃がし弁	【可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)】 窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1次冷却材圧力
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心出口温度計指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、イグナイタを起動するとともに、可搬型格納容器水素濃度計測装置の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。 	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 可搬型格納容器水素濃度計測装置

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)における
重大事故等対策について(3/4)

断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
炉心損傷の判断	・炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 1×10^5 mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 1次冷却材高温側温度(広域)
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイト動作状況確認	・静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 ・イグナイト運転にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	—
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	・格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。 ・常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が77%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器圧力計指示が245kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)における
重大事故等対策について(4/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
水素濃度監視	・炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム-水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	燃料油貯蔵タンク	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	可搬型格納容器水素濃度計測装置 【アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率】
格納容器内自然対流冷却	・A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 ・全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表 水素燃焼における重大事故等対策について(1/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> ・LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。 	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
1次冷却材喪失事象時の対応	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象(大破断)」と判断する。 ・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象(大破断)の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん/高压注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。 	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん/高压注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 タンクローリ 中間受槽	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器再循環サンブ狭域水位 格納容器再循環サンブ広域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表 水素燃焼における重大事故等対策について(2/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、現場にてアニュラス空気浄化系ダンプの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンプの開け置きを実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。 	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	—
補助給水系機能維持の判断	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が80m³/h以上確立されていることを確認する。 全交流動力電源喪失状態で1次冷却材喪失事象(小規模)が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)も準備する。 	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 加圧器逃がし弁	【可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)】 窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1次冷却材圧力
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度計指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。 	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 可搬型格納容器水素濃度計測装置

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表 水素燃焼における重大事故等対策について(3/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
炉心損傷の判断	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$以上により、炉心損傷と判断する。 	—	—	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 1次冷却材高温側温度(広域)
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認	<ul style="list-style-type: none"> 静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ運転にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 【電気式水素燃焼装置】 【 電気式水素燃焼装置動作監視装置 】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	—
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てん/高压注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。 常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が77%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器圧力計指示が245kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。 	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん/高压注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表 水素燃焼における重大事故等対策について(4/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
水素濃度監視	<p>・炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム-水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p>	<p>大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ</p>	<p>可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ</p>	<p>可搬型格納容器水素濃度計測装置 【アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率】</p>
格納容器内自然対流冷却	<p>・A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 ・全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。</p>	<p>A、B格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 海水ポンプ 燃料油貯蔵タンク</p>	<p>移動式大容量ポンプ車 タンクローリ 窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)</p>	<p>格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用) 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA)</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-17表 想定事故1における重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	・使用済燃料ピットポンプトリップ等による運転不能により、使用済燃料ピット冷却系の故障を確認した場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット温度(SA)使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の対応	・使用済燃料ピット冷却系の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を行う。	—	—	—
	・使用済燃料ピットへの使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	—
	・使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置を行う。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	使用済燃料ピット周辺線量率 使用済燃料ピット水位(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]
使用済燃料ピット温度及び水位の確認	・使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット温度が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット補給水系故障の判断	・燃料取替用水タンク等(燃料取替用水補助タンク、2次系純水タンク)を水源として補給操作を行い、使用済燃料ピットの水位上昇が確認できなければ、補給水系の故障と判断する。	【燃料取替用水タンク】	—	使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ピット補給水系故障の対応	・使用済燃料ピット補給水系の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動等)を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-17表 想定事故1における重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット補給用 水中ポンプによる使用済 燃料ピットへの注水開始	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備が完了すれば注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位(NWL)を目安に注水し、通常水位(NWL)到達後は使用済燃料ピット出口配管下端以下とならないよう水位を維持する。 以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、温度が安定していることを確認する。 	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中 ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 使用済燃料ピット周辺線量率 使用済燃料ピット水位(広域)[使用済燃 料ピット監視装置用空気供給システム含 む]

第1.15-18表 想定事故2における重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	・使用済燃料ピット水位低下により使用済燃料ピット水位低警報が発信し、使用済燃料ピット出口配管下端まで水位が低下した場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の対応	・使用済燃料ピット冷却システムの隔離操作を行う。	—	—	—
	・使用済燃料ピットへの使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	—
	・使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置を行う。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	使用済燃料ピット周辺線量率 使用済燃料ピット水位(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]
使用済燃料ピット温度上昇の確認	・使用済燃料ピット水位の低下により、温度が上昇していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット補給水系故障の判断	・燃料取替用水タンク等(燃料取替用水補助タンク、2次系純水タンク)を水源として補給操作を行い、使用済燃料ピットの水位上昇が確認できなければ、補給水系の故障と判断する。	【燃料取替用水タンク】	—	使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ピット補給水系故障の対応	・使用済燃料ピット補給水系の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動等)を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-18表 想定事故2における重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット補給用 水中ポンプによる使用済 燃料ピットへの注水開始	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備が完了すれば注水を行う。使用済燃料ピット水位は 使用済燃料ピット出口配管下端水位で維持する。 ・以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、温度が安定していることを確認する。 	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 使用済燃料ピット周辺線量率 使用済燃料ピット水位 (広域) [使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]

