

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|--|---|--|
| <p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>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」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUX，長期TB，TBU及びTBDである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>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，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し，溶融炉心，水蒸気，水素ガス等が急速に放出され，原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより，急速に格納容器圧力が上昇する等，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，溶融炉心，水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため，原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって，原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに，格納容器下部注水系（常設）によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保するとともに，溶融炉心が落下するまで，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は，格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。その後，代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお，本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し，原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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」で想定される事故シーケン</p> | <p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>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」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUX，長期TB，TBD及びTBUである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>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，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し，溶融炉心，水蒸気，水素等が急速に放出され，格納容器雰囲気が直接加熱されることにより，急速に格納容器圧力が上昇する等，格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，溶融炉心，水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため，原子炉圧力容器破損までに原子炉を減圧することによって，格納容器の破損を防止する。</p> <p>また，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに，ペDESTAL（ドライウェル部）に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保するとともに，長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより，格納容器の破損を防止する。</p> <p>さらに，格納容器内における水素燃焼を防止するため，水素燃焼の可燃限界濃度到達までに格納容器内へ窒素供給することによって，格納容器の破損を防止する。</p> <p>なお，本格納容器破損モードに対する有効性を評価するためには，原子炉圧力容器が破損した時点でのプラント状態を評価する必要があることから，原子炉圧力容器が破損するよう原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。一方，本格納容器破損モードに対しては，原子炉圧力容器破損後の格納容器健全性確保のための重大事故等対策の有効性についても評価するため，この観点から原子炉圧力容器破損後の重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって，本評価では原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから，これを考慮した有効性評価を実施することとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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」で想定される事故シーケンス</p> | <p>・設備，運用の違い</p> <p>・東海第二では，シナリオの想定としてRPV破損までは原子炉注水しないが，RPV破損後はRPV内を冷却するための原子炉注水を実施する手順とするため，RPV破損後は代替循環冷却系による原子炉注水を実施する想定としている。</p> |

3. 重大事故 3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|--|---|--|
| <p>スに対して，原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し，溶融炉心，水蒸気，水素ガス等が急速に放出され，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して，原子炉減圧を可能とするため，逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また，原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し，逃がし安全弁の環境条件を緩和する観点から代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段を整備し，原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段並びに格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお，これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a から j に示すとともに，a から j の重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.2.1 表に示す。このうち，本格格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a から f 及び h である。</p> <p>本格格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 3.2.1 図から第 3.2.4 図に，対応手順の概要を第 3.2.5 図に示す。このうち，本格格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 3.2.1 図及び第 3.2.3 図である。</p> <p>本格格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて，事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は，中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され，合計 28 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は，当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任），当直副長 2 名，運転操作を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち，通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名，緊急時対策要員（現場）は 8 名である。</p> <p>また，事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は，代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 26 名※1 である。必要な要員と作業項目について第 3.2.6 図に示す。</p> <p>なお，評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては，作業項目を評価事故シーケンスと比較し，必要な要員数を確認した結果，28 名で対処可能である。</p> <p>※1 本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが，必要な要員の評価においては，保守的に代替原子炉補機冷却系の使用を想定。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認 運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は，平均出力領域モニタ等である。</p> | <p>に対して，原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し，溶融炉心，水蒸気，水素等が急速に放出され，格納容器雰囲気が直接加熱されることにより，急速に格納容器圧力が上昇する等に対して，原子炉圧力容器破損までに原子炉減圧を可能とするため，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また，原子炉圧力容器の下部から落下する溶融炉心の冷却の観点から，常設代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作を整備する。</p> <p>さらに，原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し，逃がし安全弁の環境条件を緩和する観点から代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱手段を整備し，原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段，代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱手段及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>なお，長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から，可搬型窒素供給装置を用いた格納容器（サプレッション・チェンバ）内への窒素供給手段を整備する。</p> <p>本格格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a から z に示す。このうち，本格格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a から n 及び r である。</p> <p>対策の概略系統図を第 3.2-1 図に，対応手順の概要を第 3.2-2 図に，対策の概要を以下に示す。また，重大事故対策の手順と設備との関係を第 3.2-1 表に示す。</p> <p>本格格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて，必要な要員は初動対応要員 20 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 2 名である。初動対応要員の内訳は，発電長 1 名，副発電長 1 名，運転操作対応を行う運転員 4 名，通報連絡等を行う災害対策要員 2 名，現場操作を行う重大事故等対応要員 12 名である。招集要員の内訳は，燃料補給作業を行う重大事故等対応要員 2 名である。必要な要員と作業項目について第 3.2-3 図に示す。</p> <p>なお，重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては，作業項目を重要事故シーケンスと比較し必要な要員数を確認した結果，初動対応要員 20 名及び招集要員 2 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認</p> | <p>・運用の違い ・設備，運用の違い</p> <p>・必要要員数の違い ・参集要員（招集要員）に期待する作業の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|--|--|
