

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対しては、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を行う対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、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する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「3.1.2 格納容器過温破損」と同様であ</p>	<p>／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対しては、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに原子炉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整備する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、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する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「3.1.2 格納容器過温破損」と同様であ</p>	<p>／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、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、水素等が急速に放出され、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（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（自動減圧機能）の環境条件を緩和する観点から原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>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</p>	<p>／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、1次冷却材圧力が高い状況で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉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ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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整備する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、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する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様であ</p>	<p>【大飯 高浜】                  設計の相違                  ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯、高浜は燃焼冷却用水の（ピット）と海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃焼冷却用水のピットを水源とする代替格納容器スプレイを使用し、燃焼冷却用水のピットが枯渇する前まで海水を補給することでスプレイを継続する（1台のポンプでスプレイを継続する点で両方と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る。</p>	<p>る。</p>	<p>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g. である。</p> <p>本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3.2.2図である。</p> <p>本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重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計30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、発電課長1名、発電副長1名及び運転操作対応を行う運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は6名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は17名である。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、30名で対処可能である。</p> <p>a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム</p>	<p>ある。</p>	<p>【女川】                  記載方針の相違                  ・泊、大飯、高浜格納容器破損モードシーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川独自の事故シーケンス同様におおむね要員や手順等を記載している</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）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。</p> <p>また、運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生した場合、同時に外部電源喪失が発生したことを確認する。</p> <p>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>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ECCS等の自動起動信号が発生するが、全てのECCS等が機能喪失<sup>※1</sup>していることを確認する。</p> <p>ECCS等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量等である。</p> <p>※1 ECCS等による注水ができない状態。高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系並びに自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水ができない場合を想定。</p> <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。</p> <p>炉心損傷の判断は、ドライウェル</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>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モニタ（D/W）及び格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）である。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、格納容器内のpH調整のため薬品注入の準備を行う。格納容器内の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。</p> <p>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が発生することから、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>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（D/W）及び格納容器内水素濃度（S/C）である。</p> <p>e. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動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燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水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</p>		



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>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（燃料域）、原子炉圧力等である。</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>(添付資料3.2.1)</p> <p>f. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水</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ブレナムへの移行を確認した場合、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ2台を使用した原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水※2を実施する。また、ドライウェル水位がドライウェル床面より 0.23m上に水位があることを表すランプが点灯した時点で停止する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による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、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、原子炉格納容器下部水位等である。</p> <p>※2 格納容器下部注水を原子炉格納容器代替スプレイ冷却系にて実施することにより、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効果がある。</p> <p>なお、本操作に期待しない場合で</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>あっても、評価上、原子炉压力容器底部破損に至るまでの間、逃がし安全弁（自動減圧機能）は原子炉減圧機能を維持できる。</p> <p>g. 原子炉压力容器破損確認</p> <p>原子炉压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、原子炉压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を確認する。原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合には、原子炉压力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温等を継続監視する。</p> <p>格納容器下部水温の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウェル圧力の急激な上昇、格納容器下部の雰囲気温度の急激な低下、格納容器内水素濃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压力容器の破損を判断する。</p> <p>これらにより原子炉压力容器破損を判断した後は、格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移することで原子力压力容器破損を再確認する。</p> <p>原子炉压力容器の破損判断に必要な計装設備は、原子炉格納容器下部温度等である。</p> <p>h. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため、原子炉压力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部</p>		



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>注水により、ドライウエル水位にてドライウエル床面より 0.02m 上に水位があることを表すランプが消灯していた場合、ドライウエル床面より 0.23m 上に水位があることを表すランプが点灯するまで注水を実施する。溶融炉心の冠水状態を維持するとともに、圧力抑制室水位の上昇を抑制し、原子炉格納容器フィルタベント系による除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から 0.02m から 0.23m の範囲に水位を維持する。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）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、原子炉格納容器下部注水流量等である。原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは、原子炉格納容器下部注水流量のほか、ドライウエル水位によっても確認することができる。</p> <p>i. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却</p> <p>格納容器圧力が 0.640MPa [gage] に到達した場合又はドライウエル温度が 190℃以上上昇した場合は、中央制御室からの遠隔操作にて格納容器へのスプレイ開始に必要な電動弁（残留熱除去系格納容器スプレイ隔離弁）の開操作及び屋外での手動操作にて格納容器へのスプレイ流量調整に必要な手動弁（格納容器スプレイ弁）の流量調整操作により大容量送水ポンプ（タイプⅠ）</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却時に、格納容器圧力が0.540MPa [gage]まで低下した場合又はドライウェル温度が150℃以下に低下した場合、中央制御室からの遠隔操作により格納容器冷却を停止する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却（間欠運転）を確認するために必要な計装設備は、ドライウェル圧力、ドライウェル温度、原子炉格納容器代替スプレイ流量等である。</p> <p>j. 代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び格納容器除熱<sup>*3</sup></p> <p>原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、代替循環冷却系の運転準備を開始する。代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系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開始するとともに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水を停止する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却ポンプ出口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）を用いて原子炉注入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</p>		



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>ことで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、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却ポンプ出口流量、ドライウェル圧力、サブプレッションプール水温度等である。</p> <p>また、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、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気酸素濃度等である。</p> <p>※3 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、保守的に原子炉補機代替冷却水系の設計値を用いる。</p>		

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、1次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次冷却系の減圧の観点から厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、高圧溶融物放出時の原子炉格納容器雰囲気直接加熱の観点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>2次冷却系の破断時に補助給水機能</li> </ul>	<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>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、1次系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次系の減圧の観点から厳しい。「T**」のうち、最も1次冷却材圧力が高くなる全交流動力電源喪失等による加圧器逃がし弁の機能喪失は「TED」に含まれる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>2次冷却系の破断時に補助給水機能</li> </ul>	<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+手動減圧失敗+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（ECCS等）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<sup>*4</sup>。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>※4 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、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</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</p>	<p>7.2.2.2 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>プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、1次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次冷却系の減圧の観点から厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、高圧溶融物放出時の原子炉格納容器雰囲気直接加熱の観点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>2次冷却系の破断時に補助給水機能</li> </ul>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・PRRは初めに厳しいプラント損傷状態を選定し、その後、選定されたプラント損傷状態の中から評価事故シーケンスを選定する過程を記載</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul> <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、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機能喪失を考慮した「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」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプ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の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.2 格納容器過温破損」と同様のシーケンスとなる。</p>	<p>及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul> <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、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機能喪失を考慮した「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」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプ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の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.2 格納容器過温破損」と同様のシーケンスとなる。</p> <p>【参考：女川「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用】</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。</p>	<p>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圧の状態での破損に至る事故シーケンスを選定する必要があることから、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ECCSである低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系のみならず、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」に示した代替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</p>	<p>及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul> <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、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機能喪失を考慮した「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」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水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の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「7.2.1.2 格納容器過温破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。</p>	<p>【大飯、高浜】設計の相違・差異理由の相違とおりもページ参照</p> <p>【大飯、高浜】記載表現の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>ている状況では、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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、代替自動減圧回路は低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系の起動が作動条件の一つであるため、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系がともに機能喪失し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」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」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</p>		



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>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燃料棒有効長さの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は高压溶融物放出／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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>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「高压溶融物放出／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、同様のシナシナ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</p>		



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本評価事故シナシスにおいて、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱</li> <li>燃料棒内温度変化</li> <li>燃料棒表面熱伝達</li> <li>燃料被覆管酸化</li> <li>燃料被覆管変形</li> <li>沸騰・ボイド率変化</li> <li>気液分離・対向流</li> </ul> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却系における構造材との熱伝達</li> <li>1次冷却系における蓄圧タンク注入</li> <li>加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達</li> <li>蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>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</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における</li> </ul>	<p>本評価事故シナシスにおいて、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱</li> <li>燃料棒内温度変化</li> <li>燃料棒表面熱伝達</li> <li>燃料被覆管酸化</li> <li>燃料被覆管変形</li> <li>沸騰・ボイド率変化</li> <li>気液分離・対向流</li> </ul> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却系における構造材との熱伝達</li> <li>1次冷却系における蓄圧タンク注入</li> <li>加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>蒸気発生器における1次側、2次側の熱伝達</li> <li>蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>蒸気発生器における2次側水位変化、ドライアウト</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器内における原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>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</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における</li> </ul>	<p>防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シナシスでは、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・ボイド率変化及び気液分離（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）並びに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及び原子炉圧力容器破損が重要現象となる。</p>	<p>本評価事故シナシスにおいて、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱</li> <li>燃料棒内温度変化</li> <li>燃料棒表面熱伝達</li> <li>燃料被覆管酸化</li> <li>燃料被覆管変形</li> <li>沸騰・ボイド率変化</li> <li>気液分離・対向流</li> </ul> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却系における構造材との熱伝達</li> <li>1次冷却系における蓄圧タンク注入</li> <li>加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>蒸気発生器における1次側、2次側の熱伝達</li> <li>蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>蒸気発生器における2次側水位変化、ドライアウト</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器内FCI</li> <li>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</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における</li> </ul>	<p>【女川】 記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PWRは炉心や原子炉容器などの分類の重要現象を箇条書きにしている</li> </ul> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・表記間隔記載の統一</li> </ul> <p>【大阪】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.4、3.1.1.5)</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、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第3.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.1)</p>	<p>1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.4、3.1.1.5)</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、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第3.2.1.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.1)</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熔融炉心の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>1次系内FP挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動</li> </ul> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心の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1次冷却材圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</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の有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 7.2.1.2.1)</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違 ・資料間の記載の統一</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違（女川 高岡の反映）</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違（女川 高岡の反映）</p> <p>【大飯 高岡】 評価表現の相違（女川 高岡の反映）</p> <p>【女川】 記載表現の相違 ・泊、大飯、高岡、格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様であり、そのため解析条件を記載している</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<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スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。さらに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にも期待しない<sup>※5</sup>ものとする。</p> <p>これは、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 原子炉圧力容器破損前における低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水の機能喪失を想定する。原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）等、原子炉注水以外の緩和機能には期待する。</p> <p>なお、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、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>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</p>		



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) リロケーション 炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p> <p>(b) 原子炉容器破損 最大歪みを超えた場合に破損するものとする。</p>	<p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) リロケーション 炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p> <p>(b) 原子炉容器破損 最大歪みを超えた場合に破損するものとする。</p>	<p>る。</p> <p>(d) 高温ガスによる配管等のクリーブ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ブ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p> <p>(e) 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基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) 再循環ポンプ 再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）到達時に停止するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁（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、原子炉減圧には逃がし安</p>	<p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) リロケーション 炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p> <p>(b) 原子炉容器破損 最大歪みを超えた場合に破損するものとする。 (添付資料7.2.2.5)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>全弁（自動減圧機能）2個を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(d) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）                      原子炉圧力容器の破損前に、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により、88m<sup>3</sup>/hで格納容器内にスプレイし、ドライウェル水位が0.23mに到達するまで水張りを実施するものとする。</p> <p>(e) 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）                      原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し、50m<sup>3</sup>/hにて格納容器下部に注水を行うものとする。</p> <p>(f) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）                      格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、88m<sup>3</sup>/hにて格納容器内にスプレイする。</p> <p>(g) 代替循環冷却系<sup>※d</sup>                      代替循環冷却系の循環流量は、全体で150m<sup>3</sup>/hとし、原子炉注水へ50m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレイへ100m<sup>3</sup>/hにて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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、保守的に原子炉補機代替冷却水系の設計</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>値を用いる。</p> <p>(h) 原子炉補機代替冷却水系                      代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき14.7MW(サプレッションプール水温150℃、海水温度26℃において)とする。</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」に示す分類に従って以下のとおりに設定する。</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(ECCS等)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燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で開始する。</p> <p>(b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)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、ドライウェルの水位が0.23mに到達したことを確認した場合に停止する。</p> <p>(c) 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による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以降、ドライウェル水位が0.02mまで低下した場合に開始し、0.23mに到達した場合に停止するこ</p>		<p>【女川】                      記載方針の相違                      ・泊、大飯、高浜格納容器破損シナジェンズと同様であるため記載を省略しているが、女川地の事故シナジェンズ同様でおおいたため判断条件を記載している</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>とで水位を維持する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.640MPa〔gage〕に到達した場合に開始する。</p> <p>なお、格納容器スプレイは原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から24時間後に停止するものとする。</p> <p>(e) 代替循環冷却系による格納容器除熱操作※7は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から24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水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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原子炉補機代替冷却水系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、原子炉補機代替冷却水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>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</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>器内に放出<sup>**</sup>されるものとする。</p> <p>※8 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シナシ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レーションチェンバ内のプール水でのスクラビング等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基に評価する。</p> <p>なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は10）を考慮する。</p> <p>(b) 非常用ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟の負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の設計換気率0.5回/日相当を考慮する。</p> <p>なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</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3.2.3)</p>		

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.2 格納容器過温破損」の第3.1.2.4図及び第3.1.2.5図と同様である。高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの変化を第3.2.1図及び第3.2.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「3.1.2.2(3)a. 事象進展」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始する。1次冷却系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生の約7.1時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.13)</p> <p>なお、加圧器安全弁が動作している事象発生の約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.2 格納容器過温破損」の第3.1.2.2.1図及び第3.1.2.2.2図と同様である。高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次冷却材圧力等の1次系パラメータの変化を第3.2.2.1図及び第3.2.2.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「3.1.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.0時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.1時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。1次系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生の約7.8時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.13)</p> <p>なお、加圧器安全弁が動作している事象発生の約3.1時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁</p>	<p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>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、サブプレッションプール水位、サブプレッションプール水温及び注水流量の推移を第3.2.7図から第3.2.13図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>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（ECCS等）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43分後に炉心損傷に至る。原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点（事象発生から約43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。原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）及び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4.3時間後に原子炉圧力容器破損に至る。事象発生から約2.5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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉圧力容</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」の第7.2.1.2.4図及び第7.2.1.2.5図と同様である。高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの推移を第7.2.2.1図及び第7.2.2.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「7.2.1.2.2(3) a. 事象進展」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始する。1次冷却系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生の約8.0時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.13)</p> <p>なお、加圧器安全弁が動作している事象発生の約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁</p>	<p>【高岡】                  制御結果の相違</p> <p>【大飯、高岡】                  制御結果の相違</p> <p>【高岡】                  制御結果の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>は確実に開操作可能である。その後、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.2、3.1.2.3、3.1.2.4)</p>	<p>は確実に開放可能である。その後、加圧器逃がし弁の開放による1次系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開放状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.2、3.1.2.3、3.1.2.4)</p>	<p>器破損前の格納容器下部への水張りを開始する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による注水流量を88m<sup>3</sup>/hとし、ドライウェル水位が0.23mに到達するまで注水を実施する。</p> <p>原子炉压力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部の水位約3.8m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り、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）により格納容器下部に50m<sup>3</sup>/hの注水を行い、溶融炉心を冠水維持し、冷却する。</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。格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、最大圧力は約0.640MPa[gage]、最高温度は約180℃となる。</p> <p>事象発生から24時間が経過した時点で、原子炉補機代替冷却水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、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4.3時間後の原子炉压力容器破損までは、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</p>	<p>は確実に開操作可能である。その後、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 7.2.1.2.2、7.2.1.2.3、7.2.1.2.4)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 評価項目等</p> <p>1次冷却材圧力は第3.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生約7.1時間後における1次冷却材圧力は約1.8MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る。</p> <p>なお、1次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <p>(添付資料3.2.1)</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>1次冷却材圧力は第3.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生約7.8時間後における1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>なお、1次系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <p>(添付資料3.2.1)</p>	<p>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>(添付資料3.2.2)</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0.1MPa[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</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>1次冷却材圧力は第7.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生約8.0時間後における1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されている。</p> <p>なお、1次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <p>(添付資料7.2.2.1)</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す</p>	<p>【大阪 高岡】                  断熱遮蔽の相違</p> <p>【大阪 高岡】                  記載方針の相違(女川)</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)及び(7)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の維持については、本評価事故シーケンスと「3.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスが同一であることから「3.1.2 格納容器過温破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「3.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「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」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」の a.、b.及び g. 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の維持については、本評価事故シーケンスと「3.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスが同一であることから「3.1.2 格納容器過温破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>c. に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「3.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>e. 及び h. に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「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」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>(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。</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(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、格納容器下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、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</p>	<p>(4)の評価項目について、1次冷却材圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の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の維持については、本評価事故シーケンスと「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスが同一であることから「7.2.1.2 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 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、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 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。</p> <p>「6.2.2.2 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、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 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</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 高岡の反映）</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 高岡の反映）</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 高岡の反映）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>f.に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>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<math>1.2 \times 10^{-1}</math>TBq（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<math>1.3 \times 10^{-1}</math>TBq（30日間）及び約<math>1.3 \times 10^{-1}</math>TBq（100日間）であり、100TBqを下回る。</p> <p>（添付資料3.5.1、3.2.3、3.2.4）</p>	<p>いる。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」にて評価項目を満足することを確認している。</p>	<p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 凝縮反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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、<b>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。</b></p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、原子炉容器破損前までに<b>運転員等操作である加圧器逃がし弁により1次冷却系を強制減圧することが特徴である。</b></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による<b>1次冷却系強制減圧操作、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び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の再開操作とする。</b></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、<b>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。</b></p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、原子炉容器破損前までに<b>運転員等操作である加圧器逃がし弁により1次系を強制減圧することが特徴である。</b></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による<b>1次系強制減圧操作、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び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の再開操作とする。</b></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（ECCCS等）のみならず、<b>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<b>手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。</b></b></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、<b>原子炉急速減圧操作及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）とする。</b></p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、<b>溶融炉心落下流量、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達及び原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。</b>これらの不確かさに対して、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、溶融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-</p>	<p>7.2.2.3 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 ECCS 等の安全機能が喪失して炉心損傷に至り、<b>原子炉容器が破損する前に加圧器逃がし弁により1次冷却系強制減圧を行うことが特徴である。</b></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<b>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、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び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の再開操作とする。</b></p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、<b>加圧器逃がし弁による圧力変化、蓄圧タンクによる圧力変化、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達及び原子炉容器破損判定が挙げられる。</b>これらの不確かさに対して、<b>加圧器逃がし弁質量流量、蓄圧注入の圧力損失、溶融ジェット径、エントレイン</b></p>	<p>【大飯 高岡】 評価方針の相違（女川 緑字反映）</p> <p>【大飯 高岡】 設計方針の相違（女川 緑字反映）</p> <p>【大飯 高岡】 記載方針の相違（女川 緑字反映）</p> <p>【大飯 高岡】 記載方針の相違（女川 緑字反映）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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、「1.7 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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧</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、「1.7 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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、<span style="color: green;">また</span>、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧</p>	<p>水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数並びに溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p><span style="background-color: #cccccc;">また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%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。</span></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、「1.7 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、<span style="background-color: #cccccc;">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CO<sub>2</sub>RA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</span>では、炉心溶融開始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</p>	<p><span style="color: blue;">メント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-水反応速度、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数並びに溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</span></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、「6.7 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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧器</p>	



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p> <p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力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運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>器逃がし弁開放操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p> <p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力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運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損ま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燃料棒有効長さの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℃に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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</p>	<p>逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p> <p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力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運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>【高岡】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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の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により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器内における<b>溶融燃料－冷却材相互作用</b>に係る</p>	<p>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の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により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器内における<b>溶融燃料－冷却材相互作用</b>に係る</p>	<p>が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。</p> <p>このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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压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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）があるが、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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）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<b>原子炉压力容器内FCI（溶融炉</b></p>	<p>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の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により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に<b>操作開始</b>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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における<b>原子炉容器内FCI</b>に係る解析コードの</p>	<p>【高岡】 記載表現/相違</p> <p>【大阪、高岡】 記載表現/相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－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。</p> <p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損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。</p>	<p>解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－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。</p> <p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損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。</p>	<p>心細粒化)及び原子炉圧力容器内FC I (デブリ粒子熱伝達)の不確かさとして、炉心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、原子炉圧力容器内FC 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。炉心下部プレナムでの溶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、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)があるが、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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)に係る運転員等操作</p>	<p>溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－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。</p> <p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点に操作開始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。</p>	



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まることが確認されているが、原子炉容器破損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。</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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、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、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損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。</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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、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、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、</p>	<p>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。本評価事故シナリオでは、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>(添付資料3.2.5)</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CORRA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、炉心溶融開始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。本評価事故シナリオでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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、原子炉压力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持して</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に<b>操作開始</b>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。</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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、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、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小</p>	<p>【大相】 記載表現/相違</p> <p>【小相】 記載表現/相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>小さく、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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の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により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器内にお</p>	<p>また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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の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により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器内にお</p>	<p>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の評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。</p> <p>このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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により炉心溶融開始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</p>	<p>小さく、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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の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により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器にお</p>	<p>【大同】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 大同】</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器委囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、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。</p> <p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>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</p>	<p>る溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、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。</p> <p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わ</p>	<p>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、炉心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。本評価事故シークエンスでは、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時間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4.3時間後）に対し</p>	<p>原子炉容器内FCIに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、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。</p> <p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>【大動】 記載表現の相違</p> <p>【高動】 記載表現の相違</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶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次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]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低下していく。</p> <p>また、圧カスパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材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次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材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</p>	<p>らないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶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次冷却材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次冷却材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次冷却材圧力が2.0MPa[gage]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低下していく。</p> <p>また、圧カスパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材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次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材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</p>	<p>て早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.2.5)</p>	<p>動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶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次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]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低下していく。</p> <p>また、圧カスパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材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次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材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</p>	