第1.15-19表 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)時における
重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去系機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は、余熱除去冷却器による冷却不能を確認した場合は、余熱除去系機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。 	—	—	余熱除去ループ流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。 	—	—	—
余熱除去機能回復操作	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに、他の対応処置と並行して、余熱除去機能の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を継続する。 	【余熱除去ポンプ】	—	—
原子炉格納容器隔離操作	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。 	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-19表 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)時における
重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保	<ul style="list-style-type: none"> 充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁(3個取外し中)からの蒸散により崩壊熱を除去する。 	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク 燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
アニュラス空気浄化ファン起動	<ul style="list-style-type: none"> アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が22kPaになれば、被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。 	アニュラス空気再浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット	—	格納容器圧力
代替再循環運転による1次系の冷却	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を継続して実施する。また、余熱除去機能が回復しない状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインより炉心へ注水する代替再循環運転に切り替え、低温停止状態にするとともに、炉心冷却を継続する。 	格納容器再循環サンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 代替再循環配管 燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプスクリーン ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力

第1.15-20表 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線への給電に失敗したことを確認し、全交流動力電源喪失と判断する。 	—	—	—
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。 	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応準備	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗することで早期の電源回復不能と判断し、大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備及び中央制御室非常用循環系の運転準備を行う。 	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	—
燃料取替用水タンクによる炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水タンク水の炉心への重力注入が期待できる場合は、優先して実施する。 	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位 加圧器水位
不要直流電源負荷切離し	<ul style="list-style-type: none"> 直流コントロールセンタの不要直流電源負荷の切離しを行う。 	蓄電池(安全防護系用)	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-20表 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉格納容器隔離操作	・放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、電源回復後、原子炉格納容器隔離を行う。	—	—	—
炉心注水及び1次系保有水確保操作	・1次系保有水を確保するため、大容量空冷式発電機からの受電が完了し、常設電動注入ポンプの準備が整い次第炉心への注水を行うとともに、B充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転準備を行う。 ・なお、蓄圧タンクによる炉心注水は作業員への安全配慮の観点から実施しない。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 【B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度 SA用低圧炉心注入及びディスプレイ積算流量
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	・アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減するため、現場にてアニュラス空気浄化系ダンプの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。 ・格納容器圧力計指示が22kPaになれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ポンプ(アニュラス空気浄化ファン兼用)	格納容器圧力
格納容器内自然対流冷却	・移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット、B余熱除去ポンプ等への海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び低圧再循環運転の準備を行う。 ・格納容器圧力計指示が245kPa以上(最高使用圧力)となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。ただし、A、B格納容器再循環ユニットへの海水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-20表 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
<p>低圧再循環運転開始</p>	<p>・燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプの水をB余熱除去ポンプからB余熱除去冷却器を経て炉心へ注水する低圧再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。</p>	<p>格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B余熱除去ポンプ(海水冷却) 【B余熱除去冷却器】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ</p>	<p>移動式大容量ポンプ車 タンクローリ</p>	<p>余熱除去ループ流量 加圧器水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 燃料取替用水タンク水位</p>
<p>格納容器内自然対流冷却及び低圧再循環運転</p>	<p>・長期対策として、低圧再循環運転及び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行うことで、原子炉の冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。</p>	<p>A、B格納容器再循環ユニット 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B余熱除去ポンプ(海水冷却) 【B余熱除去冷却器】 燃料油貯蔵タンク</p>	<p>移動式大容量ポンプ車 タンクローリ</p>	<p>格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用) 余熱除去ループ流量 加圧器水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)</p>
<p>原子炉補機冷却系の復旧作業</p>	<p>・保守対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-21表 原子炉冷却材の流出時における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	・原子炉冷却材流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなれば、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。	—	—	余熱除去ループ流量
余熱除去機能喪失時の対応	・余熱除去ポンプ回復操作を実施するとともに、原子炉冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。	【余熱除去ポンプ】	—	—
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	・原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 ・作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
原子炉格納容器隔離操作	・放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。	—	—	—
充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保	・充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁(3個取外し中)からの蒸散により崩壊熱を除去する。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク 充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度
アニュラス空気浄化ファン起動	・アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が上昇し22kPaになれば、被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット	—	格納容器圧力
代替再循環運転による1次系の冷却	・長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を継続して実施する。また、余熱除去機能が回復しない状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインより炉心注水する代替再循環運転に切り替え、低温停止状態とするとともに、炉心冷却を継続する。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 代替再循環配管 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 余熱除去ループ流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-22表 反応度の誤投入時における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・1次系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算計の動作音及び可聴計数率計の可聴音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。 ・なお、停止時中性子束レベルの0.8デカード上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。 	—	—	中性子源領域中性子束 中間領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 ・作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。 	—	—	—
希釈停止操作	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補給水補給流量制御弁の「閉」及び1次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算計の動作停止を確認する。 	—	—	—
ほう酸濃縮作	<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸ポンプを起動し、ほう酸注入による濃縮を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。 	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん/高圧注入ポンプ	—	ほう酸タンク水位 中性子源領域中性子束 中間領域中性子束
未臨界状態の維持確認	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。 ・また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度に戻っていることを確認する。 	—	—	中性子源領域中性子束 中間領域中性子束