| <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認</p> <p>原子炉スクラム後，原子炉水位は低下し続け，原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが，全ての非常用炉心冷却系が機能喪失※2していることを確認する。</p> <p>非常用炉心冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は，各系統の流量指示等である。</p> <p>※2 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水が出来ない場合を想定。</p> | <p>運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。また，主蒸気隔離弁が閉止するとともに，再循環ポンプがトリップしたことを確認する。</p> <p>原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認に必要な計装設備は，平均出力領域計装，原子炉圧力等である。</p> <p>b. 原子炉への注水機能喪失の確認</p> <p>原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後，原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。</p> <p>原子炉への注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量である。</p> <p>c. 早期の電源回復不能の確認</p> <p>全交流動力電源喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず，非常用母線の電源回復ができない場合，早期の電源回復不能と判断する。これにより，常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を開始する。</p> <p>d. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作</p> <p>早期の電源回復不能の確認後，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。</p> <p>常設代替高圧電源装置による緊急母線受電操作に必要な計装設備は，緊急用M／C電圧である。</p> <p>e. 高圧注水機能喪失の確認</p> <p>原子炉スクラム後，原子炉水位の低下が継続し，原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達した後，中央制御室からの遠隔操作により原子炉隔離時冷却系の手動起動を試みるが失敗したことを確認する。</p> <p>高圧注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量等である。</p> <p>f. 常設高圧代替注水ポンプを用いた高圧代替注水系の起動操作</p> <p>高圧注水機能喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により高圧代替注水系を起動する。なお，高圧代替注水系による原子炉注水は解析上考慮しない。</p> <p>高圧代替注水系による原子炉注水に必要な計装設備は，高圧代替注水系系統流量である。</p> <p>g. 電源確保操作対応</p> <p>早期の電源回復不能の確認後，対応可能な要員により非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作及び外部電源の機能回復操作を実施する。</p> <p>h. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作</p> <p>常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電後，中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施し，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線を受電する。</p> <p>常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作に必要な計装設備は，M／C 2C（2D）電圧である。</p> | <p>・記載方針の違い</p> <p>・東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，SBOを想定</p> <p>・東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，SBOを想定</p> <p>・記載方針の違い</p> <p>・記載方針の違い</p> <p>・記載方針の違い</p> <p>・東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|--|--|---|
| <p>c. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベルである。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内のpH制御のため薬品注入の準備を行う。サブプレッション・チェンバのプール水のpHを7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。</p> <p>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(SA)である。</p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁2個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力である。</p> | <p>i. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作</p> <p>常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。</p> <p>j. 緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水機能喪失を確認した後、中央制御室にて、非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。また、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。</p> <p>緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作に必要な計装設備は、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）である。</p> <p>k. 代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作</p> <p>緊急用海水ポンプにより緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替格納容器スプレイを実施し、格納容器除熱を実施する。</p> <p>代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作に必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>l. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)及び(S/C)の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)及び(S/C)である。</p> <p>また、炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器内の水素及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)である。</p> <p>m. 逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁による原子炉急速減圧操作</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（燃料域）等である。</p> | <p>SBOを想定</p> <p>・記載方針の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|---|--------------------------------|
| <p>原子炉急速減圧後は，逃がし安全弁の開状態を保持し，原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p>f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を確認した場合，格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達を確認した場合又は格納容器温度 190℃到達を確認した場合は，中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却※3 を実施する。また，格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa[gage]以下となった時点で停止する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は，ドライウエル雰囲気温度，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）等である。</p> <p>また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却と同時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。</p> <p>※3 原子炉格納容器内の温度を低下させ，逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的で実施する操作。なお，本操作に期待しない場合であっても，評価上，原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間，逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.1）</p> <p>g. 原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉への注水手段がないため，炉心が溶融して炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認するために必要な計装設備は，原子炉圧力容器下鏡部温度である。</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合，原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は，原子炉格納容器下部への水張りが目的であるため，原子炉格納容器下部の水位が 2m（注水量 180m³相当）に到達していることを確認した後，原子炉格納容器下部への注水を停止する。</p> <p>原子炉格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）及び格納容器下部水位である。</p> <p>また，原子炉格納容器下部への注水と同時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。