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器委囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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3.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の<b>最確値</b>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、<b>原則</b>、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<b>をしている</b>。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、蓄圧タンク保持圧力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。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、<b>炉心損傷開</b></p>	<p>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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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3.2.1.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の<b>最確値</b>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、<b>原則</b>、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<b>をしている</b>。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱（<b>標準値</b>）及び蓄圧タンク保持圧力、並びに<b>標準値として設定しているヒートシンク</b>、蒸気発生器2次側保有水量、格納容器再循環ユニットの除熱特性及び加圧器逃がし弁個数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>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開</p>	<p>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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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、<b>最確条件</b>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<b>崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWD/tに対応したものとしており、その最確</b></p>	<p>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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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7.2.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、<b>最確条件</b>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<b>があることから</b>、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、蓄圧タンク保持圧力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。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p><b>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件</b>とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱よ</p>	<p>【大飯 商号】 記載表現の相違（女川・高浜の反映）</p> <p>【商号】 記載表現の相違 ・泊発電所3号炉のため、標準値に係る記載をした点、大飯と同様</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び恒設代替低圧注水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。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、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。</p>	<p>始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び恒設代替低圧注水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。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、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。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び恒設代替低圧注水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、蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代</p>	<p>条件は平均的燃焼度約31GWd/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）に変わりはなく、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格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施すること）に変わりはなく、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3.2.5)</p>	<p>り小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び代替格納容器スプレイ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が、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、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が、操作手順（原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・運転員等操作時間に与える影響について詳細に記載</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は開閉断のため不確かさの影響範囲の対象外（大飯と同様）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・運転員等操作時間に与える影響について詳細に記載</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・同上</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>蓄圧タンク保持圧力を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷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、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、<b>格納容器再循環ユニット</b>の除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p><b>替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</b></p> <p>蓄圧タンク保持圧力を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷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、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p><b>加圧器逃がし弁個数を最確値とした場合、解析条件で設定している個数よりも多くなるため、加圧器逃がし弁の開放時における放出流量が大きく、原子炉格納容器圧力及び</b></p>		<p><b>機器条件</b>の蓄圧タンク保持圧力を<b>最確条件</b>とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷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、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p><b>機器条件</b>の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、<b>粗フィルタを取り外した場合</b>、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を<b>起点に操作開始</b>とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、<b>格納容器再循環ユニット</b>の除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を<b>起点に操作開始</b>とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【大阪 高浜】 記載方針の相違 ・泊は大阪、高浜と同様に粗フィルタを取り外した状態で感熱解析を実施しているため、感熱解析による評価条件を明確化する（伊方と同様）</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は感熱解析のため、不確かさの差を評価の対象外（大阪と同様）</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材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。</p>	<p>温度の上昇幅が大きくなるが、代替格納容器スプレイにより上昇は抑制される。また、原子炉格納容器への放出エネルギーの総量は加圧器逃がし弁の個数によらないため、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の挙動への影響はわずかであり、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の再開操作に与える影響は小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材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。</p> <p>また、ヒートシンクを<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、事象進展が遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材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。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次系からの冷却により事象進展が遅くなる。したがって、原子炉容器破損時点の1次冷却材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。</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 に対応したものとしており、その<b>最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t</b>であり、解析条件の不確かさとして、<b>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</b>小さくなるため、発生する蒸気量は<b>少なく</b>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 3.2.5)</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炉心崩壊熱を<b>最確条件</b>とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材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。</p>	<p><b>【高評】</b>                  評価方針の相違                  ・泊3号炉崩壊熱のため不確かさの影響評価の対象外（大飯と同様）</p> <p><b>【高評】</b>                  評価方針の相違                  ・同上</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>蓄圧タンク保持圧力を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を<b>最確値</b>(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第3.2.3図に示すとおり、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開操作後の1次冷却材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が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約<b>1.7MPa[gage]</b>で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.2)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材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。</p>	<p>蓄圧タンク保持圧力を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を<b>最確値</b>(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第3.2.3.1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次冷却材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が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約<b>1.4MPa[gage]</b>で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.2)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を<b>最確値</b>とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材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。</p>		<p><b>機器条件</b>の蓄圧タンク保持圧力を<b>最確条件</b>とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を<b>最確条件</b>(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.3図に示すとおり、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開操作後の1次冷却材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が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約<b>1.4MPa[gage]</b>で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.2.2)</p> <p><b>機器条件</b>の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材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。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、原子炉容器破損時点の1次冷却材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</p>	<p>【大坂】                  解析条件の相違</p> <p>【大坂 高岡】                  記載方針の相違                  ・蒸気発生抑制のとり（10ページ参照）</p> <p>【大坂 高岡】                  記載方針の相違                  ・(a) 運転員等操作時                  間と与える影響を合わせて考察を追加（伊方と同様）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 操作条件</p> <p>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評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>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、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>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評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>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、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「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、解析上の操作開始時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達時（事象発生から約43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、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達するまでには事象発生から約43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</p>	<p>える影響はない。</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「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>本評価事故シーケンスの運転員等操作時間に与える影響については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>【高浜】                      評価方針の相違                      ・泊は燃料棒破損のため不確かさの影響評価の対象外（大阪と同様）</p> <p>【大阪 高浜】                      評価方針の相違（女川と同様）</p> <p>【女川】                      記載方針の相違                      ・泊、大阪、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様で、かつため運転員等操作時間に与える影響について記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>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>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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℃に到達時を設定している。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℃に到達するまでには事象発生から約2.5時間の時間余裕がある。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水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</p>		



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器委囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「3.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第3.2.4図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.7MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に1次冷却系の減圧が開</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第3.2.3.2図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に1次系の減圧が開</p>	<p>与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.2.5)</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>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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>(添付資料3.2.5)</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「7.2.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.4図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。こ</p>	<p>【大阪 高司】 記載表現の相違（女川 緑字の反映）</p> <p>【高司】 記載表現の相違</p> <p>【大阪 高司】 記載表現の相違（女川 緑字の反映）</p> <p>【大阪】 解像度の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器委囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]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、水の蒸発潜熱で除した値に近似でき、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り、蒸気生成量が増加し1次冷却材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次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても、1次冷却系減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、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次冷却材圧力挙動に影響を与えると考えられる。しかしながら、1次冷却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、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次冷却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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ると考</p>	<p>れ、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、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次冷却材圧力が2.0MPa[gage]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り、蒸気生成量が増加し1次冷却材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次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次系強制減圧操作を開始しても、1次系減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。一方、10分早く1次系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、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次冷却材圧力挙動に影響を与えると考えられる。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、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ると考えられるため、評価項</p>		<p>の場合、基本ケースより早期に1次冷却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。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、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次冷却材圧力は2.0MPa[gage]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、水の蒸発潜熱で除した値に近似でき、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り、蒸気生成量が増加し1次冷却材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次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても、1次冷却系減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、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次冷却材圧力挙動に影響を与えると考えられる。しかしながら、1次冷却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、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次冷却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</p>	



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>えられるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.1.2.6、3.2.3)</p> <p>(3) 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評価する。</p> <p>加圧器逃がし弁の開操作に対する操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第3.2.5図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.9MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、炉心溶融開始から20分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4) 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</p>	<p>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 3.1.2.6、3.2.3)</p> <p>(3) 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評価する。</p> <p>加圧器逃がし弁の開放操作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結果を第3.2.3.3図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、20分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4) 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</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握                      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4.3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>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり、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（自動減圧機能）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>(添付資料 3.2.5)</p> <p>(4) 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</p>	<p>1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ると考えられるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.2.6、7.2.2.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握                      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>操作条件の加圧器逃がし弁の開操作に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.5図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、炉心溶融開始から20分以上の時間余裕がある。</p> <p>(4) 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</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違（女川 緑字の反映）</p> <p>【大飯 高岡】 解析表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並び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、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の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、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。</p> <p>(添付資料 3.2.4、3.2.5)</p>	<p>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、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並び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、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の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、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。</p> <p>(添付資料 3.2.2)</p>	<p>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。</p> <p>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>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、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイ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の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、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>(添付資料 7.2.2.4)</p>	<p>【大飯 高岡】                      評価方針の相違（女川 緑字の反映）</p> <p>【大飯 高岡】                      設備の相違                      ・差異理由(相違)とおり G→→参照</p> <p>【大飯 高岡】                      評価方針の相違（女川 緑字の反映）</p> <p>【大飯】                      設計資料の相違                      ・大飯ではW 破損時の圧力が3ループプラントと比較して判断基準の2.0MPa [gage]に近い値となるため加圧器逃がし弁の容量及び増設の必要性を述べている資料であり、泊では大飯よりも圧力が低い状態でW 破損に至るため本設計では作成していない、(伊方と同様)</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／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、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／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「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における重大事故等対策時における必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり30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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30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「高压溶融物放出／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>(添付資料3.2.6)</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、合計約590m<sup>3</sup>必要となる。</p> <p>水源として、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>及び淡水貯水槽に約10,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱については、サプレッションチェンバ内のプール</p>	<p>7.2.2.4 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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／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、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>【大飯、高浜】                      評価条件の相違                      ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である                      大飯、高浜とは評価条件が異なる（伊方、女川と同様）</p> <p>【女川】                      記載方針の相違                      ・泊、大飯、高浜は格納容器過温破損シナシと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シナシと同様で対応するため必要な資源の評価について記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>水を水源とし、循環することから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p><b>b. 燃料</b></p> <p>非常用ディーゼル発電機等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、約735kLの軽油が必要となる。大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイについては、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ（タイプI）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kL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原子炉補機代替冷却水系による格納容器除熱を想定し、事象発生後7日間原子炉補機代替冷却水系を運転した場合、約42kLの軽油が必要となる。常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないものの、外部電源喪失により自動起動することから、保守的に事象発生後24時間、緊急用電気品建屋への電源供給を想定した場合、約25kLの軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク（約755kL）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kL）にて合計約1,055kL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、非常用ディーゼル発電機等による電源供給、大容量送水ポンプ（タイプI）による復水</p>		



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>貯蔵タンクへの給水等及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車（緊急時対策所用）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17kLの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク（約18kL）の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である（合計使用量約851kL）。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車（緊急時対策所用）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>		

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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、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注入機能、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態で損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることで、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。</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次冷却系強制減圧を整備している。</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」の評価事故シナゲンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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実施することにより、原子炉容器破損までの1次冷却材圧力の低減並びに原子炉格納容器雰囲気圧力の圧力の上昇抑制及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は評価項目を満足していることを確認した。</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、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、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態で損傷し、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。</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。</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」の評価事故シナゲンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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実施することにより、原子炉容器破損までの1次冷却材圧力の低減及び原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は評価項目を満足していることを確認した。</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、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS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態で損傷し、溶融炉心、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の破損に至ることが特徴である。</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」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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナゲンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋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（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>7.2.2.5 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、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、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。</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次冷却系強制減圧を整備している。</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」の評価事故シナゲンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉容器破損までの1次冷却材圧力の低減及び原子炉格納容器雰囲気圧力の圧力の上昇抑制及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違（女川 緑字の反映）</p> <p>【大飯 高岡】 設備の相違 ・差異理由は前述とおり（ベーン参照）</p> <p>【高岡】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違（女川 緑字の反映） ・女川の過圧・過減破</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力については「3.1.2 格納容器過温破損」、放射性物質の総放出量については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料－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」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。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においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ、並び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る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り、格納容器破損モード「高压溶</p>	<p>また、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力については「3.1.2 格納容器過温破損」、放射性物質の総放出量については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料－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」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。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においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ、並び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る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り、格納容器破損モード「高压溶融物</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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応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（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。</p>	<p>また、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力については「7.2.1.2 格納容器過温破損」、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</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、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）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、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等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。</p>	<p>格納容器に合わせた</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 英語の差）</p> <p>【大阪 高岡】 記載方針の相違 ・泊では文脈内で直述する表現のため記載してない（伊方と同様）</p> <p>【大阪 高岡】 設計の相違 ・差異理由は前述のとおり（ページ参照）</p> <p>【大阪 高岡】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。	放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。			記載表現の相違（女川記載の反映）



泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
		<p>第3.5.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等評価について（注）</p> <table border="1" data-bbox="1093 236 1444 981"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価内容</th> <th>相違</th> <th>相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部冷却系及び炉子炉心系</td> <td>・冷却水の流量確保が、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。</td> <td>—</td> <td>【冷却水の流量確保】 外部冷却系は、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。</td> </tr> <tr> <td>炉心加熱部</td> <td>・炉心加熱部は、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。</td> <td>—</td> <td>【炉心加熱部】 炉心加熱部は、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。</td> </tr> </tbody> </table> <p>注：KCCは炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。</p>	評価項目	評価内容	相違	相違理由	外部冷却系及び炉子炉心系	・冷却水の流量確保が、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。	—	【冷却水の流量確保】 外部冷却系は、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。	炉心加熱部	・炉心加熱部は、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。	—	【炉心加熱部】 炉心加熱部は、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。		<p>【女川】                      記載方針の相違                      ・手順等については、泊、大阪、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため記載している</p>
評価項目	評価内容	相違	相違理由													
外部冷却系及び炉子炉心系	・冷却水の流量確保が、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。	—	【冷却水の流量確保】 外部冷却系は、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。													
炉心加熱部	・炉心加熱部は、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。	—	【炉心加熱部】 炉心加熱部は、炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。また、冷却水の流量確保が炉子炉心系に供給される冷却水の流量確保と同等である。													

泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
		<p style="text-align: center;">第3.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について(2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">検出及び検察</th> <th style="width: 30%;">予備</th> <th style="width: 15%;">重要設備</th> <th style="width: 15%;">作動設備</th> <th style="width: 10%;">目録設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>                     ・原子炉格納容器が格納容器破損から燃料棒冷却機能を失った場合の対応として、原子炉格納容器が作動しない場合でも、中央格納容器の自動噴射による冷却機能を確保し、重大事故等対策として、原子炉格納容器の作動を確保する。                 </td> <td>                     原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱                 </td> <td>                     原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱                 </td> <td>                     原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱                 </td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>                     ・原子炉格納容器が格納容器破損から燃料棒冷却機能を失った場合の対応として、原子炉格納容器が作動しない場合でも、中央格納容器の自動噴射による冷却機能を確保し、重大事故等対策として、原子炉格納容器の作動を確保する。                 </td> <td>                     原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱                 </td> <td>                     原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱                 </td> <td>                     原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱                 </td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>                     ・原子炉格納容器が格納容器破損から燃料棒冷却機能を失った場合の対応として、原子炉格納容器が作動しない場合でも、中央格納容器の自動噴射による冷却機能を確保し、重大事故等対策として、原子炉格納容器の作動を確保する。                 </td> <td>                     原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱                 </td> <td>                     原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱                 </td> <td>                     原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱                 </td> </tr> </tbody> </table>	検出及び検察	予備	重要設備	作動設備	目録設備	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	・原子炉格納容器が格納容器破損から燃料棒冷却機能を失った場合の対応として、原子炉格納容器が作動しない場合でも、中央格納容器の自動噴射による冷却機能を確保し、重大事故等対策として、原子炉格納容器の作動を確保する。	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	・原子炉格納容器が格納容器破損から燃料棒冷却機能を失った場合の対応として、原子炉格納容器が作動しない場合でも、中央格納容器の自動噴射による冷却機能を確保し、重大事故等対策として、原子炉格納容器の作動を確保する。	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	・原子炉格納容器が格納容器破損から燃料棒冷却機能を失った場合の対応として、原子炉格納容器が作動しない場合でも、中央格納容器の自動噴射による冷却機能を確保し、重大事故等対策として、原子炉格納容器の作動を確保する。	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱		<p>【女川】                      記載方針の相違                      ・手順等については、泊、大阪、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため記載している</p>
検出及び検察	予備	重要設備	作動設備	目録設備																				
原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	・原子炉格納容器が格納容器破損から燃料棒冷却機能を失った場合の対応として、原子炉格納容器が作動しない場合でも、中央格納容器の自動噴射による冷却機能を確保し、重大事故等対策として、原子炉格納容器の作動を確保する。	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱																				
原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	・原子炉格納容器が格納容器破損から燃料棒冷却機能を失った場合の対応として、原子炉格納容器が作動しない場合でも、中央格納容器の自動噴射による冷却機能を確保し、重大事故等対策として、原子炉格納容器の作動を確保する。	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱																				
原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	・原子炉格納容器が格納容器破損から燃料棒冷却機能を失った場合の対応として、原子炉格納容器が作動しない場合でも、中央格納容器の自動噴射による冷却機能を確保し、重大事故等対策として、原子炉格納容器の作動を確保する。	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器代替スプレイポンプの作動による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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由															
		<p>第3.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（3/3）</p> <table border="1" data-bbox="1093 236 1503 1133"> <thead> <tr> <th data-bbox="1093 236 1122 427">種別及び確認</th> <th data-bbox="1093 427 1122 579">予備</th> <th data-bbox="1093 579 1122 722">装置設備</th> <th data-bbox="1093 722 1122 866">機器実設備</th> <th data-bbox="1093 866 1122 1010">設計設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1122 236 1261 427">                     原子炉格納容器代管スプレッドシステム（可搬型）による格納容器冷却                 </td> <td data-bbox="1122 427 1261 579">                     ・格納容器圧力が0.60MPa(表)に到達した場合は、本型代管スプレッドシステム（可搬型）を用いた原子炉格納容器冷却を実施する。                      ・格納容器圧力が0.50MPa(表)以下で低下した場合又は外置本置注水装置（サブプレッシャー）による冷却が過渡期を本長（約2分）に短縮した場合は、原子炉格納容器代管スプレッドシステム（可搬型）による格納容器冷却を実施する。                 </td> <td data-bbox="1122 579 1261 722">                     ガスタービン発電機駆動機 ポンプ                 </td> <td data-bbox="1122 722 1261 866">                     大型推進ポンプ（タイプ1） タンクローリー                 </td> <td data-bbox="1122 866 1261 1010">                     ドライウエル圧力 圧力制限圧力 ドライウエル温度 原子炉格納容器代管スプレッドシステム 圧力制限圧力                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1261 236 1503 427">                     代管推進ポンプによる格納容器冷却及び格納容器内水素濃度監視                 </td> <td data-bbox="1261 427 1503 579">                     ・代管推進ポンプの運転が完了した後、原子炉冷却回路を閉鎖し、代管推進ポンプによる格納容器冷却を実施するとともに、原子炉格納容器代管スプレッドシステム（可搬型）による格納容器冷却及び外置本置注水装置（サブプレッシャー）による格納容器冷却を実施する。                 </td> <td data-bbox="1261 579 1503 722">                     代管推進ポンプ ポンプ ガスタービン発電機駆動機 ポンプ                 </td> <td data-bbox="1261 722 1503 866">                     原子炉格納容器代管システム タンクローリー                 </td> <td data-bbox="1261 866 1503 1010">                     代管推進ポンプ出力減速 格納容器内水素濃度監視 原子炉格納容器代管スプレッドシステム 圧力制限圧力 ドライウエル温度 サブプレッシャー温度 格納容器内水素濃度監視 格納容器内水素濃度監視 格納容器内水素濃度監視                 </td> </tr> </tbody> </table> <p>＊：既設炉の仕様となっている設備と重大事故等対策設備に位置付けるもの</p>	種別及び確認	予備	装置設備	機器実設備	設計設備	原子炉格納容器代管スプレッドシステム（可搬型）による格納容器冷却	・格納容器圧力が0.60MPa(表)に到達した場合は、本型代管スプレッドシステム（可搬型）を用いた原子炉格納容器冷却を実施する。 ・格納容器圧力が0.50MPa(表)以下で低下した場合又は外置本置注水装置（サブプレッシャー）による冷却が過渡期を本長（約2分）に短縮した場合は、原子炉格納容器代管スプレッドシステム（可搬型）による格納容器冷却を実施する。	ガスタービン発電機駆動機 ポンプ	大型推進ポンプ（タイプ1） タンクローリー	ドライウエル圧力 圧力制限圧力 ドライウエル温度 原子炉格納容器代管スプレッドシステム 圧力制限圧力	代管推進ポンプによる格納容器冷却及び格納容器内水素濃度監視	・代管推進ポンプの運転が完了した後、原子炉冷却回路を閉鎖し、代管推進ポンプによる格納容器冷却を実施するとともに、原子炉格納容器代管スプレッドシステム（可搬型）による格納容器冷却及び外置本置注水装置（サブプレッシャー）による格納容器冷却を実施する。	代管推進ポンプ ポンプ ガスタービン発電機駆動機 ポンプ	原子炉格納容器代管システム タンクローリー	代管推進ポンプ出力減速 格納容器内水素濃度監視 原子炉格納容器代管スプレッドシステム 圧力制限圧力 ドライウエル温度 サブプレッシャー温度 格納容器内水素濃度監視 格納容器内水素濃度監視 格納容器内水素濃度監視		<p>【女川】                      記載方針の相違                      ・手順等については、泊、大阪、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため記載している</p>
種別及び確認	予備	装置設備	機器実設備	設計設備															
原子炉格納容器代管スプレッドシステム（可搬型）による格納容器冷却	・格納容器圧力が0.60MPa(表)に到達した場合は、本型代管スプレッドシステム（可搬型）を用いた原子炉格納容器冷却を実施する。 ・格納容器圧力が0.50MPa(表)以下で低下した場合又は外置本置注水装置（サブプレッシャー）による冷却が過渡期を本長（約2分）に短縮した場合は、原子炉格納容器代管スプレッドシステム（可搬型）による格納容器冷却を実施する。	ガスタービン発電機駆動機 ポンプ	大型推進ポンプ（タイプ1） タンクローリー	ドライウエル圧力 圧力制限圧力 ドライウエル温度 原子炉格納容器代管スプレッドシステム 圧力制限圧力															
代管推進ポンプによる格納容器冷却及び格納容器内水素濃度監視	・代管推進ポンプの運転が完了した後、原子炉冷却回路を閉鎖し、代管推進ポンプによる格納容器冷却を実施するとともに、原子炉格納容器代管スプレッドシステム（可搬型）による格納容器冷却及び外置本置注水装置（サブプレッシャー）による格納容器冷却を実施する。	代管推進ポンプ ポンプ ガスタービン発電機駆動機 ポンプ	原子炉格納容器代管システム タンクローリー	代管推進ポンプ出力減速 格納容器内水素濃度監視 原子炉格納容器代管スプレッドシステム 圧力制限圧力 ドライウエル温度 サブプレッシャー温度 格納容器内水素濃度監視 格納容器内水素濃度監視 格納容器内水素濃度監視															