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要(1/19)

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	
方針目的	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制(自動)、原子炉出力抑制(手動)により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手順等を整備する。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>原子炉緊急停止(手動による)</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急停止することができない事象(以下「ATWS」という。)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより原子炉の緊急停止を行う。</p>
	<p>原子炉出力抑制(自動)</p> <p>ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、多様化自動動作設備(ATWS緩和設備)の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、1次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、及び補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p>
	<p>原子炉出力抑制(手動)</p> <p>中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動動作設備(ATWS緩和設備)が自動動作しなかった場合、中央制御室からの手動操作により主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで、1次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、及び補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p>
	<p>ほう酸水注入</p> <p>ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、原子炉出力の抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん/高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。</p> <p>化学体積制御系統が使用できない場合は、非常用炉心冷却設備の充てん/高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインを使用し充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。</p> <p>ほう酸注入は燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラント状態に応じて高温停止又は低温停止のほう素濃度を目標にほう酸注入を継続する。</p>

<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">優先順位</p>	<p>ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止を行う。蒸気発生器水位異常低信号による多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止操作を行い、その後、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)の作動状況の確認を行う。</p> <p>原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。</p> <p>原子炉トリップに失敗し、原子炉の出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸注入を行う。</p>
--	---	--

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要(2/19)

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等		
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、1次系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水、蒸気放出)により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉を冷却するために1次冷却材及び2次冷却材の保有水を監視及び制御する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	1次系のフィードアンドブリード	<p>すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん/高圧注入ポンプにより原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。</p> <p>2次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去システムによる炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去システムが使用できない場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。</p> <p>2次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去システムによる炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去システムによる炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去システムが使用できない場合、余熱除去システム又は2次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。</p>
	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	<p>復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、海水をA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。</p> <p>蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である2次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。2次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次にA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給による注水を行う。多様性拡張設備である可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給よりも優先して使用する。</p>

対応手段等	サポート系故障時	(蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)) ポンプの機能回復	<p>直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用し、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押上げること及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電した電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>ただし、大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用する。</p> <p>電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p>
		弁の機能回復(蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出))	<p>主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p>
	監視及び制御	<p>原子炉を冷却するために1次冷却材及び2次冷却材の保有水を加圧器水位、蒸気発生器水位により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲(把握能力)を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量、復水タンク水位、蒸気発生器水位により確認する</p> <p>燃料取替用水タンク水等を常設電動注入ポンプ等により炉心へ注入する場合、流量を調整し加圧器水位を制御する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、補助給水流量を調整し蒸気発生器水位を制御する。</p>	
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	<p>2次冷却系の除熱機能回復を優先し、2次冷却系の除熱機能が回復しない場合は、1次系のフィードアンドブリードを行う。</p>