</p> | <p>原子炉急速減圧後は，逃がし安全弁（自動減圧機能）の開状態を保持し，原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.1）</p> <p>n. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作</p> <p>代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後，原子炉圧力容器破損に備えて，中央制御室からの遠隔操作によって常設低圧代替注水系ポンプからペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。この場合の注水は，ペDESTAL（ドライウエル部）水位を約 1.0m に調整することが目的であるため，ペDESTAL（ドライウエル部）水位が 1m を超えて上昇したことを確認後，ペDESTAL（ドライウエル部）注水を停止する。その後，ペDESTAL（ドライウエル部）水はサブプレッション・プールに排水され，ペDESTAL（ドライウエル部）水位は約 1.0m に調整される。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作のために必要な計装設備は，低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位等である。</p> <p>o. サプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作によって格納容器内の pH 制御のための薬液注入を行う。サブプレッション・チェンバのプール水の pH を 7 以上に制御することで，分子状無機よう素の生成が抑制され，その結果，有機よう素の生成についても抑制される。これにより，環境中へ</p> | <p>・運用の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|---|--|
| <p>h. 原子炉圧力容器破損確認</p> <p>原子炉圧力容器破損を直接確認する計装設備はないため，複数のパラメータの変化傾向により判断する。</p> <p>原子炉圧力容器破損の徴候として，原子炉水位の低下，制御棒位置の指示値喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化が生じる。また，原子炉圧力の急激な低下，ドライウエルの圧力の急激な上昇，原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な上昇といったパラメータの変化によって，原子炉圧力容器破損を判断する。</p> <p>これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は，原子炉圧力とドライウエルの圧力の差圧が0.10MPa[gage]以下であること及び原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度以上であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。</p> <p>i. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため，原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は，格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を崩壊熱相当の流量にて継続して行う。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を確認するために必要な計装設備は，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）等である。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）のほか，格納容器下部水位計によっても確認することができるが，原子炉圧力容器破損時の影響により，格納容器下部水位計による監視ができない場合であ</p> | <p>の有機よう素の放出量を低減させることができる。なお，有効性評価においては，pH制御には期待しない。</p> <p>p. 格納容器下部水温の継続監視</p> <p>原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したことにより原子炉圧力容器の破損徴候を確認し，迅速な原子炉圧力容器の破損判断のために格納容器下部水温を継続監視する。</p> <p>q. 原子炉圧力容器破損の判断</p> <p>原子炉圧力容器の破損を直接確認する計装設備である格納容器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって，原子炉圧力容器破損を判断する。</p> <p>原子炉圧力容器破損の徴候として，原子炉水位の低下，制御棒位置の指示値の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度の300℃到達といったパラメータの変化を検知した後は，原子炉圧力容器破損判断の迅速性向上のため，格納容器下部水温を継続監視することとする。 （添付資料 3.2.2）</p> <p>r. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作</p> <p>原子炉圧力容器破損の判断後，中央制御室からの遠隔操作によって常設低圧代替注水ポンプを用いて代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により代替格納容器スプレイを実施し，格納容器を冷却する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作のために必要な計装設備は，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>s. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作</p> <p>常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作によって常設低圧代替注水系ポンプを用いて格納容器下部注水系（常設）により格納容器下部水位2.75mまでペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施する。以降，水位2.25mから2.75mの範囲に維持する。高さ0.2mまでの溶融炉心堆積が検知されない場合は，常設低圧代替注水系ポンプを用いて格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）注水を水位0.5m到達にて実施し，1m到達により停止する間欠注水を行う。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作を確認するために必要な計装設備は，低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水温である。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは，格納容器下部水位計によって確認することができる。高さ0.2mまでの溶融炉心堆積を検知した場合は，原子炉圧力容器破損時の影響を受けないペDESTAL外側のボックス内の格納容器下部水位計（2.25m及び2.75m位置にそれぞれ複数設置）によってペDESTAL（ドライウエル部）水位を監</p> | <p>・運用の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|--|--|
| <p>っても、以下の条件の一部又は全てから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ● ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ● 原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること <p>これらは、短時間ではなく数時間の推移を確認する。</p> <p>溶融炉心の冷却維持は、主に格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水によって実施するが、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（通常運転水位+約1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき、サブプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。</p> <p>j. 代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱※4</p> <p>代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転の準備を実施する。代替循環冷却系の運転の準備が完了した後、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系の運転による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、復水補給水流量計（格納容器下部注水流量）及び復水補給水系流量計（RHR B系代替注水流量）を用いて格納容器下部注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作することで、格納容器下部注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による溶融炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、復水補給水流量（格納容器下部注水流量）等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、復水補給水流量（RHR B系代替注水流量）、格納容器内圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>※4 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いる。</p> | <p>視し、溶融炉心が冠水維持されていることを確認できる。また、高さ0.2mまでの溶融炉心堆積が検知されない場合は、格納容器下部水位計（0.5m及び1m位置にそれぞれ複数設置）によって、溶融炉心が冠水維持されていることを確認できる。なお、格納容器下部雰囲気温度により原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していることを確認することによっても、溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。</p> <p>(添付資料 3.2.3)</p> <p>t. 代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作</p> <p>「k. 代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による代替格納容器除熱操作」以降、代替循環冷却系による格納容器スプレイを継続するが、原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、原子炉圧力容器内の冷却及び格納容器の除熱のため、中央制御室からの遠隔操作によって代替循環冷却系の注水先を原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレイを実施する。サブプレッション・プールを水源として原子炉注水及び格納容器スプレイを実施し、緊急用海水系により格納容器内の熱を海に逃がすことで、格納容器外からの注水によるサブプレッション・プール水位の上昇抑制を図る。</p> <p>代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び格納容器除熱に必要な計装設備は、代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>u. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作</p> <p>原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力挙動が低下傾向に転じた後は、代替循環冷却系ポンプを用いて代替循環冷却系により格納容器除熱を実施するため、「r. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作」を一旦停止し、格納容器への水の持ち込みを制限する。ただし、格納容器圧力が0.465MPa[gage]に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作によって常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施し、格納容器圧力の上昇を抑制する。</p> <p>また、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作に必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及びドライウエル圧力等である。</p> | <p>備考</p> <p>・設備，運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