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱

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（実質的な相違なし）

第 3.2.1.1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱」の主要解析条件  
 (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) (1/4)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (3.413MW) × 1.02
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]
1次冷却炉平均温度 (初期)	307.1+2.2℃
炉心熱源熱	FP：日本原子力発電所標準燃料 「アクチニド」ORIGEN2 (「マイケル」未規定決定)
高気圧生沸 2次側冷却水流量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	71,900m <sup>3</sup>
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値

注：設計値に余裕を考慮した小さい値

第 3.2.1.1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱」の主要解析条件  
 (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) (1/4)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (3.624MW) × 1.02
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]
1次冷却炉平均温度 (初期)	307.2+2.2℃
炉心熱源熱	FP：日本原子力発電所標準燃料 「アクチニド」ORIGEN2 (「マイケル」未規定決定)
高気圧生沸 2次側冷却水流量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	67,400m <sup>3</sup>
ヒートシンク	標準値

第 3.2.2 表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	25A.5.7	—
炉心熱出力	1.02倍	定常運転時出力として設定
炉心熱出力	2.0倍[step]	定常運転時出力として設定
炉心熱出力	35.0%[step]	定常運転時出力として設定
原子炉圧力	定常運転時圧力 (セーブモード) 3.0~7.0 MPa (1.2倍)	定常運転時炉心圧力として設定
燃料	3.0%燃料 (A型)	—
原子炉炉心温度の連続値	400/400-0.1-1079 (連続値 3300/3)	炉心炉心温度と燃料温度の平均値として設定し、ばらつきとして炉心の平均値を考慮し、余裕を考慮して設定
格納容器圧力 (ドリアンチェム)	7.80MPa	格納容器の設計値として設定
格納容器圧力 (ドリアンチェム)	空状態：3.120MPa 連続値：3.80MPa	格納容器の設計値として設定
サブプレッションプール水位	3.55m (連続値 3.55m)	格納容器の設計値として設定
格納容器温度 (ドリアンチェム)	37℃	定常運転時の格納容器温度として設定
格納容器温度 (ドリアンチェム)	32℃	定常運転時のサブプレッションプール水位の上昇値として設定
格納容器圧力	3.4MPa[step]	定常運転時の格納容器圧力として設定
高気圧生沸	3.6t/s (ドリアンチェムサブプレッションプール側)	高気圧生沸量の設計値として設定
再沸器の位置	30℃	定常運転時の再沸器サブプレッションプール側を考慮して設定
再沸器からのプールへの熱伝達	30kW/m <sup>2</sup> (注：設計値あり)	過去の知見に基づき定常運転時の値を考慮して設定
コントラクトの機能	3次側冷却水コントロール	既知している資料から設定
コントラクト以外の構造材の扱い	内側構造、再沸器配管及びドラフト構造は考慮しない	—
原子炉圧力制御システムの構造材の扱い	格納容器下部に再下する構造物は考慮しない	—

第 7.2.2 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱」の主要解析条件  
 (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) (1/4)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (2.65200) × 1.02
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]
1次冷却炉平均温度 (初期)	306.6+2.2℃
炉心熱源熱	FP：日本原子力発電所標準燃料 「アクチニド」ORIGEN2 (「マイケル」未規定決定)
高気圧生沸 2次側冷却水流量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	65,900m <sup>3</sup>
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値

相違理由

【大阪、高圧】  
 設計の相違  
 ・泊は詳細解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる

【大阪、高圧】  
 名称等の相違



7.2.2 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（実質的な相違なし）

第 3.2.1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 (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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起回事象	外部電源喪失	起回事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機給水機能喪失	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源系統及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレッド及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機給水機能の喪失を設定。
RCP シール部からの漏えい率(初期)	約 4.8m <sup>3</sup> /h (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	WCAP-15003のシールが健全な場合の漏えい率として1台当たり約 4.8m <sup>3</sup> /h (21tpm)相当を設定。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを設定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	本事故の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

第 3.2.1.1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 (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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起回事象	外部電源喪失	起回事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機給水機能喪失	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源系統及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレッド及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機給水機能の喪失を設定。
RCP からの漏えい率(初期)	約 1.5m <sup>3</sup> /h (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	1次冷却材圧力が高く格納する観点で、RCPシール部が健全な場合の漏えい率として、WCAP-15003のシールが健全な場合の漏えい率である約 4.8m <sup>3</sup> /h (21tpm)相当)よりさらに少ない値として、1台当たり約 1.5m <sup>3</sup> /hを設定。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを設定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	本事故の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

第 3.2.2 表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起回事象	外部電源喪失	起回事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機給水機能喪失	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源系統及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレッド及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機給水機能の喪失を設定。
RCP シール部からの漏えい率(初期)	約 1.5m <sup>3</sup> /h (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	1次冷却材圧力が高く格納する観点で、RCPシール部が健全な場合の漏えい率として、WCAP-15003のシールが健全な場合の漏えい率である約 4.8m <sup>3</sup> /h (21tpm)相当)よりさらに少ない値として、1台当たり約 1.5m <sup>3</sup> /hを設定。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを設定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	本事故の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 (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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起回事象	外部電源喪失	起回事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機給水機能喪失	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源系統及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレッド及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機給水機能の喪失を設定。
RCP シール部からの漏えい率(初期)	約 1.5m <sup>3</sup> /h (6.6tpm) (1台当たり) 相当となる口後 約 0.2m <sup>3</sup> (約 0.07tpm) (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを設定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	本事故の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

相違理由

【大阪、高浜】  
 設計の相違  
 ・泊は固形燃料であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる

【大阪、高浜】  
 名称等の相違

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

第 3.2.1 表 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故）（3／4）

項目		主要解析条件
原子炉トリップ信号	トリップ設定値	トリップ設定値は計装精度を考慮した低い値としてトリップの限界値を設定。検出遅れ、信号処理遅延時間等を考慮して定容時限を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[psig] (最低保持圧力)	炉心の圧入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> (1.3萬ガロン) (最低保有水量)	蓄圧タンクの保有水量を決定。
加圧器送りがし弁の代用弁保持圧力	95PSIG(1.1MPa) (1.2MPa)	加圧器送りがし弁の設計値を設定。
格納容器再循環ユニット	130m <sup>3</sup> /h  1. 蓄圧タンクからの供給特性： 100℃より165℃ 約 4.1MPa～約 11.2MPa	設計上期待できる値として設定。  設計値より小さい値を設定。
リローテーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
原子炉冷却設備	最大まみれを超えた場合には破損	運転の限界状態のうち、最も早く判定される計算結果内管内部破損に基いて、健全性が維持される最大まみれを設定。

第 3.2.1.1 表 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 （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）（3／4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1. 冷却炉トリップ信号（定容時限の45%） (定容時限1.2秒)	トリップ信号は格納容器に計装精度を考慮した低い値としてトリップ限界を設定。検出遅れ、信号処理遅延時間等を考慮して定容時限を設定。	トリップ信号は格納容器に計装精度を考慮した低い値としてトリップ限界を設定。検出遅れ、信号処理遅延時間等を考慮して定容時限を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[psig] (最低保持圧力)	炉心の圧入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	炉心の圧入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1.3萬ガロン) (最低保有水量)	蓄圧タンクの保有水量を決定。	蓄圧タンクの保有水量を決定。
加圧器送りがし弁の代用弁保持圧力	95PSIG(1.1MPa) (1.2MPa)	加圧器送りがし弁の設計値を設定。	加圧器送りがし弁の設計値を設定。
格納容器再循環ユニット	140m <sup>3</sup> /h  2. 蓄圧タンクからの供給特性： 1. 最大まみれを超えた場合には破損： 100℃より155℃ 約 1.9MPa～約 8.1MPa	設計上期待できる値として設定。  格納容器より小さい値を設定。	格納容器より小さい値を設定。
リローテーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
原子炉冷却設備	最大まみれを超えた場合には破損	運転の限界状態のうち、最も早く判定される計算結果内管内部破損に基いて、健全性が維持される最大まみれを設定。	運転の限界状態のうち、最も早く判定される計算結果内管内部破損に基いて、健全性が維持される最大まみれを設定。

第 3.2.2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）(3/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	トリップ設定値	トリップ設定値は計装精度を考慮した低い値としてトリップの限界値を設定。検出遅れ、信号処理遅延時間等を考慮して定容時限を設定。	トリップ設定値は計装精度を考慮した低い値としてトリップの限界値を設定。検出遅れ、信号処理遅延時間等を考慮して定容時限を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[psig] (最低保持圧力)	炉心の圧入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	炉心の圧入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1.3萬ガロン) (最低保有水量)	蓄圧タンクの保有水量を決定。	蓄圧タンクの保有水量を決定。
加圧器送りがし弁の代用弁保持圧力	95PSIG(1.1MPa) (1.2MPa)	加圧器送りがし弁の設計値を設定。	加圧器送りがし弁の設計値を設定。
格納容器再循環ユニット	140m <sup>3</sup> /h  2. 蓄圧タンクからの供給特性： 1. 最大まみれを超えた場合には破損： 100℃より155℃ 約 1.9MPa～約 8.1MPa	設計上期待できる値として設定。  格納容器より小さい値を設定。	格納容器より小さい値を設定。
リローテーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
原子炉冷却設備	最大まみれを超えた場合には破損	運転の限界状態のうち、最も早く判定される計算結果内管内部破損に基いて、健全性が維持される最大まみれを設定。	運転の限界状態のうち、最も早く判定される計算結果内管内部破損に基いて、健全性が維持される最大まみれを設定。

注：本表は格納容器破損後一時的に冷却炉トリップ信号は発生しないとする前提で示している。冷却炉トリップ信号は格納容器破損後発生する可能性がある。冷却炉トリップ信号は格納容器破損後発生する可能性がある。冷却炉トリップ信号は格納容器破損後発生する可能性がある。

第 7.2.2.1 表 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 （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）（3／4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1. 高冷却炉トリップ信号（定容時限1.8秒）	トリップ設定値は計装精度を考慮した低い値としてトリップの限界値を設定。検出遅れ、信号処理遅延時間等を考慮して定容時限を設定。	トリップ設定値は計装精度を考慮した低い値としてトリップの限界値を設定。検出遅れ、信号処理遅延時間等を考慮して定容時限を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[psig] (最低保持圧力)	炉心の圧入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	炉心の圧入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1.3萬ガロン) (最低保有水量)	蓄圧タンクの保有水量を決定。	蓄圧タンクの保有水量を決定。
加圧器送りがし弁の代用弁保持圧力	95PSIG(1.1MPa) (1.2MPa)	加圧器送りがし弁の設計値を設定。	加圧器送りがし弁の設計値を設定。
格納容器再循環ユニット	140m <sup>3</sup> /h  2. 蓄圧タンクからの供給特性： 1. 最大まみれを超えた場合には破損： 150℃より165℃ 約 3.0MPa～約 8.3MPa	設計上期待できる値として設定。  格納容器より小さい値を設定。	設計上期待できる値として設定。  格納容器より小さい値を設定。
リローテーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
原子炉冷却設備	最大まみれを超えた場合には破損	運転の限界状態のうち、最も早く判定される計算結果内管内部破損に基いて、健全性が維持される最大まみれを設定。	運転の限界状態のうち、最も早く判定される計算結果内管内部破損に基いて、健全性が維持される最大まみれを設定。

【大飯、高浜】  
 設計の相違  
 ・泊は固形燃料であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる  
 【大飯、高浜】  
 名称等の相違



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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

第 3.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 （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）（4/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事象発生時	加圧器過熱し停機	炉心溶融開始の10分後 運転員操作時間を考慮して設定。
対称	開始	運転員操作時間を考慮して設定。
代用給水装置	炉心溶融開始の30分後 格納容器内残存水タンク水位71%到達 （原子炉格納容器内残存水タンク水位2,000mm <sup>3</sup> 相当）	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を付した値として設定。 （燃料貯留用本ピンク体積水のほぼ全量に相当する水量）
対称	一旦停止	
代用給水装置	原子炉格納容器最高使用圧力到達	運転員等操作時間を考慮して設定。
対称	再開	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
対称	一旦停止	
代用給水装置	格納容器内自然対流冷却の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
対称	再開	
代用給水装置	事故発生時の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。
対称	一旦停止	
代用給水装置	事故発生時の24時間後	

第 3.2.1.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 （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）（4/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事象発生時	加圧器過熱し停機	炉心溶融開始+10分 運転員操作時間を考慮して設定。
対称	開始	運転員操作時間を考慮して設定。
代用給水装置	炉心溶融開始の30分後 格納容器内残存水タンク水位71%到達 （原子炉格納容器内残存水タンク水位1,700mm <sup>3</sup> 相当）	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を付した値として設定。 （燃料貯留用本ピンク体積水のほぼ全量に相当する水量）
対称	一旦停止	
代用給水装置	原子炉格納容器最高使用圧力到達	運転員等操作時間を考慮して設定。
対称	再開	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
対称	一旦停止	
代用給水装置	事故発生時の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。
対称	再開	
代用給水装置	事故発生時の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。
対称	一旦停止	
代用給水装置	事故発生時の24時間後	

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 （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）（4/4）

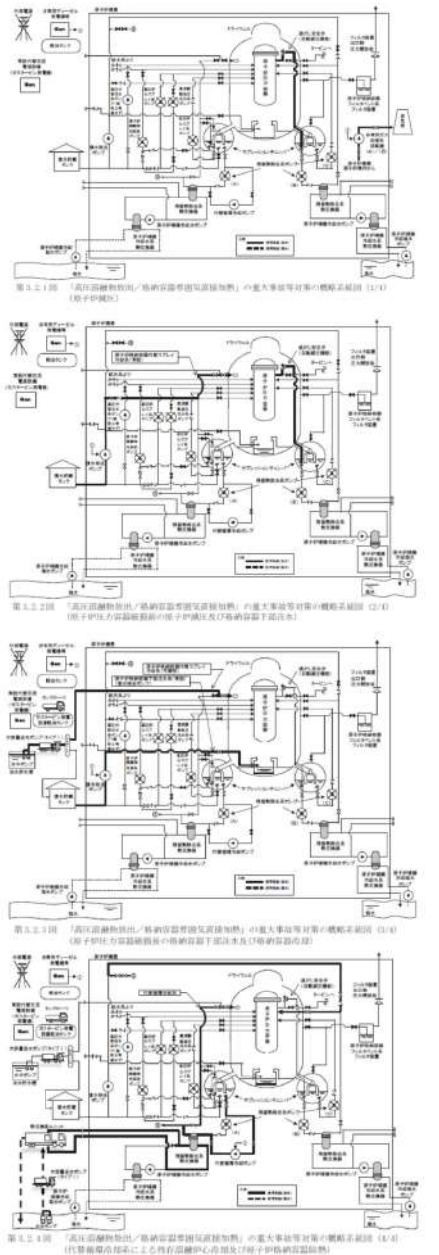
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事象発生時	加圧器過熱し停機	炉心溶融開始の10分後 運転員等操作時間を考慮して設定。
対称	開始	運転員等操作時間を考慮して設定。
代用給水装置	炉心溶融開始の30分後 格納容器内残存水タンク水位60%到達 （原子炉格納容器内残存水タンク水位2,570mm <sup>3</sup> 相当）	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を付した値として設定。 （燃料貯留用本ピンク体積水のほぼ全量に相当する水量）
対称	一旦停止	
代用給水装置	原子炉格納容器最高使用圧力到達	運転員等操作時間を考慮して設定。
対称	再開	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
対称	一旦停止	
代用給水装置	事故発生時の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。
対称	再開	
代用給水装置	事故発生時の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。
対称	一旦停止	
代用給水装置	事故発生時の24時間後	

【大阪、高浜】  
 設計の相違  
 ・泊は開閉解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる  
 【大阪、高浜】  
 名称等の相違

泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

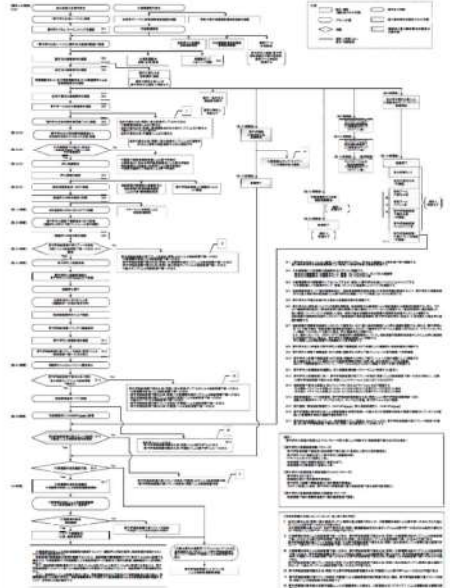
大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.1回 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概観系統図 (1/4) (原子炉側記)</p> <p>第3.2.2回 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概観系統図 (2/4) (原子炉側記)</p> <p>第3.2.3回 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概観系統図 (3/4) (原子炉側記)</p> <p>第3.2.4回 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概観系統図 (4/4) (代替措置の取組による炉内溶融炉心冷却及び格納容器冷却)</p>		<p>【女川】</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・概略系統図については、泊、大飯、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため記載している</li> </ul>



泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

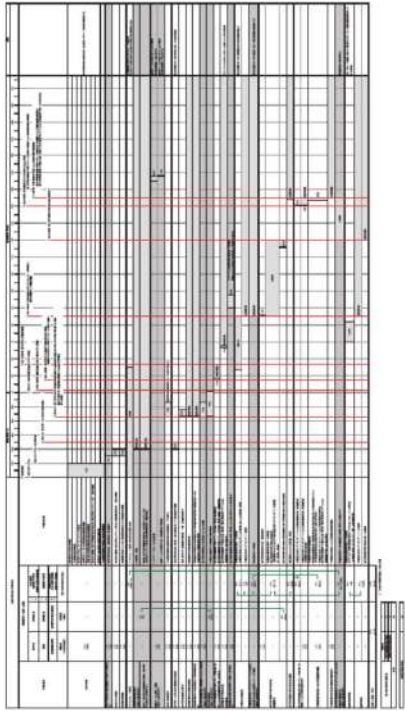
7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p style="font-size: small; text-align: center;">図 3.2.2-2 格納容器冷却モード「高圧溶融物放出」格納容器雰囲気直接加熱時、格納容器冷却手順の概要</p>		<p>【女川】                      記載方針の相違                      ・対応手順の概要については、泊、大飯、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p style="font-size: small; text-align: center;">表 7.2.2.1-1 格納容器雰囲気直接加熱時、格納容器破損シークエンスの相違</p>		<p>【女川】                      記載方針の相違                      ・作業と所要時間については、泊、大飯、高浜は格納容器過温破損シークエンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シークエンス同様ではないため記載している</p>