	サ ポ ー ト 系 故 障 時	補助給水の機能が回復していない場合、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復 旧 に 係 る 手 順 等	全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機からの給電により、電動補助給水ポンプを起動させ、十分な期間運転を継続させる。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	操 作 時 の 留 意 事 項 主 蒸 気 逃 が し 弁	主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 1次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	主 蒸 気 逃 が し 弁 現 場 操 作 時 の 環 境 条 件	蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。
	全 交 流 動 力 電 源 喪 失 及 び 補 助 給 水 失 敗 時 の 留 意 事 項	全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接過熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。加圧器逃がし弁による減圧準備の手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
	タ ー ビ ン 動 補 助 給 水 ポ ン プ の 駆 動 蒸 気 の 確 保	全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。
配 慮 す べ き 事 項	1 次 系 の フ ィ ー ド ア ン ド ブ リ ー ド の 判 断 基 準 に つ い て	蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1次系のフィードアンドブリードを開始する、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。

	作業性	<p>海水ポンプから補助給水ポンプへ直接供給に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作であり、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき、専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。</p>
--	-----	--

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等		
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、1次系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水、蒸気放出)により発電用原子炉を減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	フロントライン系故障時	<p>1次系のフィードアンドブリード</p> <p>すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合において、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする。格納容器再循環サンプル水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。</p> <p>2次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去システムによる炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去システムが使用できない場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。</p> <p>2次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去システムによる炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去システムによる炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去システムが使用できない場合、余熱除去システム又は2次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。</p>

対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	<p>加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。</p> <p>なお、補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。</p> <p>復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行うため、海水をA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。</p> <p>蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である2次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。2次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次にA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給による注水を行う。多様性拡張設備である可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給よりも優先して使用する。</p>
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	<p>加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開弁していなければ中央制御室にて開弁する。</p>
	サポート系故障時	ポンプの機能回復(蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水))	<p>直流電源が喪失した場合においてタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用し蒸気加減弁を押上げること及び蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p>

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復(蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出))	<p>主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンペ(加圧器逃がし弁用)を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。</p>
	格納容器内雰囲気直接加熱防止	高圧溶融物放出及び	<p>炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa以上である場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。</p>
	蒸気発生器伝熱管破損		<p>蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん/高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。</p> <p>破損蒸気発生器を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損蒸気発生器を隔離する。破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損蒸気発生器圧力の低下が継続し破損蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。</p> <p>1次冷却系減圧後、充てん/高圧注入ポンプを安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。</p>
	システムLOCA	インターフェイス	<p>インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん/高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。</p> <p>1次冷却材圧力、加圧器水位の低下及び余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、原子炉格納容器外への1次冷却材の格納容器外への漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。</p> <p>破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制する。</p> <p>低温停止状態に移行するにあたり、余熱除去系統による炉心冷却が困難であれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する。</p>
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	<p>蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を優先して使用し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん/高圧注入ポンプによる原子炉注入と加圧器逃がし弁開による1次系のフィードアンドブリードを行う。</p>

配慮すべき事項	優先順位	サポート系 故障時	<p>補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合は、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先する。</p>
	手順等	復旧に係る	<p>直流電源喪失時、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁)により加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室から遠隔操作を行う。全交流動力電源喪失時又は常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。</p>
	操作時の留意事項	主蒸気逃がし弁	<p>主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。</p> <p>1次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損を確認する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。</p>
	留意事項	全交流電源喪失及び補助給水失敗時の	<p>全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接過熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。</p>
	環境条件		<p>蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気／主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室から遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。</p> <p>加圧器逃がし弁を確実に作動させるために、窒素ポンベの設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器内最高圧力を考慮した上で余裕を見た値に設定し、中央制御室からの操作は少ない回数で目標とする1次冷却材圧力まで減圧する。</p>
	監視について	システムLOCA時の漏えい インターフェイス	<p>インターフェイスシステムLOCAの漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ及び火災報知器により行う。</p>

配慮すべき事項	インターフェイスシステムLOCA時の内 部溢水の影響	<p>専用工具による操作場所及び操作場所への通路部をインターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器のフロアよりも上層階とし、溢水影響がないようにする。</p>
	タービン動補助給水ポンプ 駆動蒸気の確保	<p>全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。</p>
	1次系のフィード アンドブリードの 判断基準について	<p>蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1次系のフィードアンドブリード開始するすべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。</p>
	作業性	<p>A、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作であり、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき、専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作はアクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して専用工具を用いて遠隔操作により行う。専用工具は速やかに操作ができるように操作場所近傍に配備する。</p>

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要(4/19)