| 柏崎 6 / 7号 (2017年6月20日版) | 東海第二発電所 | 備考 |
|--|--|--|
| <p>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH発生）」である。</p> <p>本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器破損に至る前提とした。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れや原子炉格納容器下部への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。</p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉</p> | <p>v. 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作 格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器（サブプレッション・チェンバ）内へ窒素を供給することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作に必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度（SA）である。</p> <p>w. 使用済燃料プールの冷却操作 対応可能な要員にて使用済燃料プールの冷却操作を実施する。</p> <p>x. 可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作 可搬型代替注水大型ポンプにより北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽へ水源補給操作を実施する。</p> <p>y. タンクローリによる燃料補給操作 タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水大型ポンプに燃料補給を実施する。</p> <p>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH」である。</p> <p>本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系等）のみならず、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器の破損に至る前提とした。 （添付資料3.2.4）</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れやペダスタル（ドライウェル部）への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。</p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原</p> | <p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の違い ・記載方針の違い ・記載方針の違い ・東海第二では、シナリオの想定としてRPV破損までは原子炉注水しないが、RPV破損後はRPV内を冷却するための原子炉注水を実施する手順とするため、RPV破損後は代替循環冷却系に |

3. 重大事故 3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|--|---|
| <p>注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高压の状態での破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である低圧注水系のみならず、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高压注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧ロジックが作動せず、全ての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、全ての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素ガスの発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧ロジックは低圧注水系の起動が作動条件の一つであるため、低圧注水系が失われている状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての逃がし安全弁の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁に期待し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> | <p>子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高压の状態での破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系のみならず、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高压注水・減圧機能喪失」に示した過渡時自動減圧回路が作動せず、全ての低圧注水機能が失われている場合の手順にしたがって原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、全ての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素ガスの発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、過渡時自動減圧回路は低圧炉心スプレイ系又は低圧注水系の起動が作動条件の一つであるため、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系が失われている状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能に期待する点が異なる。手順にしたがう場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）に期待し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高压熔融</p> | <p>よる原子炉注水を実施する想定としている。</p> <p>・運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|--|---------------|
| <p>以上のとおり，どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり，運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また，原子炉減圧以降も，溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを，定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから，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」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については，同様のシーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは，炉心における崩壊熱，燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形，沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流），炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション，原子炉圧力容器内 FCI（溶融炉心細粒化），原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達），構造材との熱伝達，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.2.2 表に示す。また，主要な解析条件について，本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として，給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を，低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を想定する。さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない※5 ものとする。これは，炉心損傷前には原子炉を減圧できない状況を想定するためである。</p> <p>※5 代替原子炉注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低圧代替注水系機能喪失を想定。格納容器下部注水系等，復水移送ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。</p> | <p>物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり，どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり，運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また，原子炉減圧以降も，溶融炉心の挙動にしたがって一連の流れで生じる各格納容器破損モードを，定められた一連の手順にしたがって防止することとなる。このことから，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」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については，同様のシーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは，炉心における崩壊熱，燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形，沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流），炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション，原子炉圧力容器内 FCI（溶融炉心細粒化），原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達），構造材との熱伝達，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内，格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を第 3.2-2 表に示す。また，主要な解析条件について，本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として，給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の機能喪失を想定する。</p> | <p>・運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|--|--|