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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>第 3.2.1 図 1次冷却材圧力の推移</p> <p>第 3.2.2 図 蓄圧注入流量の推移</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>第 3.2.2.1 図 1次冷却材圧力の推移</p> <p>第 3.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>(事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載)</p> <p>第 3.2.7 図 原子炉圧力の推移</p> <p>第 3.2.13 図 注水流量の推移</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第 7.2.2.1 図 1次冷却材圧力の推移</p> <p>第 7.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】          解析結果の相違          ・大阪は泊に比べてRCS体積が大きく炉心出力も高いことから1次冷却系強制減圧時の減圧割合が小さい。また、RV破損時間も早いことからRV破損時のRCS圧力が高い。</p> <p>【大阪、高浜】          解析結果の相違          ・大阪は泊に比べて蓄圧タンクが1台多く、RV破損までのRCS圧力が高いことから蓄圧注入量も少なめに推移する。このため、RV破損までに蓄圧タンク内に残存する水量が多く、RV破損時の流量が大きい。</p>

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3.2.3図 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)</p>	<p>第3.2.3.1図 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)</p>	<p>第3.2.9図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第7.2.2.3図 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
		<p>第3.2.10図 格納容器温度の推移</p>		



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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>加压器逃がしタンクがチャージアップ動作に伴う 原子炉格納容器への蒸気放出 (約1.8時間)</p> <p>感度ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融+0分)              基本ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融+10分)</p> <p>炉心溶融開始 (約2.1時間)              1次冷却系強制減圧開始 (約3.3時間)</p> <p>下部プレナムの水と格納炉心が反応した際の蒸気による加圧</p> <p>原子炉格納容器破損 (約6.5時間)              1次冷却材圧力: 約1.3MPa(gage)</p> <p>2.0MPa(gage)</p> <p>第3.2.4図 1次冷却材圧力の推移              (加压器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)</p>	<p>加压器逃がしタンクがチャージアップ動作に伴う 原子炉格納容器への蒸気放出 (約1.7時間)</p> <p>感度ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融開始時点)              基本ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融+10分)</p> <p>炉心溶融開始 (約2.0時間)              1次冷却系強制減圧開始 (約3.0時間)</p> <p>下部プレナムの水と格納炉心が反応した際の蒸気による加圧</p> <p>原子炉格納容器破損 (約6.5時間)              1次冷却材圧力: 約1.3MPa(gage)</p> <p>2.0MPa(gage)</p> <p>第3.2.3.2図 1次冷却材圧力の推移              (加压器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)</p>	<p>第3.2.11図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>加压器逃がしタンクがチャージアップ動作に伴う 原子炉格納容器への蒸気放出(約1.7時間)</p> <p>感度ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融開始時点)              基本ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融+10分)</p> <p>炉心溶融及び1次冷却系強制減圧開始(約3.1時間)</p> <p>下部プレナムの水と格納炉心が反応した際の蒸気による加圧</p> <p>原子炉格納容器破損 (約6.6時間)              1次冷却材圧力: 約1.9MPa(gage)</p> <p>2.0MPa(gage)</p> <p>第7.2.2.4図 1次冷却材圧力の推移              (加压器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)</p>	<p>【大阪、高浜】              解析結果の相違</p>
<p>加压器逃がしタンクがチャージアップ動作に伴う 原子炉格納容器への蒸気放出 (約1.8時間)</p> <p>感度ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融+20分)              基本ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融+10分)</p> <p>炉心溶融開始 (約2.1時間)              1次冷却系強制減圧開始 (約3.4時間)</p> <p>下部プレナムの水と格納炉心が反応した際の蒸気による加圧</p> <p>原子炉格納容器破損 (約6.7時間)              1次冷却材圧力: 約1.5MPa(gage)</p> <p>2.0MPa(gage)</p> <p>第3.2.5図 1次冷却材圧力の推移              (加压器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)</p>	<p>加压器逃がしタンクがチャージアップ動作に伴う 原子炉格納容器への蒸気放出 (約1.7時間)</p> <p>感度ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融+20分)              基本ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融+10分)</p> <p>炉心溶融開始 (約2.0時間)              1次冷却系強制減圧開始 (約3.0時間)</p> <p>下部プレナムの水と格納炉心が反応した際の蒸気による加圧</p> <p>原子炉格納容器破損 (約7.3時間)              1次冷却材圧力: 約1.5MPa(gage)</p> <p>2.0MPa(gage)</p> <p>第3.2.3.3図 1次冷却材圧力の推移              (加压器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)</p>	<p>第3.2.12図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>加压器逃がしタンクがチャージアップ動作に伴う 原子炉格納容器への蒸気放出(約1.7時間)</p> <p>感度ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融+20分)              基本ケース (1次冷却系強制減圧開始: 炉心溶融+10分)</p> <p>炉心溶融開始(約3.1時間)              1次冷却系強制減圧開始(約3.4時間)</p> <p>下部プレナムの水と格納炉心が反応した際の蒸気による加圧</p> <p>原子炉格納容器破損 (約7.8時間)              1次冷却材圧力: 約1.9MPa(gage)</p> <p>2.0MPa(gage)</p> <p>第7.2.2.5図 1次冷却材圧力の推移              (加压器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)</p>	<p>【大阪、高浜】              解析結果の相違</p>

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（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について）

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.2.1</p> <p style="text-align: center;">格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対するアクシデントマネジメント策が有効であることを確認するために、評価事故シーケンスである「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」に対して有効性評価を実施している。同シーケンスの以下の解析結果等から、格納容器雰囲気直接加熱(DCH)は発生することがない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心溶融に引き続き発生する原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧により2.0MPa[gage]以下に低く抑えられる</li> <li>加圧器逃がし弁開放操作を実施するまでは、加圧器の流体温度及び構造体温度は加圧器安全弁／逃がし弁の最高使用温度を下回る</li> <li>加圧器逃がし弁開放操作後、1,000℃以上の高温の蒸気が流入しても加圧器逃がし弁は開状態を維持できる</li> </ul> <p>さらに、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍の状態<sup>青</sup>で溶融物が放出される場合であっても、以下のような理由から、溶融物が原子炉格納容器内の広範囲に飛散して原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>溶融物が直接放出される原子炉下部キャビティ区画の下部には、支持構造物等の重要機器は存在しない。</li> <li>溶融物が原子炉キャビティ区画から格納容器内本体壁へ流出する経路として、図1、2に示す経路が考えられるが、ラビリンス構造等により直線的に通じる経路ではないため、放出された溶融物が格納容器本体壁に到達することはない。</li> <li>以下のことから、多くの溶融炉心は原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて原子炉下部キャビティ床面に堆積すると考えられる。なお、飛散した少量の溶融炉心が壁面に付着する、あるいは、原子炉格納容器空間部に飛散する可能性があるが、多くは重力落下して、飛散する過程等で冷却されるため、過度に壁面が侵食することはないと考えられる。             <ul style="list-style-type: none"> <li>○格納容器過温破損シーケンスでは、代替格納容器スプレイ開始から原子炉容器破損までに時間（約3.5時間）があり、原子炉下部キャビティ区画に十分な水量が確保されている。</li> <li>○本シーケンスでは、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することで、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞するが、2.0MPa[gage]を大きく上回ることはない。</li> </ul> </li> </ul> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.2.1</p> <p style="text-align: center;">格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対するアクシデントマネジメント策が有効であることを確認するために、評価事故シーケンスである「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」に対して有効性評価を実施している。同シーケンスの以下の解析結果等から、格納容器雰囲気直接加熱(DCH)は発生することがない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心溶融に引き続き発生する原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧により2.0MPa[gage]以下に低く抑えられる</li> <li>加圧器逃がし弁開放操作を実施するまでは、加圧器の流体温度及び構造体温度は加圧器安全弁／逃がし弁の最高使用温度を下回る</li> <li>加圧器逃がし弁開放操作後、1,000℃以上の高温の蒸気が流入しても加圧器逃がし弁は開状態を維持できる</li> </ul> <p>さらに、1次冷却系強制減圧には成功して、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で<sup>青</sup>推移し、溶融炉心が放出される場合であっても、以下のような理由から、溶融炉心が原子炉格納容器内の広範囲に飛散して原子炉格納容器本体壁や<sup>青</sup>原子炉容器等の支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>溶融炉心が直接放出される原子炉下部キャビティ区画の下部には、<sup>青</sup>原子炉容器等の支持構造物等の重要機器は存在しない。</li> <li>溶融炉心が原子炉下部キャビティ区画から<sup>青</sup>原子炉格納容器本体壁へ流出する経路として、図1、2に示す経路が考えられるが、ラビリンス構造等により直線的に通じる経路ではないため、放出された溶融炉心が<sup>青</sup>原子炉格納容器本体壁に到達することはない。</li> <li>以下のことから、多くの溶融炉心は原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて原子炉下部キャビティ床面に堆積すると考えられる。なお、飛散した少量の溶融炉心が<sup>青</sup>原子炉下部キャビティ区画の壁面に付着する、あるいは、原子炉格納容器空間部に飛散する可能性があるが、多くは重力落下して、飛散する過程等で冷却されるため、過度に<sup>青</sup>原子炉下部キャビティ区画の壁面が侵食することはないと<sup>青</sup>考えられる。             <ul style="list-style-type: none"> <li>○格納容器過温破損シーケンスでは、代替格納容器スプレイ開始から原子炉容器破損までに時間（約4.4時間）があり、原子炉下部キャビティ区画に十分な水量が確保されている。</li> <li>○本シーケンスでは、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することで、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞するが、2.0MPa[gage]を大きく上回ることはない。</li> </ul> </li> </ul> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: right;">解析結果の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

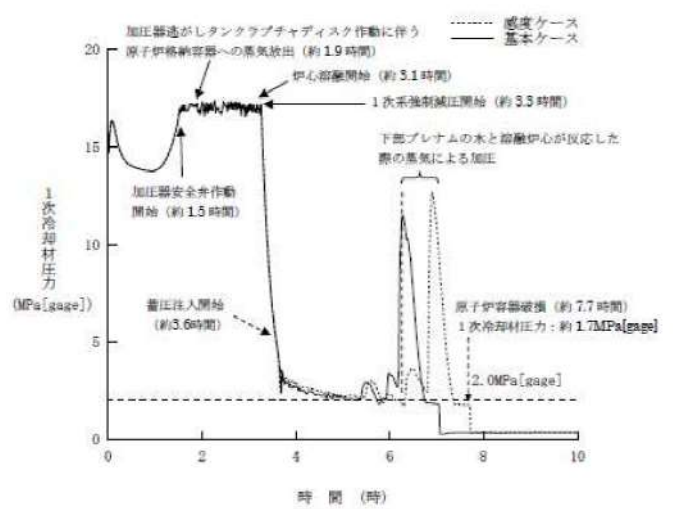
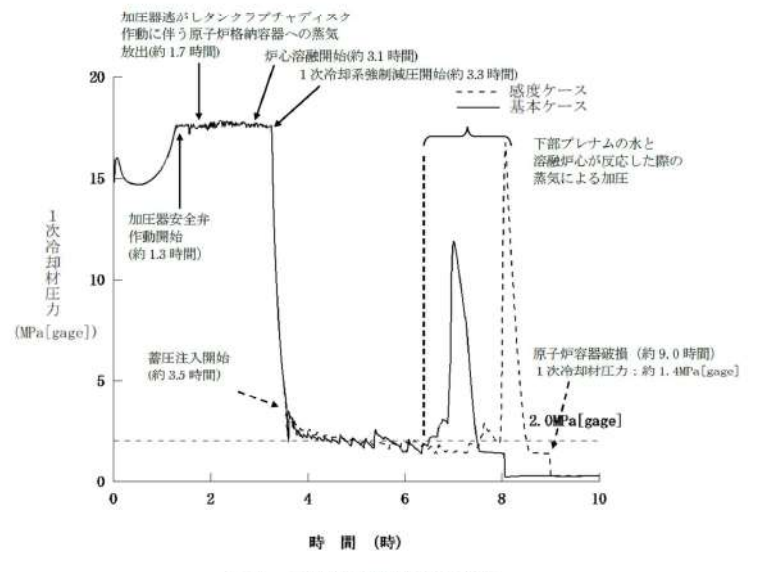
7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について）

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器本体壁</p> <p>原子炉下部キャビティへの開口部の詳細</p> <p>原子炉格納容器 外周部側</p> <p>原子炉下部 キャビティ室側</p> <p>正面図</p> <p>側面図</p> <p>EL.+33.6m</p> <p>EL.+17.6m</p> <p>EL.+9.4m</p> <p>図1 大飯3号炉 原子炉格納容器断面図</p> <p>（断面を図1に示す）</p> <p>溶融燃料は原子炉容器破損口から原子炉下部キャビティに放出され、原子炉下部キャビティ室の扉を経由して原子炉格納容器外周区画側へ噴出されるが、当該フロアには支持構造物等はなく、また、原子炉容器から原子炉格納容器本体壁に直線的に通じる経路はないため、溶融燃料は直接原子炉格納容器本体壁に到達することはない。</p> <p>（断面を図1に示す）</p> <p>図2 大飯3号炉 原子炉格納容器平面図</p>	<p>原子炉格納容器本体壁</p> <p>原子炉容器支持構造物</p> <p>原子炉下部キャビティの扉</p> <p>溶融炉心は破損口から原子炉下部キャビティの扉を経由して噴出されるが、当該フロアに支持構造物等はなく、また原子炉容器から原子炉格納容器本体壁に直線的に通じる経路はないため、溶融炉心は直接原子炉格納容器本体壁に到達することはない。</p> <p>図1 原子炉格納容器内断面図</p> <p>溶融炉心の噴出経路：</p> <p>図2 原子炉格納容器内平面図</p>	



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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p style="text-align: center;">添付資料 3.2.2</p> <p style="text-align: center;">蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について</p> <p>格納容器破損防止シーケンス「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対する重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンクの保持圧力は、炉心への注水を遅くする観点から、最低保持圧力として4.04MPa[gage]を設定している。</p> <p>これに対して、保持圧力を通常運転時の設定圧力である4.4MPa[gage]を設定した場合の感度解析を実施した。解析の結果、1次系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングがわずかに早くなるため、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入と蒸発により炉心の冷却が進むため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器破損のタイミングが遅くなる。このため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下する傾向となり、原子炉容器破損までに2.0MPa[gage]以下となる。</p> <table border="1" data-bbox="224 654 963 750"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>基本ケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage] (最低保持圧力)</td> <td>4.4MPa[gage] (通常運転時の設定圧力)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">以上</p>  <p style="text-align: center;">第1図 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)</p>	項目	基本ケース	感度ケース	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	4.4MPa[gage] (通常運転時の設定圧力)	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.2.2</p> <p style="text-align: center;">蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対する重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンクの保持圧力は、炉心への注水を遅くする観点から、最低保持圧力として4.04MPa[gage]を設定している。</p> <p>これに対して、保持圧力を通常運転時の設定圧力である4.4MPa[gage]を設定した場合の感度解析を実施した。解析の結果、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングがわずかに早くなるため、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入と蒸発により炉心の冷却が進むため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器破損のタイミングが遅くなる。このため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下する傾向となり、原子炉容器破損までに2.0MPa[gage]以下となる。</p> <p style="text-align: center;">表1 蓄圧タンク保持圧力の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="1097 654 1904 750"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>基本ケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage] (最低保持圧力)</td> <td>4.4MPa[gage] (通常運転時の設定圧力)</td> </tr> </tbody> </table>  <p style="text-align: center;">図1 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)</p>	項目	基本ケース	感度ケース	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	4.4MPa[gage] (通常運転時の設定圧力)	
項目	基本ケース	感度ケース												
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	4.4MPa[gage] (通常運転時の設定圧力)												
項目	基本ケース	感度ケース												
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	4.4MPa[gage] (通常運転時の設定圧力)												

泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.2.3</p> <p style="text-align: center;">1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について</p> <p>1次冷却系強制減圧操作を実施すると、第1図に示す通り、1次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。</p> <p>蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次冷却系圧力が均衡した後は、1次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起り、1次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を第2図に示す。</p> <p>つまり、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次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滞することになる。この現象を数式で表すと以下のようになる。</p> <p>加圧器逃がし弁の臨界流量<math>W_{porv}</math>は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。</p> $W_{porv} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctri})}{h_{lg}}$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>W_{porv}</math>：加圧器逃がし弁の臨界流量</li> <li><math>Q_{decay}</math>：冠水炉心の崩壊熱</li> <li><math>L_{ctri}</math>：冠水炉心の崩壊熱が相当になる炉心水位</li> <li><math>h_{lg}</math>：水の蒸発潜熱</li> </ul> <p>この時、炉心水位<math>L</math>と<math>L_{ctri}</math>との関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量<math>W_{ACUM}</math>が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>if <math>L &gt; L_{ctri}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より大きくなり加圧 →蓄圧注入が停止</li> <li>if <math>L &lt; L_{ctri}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より小さくなり減圧 →蓄圧注入作動</li> </ul> <p>その結果、<math>L \approx L_{ctri}</math> また<math>W_{porv} \approx \overline{W_{ACUM}}</math>となり、1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.2.3</p> <p style="text-align: center;">1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について</p> <p>1次冷却系強制減圧操作を実施すると、図1に示す通り、1次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。</p> <p>蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、1次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起り、1次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を図2に示す。</p> <p>つまり、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次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滞することになる。この現象を数式で表すと以下のようになる。</p> <p>加圧器逃がし弁の臨界流量<math>W_{porv}</math>は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。</p> $W_{porv} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctri})}{h_{lg}}$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>W_{porv}</math>：加圧器逃がし弁の臨界流量</li> <li><math>Q_{decay}</math>：冠水炉心の崩壊熱</li> <li><math>L_{ctri}</math>：冠水炉心の崩壊熱が相当になる炉心水位</li> <li><math>h_{lg}</math>：水の蒸発潜熱</li> </ul> <p>この時、炉心水位<math>L</math>と<math>L_{ctri}</math>との関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量<math>W_{ACUM}</math>が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>if <math>L &gt; L_{ctri}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より大きくなり加圧 →蓄圧注入が停止</li> <li>if <math>L &lt; L_{ctri}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より小さくなり減圧 →蓄圧注入作動</li> </ul> <p>その結果、<math>L \approx L_{ctri}</math> また、<math>W_{porv} \approx \overline{W_{ACUM}}</math>となり、1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

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（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1次冷却材圧力/蓄圧タンク圧力 (MPa [gage])</p> <p>1次冷却系強制減圧開始</p> <p>1次冷却系圧力</p> <p>蓄圧タンク圧力</p> <p>蓄圧注入開始</p> <p>2.0MPa [gage]</p> <p>時間 (hour)</p> <p>※蓄圧タンク水が下限値に到達すると、蓄圧タンク圧力の計算は行わないため、下限値到達以降は蓄圧タンク圧力はプロットしていない。</p>	<p>1次冷却材圧力/蓄圧タンク圧力 (MPa [gage])</p> <p>1次冷却系強制減圧開始</p> <p>1次冷却材圧力</p> <p>蓄圧タンク圧力</p> <p>蓄圧注入開始</p> <p>2.0MPa [gage]</p> <p>時間 (hour)</p> <p>※蓄圧タンク水が下限値に到達すると、蓄圧タンク圧力の計算は行わないため、下限値到達以降は蓄圧タンク圧力はプロットしていない。</p>	
<p>第1図 1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力挙動*</p> <p>※3「三菱PWR 重大事故対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」(MHI-NE S-1064 三菱重工業、平成26年)に示されている代表4ループプラントにおける解析結果</p>	<p>図1 1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力挙動</p>	
<p><math>W_{ACUM}</math></p> <p><math>W_{PORV}</math></p> <p><math>L_{crit}</math></p> <p><math>Q_{decay}</math></p> <p>水蒸気発生大で加圧蓄圧注入が停止</p> <p>水蒸気発生小で減圧蓄圧注入作動</p> <p>炉心部の水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却系が加圧され、蓄圧注入が停止する。炉心部の水位が下がれば、蒸気生成量が減少し1次冷却系が減圧され、蓄圧注入が再開する。</p>	<p><math>W_{ACUM}</math></p> <p><math>W_{PORV}</math></p> <p><math>L_{crit}</math></p> <p><math>Q_{decay}</math></p> <p>水蒸気発生大で加圧蓄圧注入が停止</p> <p>水蒸気発生小で減圧蓄圧注入作動</p> <p>炉心部の水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却系が加圧され、蓄圧注入が停止する。炉心部の水位が下がれば、蒸気生成量が減少し1次冷却系が減圧され、蓄圧注入が再開する。</p>	
<p>第2図 蓄圧注入水の蒸発による1次冷却材圧力バランス維持メカニズム</p>	<p>図2 蓄圧注入水の蒸発による1次冷却材圧力バランス維持メカニズム</p>	



泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について）

大阪発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.2.4</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について                      （高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p> <p>「高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.2.5</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について                      （高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.2.4</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について                      （高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p> <p>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」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	



7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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 (実質的な相違なし)

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/3)

大飯発電所3/4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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	相違理由
1次冷却系	格納炉との熱伝達	1次冷却系モデル (1次冷却系熱伝達モデル)	—	解析コードにおける熱伝達係数をクリップ処理に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードにおける熱伝達係数をクリップ処理に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	1次冷却系	格納炉との熱伝達	1次冷却系モデル (1次冷却系熱伝達モデル)	—	解析コードにおける熱伝達係数をクリップ処理に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードにおける熱伝達係数をクリップ処理に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、評価項目となるパラメータへの影響はない。	相違理由
	ECCS動作タイミング	安全系モデル (ECCS)	入力値に含まれる	解析条件を考慮条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を考慮条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。		ECCS動作タイミング	安全系モデル (動作タイミング)	—	解析コードにおける熱伝達係数をクリップ処理に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードにおける熱伝達係数をクリップ処理に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、評価項目となるパラメータへの影響はない。	
加圧器	高圧炉放出 (臨界流・非圧縮)	1次冷却系モデル (加圧器モデル)	TM1 事故解析より、HMのFlowBlockモデルを用いた加圧器モデルは、HMのFlowBlockモデルを適用した評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器	高圧炉放出 (臨界流・非圧縮)	1次冷却系モデル (加圧器モデル)	TM1 事故解析より、HMのFlowBlockモデルを用いた加圧器モデルは、HMのFlowBlockモデルを適用した評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	相違理由
	1次側・2次側の熱伝達	安全系モデル (加圧器モデル)	MD2 事故解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適用した評価結果は、MD2 事故解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。		1次側・2次側の熱伝達	安全系モデル (加圧器モデル)	MD2 事故解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適用した評価結果は、MD2 事故解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	
蒸気発生器	高圧炉放出 (臨界流・非圧縮)	蒸気発生器モデル	MD2 事故解析より、蒸気発生器の熱伝達係数を適用した評価結果は、MD2 事故解析より、蒸気発生器の熱伝達係数を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	蒸気発生器	高圧炉放出 (臨界流・非圧縮)	蒸気発生器モデル	MD2 事故解析より、蒸気発生器の熱伝達係数を適用した評価結果は、MD2 事故解析より、蒸気発生器の熱伝達係数を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	相違理由
	2次側水垢変化・ドライアウト	蒸気発生器モデル	MD2 事故解析より、ドライアウトの発生を適用した評価結果は、MD2 事故解析より、ドライアウトの発生を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。		2次側水垢変化・ドライアウト	蒸気発生器モデル	MD2 事故解析より、ドライアウトの発生を適用した評価結果は、MD2 事故解析より、ドライアウトの発生を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	加圧器における高圧炉放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、HMのFlowBlockモデルを用いた評価結果を適用した評価結果と一致する傾向。	

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/3)













7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ	条件設定の考え方	運転員等機内項目による影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
駆動ポンプ 駆動ポンプ 駆動ポンプ	1次駆動ポンプ (定額運転時) (定額運転時) (定額運転時) 2次駆動ポンプ (定額運転時) 3次駆動ポンプ (定額運転時)	トリップ設定値に目録基準を考慮した低い値とし、トリップ動作基準を定常運転時、緊急時、事故時、トリップ動作基準を考慮して定額運転時を設定。	解析条件に対して、非常時に心臓機内項目の値がトリップ動作基準より高くなる可能性があるため、トリップ動作基準を定額運転時、緊急時、事故時の3つに設定し、トリップ動作基準を考慮して定額運転時を設定。	解析条件に対して、非常時に心臓機内項目の値がトリップ動作基準より高くなる可能性があるため、トリップ動作基準を定額運転時、緊急時、事故時の3つに設定し、トリップ動作基準を考慮して定額運転時を設定。	解析条件に対して、非常時に心臓機内項目の値がトリップ動作基準より高くなる可能性があるため、トリップ動作基準を定額運転時、緊急時、事故時の3つに設定し、トリップ動作基準を考慮して定額運転時を設定。	
駆動ポンプ 駆動ポンプ	4.0MPa@80% (最低運転時) 4.0MPa@100% (最高運転時)	中心への注入のタイムミスを考慮し、中心領域のタイムミスを許容する観点から最低運転時圧力を設定。	最低運転時圧力を考慮して運転員等機内項目に与える影響は小さい。	最低運転時圧力を考慮して運転員等機内項目に与える影響は小さい。	最低運転時圧力を考慮して運転員等機内項目に与える影響は小さい。	
駆動ポンプ 駆動ポンプ	25.0m³ (1運転あたり) (最低運転時) 25.0m³ (1運転あたり) (最高運転時)	機内の注入のタイムミスを考慮し、中心領域のタイムミスを許容する観点から最低運転時圧力を設定。	機内の注入のタイムミスを考慮し、中心領域のタイムミスを許容する観点から最低運転時圧力を設定。	機内の注入のタイムミスを考慮し、中心領域のタイムミスを許容する観点から最低運転時圧力を設定。	機内の注入のタイムミスを考慮し、中心領域のタイムミスを許容する観点から最低運転時圧力を設定。	
加圧減速ポンプ ポンプによる スプレッド容量	95% (1運転あたり) (2運転) 130m³/h	設計値として設定。	設計値として設定。	設計値として設定。	設計値として設定。	
格納容器 用格納ユニット	2基 1基あたりの熱特性 (100℃～約15℃、約 4.1MW～約13.0MW)	設計値より小さい値を設定。	設計値より小さい値を設定。	設計値より小さい値を設定。	設計値より小さい値を設定。	

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等機内項目及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3/4)

項目	運転員等機内項目の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等機内項目による影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	1次駆動ポンプ (定額運転時) (定額運転時) (定額運転時)	2次駆動ポンプ (定額運転時) (定額運転時) (定額運転時)			
駆動ポンプ 駆動ポンプ	1次駆動ポンプ (定額運転時) (定額運転時) (定額運転時)	2次駆動ポンプ (定額運転時) (定額運転時) (定額運転時)	トリップ設定値に目録基準を考慮した低い値とし、トリップ動作基準を定常運転時、緊急時、事故時、トリップ動作基準を考慮して定額運転時を設定。	解析条件に対して、非常時に心臓機内項目の値がトリップ動作基準より高くなる可能性があるため、トリップ動作基準を定額運転時、緊急時、事故時の3つに設定し、トリップ動作基準を考慮して定額運転時を設定。	解析条件に対して、非常時に心臓機内項目の値がトリップ動作基準より高くなる可能性があるため、トリップ動作基準を定額運転時、緊急時、事故時の3つに設定し、トリップ動作基準を考慮して定額運転時を設定。
駆動ポンプ 駆動ポンプ	4.0MPa@80% (最低運転時) 4.0MPa@100% (最高運転時)	4.0MPa@80% (最低運転時) 4.0MPa@100% (最高運転時)	中心への注入のタイムミスを考慮し、中心領域のタイムミスを許容する観点から最低運転時圧力を設定。	最低運転時圧力を考慮して運転員等機内項目に与える影響は小さい。	最低運転時圧力を考慮して運転員等機内項目に与える影響は小さい。
駆動ポンプ 駆動ポンプ	25.0m³ (1運転あたり) (最低運転時) 25.0m³ (1運転あたり) (最高運転時)	25.0m³ (1運転あたり) (最低運転時) 25.0m³ (1運転あたり) (最高運転時)	機内の注入のタイムミスを考慮し、中心領域のタイムミスを許容する観点から最低運転時圧力を設定。	機内の注入のタイムミスを考慮し、中心領域のタイムミスを許容する観点から最低運転時圧力を設定。	機内の注入のタイムミスを考慮し、中心領域のタイムミスを許容する観点から最低運転時圧力を設定。
加圧減速ポンプ ポンプによる スプレッド容量	95% (1運転あたり) (2運転) 130m³/h	95% (1運転あたり) (2運転) 130m³/h	設計値として設定。	設計値として設定。	設計値として設定。
格納容器 用格納ユニット	2基 1基あたりの熱特性 (100℃～約15℃、約 4.1MW～約13.0MW)	2基 1基あたりの熱特性 (100℃～約15℃、約 4.1MW～約13.0MW)	設計値より小さい値を設定。	設計値より小さい値を設定。	設計値より小さい値を設定。





7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
<p>表3 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕</p>	<p>項目</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>
	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>

表3 運転員等操作時間による影響、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 (泊) (1/6)

項目	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
<p>【認知】</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>
<p>【評価】</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>
<p>【体制】</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>

表3 運転員等操作時間による影響、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

項目	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>
<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>
<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>	<p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p> <p>緊急時対応</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
	<p>表 3 運転員等稼働時間に関する影響、評価項目となる「ウェーダー」に関する影響及び稼働時間削減 (炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱) (2/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="795 204 824 287">項目</th> <th data-bbox="795 287 824 370">運転員等稼働時間削減に関する影響</th> <th data-bbox="795 370 824 453">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</th> <th data-bbox="795 453 824 536">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</th> <th data-bbox="795 536 824 619">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</th> <th data-bbox="795 619 824 702">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</th> <th data-bbox="795 702 824 785">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</th> <th data-bbox="795 785 824 868">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</th> <th data-bbox="795 868 824 951">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</th> <th data-bbox="795 951 824 1034">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="824 204 996 287">運転員等稼働時間削減に関する影響</td> <td data-bbox="824 287 996 370">運転員等稼働時間削減に関する影響</td> <td data-bbox="824 370 996 453">運転員等稼働時間削減に関する影響</td> <td data-bbox="824 453 996 536">運転員等稼働時間削減に関する影響</td> <td data-bbox="824 536 996 619">運転員等稼働時間削減に関する影響</td> <td data-bbox="824 619 996 702">運転員等稼働時間削減に関する影響</td> <td data-bbox="824 702 996 785">運転員等稼働時間削減に関する影響</td> <td data-bbox="824 785 996 868">運転員等稼働時間削減に関する影響</td> <td data-bbox="824 868 996 951">運転員等稼働時間削減に関する影響</td> <td data-bbox="824 951 996 1034">運転員等稼働時間削減に関する影響</td> </tr> <tr> <td data-bbox="996 204 1169 287">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="996 287 1169 370">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="996 370 1169 453">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="996 453 1169 536">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="996 536 1169 619">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="996 619 1169 702">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="996 702 1169 785">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="996 785 1169 868">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="996 868 1169 951">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="996 951 1169 1034">炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1169 204 1364 287">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="1169 287 1364 370">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="1169 370 1364 453">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="1169 453 1364 536">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="1169 536 1364 619">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="1169 619 1364 702">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="1169 702 1364 785">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="1169 785 1364 868">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="1169 868 1364 951">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> <td data-bbox="1169 951 1364 1034">格納容器雰囲気直接加熱に関する影響</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転員等稼働時間削減に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響		
項目	運転員等稼働時間削減に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響																																		
運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響	運転員等稼働時間削減に関する影響																																		
炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	炉内溶融物移行/格納容器雰囲気直接加熱に関する影響																																		
格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響	格納容器雰囲気直接加熱に関する影響																																		





泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由								
	<p style="text-align: center;">表3 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th style="width: 15%;">大飯発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)</th> <th style="width: 15%;">女川原子力発電所2号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)</th> <th style="width: 15%;">泊発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大飯発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)</td> <td>大飯発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)</td> <td>女川原子力発電所2号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)</td> <td>泊発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	大飯発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	女川原子力発電所2号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	泊発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	大飯発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	大飯発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	女川原子力発電所2号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	泊発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)		
項目	大飯発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	女川原子力発電所2号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	泊発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)								
大飯発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	大飯発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	女川原子力発電所2号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)	泊発電所3号炉 運転員業務の相違による影響、評価項目となる「クォータ」に対する影響及び格納容器直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)								

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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（実質的な相違なし）

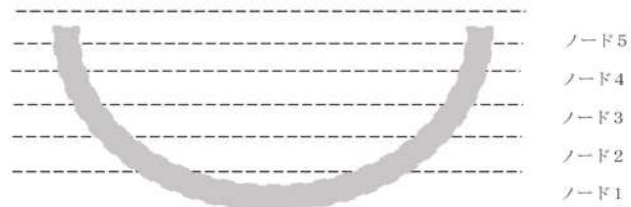

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
	<p style="text-align: center;">表3 運転員等操作問題による影響、評価項目となるパラメータに対する影響及び操作時間余裕（格納容器雰囲気直接加熱）(5/6)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">項目</th> <th style="width: 10%;">操作条件（報告書中の記載内容）</th> <th style="width: 10%;">格納容器の構造</th> <th style="width: 10%;">運転員等による影響</th> <th style="width: 10%;">運転員等による影響</th> <th style="width: 10%;">運転員等による影響</th> <th style="width: 10%;">運転員等による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子力発電所運転員等による格納容器圧力調整</td> <td>運転員は、格納容器圧力調整のために、格納容器圧力調整装置（GCP）を操作する。運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。</td> <td>格納容器は、原子力発電所運転員等による格納容器圧力調整装置（GCP）の操作による影響を受ける。格納容器は、原子力発電所運転員等による格納容器圧力調整装置（GCP）の操作による影響を受ける。</td> <td>運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。</td> <td>運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。</td> <td>運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。</td> <td>運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	操作条件（報告書中の記載内容）	格納容器の構造	運転員等による影響	運転員等による影響	運転員等による影響	運転員等による影響	原子力発電所運転員等による格納容器圧力調整	運転員は、格納容器圧力調整のために、格納容器圧力調整装置（GCP）を操作する。運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。	格納容器は、原子力発電所運転員等による格納容器圧力調整装置（GCP）の操作による影響を受ける。格納容器は、原子力発電所運転員等による格納容器圧力調整装置（GCP）の操作による影響を受ける。	運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。	運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。	運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。	運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。		
項目	操作条件（報告書中の記載内容）	格納容器の構造	運転員等による影響	運転員等による影響	運転員等による影響	運転員等による影響											
原子力発電所運転員等による格納容器圧力調整	運転員は、格納容器圧力調整のために、格納容器圧力調整装置（GCP）を操作する。運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。	格納容器は、原子力発電所運転員等による格納容器圧力調整装置（GCP）の操作による影響を受ける。格納容器は、原子力発電所運転員等による格納容器圧力調整装置（GCP）の操作による影響を受ける。	運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。	運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。	運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。	運転員は、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を監視し、格納容器圧力調整装置（GCP）の操作を調整する。											





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（実質的な相違なし）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.5 原子炉容器の破損位置について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.2.7</p> <p style="text-align: center;">原子炉圧力容器の破損位置について</p> <p>原子炉圧力容器の破損について、MAAPでは、以下の破損モードから判定された破損モードが適用される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 下部ヘッド貫通部への溶融物流入による破損</li> <li>b) 下部ヘッド貫通部の逸出</li> <li>c) デブリジェットの影響による下部ヘッドの局所破損</li> <li>d) 金属層による原子炉圧力容器壁の破損</li> <li>e) 原子炉圧力容器のクリーブ破損</li> </ul> <p>原子炉圧力容器の下部ヘッドは径方向（5ノード）及び厚さ方向（5ノード）に分割されており、ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。図1に原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。</p> <p>有効性評価<sup>*1</sup>においては、炉心下部プレナムへ移行した溶融炉心の加熱により、原子炉圧力容器下部の中心部ノードの温度が最も高くなり、制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量がしきい値（0.1）に至る原子炉圧力容器破損<sup>*2</sup>が最初に発生する結果となっている。径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量の推移を図2に、原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を図3に示す。図2に示すとおり、原子炉圧力容器下部の中心部ノードに該当するノード1のひずみ量がしきい値（0.1）に達して原子炉圧力容器破損に至っている。また、図3に示すとおり、ノード1が高温を長時間維持していることが確認された。</p> <p>※1 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて対象としている評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」（「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」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じ。）</p> <p>※2 「b) 下部ヘッド貫通部の逸出」に該当</p>  <p style="text-align: center;">図1 原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割（概念図）</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.2.5</p> <p style="text-align: center;">原子炉容器の破損位置について</p> <p>原子炉容器の破損について、MAAPでは、以下の主要な破損モードから判定された破損モードが適用される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 計装用案内管溶接部の破損</li> <li>b) 原子炉容器のクリーブ破損</li> </ul> <p>原子炉容器の下部ヘッドは軸方向（5ノード）及び厚さ方向（5ノード）に分割されており、ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。図1に原子炉容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。</p> <p>有効性評価<sup>*1</sup>においては、炉心下部プレナムへ移行した溶融炉心の加熱により、原子炉容器下部ヘッドの[ ]の温度が最も高くなる。軸方向のノードごとの計装用案内管溶接部破損判定基準に対する割合の推移を図2に、原子炉容器表面温度の推移を図3に示す。図2の溶接部破損判定基準に対する割合は、しきい値[ ]に対する溶接部のひずみ量の割合、または、計装用案内管にかかる圧力荷重と溶接部の最大せん断応力との割合のいずれか大きい方の値を表しているが、図2に示すとおり、原子炉容器下部ヘッドの[ ]に該当する[ ]の溶接部破損判定基準に対する割合が1に達して原子炉容器破損に至っている。また、図3に示すとおり、[ ]が高温を長時間維持していることが確認された。</p> <p>※1 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて対象としている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」（「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じ。）</p>  <p style="text-align: center;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p style="text-align: center;">図1 原子炉容器下部ヘッドのノード分割（概念図）</p> <p style="text-align: center;">[ ] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>※女川に倣い新規作成</p> <p>記載表現の相違          記載方針の相違          ・PWRでは主要な破損モードを記載</p> <p>記載方針の相違          ・女川がひずみ量のしきい値で破損を判断しているのに対して、PWRでは溶接部破損判定基準に対する割合で記載しているが、内容としては同等</p> <p>記載表現の相違          ・PWRでは主要な破損モードが2つしかなく、文中でも計装用案内管溶接部の破損であることが分かることから記載していない</p>

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.5 原子炉容器の破損位置について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>解析結果の相違</p>
<p>図2 径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量</p>	<p>図2 軸方向のノードごとの溶接部破損判定基準に対する割合の推移</p>	<p>記載方針の相違</p>
		<p>解析結果の相違</p>
<p>図3 径方向のノードごとの原子炉压力容器下部ヘッド温度</p>	<p>図3 軸方向のノードごとの原子炉容器表面温度の推移</p>	<p>記載表現の相違</p>
<p>☐ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>		