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器(以下「格納容器」という。)の破損を防止するため、1次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注入、代替再循環運転により、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注入、代替炉心注入、代替再循環運転、蒸気発生器2次側による炉心冷却により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、1次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p>		
対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系故障時	代替炉心注入
			代替再循環運転
			<p>非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ 常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ(以下「可搬型注入ポンプ」という。)により淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 <p>代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早いA格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)を優先し、次に常設電動注入ポンプを使用する。可搬型注入ポンプは使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。</p>
			<p>非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)及びA格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。</p> <p>再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ1台の流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心への注入ができない場合は、代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入を行う。</p> <p>また、格納容器の破損を防止するために原子炉補機冷却水を使用し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格納容器内の冷却を行う。</p> <p>原子炉への注入は、格納容器内水位が格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さとなれば停止する。</p>

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	代替炉心注入	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失し、1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで低下しない場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・大容量空冷式発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 <p>代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早く、注入流量が大きい常設電動注入ポンプを優先する。次にB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)を使用する。可搬型注入ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。</p>
			代替再循環運転	<p>全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したB余熱除去ポンプ(海水冷却)及びC充てん／高圧注入ポンプ(海水冷却)による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット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を冷却する。</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いA余熱除去ポンプ(空調用冷水)を優先し、次にB余熱除去ポンプ(海水冷却)及びC充てん／高圧注入ポンプ(海水冷却)を使用する。</p>
		溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存する場合	格納容器水張り	<p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、格納容器圧力と温度又は可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット出入口用)の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉圧力容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイポンプにより残存溶融デブリを冷却し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影響しない上限の高さまで燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。</p> <p>格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>

対応手段等	1次冷却材喪失事象が 発生していない場合	フロントライン系故障時 サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>全交流動力電源喪失等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。</p>
	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	炉心注入／代替炉心注入	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ 常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 <p>炉心注入、代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能でありラインアップの容易な充てん／高圧注入ポンプを優先する。次に使用準備時間が早いA格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSSタイライン使用)を使用し、次に常設電動注入ポンプを使用する。可搬型注入ポンプは使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。</p>
			代替再循環運転	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入後、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSSタイライン使用)及びA格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。</p>

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。</p>
		サポート系故障時	代替炉心注入	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・大容量空冷式発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 <p>代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、電源が回復しない場合でも注入が可能な多様性拡張設備である燃料取替用水タンクからの重力注入を優先する。並行して、使用準備時間が早く、注入流量が大きい常設電動注入ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次にB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)を使用する。可搬型注入ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。</p>
			代替再循環運転	<p>全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したB余熱除去ポンプ(海水冷却)による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット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を冷却する。</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いA余熱除去ポンプ(空調用冷水)を優先し、次にB余熱除去ポンプ(海水冷却)を使用する。</p>

対応手段等	運転停止中の場合	サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	<p>全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気逃がし弁を手動により開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。</p>
配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系故障時	<p>非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、代替炉心注入により原子炉へ注入し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。</p>
			サポート系故障時	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失した場合、代替炉心注入により原子炉へ注入し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。</p>
		格納容器隔離弁の閉止	<p>全交流動力電源喪失時、1次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、1次冷却材ポンプシール部から1次冷却材が漏えいするおそれがあるため、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉止する。</p> <p>隔離は、大容量空冷式発電機により電源が確保されれば、中央制御室にて1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。</p> <p>なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。</p>	
		常設電動注入ポンプの注入先について	<p>全交流動力電源喪失と1次冷却材漏えい事象が重畳した場合の常設電動注入ポンプの注入先については、1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合は、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入とする準備を行い、大容量空冷式発電機より受電すれば、代替炉心注入を行う。また、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイへ変更を行うとともに、その後、B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)により代替炉心注入を行う。</p>	
		残存デブリ冷却時の1次冷却材圧力監視について	<p>原子炉圧力容器内に熔融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は熔融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開弁し原子炉内と原子炉格納容器を均圧させる。</p>	

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	残存デブリ冷却時の注水量について	<p>格納容器への注水量は、格納容器水位監視装置、SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量計、A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量計、燃料取替用水タンク水位の収支により把握する。</p> <p>残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、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影響しない上限の高さまでとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、さらに、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を阻害しない高さまで格納容器内へ注水する。</p>
		炉心損傷後の再循環運転について	<p>炉心が損傷した場合、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加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施の可否を検討する。</p>
		再循環不能時の格納容器内の冷却	<p>代替再循環運転による格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注入できない場合、余熱除去系統-格納容器再循環弁(外隔離弁)の開不能により再循環運転に移行できない場合又は、格納容器再循環サンプルスクリーンが閉塞した場合は、充てん/高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を炉心へ注入するとともに、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、格納容器スプレイを実施する。</p>
配慮すべき事項	運転停止中の場合	優先順位	<p>フロントライン系 故障時</p> <p>運転停止中に余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系統に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注入又は代替炉心注入による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプルが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。</p>
		サポート系 故障時	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系統に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注入による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプルが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。</p>
配慮すべき事項	運転停止中の場合	原子炉格納容器内からの退避	<p>運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去冷却系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、燃料取替用水タンクの保有水を充てん/高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注入し開放中の加圧器安全弁から原子炉格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、原子炉格納容器内の雰囲気悪化から原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p> <p>また、運転停止中に1次冷却材系統の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p>