| <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定する。</p> <p>(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p> <p>(e) 水素ガス及び酸素ガスの発生 水素ガスの発生については、ジルコニウム－水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価するものとし「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</p> <p>(b) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2 個）を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理するものとする。</p> | <p>(c) 重大事故等対策設備による原子炉注水に対する仮定 原子炉圧力容器破損までは重大事故等対策設備による原子炉への注水を考慮しない^{※1}ものとする。</p> <p>※1 常設低圧代替注水系ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能となる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）には期待する。また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</p> <p>(d) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(e) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p> <p>(f) 水素及び酸素の発生 水素の発生については、ジルコニウム－水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価するものとし「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(b) 逃がし安全弁 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（2 弁）を使用するものとし、容量として1 弁あたり定格主蒸気流量の約 6%を処理するものとする。</p> | <p>・マネジメントの観点でSBOを想定。資源の観点では常設代替高圧電源装置5台が事象発生から7日間継続起動した場合でも軽油貯蔵タンクの容量以下の消費であることを別途評価している。</p> <p>・解析における原子炉水位低下を厳しく見積もる観点から、原子炉水位低（レベル3）信号によりスクラムするものとしている。</p> |

3. 重大事故 3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|--|---|--|
| <p>(c) 格納容器下部注水系（常設） 原子炉压力容器破損前に、格納容器下部注水系（常設）により 90m³/h で原子炉格納容器下部に注水し、水位が 2m に到達するまで水張りを実施するものとする。</p> <p>原子炉压力容器が破損して溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当の注水を行うものとする。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 原子炉压力容器破損前に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により 70m³/h で原子炉格納容器内にスプレイする。原子炉压力容器破損後は、格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、130m³/h 以上で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(e) 代替循環冷却系※6 代替循環冷却系の循環流量は、全体で約 190m³/h とし、ドライウエルへ約 140m³/h、原子炉格納容器下部へ約 50m³/h にて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</p> <p>※6 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いる。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> | <p>(c) 代替循環冷却系 代替循環冷却系ポンプは1台使用するものとし、代替循環冷却系の循環流量は、全体で 250m³/h とし、原子炉压力容器破損前及び压力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向となるまではドライウエルへ 250m³/h で連続スプレイを実施する。原子炉压力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、ドライウエルへ 150m³/h、原子炉へ 100m³/h にて流量配分し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</p> <p>(d) 緊急用海水系 伝熱容量は、約 14MW（サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプを2台使用するものとし、原子炉压力容器の破損の判断後に、格納容器圧力上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、300m³/h にて格納容器内にスプレイするものとする。格納容器圧力が低下傾向となれば、一旦格納容器スプレイを停止するが、再度格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力 465kPa[gage]に到達した以降は、130m³/h にて格納容器内にスプレイする。</p> <p>(f) 格納容器下部注水系（常設） 常設低圧代替注水系ポンプを2台使用するものとし、原子炉压力容器の破損前に、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）により 80m³/h でペDESTAL（ドライウエル部）に注水し、水位が 1m を超えて上昇するまで水張りを実施するものとする。</p> <p>原子炉压力容器が破損して溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した後は、常設低圧代替注水系ポンプ2台により 80m³/h でペDESTAL（ドライウエル部）に注水し、水位が 2.75m に到達した時点で注水を停止し、水位が 2.25m 以下となった時点で注水を開始するものとする。</p> <p>(g) 可搬型窒素供給装置 可搬型窒素供給装置は、窒素 198m³/h 及び酸素 2m³/h の流量で格納容器（サプレッション・チェンバ）内へ窒素供給するものとする。</p> <p>(h) コリウムシールド耐熱材の種類 コンクリートの侵食を防止する観点から、ジルコニア耐火材を設定する。</p> <p>(i) ペDESTAL（ドライウエル部）床面積 溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより、コンクリート侵食量の観点で厳しくなることから、コリウムシールドを考慮した床面積を設定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に</p> | <p>・東海第二では、原子炉圧力が高めに維持され、また、原子炉減圧時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで、評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。</p> <p>・設備、運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>東海第二ではRPV破損後の溶融炉心クエンチまでの発生蒸気抑制のためスプレイ流量を増加させるマネジメントとしている。</p> <p>・運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|--|---|
| <p>運転員等操作に関する条件は、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で開始する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉圧力容器破損を確認した場合に停止する。</p> <p>(c) 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の先行水張り）は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉格納容器下部の水位が2m（注水量180m³相当）に到達したことを確認した場合に停止する。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器冷却）は、格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し、事象発生から約20時間後に停止するものとする。</p> <p>(d) 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）は、原子炉圧力容器破損を確認した場合に開始する。</p> <p>(f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作※7は、代替循環冷却系への切替えの準備時間を考慮し、格納容器スプレイ停止から0.5時間後の、事象発生から20.5時間後から開始するものとする。</p> <p>※7 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> | <p>したがって以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順にしたがい、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で開始するものとする。</p> <p>(b) 代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮して、原子炉圧力容器破損前の事象発生90分後から開始するものとする。その後、原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて30分後に、ドライウェルと原子炉へ流量配分し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施することで、代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び格納容器除熱を実施するものとする。</p> <p>(c) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作（原子炉圧力容器破損前）は、炉心損傷後に代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施した後に開始し、ペDESTAL（ドライウェル部）水位が1mを超えて上昇したことを確認した場合に停止するものとする。</p> <p>(d) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、原子炉圧力容器破損を判断した場合に開始するものとする。また、原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて30分後に停止するものとする。その後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器圧力制御操作は、格納容器圧力が0.465MPa[gage]に到達した場合に開始し、格納容器圧力が0.400MPa[gage]に到達した場合に停止する間欠注水を行うものとする。</p> <p>(e) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作の後に開始するものとし、ペDESTAL（ドライウェル部）水位が2.25m到達にて注水を実施し、2.75mに到達により停止する間欠注水を行うものとする。</p> <p>(f) 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器（サブプレッション・チェンバ）内への窒素供給操作は、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137放出量評価）の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> | <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>東海第二では、緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱を実施</p> <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>東海第二では溶融炉心クエンチまでの発生蒸気抑制のため原子炉圧力容器破損時点で格納容器スプレイを実施する。</p> <p>・運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|--|--|