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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料3.2.5 加圧器逃がし弁の容量及び個数の設計について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料3.2.5</p> <p style="text-align: center;">加圧器逃がし弁の容量及び個数の設計について</p> <p>1. はじめに                      本資料では、加圧器逃がし弁の容量及び個数について、安全系としての機能、SAとしての機能の観点から整理して、説明する。</p> <p>2. 加圧器逃がし弁の安全系としての機能                      (1) PWRの標準的な設計                      加圧器逃がし弁は、設計基準事故に対しては安全評価指針に定められているとおり、MS-2である手動開閉機能にのみ期待している。具体的には、蒸気発生器伝熱管破損時の1次系減圧（手動開閉）について、標準的な1台の容量 [ ] (t/h) にて機能要求を満足することを確認するものとしており、単一故障を考慮して2台（以上）設置する必要がある。</p> <p>(2) 大飯3,4号機の設計                      大飯3,4号機の加圧器逃がし弁は、蒸気発生器伝熱管破損時の1次系減圧（手動開閉）に必要な容量 [ ] (t/h) を有する弁を設置しており、単一故障を考慮して2台設置している。</p> <p>3. 加圧器逃がし弁のSAとしての機能                      (1) SA有効性評価における加圧器逃がし弁の評価について                      重大事故等に対しては、1次冷却系強制減圧などの事象においてその機能を期待しており、SA有効性評価において、加圧器逃がし弁の機能に期待した評価を実施している。                      具体的には、有効性評価における以下の事象において、加圧器逃がし弁の機能に期待した評価を実施しており、安全系としての機能要求を考慮して設計した容量・台数で十分であることを確認している。                      ○フィードアンドブリード（2次冷却系からの除熱機能喪失）                      ○自動動作機能（原子炉停止機能喪失）                      ○1次冷却系強制減圧（格納容器バイパス、格納容器過温破損、高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p> <p>(2) 大飯3,4号機の設計                      大飯3,4号機のSA有効性評価においても、3.（1）に記載した事象において、加圧器逃がし弁の機能 [ ]、2台）に期待した評価を実施している。                      このうち、1次冷却系強制減圧（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）については、炉心損傷を判断すれば、運転員等1名が加圧器逃がし弁を中央制御室にて開操作する手順としている（添付資料1参照）。解析において、炉心損傷判断から10分後に加圧器逃がし弁を開操作すること</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px; text-align: center;">                         枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。                     </div>	<p style="text-align: center;">【該当資料無し】</p>	<p>※大飯ではRV破損時の圧力が3ループプラントと比較して判断基準の2.0MPa [gage] に近い値となるため加圧器逃がし弁の容量及び個数の妥当性を述べている資料であり、泊では大飯よりも圧力が低い状態でRV破損に至るため本資料は作成していない（伊方と同様）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 3.2.5 加圧器逃がし弁の容量及び個数の設計について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>とした場合、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力を評価した結果はベースケースで約1.8MPa[gage]となっており、3ループプラントと比較して設置許可基準規則に規定される2.0MPaに近い値になっている。この点について、以下の操作開始時間や設備条件の不確かさを考慮しても、2.0MPa[gage]を下回ることを確認している。</p> <p>[操作開始時間の不確かさ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合</li> <li>(ii) 加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合</li> </ul> <p>[設備条件の不確かさ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 蓄圧タンク保持圧力の影響確認</li> </ul> <p>また、解析コードにおける重要事象の不確かさの影響評価を実施し、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。（添付資料2参照）</p> <p>[解析コードにおける重要現象の不確かさ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 加圧器逃がし弁質量流量</li> <li>(ii) 蓄圧注入の流動抵抗</li> <li>(iii) 熔融ジェット径</li> <li>(iv) エントレインメント係数</li> <li>(v) デブリ粒子の径</li> <li>(vi) ジルコニウム-水反応速度</li> <li>(vii) 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度</li> <li>(viii) 下部プレナム内の熔融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束</li> <li>(ix) 熔融炉心と原子炉容器間の熱伝達</li> <li>(x) 溶接部破損時の最大歪み</li> <li>(xi) パラメータの組合せ</li> </ul> <p>(3) SA 有効性評価を踏まえた加圧器逃がし弁の容量および個数について</p> <p>1次冷却系強制減圧（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）における原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力評価結果を踏まえた大飯3,4号機の加圧器逃がし弁の容量および個数の妥当性について、以下に述べる。</p> <p>1次冷却系強制減圧（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）のベースケースの評価結果は、実機条件を踏まえると、蓄圧タンク圧力は最低保持圧力よりも高く、高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にかかるベースケースに対して、蓄圧タンク圧力を実機条件に見直した場合、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力評価結果は約1.7MPa[gage]となることから、ベースケースの解析は保守的な評価となっていると考えられる。</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 3.2.5 加圧器逃がし弁の容量及び個数の設計について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、<u>蓄圧タンク保有水量もベースケースでは最低保有水量としていることや、解析の初期条件として設定している炉心熱出力や1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度、炉心崩壊熱等が保守的な条件設定となっていることを考慮すると、本事象における原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.7MPa[gage]よりも更に低くなる</u>ことが想定される。</p> <p>さらに、<u>解析コードにおける重要現象の不確かさの影響因子の影響は小さく</u>、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を十分下回ると考えられる。</p> <p>以上より、大飯3,4号機の加圧器逃がし弁の容量および個数は妥当である。</p> <p>4. まとめ</p> <p>大飯3,4号機の加圧器逃がし弁は、安全系の機能として、必要な容量を有する弁を単一故障も考慮して、2台設置しており、機能要求を満たしている。</p> <p>また、SA 有効性評価として行った1次冷却系強制減圧（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）にかかる解析結果についても、十分保守的なものであり、加圧器逃がし弁2台を用いた1次冷却系強制減圧により格納容器破損は防止できると考えられる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>		

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE723-9 r.12.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価  
比較表

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

令和5年10月  
北海道電力株式会社



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>比較結果等を取りまとめた資料</b>				
<b>1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</b>				
1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
d. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : 下記2件				
・原子炉容器外の溶融燃料と冷却材の相互作用としては、水蒸気爆発と溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇が考えられるが、本評価では後者を想定して評価していることを女川同様に明確化【比較表 P2】				
・実機条件において CV 破損に至る大規模な FCI の発生の可能性が低いことについては添付資料で説明し本文に記載していなかったが、女川同様に本文にも記載【比較表 P15】				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
d. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-3) バックフィット関連事項				
なし				
<b>2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要</b>				
2-1) 比較表の構成について				
・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に相違理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している				
2-2) 泊3号炉の特徴について				
・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料6.5.8）				
●補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある				
●余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い） : 「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる				
●CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い） : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある				
2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損モードの特徴	LOCA時にECCS注水機能、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、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。	LOCA時にECCS注水機能、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、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。	発電用原子炉の運転中にLOCAが発生するとともに、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な原子炉格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。	相違なし

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)</b>				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損防止対策	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、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観点から、代替格納容器スプレいを整備する。 また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備する。	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、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観点から、代替格納容器スプレいを整備する。 また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備する。	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため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観点から、代替格納容器スプレいを整備する。 また、その後の原子炉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ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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整備する。	設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯、高浜は燃料取替用水タンク（ピット）と海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイを継続する
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」			相違なし
有効性評価の結果 (評価項目等)	急速な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：原子炉格納容器圧力及び温度は、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。			相違なし
<b>2-4) 主な相違</b>				
・泊、大飯、高浜のプラント設備の相違以外で、上記 2-3) に記載した事項以外の主な相違はない				
<b>2-5) 相違理由の省略</b>				
相違理由	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置	原子炉格納容器内水素処理装置	-
	原子炉格納容器水素燃焼装置	原子炉格納容器水素燃焼装置	格納容器水素イグナイタ	-
	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイポンプ	-
	大容量ポンプ	大容量ポンプ	可搬型大型送水ポンプ車	-
記載表現の相違	原子炉下部キャビティ	原子炉格納容器床	原子炉下部キャビティ	(大飯と同様)



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 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「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」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、AEI、AEW、SEI、<b>SLI、SLW</b>及びSEWがある。</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「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、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、熔融炉心と原子炉容器外の<b>冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には、</b>構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>熔融燃料－冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、<b>原子容器から落下する</b>熔融炉心が細粒化して<b>水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大、伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象</b>である。</p> <p>細粒化した熔融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ</p>	<p>3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 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「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」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、AEI、AEW、SEI、<b>SLI、SLW</b>及びSEWがある。</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「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、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、熔融炉心と原子炉容器外の<b>冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には、</b>構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>熔融燃料－冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、<b>原子容器から落下する</b>熔融炉心が細粒化して<b>水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大・伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象</b>である。</p> <p>細粒化した熔融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ</p>	<p>3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 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「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」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、<b>TQUV、TQUX、長期TB、TBD、TBU、TBP、AE、S1E及びS2E</b>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「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では、発電用原子炉の運転中に<b>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。</b>このため、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、熔融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事</p>	<p>7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用</p> <p>7.2.3.1 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「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、AEW、AEI、SEI、<b>SLW、SLI</b>及びSEWがある。</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「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では、<b>発電用原子炉の運転中にLOCAが発生するとともに、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとれない場合には、</b>熔融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な<b>原子炉格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に</b>構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p><b>原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、熔融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事</b></p>	<p>【大飯、高浜】 記載順の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、<b>実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及びJASMIN Eを用いた原子炉格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</b>                      (添付資料 3.3.1)</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、<b>原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</b></p>	<p>蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、<b>実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及びJASMIN Eを用いた原子炉格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</b>                      (添付資料 3.3.1)</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、<b>原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</b></p>	<p>象である。細粒化した熔融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。<b>格納容器下部に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</b>                      (添付資料 3.3.1, 3.3.2)</p> <p>また、水蒸気爆発とは別に、熔融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。                      上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。                      したがって、本格格納容器破損モードでは、格納容器を冷却及び除熱し、熔融炉心から格納容器下部の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、<b>熔融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）によって熔融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。</b>                      なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による</p>	<p>象である。細粒化した熔融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくい<b>という知見が実験等により得られている。</b>原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。<b>このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</b>                      (添付資料 7.2.3.1, 7.2.3.3)</p> <p>また、水蒸気爆発とは別に、熔融炉心から1次冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。                      上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。                      したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、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により、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、<b>代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を</b></p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・女川に合わせて具体的な設備及び手段を記載</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、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観点から、代替格納容器スプレイを整備する。</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、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観点から、代替格納容器スプレイを整備する。</p>	<p>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。一方、本格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破損防止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、原子炉圧力容器破損後は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。</p> <p>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「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、格納容器下部への溶融炉心落下を想定する。</p> <p>この状況では、格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への水張りを行うことから、溶融炉心落下時には格納容器下部に水が張られた状態を想定する。</p> <p>なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」に伴う圧力スパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮し、「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である逃がし安全弁（自動減圧機能）の原子炉減圧</p>	<p>行うことにより原子炉格納容器雰囲気</p> <p>の除熱を行う。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>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」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、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観点から、代替格納容器スプレイを整備する。</p>	<p>・他機関に合わせてCV                  試験に関して記載を追加                  ④伊方と同様</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、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する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>中における逃がし安全弁の環境緩和を考慮して 3.67m（ドライウェル水位 0.02m）から 3.88m（ドライウェル水位 0.23m）としている。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>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に至るまでの事象進展への対応、本格格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)の a. から j. に示している。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、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)の f. 及び g. に示している。</p> <p>なお、f. の格納容器下部への注水は、格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、格納容器下部に熔融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」への影響も考慮して格納容器下部の水位を定めていることから、本格格納容器破損モードの対策として整理した。</p> <p>(添付資料 3.3.3)</p>	<p>また、その後の原子炉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ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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整備する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯、高浜】設計の相違</p> <p>・代替格納容器スプレイに関しては、大飯、高浜は燃料取替用水タンクと海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水タンクを水源とするポンプを使用し、燃料取替用水タンクが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイを継続する（1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1図から第3.2.4図である。このうち、本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3.2.2図及び第3.2.3図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p>		

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.2 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>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 LOCA 時に高圧再循環機能、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</li> <li>・大破断 LOCA 時に高圧再循環機能、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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び</li> </ul>	<p>3.3.2 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>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>	<p>3.3.2 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 TQUV 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起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗（+FCI 発生）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態が TQUV であるため、事故対応に及ばず逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「1.2.2.1(3) c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に示す通り、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられる TQUV を選定した。一方、プラント損傷状態を LOCA とする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。このときの圧カスパイクへの影響については、解析条件のうち事故条件の不確かさとして評価する。</p>	<p>7.2.3.2 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>プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び</li> </ul>	<p>【女川】                  記載方針の相違                  ・PWR は初めに厳しいプラント損傷状態を選定し、その後、選定されたプラント損傷状態の中から評価事故シーケンスを選定する過程を記載</p> <p>【高浜】                  設計の相違                  ・泊は非ブースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系を使用しないため、想定事故シーケンスが異なる（大飯と同様）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><b>び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul> <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、<b>中破断 LOCA に比べ、破断口径</b>が大きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断 LOCA を起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を、さらに炉心損傷を早め、<b>余裕時間</b>及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・<b>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</b></li> <li>・<b>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</b></li> <li>・<b>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</b></li> </ul> <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、<b>破断規模</b>が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を<b>想定</b>し、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を<b>想定</b>し、さらに、炉心損傷を早め、<b>余裕時間</b>及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮した「大破断</p>		<p><b>格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul> <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、<b>中破断 LOCA に比べ破断口径</b>が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を、さらに、炉心損傷を早め、<b>時間余裕</b>及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮し</p>	<p>【高浜】 設計の相違 ・同上</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違 ・泊は他の記載と</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>の喪失を考慮した「大破断LOCA時に高圧注入機能、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」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプ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も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p>	<p>LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプ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も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p>	<p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラ</p>	<p>た「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイによる注水を想定する。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水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も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。</p>	<p>の整合を図り時間余裕と記載</p> <p>【大飯、高浜】設計の相違              ・差異理由は前述どおり（4 ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】記載表現の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱</li> <li>燃料棒内温度変化</li> <li>燃料棒表面熱伝達</li> <li>燃料被覆管酸化</li> <li>燃料被覆管変形</li> <li>沸騰・ポイド率変化</li> <li>気液分離・対向流</li> </ul> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>区画間の流動</li> <li>スプレイ冷却</li> </ul>	<p>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱</li> <li>燃料棒内温度変化</li> <li>燃料棒表面熱伝達</li> <li>燃料被覆管酸化</li> <li>燃料被覆管変形</li> <li>沸騰・ポイド率変化</li> <li>気液分離・対向流</li> </ul> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>区画間・区画内の流動</li> <li>スプレイ冷却</li> </ul>	<p>ント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの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）の自動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔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、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</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・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p>	<p>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱</li> <li>燃料棒内温度変化</li> <li>燃料棒表面熱伝達</li> <li>燃料被覆管酸化</li> <li>燃料被覆管変形</li> <li>沸騰・ポイド率変化</li> <li>気液分離・対向流</li> </ul> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動</li> </ul> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>区画間・区画内の流動</li> <li>スプレイ冷却</li> </ul>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・PWRは炉心や原子炉容器などの分類の重要現象を箇条書きにしている</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違</p> <p>・資料間の記載の統一</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（伊</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・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</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</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、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンス</p>	<p>・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</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</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、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンス</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により格納容器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の有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p>	<p>・炉心損傷後の原子炉容器外 FCI</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPは、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料7.1.4.3、7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</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の有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する</p>	<p>方と同様)</p> <p>【大飯、高浜】</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・資料間の記載の統一</p> <p>【大飯、高浜】</p> <p>記載方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大飯、高浜】</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・同様の記載の過圧破損に記載を合わせた</p> <p>【大飯、高浜】</p> <p>評価方針の相違(女川実績の反映)</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>に対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた解析条件を第3.3.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径 計装用案内管の径と同等とする。</p> <p>(b) エントレインメント係数 Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。</p> <p>(c) 溶融炉心と水の伝熱面積 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の、粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.4図及び第3.1.1.5図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における原子炉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「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.9図から第3.1.1.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展 「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約 21 分後</p>	<p>に対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた解析条件を第3.3.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径 計装用案内管の径と同等とする。</p> <p>(b) エントレインメント係数 Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。</p> <p>(c) 溶融炉心と水の伝熱面積 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の、粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.2.1図及び第3.1.1.2.2図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における原子炉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「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.2.6図から第3.1.1.2.9図に示す。</p> <p>a. 事象進展 「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約 19 分後</p>	<p>(3) 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及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第3.3.1図及び第3.3.2図に、格納容器圧力、格納容器温度、格納容器下部水位及び注水流量の推移を第3.3.3図から第3.3.6図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じであ</p>	<p>影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた解析条件を第7.2.3.1表に示す。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径 計装用案内管の径と同等とする。</p> <p>(b) エントレインメント係数 Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。</p> <p>(c) 溶融炉心と水の伝熱面積 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-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「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展 「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約 19</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>に炉心熔融に至り、約 51 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる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。</p> <p>その後、事象発生の約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器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、事象発生から 24 時間後に大容量ポンプ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、原子炉格納容器圧力は事象発生から約 14 時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約 26 時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.14)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第 3.1.1.11 図及び第 3.1.1.12 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。</p>	<p>に炉心熔融に至り、約 49 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる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。</p> <p>その後、事象発生の約 1.5 時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器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、事象発生から 24 時間後に大容量ポンプ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、原子炉格納容器圧力は事象発生から約 47 時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約 48 時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.14)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第 3.1.1.2.8 図及び第 3.1.1.2.9 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。</p>	<p>る。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>圧力スパイク（約 1 分間の熔融炉心落下）によって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、約 0.23MPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力 0.854MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、約 128℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、格納容器の限界温度の 200℃を下回る</p>	<p>分後に炉心熔融に至り、約 49 分後に代替格納容器スプレイポンプによる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。</p> <p>その後、事象発生の約 1.6 時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器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、事象発生から 24 時間後に可搬型大型送水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、原子炉格納容器圧力は事象発生から約 45 時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約 49 時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.13)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第 7.2.1.1.11 図及び第 7.2.1.1.12 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。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)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「3.1.1 格納容器過圧破損」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が同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」のa., b., c., d., g. 及び h. 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「3.1.1 格納容器過圧破損」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が同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>f. に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>ため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</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(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</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(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 熔融炉心・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、格納容器下部に落下した熔融炉心及び格納容器の安定状態維持については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>(添付資料 3.5.1)</p>	<p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、原子炉格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)の評価項目、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「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認している。</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.3 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、<b>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。</b></p> <p>本評価事故シーケンスは、実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に対して、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレィ、並びに大容量ポンプ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により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする<b>恒設代替低圧注水ポンプ</b>による代替格納容器スプレィ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<b>大容量ポンプ</b>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の開始操作とする。</p>	<p>3.3.3 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、<b>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。</b></p> <p>本評価事故シーケンスは、実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に対して、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレィ、並びに大容量ポンプ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により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする<b>恒設代替低圧注水ポンプ</b>による代替格納容器スプレィ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<b>大容量ポンプ</b>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の開始操作とする。</p>	<p>3.3.3 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、<b>重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</b></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、<b>原子炉格納容器代替スプレィ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）</b>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現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量及びプール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。溶融炉心落下速度及び細粒化量の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合並びにプール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p>	<p>7.2.3.3 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、ECCS注水機能、格納容器スプレィ再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<b>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、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ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可搬型大型送水ポンプ車</b>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の開始操作とする。</p>	<p>【大飯、高浜】                  評価方針の相違（女川実績の反映）                  【大飯、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）                  ・操作の特徴ではなく事故の特徴について記載                  【大飯、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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、「1.7 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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小</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、「1.7 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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さ</p>	<p>なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</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、「1.7 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CO<sub>2</sub>RA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、炉心溶融開始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。本評価事故シーク</p>	<p>なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の破損に至る大規模な原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</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、「6.7 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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は</p>	<p>【大飯、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度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。</p>	<p>い。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度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。</p>	<p>nsでは、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への初期水張り操作を実施するが、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格納容器下部への初期水張り操作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の評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異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小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及</p>	<p>小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を操作開始の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。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（伊方と同様）</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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の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により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p> <p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損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。</p> <p>炉心損傷後の<b>原子炉容器における</b>原子炉容器破損・溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p>	<p>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の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により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p> <p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損<b>時間</b>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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p>	<p>び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度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。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への初期水張り操作があるが、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格納容器下部への初期水張り操作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、原子炉圧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</p>	<p>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の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により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を<b>操作開始</b>の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。</p> <p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を<b>操作開始</b>の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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まることが確認されているが、原子炉容器破損を<b>操作開始</b>の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。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、その影響はわずかであり、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。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、その影響はわずかであり、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。</p>	<p>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格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析より原子炉圧力容器外の熔融燃料-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、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクを起点とした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>(添付資料3.3.4)</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CO<sub>2</sub>RA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、格納容器圧力挙動への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>炉心における沸騰・ポ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</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、その影響はわずかであり、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。</p>	<p>【大飯 高浜】                  記載表現の相違                  ・資料間の記載の統一</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>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の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により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、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。</p> <p>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に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が</p>	<p>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 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>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の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により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、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。</p> <p>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に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が</p>	<p>価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異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>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、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おり、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動に係る解析コードの熱水モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>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の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により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、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。</p> <p>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に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が</p>	<p>【大飯、高浜】記載表現の相違              ・「a. 運転員等操作時間に与える影響」に合わせた記載</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が<b>わずかに</b>早まることが確認されているが、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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料—冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まる<b>ことが確認されているが</b>、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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料—冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</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時間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4.3時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料—冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の熔融燃料—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>(添付資料3.3.4)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      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                      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</p>	<p>確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まる<b>ことが確認されているが</b>、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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違 ・資料間の記載の統一</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・泊、大飯、高浜</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>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に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/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格納容器下部への初期水張り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>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の40℃に対して最確条件は約20℃～約40℃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格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、注水温度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</p>		<p>は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため解析条件の不確かさの影響評価を記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>ない。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、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>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張りを実施すること）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>(添付資料 3.3.4, 3.3.5)</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に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/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、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、</p>		