復旧に係る 手順等	全交流動力電源が喪失した場合は、設計基準対処設備に代替電源からの給電により起動及び十分な期間の運転を継続させる。
作業性	<p>常設電動注入ポンプの水源確保及びB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>可搬型注入ポンプによる原子炉への注入に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。</p>
電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプ、B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
燃料補給	可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要(5/19)

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	
方針目的	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、蒸気発生器2次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。
対応手段等	<p>蒸気発生器2次側による炉心冷却</p> <p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。</p>
	<p>フロントライン系故障時</p> <p>格納容器内自然対流冷却</p> <p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に1次冷却材喪失事象が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。</p>
	<p>代替補機冷却</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車によりC充てん/高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。</p>
	<p>サポート系故障時</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却</p> <p>全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合にタービン動補助給水ポンプ又は大容量空冷式発電機より受電した電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>補助給水ポンプについては、大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し、タービン動補助給水ポンプが使用できなければ、大容量空冷式発電機より受電した電動補助給水ポンプを使用する。</p>
<p>サポート系故障時</p> <p>格納容器内自然対流冷却</p> <p>全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。</p>	

対応手段等	サポート系故障時	代替補機冷却	<p>全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合、移動式大容量ポンプ車によりC充てん/高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。</p>
配慮すべき事項	作業性		<p>移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。</p>
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		<p>蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合に現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はサーバイメータを携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。</p>
	電源確保		<p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電動補助給水ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給		<p>移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p>

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要(6/19)

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等			
方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p>		
	対応手段等	炉心損傷前	<p>フロントライン系故障時</p> <p>格納容器内自然対流冷却</p> <p>格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に格納容器スプレイ作動圧力設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ポンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。</p>
			<p>代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>
	サポート系故障時	<p>代替格納容器スプレイ</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失した場合に1次冷却材喪失事象(大破断)が発生し格納容器への注水ができない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>	
<p>格納容器内自然対流冷却</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。</p>			

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器スプレイ作動圧力設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器内への注水ができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		サポート系故障時	代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器への注水ができない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
			格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失し原子炉補機冷却水が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
配慮すべき事項	優先順位		炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系故障時は、継続的な冷却実施の観点及び格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却では移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを使用する。	
配慮すべき事項	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPaに達すれば停止する手順とすることで、100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度(ドライ)により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が8vol%(ドライ)未満であれば減圧を継続する。	

格納容器内冷却	注水量の管理	<p>格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、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影響しない上限の高さまでとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、さらに、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を阻害しない高さまで格納容器内へ注水する。</p>
	放射性物質濃度低減	<p>炉心損傷後において、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。</p>
	作業性	<p>移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給	<p>可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料(重油)の備蓄量として、「1.14電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク(約147kl、2基)を管理する。</p>

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要(7/19)

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等		
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</p>	
対応手段等	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	<p>格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。</p>
	格納容器内自然対流冷却	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動圧力設定値以上の場合、原子炉補機冷却水システムの沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ポンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。</p>
	代替格納容器スプレイ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下せず最高使用圧力以上の場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>
	原子炉補機冷却機能 健全	<p>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。</p>
原子炉補機冷却機能 喪失	格納容器内自然対流冷却	<p>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>
	代替格納容器スプレイ	<p>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p>
配慮すべき事項	優先順位	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、格納容器圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却実施の観点及び格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却の準備の間に、格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。</p>

	優先順位	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合は、継続的な冷却実施の観点及び格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は移動式大容量ポンプ車を使用するための準備に時間を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。
	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPaに達すれば停止する手順とすることで、100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度(ドライ)により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が8vol%(ドライ)未満であれば減圧を継続する。
		注水量の管理	格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。
	作業性		移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプの水源地確保に係るディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。 格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
配慮すべき事項	燃料補給		移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。