| <p>する。</p> <p>b. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出※8されるものとする。</p> <p>※8 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>c. 原子炉格納容器内に放出された Cs-137については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</p> <p>(b) 非常用ガス処理系による原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(添付資料 3.2.2)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内外水位）、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び注水流量の推移を第 3.2.7 図から第 3.2.12 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約 1.0 時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達した時点（事象発生から約 1.4 時間後）で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。原子炉減圧後の低压代替注水</p> | <p>b. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出※2されるものとする。</p> <p>※2 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>c. 格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサブプレッション・プール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</p> <p>(b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で構成）により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 1 回/日相当を考慮する。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は、事象発生 115 分後から、常設代替高压電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後 5 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(添付資料 3.2.5)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内外水位）、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サブプレッション・プール水位及び注水流量の推移を第 3.2-4 図から第 3.2-9 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約 35 分後に炉心損傷が開始する。原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点（事象発生から約 38 分後）で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。</p> | <p>備考</p> <p>・運用の違い 東海第二では、準備時間等を考慮して、事象発生 2 時間後から原子炉建屋ガス処理系の効果に期待しており、起動前後で評価方法を変更している。</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|--|--|---------------------------------------|
| <p>系（常設）による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約 7.0 時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>事象発生から約 3.7 時間後、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で、格納容器下部注水系（常設）による原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部への水張りを開始すると同時に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を行うことにより格納容器温度の上昇を抑制する。格納容器下部注水系（常設）による注水流量を約 90m³/h とし、水位が 2m に到達するまで約 2 時間の注水を実施することで原子炉格納容器下部に 2m の水位を確保し、事象発生から約 5.7 時間後に原子炉格納容器下部への水張りを停止する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水位約 2m の水中に落下する際に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起これ、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の注水を継続的に行い、溶融炉心を冷却する。</p> <p>崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量を 130m³/h 以上にすることにより、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。</p> <p>事象発生から 20.5 時間が経過した時点で、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始する。代替循環冷却系により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、原子炉格納容器下部の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>なお、事象発生から約 7.0 時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃がし安全弁によって原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁を通してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.1）</p> | <p>事象発生から 90 分後に代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことにより格納容器温度の上昇を抑制する。原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）又は代替循環冷却系による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約 4.5 時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施し、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を約 1.0m に調整する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の水位約 1.0m の水中に落下する際に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起これ、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した後は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）に 80m³/h の注水を行い、溶融炉心を冠水維持することで、継続的に溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>崩壊熱が格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。原子炉圧力容器破損前から代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作により 250m³/h の格納容器スプレイを実施していること、原子炉圧力容器破損を判断した時点で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作により 300m³/h の格納容器スプレイを実施することにより、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。</p> <p>格納容器圧力が低下傾向となった時点で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器冷却を停止するとともに、代替循環冷却系の循環流量をドライウエルへ 150m³/h、原子炉へ 100m³/h に分配する。その後、格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による 130m³/h の格納容器スプレイを実施する。これらによって、格納容器圧力及び雰囲気圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>また、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器（サブプレッション・チェンバ）内への窒素供給操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。</p> <p>なお、事象発生から約 4.5 時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃がし安全弁（自動減圧機能）によって原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁（自動減圧機能）を通してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁（自動減圧機能）は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.6）</p> | <p>・設備、運用による違い</p> <p>運用（手順）による違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|---|---------------------------|