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>解析条件の40℃に対して最確条件は約20℃～約40℃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、格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、格納容器下部プール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、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>事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。</p> <p>感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>動力電源喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず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た場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3.7図に示すとおり、事象発生から約3.0時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクの最大値は約0.30MPa[gage]となったが、圧カスパイクの最大値はベースケースの評価結果と同程度であり、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p>(添付資料3.3.4, 3.3.5)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「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>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作時間として原子</p>		<p>【女川】</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊、大飯、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため解析条件の不確かさの影響評価を記載している</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。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2.5時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、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。</p> <p>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、中央制御室で行う操作であり、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>(添付資料3.3.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>(添付資料 3.3.4)</p> <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>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、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2.5時間の時間余裕があり、格納容器下部注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、操作が遅れる可能性は小さい。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約10分間である。原子炉圧力容器破損までに格納容器下部に3.67m（ドライウェル水位0.02m）の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり、格納容器下部に3.67mの水位を形成するまで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）にて約1.2時間で注水可能であり、格納容器下部注水を事象発生から約2.5時間後に開始すると、事象発生から約3.7時間後に水位形成可能である。原子炉圧力容器破損までの時間は約4.3時間後であることから、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.6時間程度の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.3.4)</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【女川】</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊、大飯、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため操作時間余裕の把握に関して記載している</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>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、並びに<b>それらが</b>運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による<b>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプ</b>を用いた代替格納容器スプレイ、並び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、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の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、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余裕がある。また、<b>要員の配置による他の操作に与える影響はない。</b></p> <p>(添付資料 3.3.2)</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<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>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、並びに<b>それらが</b>運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による<b>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプ</b>を用いた代替格納容器スプレイ、並び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、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の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、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余裕がある。また、<b>要員の配置による他の操作に与える影響はない。</b></p> <p>(添付資料 3.3.2)</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。</p> <p>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>(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<b>操作時間余裕</b>を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による<b>代替格納容器スプレイポンプ</b>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。</p> <p>この他、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>(添付資料7.2.3.2)</p>	<p>【大飯、高浜】                  評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】                  設計の相違                  ・差異理由は前述どおり（4ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】                  評価方針の相違（女川実績の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員の評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>【参考までに「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を記載】</p> <p>(1) 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」における重大事故等対策時における必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり30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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 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、「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>【ここまで「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」】</p>	<p>7.2.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯、高浜】                      設計の相違                      ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大飯、高浜とは評価条件が異なる（伊方、女川と同様）</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、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。</p> <p>実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、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、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観点から、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを整備している。</p> <p>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時に高圧注入機能、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」に、恒設代替低圧注水ポンプを用いた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、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。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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実施す</p>	<p>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、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。</p> <p>実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、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」に対する原子炉格納容器破損防止対策としては、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観点から、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを整備している。</p> <p>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、恒設代替低圧注水ポンプによる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。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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実施す</p>	<p>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部注水により原子炉圧力容器破損前に格納容器下部へ3.67mから3.88mの水張りを実施する手段を整備している。</p> <p>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「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗（+FCI発生）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.85MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持でき</p>	<p>7.2.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」では、LOCAが発生するとともに、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に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。</p> <p>実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、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、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観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備している。</p> <p>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、代替格納容器スプレイ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。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、溶融炉心から原</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実機と相違）</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述のとおり（4ページ）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ることにより、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の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。</p> <p>また、原子炉格納容器バウ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次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力、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「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。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。</p>	<p>ることにより、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の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。</p> <p>また、原子炉格納容器バウ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次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力、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「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。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。</p>	<p>る。また、安定状態を維持できる。                  (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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応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>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の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器バウ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次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力、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「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</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、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員(支援)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>【参照】</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並び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る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り、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。</p>	<p>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、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並び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る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り、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。</p>	<p>以上のことから、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水等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。</p>	<p>以上のことから、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等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。</p>	<p>【大阪、高浜】                      記載方針の相違                      ・泊では文節内で重複する表現のため記載してない（伊方と同様）                      【大阪、高浜】                      設計の相違                      ・差異理由は前述のとおり（4ページ参照）                      【大阪、高浜】                      記載表現の相違（女川実績の反映）</p>

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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（実質的な相違なし）

第 3.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解析条件  
 (大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能が喪失する事故) (1 / 3)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (3.411MW) x1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41±0.21MPa[case]
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1±2.2℃
炉心循環熱	F P : 日本原子力発電所標準 アクチニド : ORIOLENZ (サイタル末期を想定)
高圧注入口流量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	73,900m <sup>3</sup>
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値

本評価では、冷却材の温度変化が炉心に対してはほぼ無視し、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。また、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。また、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。

第 3.3.2.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解析条件  
 (大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故) (1 / 3)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (3.652 MW) x1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41±0.21MPa[case]
1次冷却材平均温度 (初期)	302.3±2.2℃
炉心循環熱	F P : 日本原子力発電所標準 アクチニド : ORIOLENZ (サイタル末期を想定)
高圧注入口流量 (初期)	40t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	67,400m <sup>3</sup>
ヒートシンク	標準値

本評価では、冷却材の温度変化が炉心に対してはほぼ無視し、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。また、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。また、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。

第 7.2.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解析条件  
 (大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故) (1 / 3)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (3.652MW) x1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41±0.21MPa[case]
1次冷却材平均温度 (初期)	306.0±2.2℃
炉心循環熱	F P : 日本原子力発電所標準 アクチニド : ORIOLENZ (サイタル末期を想定)
高圧注入口流量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	65,500m <sup>3</sup>
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値

本評価では、冷却材の温度変化が炉心に対してはほぼ無視し、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。また、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。また、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。

第 7.2.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解析条件  
 (大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故) (1 / 3)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (3.652MW) x1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41±0.21MPa[case]
1次冷却材平均温度 (初期)	306.0±2.2℃
炉心循環熱	F P : 日本原子力発電所標準 アクチニド : ORIOLENZ (サイタル末期を想定)
高圧注入口流量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	65,500m <sup>3</sup>
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値

本評価では、冷却材の温度変化が炉心に対してはほぼ無視し、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。また、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。また、炉心内では、燃料棒表面熱伝達係数を適切に評価することが可能である。

相違理由

【大飯、高浜】  
 名称等の相違  
 ・設備仕様等の差異により「手順」「重大事故等対処設備」の記載、名称が異なる



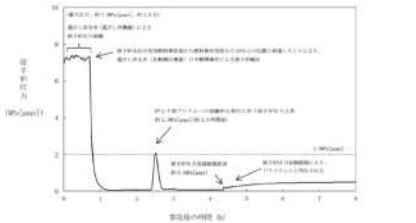
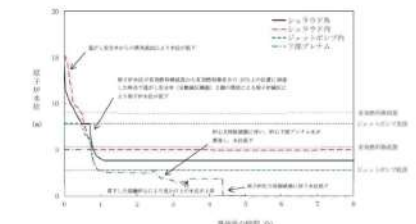
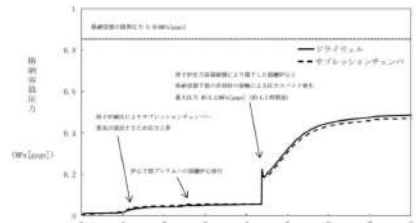
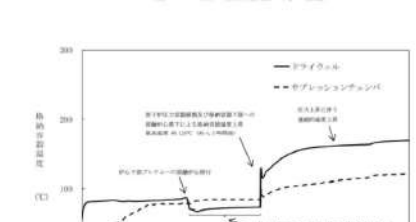






赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.3.1図 原子炉圧力の推移</p>  <p>第3.3.2図 原子炉炉位（シュワド内外炉位）の推移</p>  <p>第3.3.3図 格納容器圧力の推移</p>  <p>第3.3.4図 格納容器温度の推移</p>		<p>【女川】                  記載方針の相違                  ・泊、大阪、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるためグラフを省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないためグラフを記載している</p>

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>第3.3.5図 格納容器下部水位の推移</p> <p>第3.3.6図 注水流量の推移</p> <p>第3.3.7図 格納容器圧力の推移（大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失）</p>	<p>【女川】                  記載方針の相違                  ・泊、大阪、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるためグラフを省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないためグラフを記載している</p>	



泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.1</p> <p style="text-align: center;">炉外溶融燃料-冷却材相互作用の評価について</p> <p>1. 炉外溶融燃料-冷却材相互作用により発生する事象について</p> <p>原子炉容器外での炉外溶融燃料-冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）は、高温の溶融炉心が原子炉容器破損口から放出され、原子炉下部キャビティにとどまっている冷却材中に落下することにより、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇または水蒸気爆発が生じる事象である。</p> <p>水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、原子炉格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP<sup>*1</sup>を用いた解析では、溶融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際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い（図1、図2）</p> <p>水蒸気爆発事象については、分散した溶融炉心が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり【初期粗混合】、さらに膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局部的に崩壊（トリガリング）した結果、溶融炉心と冷却材との液-液直接接触により急激な伝熱が行われる【蒸気膜崩壊と液-液直接接触】。そのため、急激な蒸発が起り、その過程において溶融炉心が微粒化し、新たな液-液接触による急速な伝熱により一気に水蒸気が発生し【微粒化と急速伝熱】、この現象が系全体に瞬時に拡大・伝播する【急速拡大と伝播】現象である。</p> <p>水蒸気爆発が発生した場合には、衝撃波によって原子炉格納容器への機械的荷重が発生すると考えられるため、次項にて水蒸気爆発の発生する可能性についてまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発が発生する可能性について</p> <p>水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、COTELS、FARO、KROTOSが行われているが（添付参照）、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。</p> <p>これは溶融炉心が水中に落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガー）させることで、実機で起こるとは考えられない条件を模擬した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発には至っていない。また、外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている（添付参照）。</p> <p>近年、韓国原子力研究所で実施された水蒸気爆発実験のうち実機模擬溶融物を用いたTROI実験の中でNo.10,12,13及び14実験において、外部トリガーがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかし、No.10,12,13及び14実験はいずれも溶融物の過熱度が実機で想定されるもの（300K程度）よりも大幅に高い条件で行われたものである。溶融物の過熱度が高いと、溶融物表面の膜沸騰が安定化し、溶融物と水の直接接触が起こりにくくなる反面、溶融物が冷却材中に落下した後も表面固化しにくくなるため、液-液直接接触が生じやすい状況となる。TROI実験の結果は、後者の影響が水蒸気爆発発生に対して支配的であることを示すものであると考えられる。</p> <p>他に実機模擬溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は何れも外部トリガーがある条</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.3.1</p> <p style="text-align: center;">原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について</p> <p>1. 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用により発生する事象について</p> <p>原子炉容器外での溶融燃料-冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）は、高温の溶融炉心が原子炉容器破損口から放出され、原子炉下部キャビティに留まっている冷却材中に落下することにより、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇または水蒸気爆発が生じる事象である。</p> <p>水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、原子炉格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP<sup>*1</sup>を用いた解析では、溶融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際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い。（図1、図2）</p> <p>水蒸気爆発事象については、分散した溶融炉心が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり【初期粗混合】、さらに膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局部的に崩壊（トリガリング）した結果、溶融炉心と冷却材との液-液直接接触により急激な伝熱が行われる【蒸気膜崩壊と液-液直接接触】。そのため、急激な蒸発が起り、その過程において溶融炉心が微粒化し、新たな液-液接触による急速な伝熱により一気に水蒸気が発生し【微粒化と急速伝熱】、この現象が系全体に瞬時に拡大・伝播する【急速拡大と伝播】現象である。</p> <p>水蒸気爆発が発生した場合には、衝撃波によって原子炉格納容器への機械的荷重が発生すると考えられるため、次項にて水蒸気爆発の発生する可能性についてまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発が発生する可能性について</p> <p>水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、FARO、KROTOS、COTELSが行われているが、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。</p> <p>これは溶融炉心が水中に落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガ）させることで、実機で起こるとは考えられない条件を模擬した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発には至っていない。また、外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。（添付1参照）</p> <p>近年、韓国原子力研究所で実施された水蒸気爆発実験のうち実機模擬溶融物を用いたTROI実験の中でNo.10,12,13及び14実験において、外部トリガがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかし、No.10,12,13及び14実験はいずれも溶融物の過熱度が実機で想定されるもの（300K程度）よりも大幅に高い条件で行われたものである。溶融物の過熱度が高いと、溶融物表面の膜沸騰が安定化し、溶融物と水の直接接触が起こりにくくなる反面、溶融物が冷却材中に落下した後も表面固化しにくくなるため、液-液直接接触が生じやすい状況となる。TROI実験の結果は、後者の影響が水蒸気爆発発生に対して支配的であることを示すものであると考えられる。</p> <p>他に実機模擬溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は何れも外部トリガがある条件</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違                  ・泊は表に記載している実験順で記載</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>件で実施されたものである。また、水蒸気爆発が生じた場合の機械的エネルギー変換率は、外部トリガーなしとなるNo.13で約0.4%、外部トリガーがある場合でも0.7%未満であり、KROTOS実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。</p> <p>上述の通り、外部トリガーは溶融物の蒸気膜の崩壊（トリガリング）を促進し、水蒸気爆発を生じ易くする。添付表のうちKROTOS実験では、溶融物が冷却材と混合する供試体の底部に約150気圧のガスを放出する機構が設置されており（図3を参照）、これにより外部トリガーを与えており、幾つかの実験で水蒸気爆発が観測されている。TROI実験では、爆薬(PETN1g)により外部トリガーを与える機構となっている（図4を参照）。一方、実機では、このような外部トリガーに相当する大きな衝撃等の発生は想定されない。</p> <p>外部トリガー以外に水蒸気爆発挙動に影響を与える要素としては前述の溶融物過熱度に加え冷却水サブクール度がある。大飯3、4号炉の事故時の原子炉下部キャビティ冷却水のサブクール度は最大で約20Kとなるが、KROTOS実験で外部トリガーがあるケースを見ると、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が80K以上の場合に限られる。また、TROI実験では、外部トリガーがない条件は全て冷却水サブクール度が100K以下となるが、水蒸気爆発に至っているケースは高過熱度条件に限られる。（TROI No.11,23,25,26,38のように高過熱度となるが水蒸気爆発に至っていないケースもある。）一方、外部トリガーがある条件では、TROI No.35のように低過熱度/低サブクール度となるケースでも水蒸気爆発に至っている場合があることから、外部トリガーの有無が水蒸気爆発の支配的な要素となっているものと考えられる。</p> <p>以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器健全性に与える影響はないと考える。</p> <p>3. 水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>上述の通り、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施した。</p> <p>具体的には、別紙に示す通り、大飯3、4号炉において水蒸気爆発により原子炉格納容器バウンダリが破損するモードには以下の2つが考えられるが、①についてはライナーに作用する荷重を評価しライナーが破断しないことを、②については主配管に作用する荷重を評価し主配管が破断しないことを構造応答解析により確認した。</p> <p>①原子炉下部キャビティ側面に露出しているライナーのひずみによる破損                  ②水蒸気爆発により原子炉容器が突き上げられ、原子炉容器につながる主配管が破断し原子炉容器の落下等が発生することによる原子炉格納容器の破損</p> <p>なお、①は原子炉下部キャビティ側面にライナーが露出しているPCCV特有の破損モードである。また、大飯3、4号炉においては原子炉下部キャビティ水位が高くなりやすく原子炉容器底部に達する場合があり、水蒸気爆発の衝撃波が冷却材を媒体として直接的に原子炉容器に作用することから、②の破損モードに係る評価結果は相対的に厳しくなる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>で実施されたものである。また、水蒸気爆発が生じた場合の機械的エネルギー変換率は、外部トリガーなしとなるNo.13で約0.4%、外部トリガーがある場合でも0.7%未満であり、KROTOS実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。</p> <p>上述の通り、外部トリガーは溶融物の蒸気膜の崩壊（トリガリング）を促進し、水蒸気爆発を生じ易くする。添付表のうちKROTOS実験では、溶融物が冷却材と混合する供試体の底部に約150気圧のガスを放出する機構が設置されており（図3を参照）、これにより外部トリガーを与えており、幾つかの実験で水蒸気爆発が観測されている。TROI実験では、爆薬(PETN1g)により外部トリガーを与える機構となっている（図4を参照）。一方、実機では、このような外部トリガーに相当する大きな衝撃等の発生は想定されない。</p> <p>外部トリガー以外に水蒸気爆発挙動に影響を与える要素としては前述の溶融物過熱度に加え冷却水サブクール度がある。泊3号機の事故時の原子炉下部キャビティ冷却水のサブクール度は最大で約30Kとなるが、KROTOS実験で外部トリガーがあるケースを見ると、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が80K以上の場合に限られる。また、TROI実験では、外部トリガーがない条件は全て冷却水サブクール度が100K以下となるが、水蒸気爆発に至っているケースは高過熱度条件に限られる。（TROI No.11,23,25,26,38のように高過熱度となるが水蒸気爆発に至っていないケースもある。）一方、外部トリガーがある条件では、TROI No.35のように低過熱度/低サブクール度となるケースでも水蒸気爆発に至っている場合があることから、外部トリガーの有無が水蒸気爆発の支配的な要素となっているものと考えられる。</p> <p>以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器の健全性に与える影響はないと考える。</p> <p>3. 水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>上述の通り、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施した。</p> <p>具体的には、別紙に示す通り、泊3号炉において原子炉下部キャビティにて溶融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>相違理由</p> <p>解析結果の相違</p> <p>評価方針の相違</p> <p>・大飯3 / 4号炉(PCCV)と泊3号炉(鋼製CV)ではCVの構造が異なるため評価対象が異なる</p>



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 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1 MAAP コードにおける溶融炉心と水の相互作用モデル              模擬溶融炉心を水中に落下させた実験結果 (粒子径、圧力等) をよく再現するように設定されたモデルで、溶融炉心の分散・粒子化、溶融炉心からの熱伝達による水の蒸発現象とそれに伴う格納容器圧力変化を模擬する。</p> <p>図1 原子炉格納容器圧力の推移</p> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移 (~4時間)</p>	<p>*1 MAAP コードにおける溶融炉心と水の相互作用モデル              模擬溶融炉心を水中に落下させた実験結果 (粒子径、圧力等) をよく再現するように設定されたモデルで、溶融炉心の分散・粒子化、溶融炉心からの熱伝達による水の蒸発現象とそれに伴う格納容器圧力変化を模擬する。</p> <p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (~72時間)</p> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移 (~4時間)</p>	

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 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3 KROTOS実験装置</p>	<p>図3 KROTOS実験装置</p>	



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 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Unit : cm</p> <p>外部トリガ機構 (PETN 1g)</p> <p>図4 TROI No. 51 実験装置</p>	<p>Unit : cm</p> <p>外部トリガ機構 (PETN 1g)</p> <p>図4 TROI No. 51 実験装置</p>	

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

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 (実質的な相違なし)

添付：FCIに関する大規模実験結果 (実験想定での溶融物を模擬)

大飯発電所3 / 4号炉

実験ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物質量kg	溶融物温度K	477°F程度での外部開口の有無	水蒸気発生発生時の有無	機械的圧力への実効効率 (%)
FAHO	1 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	18.00	2923	83	0	-
	2 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	44.00	3023	183	12	-
	3 77%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub> +4%Zr	0.77	151.00	2823	0	2	-
	4 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	125.00	3123	283	0	-
	5 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	157.00	3073	243	1	-
	6 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	96.00	3173	333	0	-
	7 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	175.00	3023	183	0	-
	8 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	126.00	3223	183	1	-
	9 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	39.00	3070	230	97	-
	10 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	92.00	2900	150	104	-
	11 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	100.00	3070	230	124	-
	12 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	100.00	3070	230	124	-
KROTOS	1 81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	0.81	3.03	3093	223	22	-
	2 81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	0.81	3.20	3063	223	75	-
	3 79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.10	3023	183	10	0
	4 79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.03	3025	185	79	0
	5 79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.22	3048	178	77	0
	6 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	3.09	3105	255	4	0
	7 79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	5.55	3028	248	83	0
	8 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	5.15	3023	183	0	0.04
COTEELS	9 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2.62	3023	183	102	0
	10 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2.62	3023	183	123	0
	1 50%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	56.30	3040	210	0	-
	2 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	27.00	3060	210	8	-
	3 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	55.40	3040	210	12	-
	4 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	53.10	3060	210	21	-
	5 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	47.70	3060	210	24	-
	6 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	57.10	3060	210	0	-
7 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	55.00	3060	210	21	-	
8 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	53.00	3060	210	86	-	

泊発電所3号炉

実験ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物質量kg	溶融物温度K	477°F程度での外部開口の有無	水蒸気発生発生時の有無	機械的圧力への実効効率 (%)
FAHO	1 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	18.00	2923	83	0	-
	2 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	44.00	3023	183	12	-
	3 77%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub> +4%Zr	0.77	151.00	2823	0	2	-
	4 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	125.00	3123	283	0	-
	5 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	157.00	3073	243	1	-
	6 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	96.00	3173	333	0	-
	7 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	175.00	3023	183	0	-
	8 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	126.00	3223	183	1	-
	9 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	39.00	3070	230	97	-
	10 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	92.00	2900	150	104	-
	11 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	100.00	3070	230	124	-
	12 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	100.00	3070	230	124	-
KROTOS	1 81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	0.81	3.03	3063	223	22	-
	2 81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	0.81	3.20	3063	223	75	-
	3 79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.10	3023	183	10	0
	4 79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.03	3023	185	79	0
	5 79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.22	3018	178	77	0
	6 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	3.09	3088	248	4	0
	7 79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	0.79	5.05	3088	248	83	0
	8 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	5.15	3023	183	82	0.04
COTEELS	9 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2.62	3023	183	102	0
	10 80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2.62	3023	183	123	0
	1 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	56.30	3060	210	0	-
	2 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	27.00	3060	210	8	-
	3 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	55.40	3060	210	12	-
	4 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	53.10	3060	210	21	-
	5 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	47.70	3060	210	24	-
	6 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	57.10	3060	210	0	-
7 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	55.00	3060	210	21	-	
8 55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	0.55	53.00	3060	210	86	-	