| <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約0.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、原子炉格納容器下部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「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>ここで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約2.5TBq（7日間）となり、100TBqを下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約2.6TBq(30日間)及び約2.6TBq(100日間)であり、100TBqを下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.5.1, 3.2.2, 3.2.3)</p> <p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>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、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。</p> | <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力は約0.21MPa[gage]であり、評価項目である2.0MPa[gage]以下に低減されている。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>ここで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約3.2×10^{-2}TBq（7日間）となり、評価項目である100TBqを下回る。</p> <p>事象発生から7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約●TBq(30日間)及び約●TBq（100日間）であり、評価項目である100TBqを下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.5.1, 3.2.4, 3.2.5)</p> <p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>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、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。</p> | <p>備考</p> <p>・事象進展の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|--|---|---|
| <p>び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）が挙げられる。これに対しては、原子炉水位を監視し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本格格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 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。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>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及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとし</p> | <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）が挙げられる。これに対しては、原子炉水位を監視し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で原子炉急速減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本格格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 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。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>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及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することで原子炉圧力容器破損に至ることを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度及び原子炉圧力容器下鏡部温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩</p> | <p>・東海第二ではR P V破損前から格納容器圧力及び雰囲気温度緩和のための代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。</p> <p>・運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|--|---|---|
| <p>て、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内 FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器内 FCI を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）があるが、炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.4）</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>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</p> | <p>壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、リロケーション及び構造材との熱伝達を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内 F C I（熔融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器内 F C I を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている操作として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作があるが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して早まる時間はわずかであり、また、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉压力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで、迅速に原子炉压力容器破損の判断を可能であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.7）</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>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及び CORA</p> | <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|---|-----------------------------|
| <p>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及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して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。</p> | <p>実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析より炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損が発生する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損が発生する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に対する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して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。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.7）</p> | <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|--|---|--|
| <p>(添付資料 3.2.4)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 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</p> <p>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 3.2.2 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、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があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くなり、原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.4)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が運転員等</p> | <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 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</p> <p>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 3.2-2 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、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があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は33GWd/t 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（原子炉急速減圧操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.7)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は33GWd/t 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くなり、原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.7)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が運転員等</p> | <p></p> <p>・炉心設計の違い</p> <p>・設備、運用の違い</p> <p>・炉心設計の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|---|---|
| <p>間]、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達時（事象発生から約1.4時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達するまでに事象発生から約1.4時間の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認しての開始を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕がある。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.4）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.4）</p> | <p>操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達時（事象発生から約38分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達するまでには事象発生から約38分の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から90分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系運転は事象発生90分後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり、緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.7）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.7）</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> | <p>備考</p> <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>・設備の違い</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|--|---|
| <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の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し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 7.0 時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）については、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前は、本操作が実施できないと仮定しても、格納容器圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく、逃がし安全弁による原子炉減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.4）</p> <p>(4) まとめ</p> <p>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操作時間余裕を確認した。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、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、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>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、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は26名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>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、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約 2,700m³の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約 5,400m³の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m³及び淡水貯水池に約 18,000m³の水を保有してい</p> | <p>操作開始時間の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し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、格納容器除熱開始までの時間は事象発生から90分あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約 4.5 時間であり、約 3 時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.7）</p> <p>(4) まとめ</p> <p>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操作時間余裕を確認した。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、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、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>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」における必要な初動対応要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同様 20名である。このため、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で示す運転員及び災害対策要員の39名で対処可能である。また、必要な招集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に招集可能な要員の71名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>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、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、7日間の対応を考慮すると、合計約 380m³の水が必要となる。水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m³、北側淡水池に約 2,500m³及び高所淡水池に約 2,500m³を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。なお、北側淡水池又は高所淡水池からの補</p> | <p>・運用の違い</p> <p>・体制の違い</p> <p>・東海第二では、事象初期に参集要員に期待する操作はない。</p> |

3. 重大事故 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|--|--|--|
| <p>る。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.5）</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。本評価事故シナリオでは取水機能の喪失は想定していないが、仮に取水機能が喪失して代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器除熱を想定し、事象発生後7日間代替原子炉補機冷却系専用の電源車を運転した場合、号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）については、保守的に事象発生直後からの大容量送水車（熱交換器ユニット用）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約11kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる（6号及び7号炉合計約1,645kL）。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク（約1020kL）にて合計約2,040kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水、非常用ディーゼル発電機による電源供給、代替原子炉補機冷却系の運転、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.6）</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>3.2.5 結論</p> | <p>給を考慮しない場合でも代替淡水貯槽の水源により7日間の注水継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.8）</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源装置による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから、常設代替交流電源装置による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への給水については、事象発生からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約36.6kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約210kLの軽油を保有していることから、可搬型代替注水大型ポンプによる給水について、7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.9）</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として約2,339kW必要となるが、常設代替交流電源装置の連続運転許容負荷容量は5,520kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.10）</p> <p>3.2.5 結論</p> <p>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、運転時の異常な過渡変化</p> | <p>・設備、運用の違い</p> <p>・東海第二では全交流動力電源の喪失を仮定</p> <p>・東海第二では全交流動力電源の喪失を仮定</p> |

3. 重大事故 3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

| 柏崎 6／7号（2017年6月20日版） | 東海第二発電所 | 備考 |
|---|--|-----------|
| <p>格納容器破損モード「高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、熔融炉心、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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「高压熔融物放出／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、逃がし安全弁による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高压注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.5.1）</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間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。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧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「高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p> | <p>又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、熔融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高压熔融物放出／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、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高压炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.5.1）</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間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。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部支援を考慮しないとしても、7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧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「高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p> | <p>備考</p> |