FCIに関する大規模実験結果 (実験想定での溶融物を模擬)

相違理由



7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

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 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉											泊発電所3号炉											相違理由			
実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量kg	溶融物 温度K	溶融物 過熱度 K	炉内温度 K	外部冷却材の有無	水蒸気発生 発生の有無	機械的破壊への影響割合 (%)	参考文献	実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量kg	溶融物 温度K	溶融物 過熱度 K	炉内温度 K	外部冷却材の有無	水蒸気発生 発生の有無	機械的破壊への影響割合 (%)	参考文献				
9	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	4.3	3200	389	77	-	-	-	(1)	9	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	4.3	3200	389	77	-	-	-	-	(1)			
10	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.7	3400	849	75	-	○	-	(1)	10	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.7	3400	849	75	-	-	-	-	-	(1)		
11	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	9.185	3400	949	77	-	-	-	(1)	11	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	9.185	3400	949	77	-	-	-	-	-	-	(1)	
12	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.4	3400	849	80	-	○	-	(1)	12	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.4	3400	849	80	-	-	-	-	-	-	(1)	
13	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	7.735	3400	649	81	-	○	0.4	(1)	13	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	7.735	3400	649	81	-	-	-	-	-	-	(1)	
14	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	6.545	3200~4000	389~1189	88	-	○	-	(1)	14	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	6.545	3200~4000	389~1189	88	-	-	-	-	-	-	-	(1)
21	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	7.28	3000	167	75	-	-	-	(2)	21	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	7.28	3000	167	75	-	-	-	-	-	-	-	(2)
22	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	9.91	3000	67	75	-	-	-	(2)	22	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	9.91	3000	67	75	-	-	-	-	-	-	-	(2)
23	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	10.395	3400	767	80	-	-	-	(2)	23	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	10.395	3400	767	80	-	-	-	-	-	-	-	(2)
25	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	9.005	3400	649	86	-	-	-	(2)	25	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	9.005	3400	649	86	-	-	-	-	-	-	-	(2)
26	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	12.31	3300	467	90	-	-	-	(2)	26	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	12.31	3300	467	90	-	-	-	-	-	-	-	(2)
34	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	10.52	3470	859	32	○	○	0.60	(3)	34	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	10.52	3470	859	32	○	○	○	○	0.21	(3)		
35	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	19.93	2900	179	80	○	○	0.31	(3)	35	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	19.93	2900	179	80	○	○	○	○	0.5	(3)		
36	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	5.26	3310	699	68	○	○	0.01	(3)	36	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	5.26	3310	699	68	○	○	○	○	0.01	(3)		
37	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.8	8.13	3380	547	60	○	○	-	(4)	37	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.8	8.13	3380	547	60	○	○	○	○	-	(4)		
38	79%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	5.325	3450	817	85	-	-	-	(4)	38	79%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	5.325	3450	817	85	-	-	-	-	-	-	(4)	
39	79%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	3.405	3130	897	86	○	-	-	(5)	39	79%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	3.405	3130	897	86	○	-	-	-	-	-	(5)	
40	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.1	3000	189	77	-	-	-	(6)	40	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.1	3000	189	77	-	-	-	-	-	-	-	(6)
43	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.22	2400	-	77	-	-	-	(7)	43	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.22	2400	-	77	-	-	-	-	-	-	-	(7)
44	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.77	2480	-	78	○	-	-	(7)	44	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.77	2480	-	78	○	-	-	-	-	-	-	(7)
46	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.794	3400	779	86	○	○	-	(7)	46	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.794	3400	779	86	○	○	-	-	-	-	-	(7)
47	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.798	3000	-	79	-	-	-	(7)	47	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.798	3000	-	79	-	-	-	-	-	-	-	(7)
51	62.8%UO <sub>2</sub> +13.5%ZrO <sub>2</sub> +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.309	3400	809	78	○	○	-	(8)	51	62.8%UO <sub>2</sub> +13.5%ZrO <sub>2</sub> +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.309	3400	809	78	○	○	-	-	-	-	-	(8)
52	61%UO <sub>2</sub> +16%ZrO <sub>2</sub> +12.5%Zr+10.8%SS	0.61	8.604	2650	-	88	○	-	-	(8)	52	61%UO <sub>2</sub> +16%ZrO <sub>2</sub> +12.5%Zr+10.8%SS	0.61	8.604	2650	-	88	○	-	-	-	-	-	-	(8)
TS-1	73.4%UO <sub>2</sub> +26.6%ZrO <sub>2</sub>	0.734	15.4	3000	146	113.9	-	-	-	(9)	TS-1	73.4%UO <sub>2</sub> +26.6%ZrO <sub>2</sub>	0.734	15.4	3000	146	113.9	-	-	-	-	-	-	-	(9)
TS-2	68.0%UO <sub>2</sub> +32.0%ZrO <sub>2</sub>	0.68	12.5	3600	228	61.7	○	○	0.28	(9)	TS-2	68.0%UO <sub>2</sub> +32.0%ZrO <sub>2</sub>	0.68	12.5	3600	228	61.7	○	○	○	○	0.28	(9)		
TS-3	71.0%UO <sub>2</sub> +29.0%ZrO <sub>2</sub>	0.71	15.9	3107	272	65.1	○	○	0.32	(9)	TS-3	71.0%UO <sub>2</sub> +29.0%ZrO <sub>2</sub>	0.71	15.9	3107	272	65.1	○	○	○	○	0.32	(9)		
TS-4	81.0%UO <sub>2</sub> +19.0%ZrO <sub>2</sub>	0.81	14.3	3811	171	64	○	○	0.35	(9)	TS-4	81.0%UO <sub>2</sub> +19.0%ZrO <sub>2</sub>	0.81	14.3	3811	171	64	○	○	○	○	0.35	(9)		
TS-5	76.0%UO <sub>2</sub> +24.0%ZrO <sub>2</sub> +0.7%Ni	0.76	17.9	2940	140	57.7	○	○	0.06	(9)	TS-5	76.0%UO <sub>2</sub> +24.0%ZrO <sub>2</sub> +0.7%Ni	0.76	17.9	2940	140	57.7	○	○	○	○	0.06	(9)		
TS-6	73.3%UO <sub>2</sub> +26.7%ZrO <sub>2</sub> +0.3%Ni	0.733	9.3	2910	239	56.9	○	○	0.66	(9)	TS-6	73.3%UO <sub>2</sub> +26.7%ZrO <sub>2</sub> +0.3%Ni	0.733	9.3	2910	239	56.9	○	○	○	○	0.66	(9)		

※ No. 13及び14の溶融物組成は2900K及び3000K上の状態にあるが、標準状態(1気圧)より、標準状態の圧力から大きいことから上記の範囲としている。  
 ※ 溶融物は、MATPROよりUO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>の70:30の場合で2811K、UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-80:20の場合で2833Kとして評価。  
 (1) J. H. Song et al. Fuel-Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> Mixture. Nuclear Engineering, Vol. 222, 2003.  
 (2) J. H. Kim et al. The Impact of Vertical Orientation on the Fuel-Coolant Interaction Experiments in the TROI Experiments. ICAPP04, 2004.  
 (3) J. H. Kim et al. Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment. Nuclear Technology, Vol. 138, 2007.  
 (4) J. H. Kim et al. Triggered Steam Explosions in a Narrow Interaction Vessel in the TROI Facility. KNS, 2005.  
 (5) V. Typpel. Material Effect in the Fuel-Coolant Interaction Structural Analysis Characterization and Solidification Mechanism. Dr. Thesis, Université de Strasbourg, 2012.  
 (6) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments with Iron-Added Corium in the TROI Facility. Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.  
 (7) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Nuclear Reactor Materials in the TROI Facility. Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.  
 (8) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Partially Oxidized Corium. J. Mechanical Science and Technology, Vol. 22, 2008.  
 (9) OECD/SERENA Project Report - Summary and Conclusions. NEA/CSSN/R(2014)E.

※ No. 13及び14の溶融物組成は2900K及び3000K上の状態にあるが、標準状態(1気圧)より、標準状態の圧力から大きいことから上記の範囲としている。  
 ※ 溶融物は、MATPROよりUO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>の70:30の場合で2811K、UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-80:20の場合で2833Kとして評価。

(1) J. H. Song et al. Fuel-Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> Mixture. Nuclear Engineering, Vol. 222, 2003.  
 (2) J. H. Kim et al. The Impact of Vertical Orientation on the Fuel-Coolant Interaction Experiments in the TROI Experiments. ICAPP04, 2004.  
 (3) J. H. Kim et al. Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment. Nuclear Technology, Vol. 138, 2007.  
 (4) J. H. Kim et al. Triggered Steam Explosions in a Narrow Interaction Vessel in the TROI Facility. KNS, 2005.  
 (5) V. Typpel. Material Effect in the Fuel-Coolant Interaction Structural Analysis Characterization and Solidification Mechanism. Dr. Thesis, Université de Strasbourg, 2012.  
 (6) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments with Iron-Added Corium in the TROI Facility. Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.  
 (7) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Nuclear Reactor Materials in the TROI Facility. Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.  
 (8) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Partially Oxidized Corium. J. Mechanical Science and Technology, Vol. 22, 2008.

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">別紙</p> <p style="text-align: center;">【参考】水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>1. 水蒸気爆発の影響評価の目的</p> <p>実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を以下に示す。水蒸気爆発により原子炉格納容器バウンダリが破損するモードには以下の2つが考えられるが、①についてはライナーに作用する荷重を評価しライナーが破断しないことを、②については主配管に作用する荷重を評価し主配管が破断しないことを構造応答解析により確認する。</p> <p>① 原子炉下部キャビティ側面に露出しているライナーのひずみによる破損</p> <p>② 水蒸気爆発により原子炉容器が突き上げられ、原子炉容器につながる主配管が破断し原子炉容器の落下等が発生することによる原子炉格納容器の破損</p> <p>2. 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p> <p>水蒸気爆発の影響評価の流れを図1に示す。図1に示す通り、水蒸気爆発の影響評価においては、先ず、MAAPコードを用いた事故事象進展解析を行う。次に、MAAP解析の結果から出力された原子炉容器破損時の原子炉キャビティ室の状態量及び溶融炉心の物性値・放出挙動を初期条件として、JASMIN Eコードを用いた水蒸気爆発解析を実施する。その後、JASMIN E解析の結果から出力された原子炉容器底部及び原子炉キャビティ壁の圧力履歴を初期条件として、LS-DYNAコードを用いた構造応答解析を実施し、1次系配管及び原子炉キャビティ壁の変位量、応力、塑性ひずみを算出する。</p> <p>また、JASMIN Eコード及びLS-DYNAコードの概要を別添に示す。</p> <div data-bbox="358 941 851 1340"> </div> <p style="text-align: center;">図1 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p>	<p style="text-align: center;">別紙</p> <p style="text-align: center;">【参考】水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>1. 水蒸気爆発の影響評価の目的</p> <p>実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を以下に示す。原子炉下部キャビティにて溶融炉心を起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認する。</p> <p>2. 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p> <p>水蒸気爆発の影響評価の流れを図1に示す。図1に示す通り、水蒸気爆発の影響評価においては、先ず、MAAPコードを用いた事故事象進展解析を行う。次に、MAAP解析の結果から出力された原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティの状態量及び溶融炉心の物性値・放出挙動を初期条件として、JASMIN Eコードを用いた水蒸気爆発解析を実施する。その後、JASMIN E解析の結果から出力された原子炉下部キャビティ壁の圧力履歴を境界条件としてLS-DYNAコードを用いた構造応答解析を実施する。</p> <p>また、JASMIN Eコード及びLS-DYNAコードの概要を別添に示す。</p> <div data-bbox="1097 941 1836 1372"> </div> <p style="text-align: center;">図1 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p>	<p>※大飯に倣い泊3号炉の水蒸気爆発の影響評価(別紙)を新規に実施</p> <p>評価対象の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大飯3 / 4号炉(PCCV)と泊3号炉(鋼製CV)ではCVの構造が異なるため評価対象が異なる</li> </ul>



泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 解析条件</p> <p>水蒸気爆発の影響評価においては、原子炉容器から溶融炉心が落下する時間が早く炉心保有熱量が大きい場合、かつ、原子炉キャビティ水位が高く粗混合が促進される場合に評価結果が厳しくなる。その観点から、原子炉容器の破損が最も早くなる「大LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定したうえで、原子炉キャビティ水位を最も早く上昇させるよう格納容器スプレイの全台作動を条件として考慮する。表1にJASMIN解析の主要解析条件を示す。</p> <p>JASMINの解析条件のうち、感度の大きいものとしてメルト放出口径が挙げられる。メルト放出口径が大きいと粗混合挙動に寄与するメルトの質量が増えることから、爆発過程での放出エネルギーが大きくなる傾向にあるが、本解析では放出口径を計装案内管口径38mmに対し<math>\square</math>と設定しており、放出面積としては約<math>\square</math>倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-left: 100px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	<p>3. 解析条件</p> <p>3.1 水蒸気爆発解析（JASMIN）</p> <p>水蒸気爆発の影響評価においては、原子炉容器から溶融炉心が落下する時間が早く炉心保有熱量が大きい場合、かつ、原子炉下部キャビティ水位が高く粗混合が促進される場合に評価結果が厳しくなる。その観点から、原子炉容器の破損が最も早くなる「大LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定したうえで、原子炉下部キャビティ水位を最も早く上昇させるよう格納容器スプレイの全台作動を条件として考慮する。表1にJASMIN解析の主要解析条件を示す。</p> <p>JASMINの解析条件のうち、感度の大きいものとしてメルト放出口径が挙げられる。メルト放出口径が大きいと粗混合挙動に寄与する溶融炉心の質量が増えることから、爆発過程での放出エネルギーが大きくなる傾向にあるが、本解析では放出口径を計装案内管口径38mmに対し<math>\square</math>と設定しており、放出面積としては約<math>\square</math>倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。</p> <p>JASMINにて原子炉下部キャビティ壁面での圧力（静圧及び動圧）を算出し、LS-DYNAによる構造解析の壁面における圧力条件として付与する。</p> <p style="text-align: center;"><math>\square</math> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>相違理由</p> <p>記載方針の相違                  ・JASMIN から LS-DYNA への条件引き渡しについて追記</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

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（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉					泊発電所3号炉					相違理由
表1 主要解析条件					表1 主要解析条件					
No.	入力	値(定義)	単位	備考	No.	入力	値(定義)	単位	備考	
1	初期圧力		[Pa]	MAAP 解析結果に基づき設定。	1	初期圧力		[Pa]	MAAP 解析結果に基づき設定。	
2	プール水温		[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。	2	プール水温		[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。	
3	落下メルト総重量	-	[kg]		3	落下メルト総重量	-	[kg]		
4	メルトジェット温度		[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。	4	メルトジェット温度		[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。	
5	メルト放出速度		[m/s]	MAAP 解析結果に基づき設定。	5	メルト放出速度		[m/s]	MAAP 解析結果に基づき設定。	
6	メルト放出口径		[m]	炉内計装案内管のノズル口径(約0.038m)から設定	6	メルト放出口径		[m]	炉内計装案内管のノズル口径(約0.038m)から設定。	
7	プール水深		[m]	MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から下部キャビティ室床面までの水深は5m。	7	プール水深		[m]	MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から原子炉下部キャビティ室床面までの水深は約5m。	
8	粗混合時液滴径		[m]	大規模 FCI 実験結果 (FARO, COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。	8	粗混合時液滴径		[m]	大規模 FCI 実験結果 (FARO, COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。	
9	爆発後粒子径	0.00005	[m]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	9	爆発後粒子径	0.00005	[m]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
10	ブレイクアップ係数	1	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	10	ブレイクアップ係数	1	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
11	液滴速度ファクタ	5	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	11	液滴速度ファクタ	5	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
12	トリガリング位置	RV 直下床面	[-]	トリガ位置には中心軸上の底部付近として選定。これは爆発に際し得る融体の質量が最大に近く、爆発の強度が大きくなりやすい条件を選定したものである。	12	トリガリング位置	溶融炉心ジェットの先端	[-]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。	
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。	13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。	
14	トリガ閾値	5×10 <sup>6</sup>	[Pa]	マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。	14	トリガ閾値	5×10 <sup>6</sup>	[Pa]	マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。	
15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-]	-	15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-]	-	
16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均が融点以上	[-]	-	16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均が融点以上	[-]	-	
17	フラグメンテーション係数	0.35	[-]		17	フラグメンテーション係数	0.35	[-]		
18	フラグメンテーション時間	1.00E-03	[sec]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	18	フラグメンテーション時間	0.001	[sec]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与: 0.02 フラグメント放熱の寄与: 0.7	[-]		19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与: 0.02 フラグメント放熱の寄与: 0.7	[-]		
20	フラグメンテーションにおけるボイド緩和係数	ボイド率 0.3~0.75 でカットオフ	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	20	フラグメンテーションにおけるボイド緩和係数	ボイド率 0.3~0.75 でカットオフ	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
21	トリガ点圧力	7.5×10 <sup>6</sup>	[Pa]	ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定	21	トリガ点圧力	2×10 <sup>6</sup>	[Pa]	ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定。	
22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-]	トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。	22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-]	トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。	
23	トリガ点ガス温度	1000	[K]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	23	トリガ点ガス温度	1000	[K]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	

文献 [1] : K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。

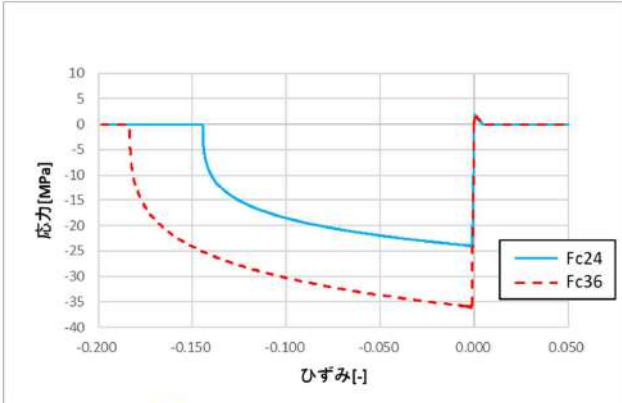
文献 [1] : K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008.

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

記載内容の相違  
 ・トリガリング位置は異なるが、大飯も泊も様々なパラメータの条件を考慮した上で保守的な結果を与える条件として設定



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 (実質的な相違なし)

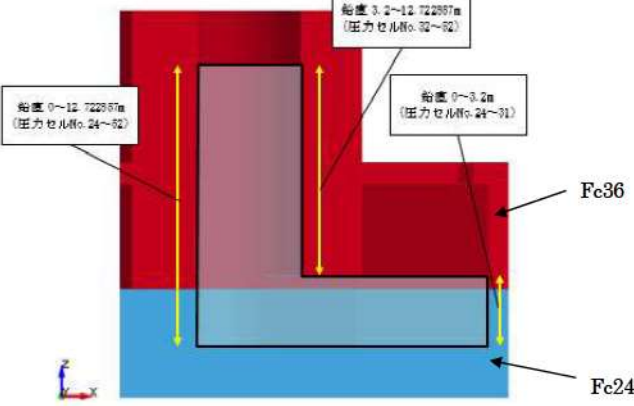
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
	<p>3. 2 構造応答解析 (LS-DYNA)</p> <p>水蒸気爆発が発生した場合の衝撃力に対する原子炉下部キャビティまわりの構造健全性を確認するために、1次遮へい壁及びその周辺躯体への水蒸気爆発による衝撃圧力に対する衝撃応答解析を実施する。解析モデルは、縦方向と横方向それぞれの断面積をピッチで除した等価板厚のシェル要素とした鉄筋を、コンクリートのソリッド要素とカップリングする構成とし、1次遮へい壁及び周辺躯体のコンクリートと鉄筋をモデル化する。材料構成則については、コンクリートには引張、圧縮の軟化挙動を含めた非線形材料特性を表現することが可能な KCC モデル<sup>*1</sup>を、鉄筋にはバイリニア型の弾塑性モデルを適用する。コンクリート、鉄筋それぞれの材料特性及び応力ひずみ曲線を図2～3及び表2～3に示す。</p> <p>また、JASMINE 解析による衝撃圧力時刻歴は、構造モデルの原子炉下部キャビティ壁側面に付加する。なお、トンネル部の高さに含まれる JASMINE 解析の圧力は入力範囲をトンネル部側面まで拡張する。図3に衝撃圧力の適用範囲を示す。</p> <p>*1: Karagozian &amp; Case Concrete モデル (TR-11-36.5 USE AND VALIDATION OF THE RELEASE IIIK&amp;C CONCRETE MATERIAL MODEL IN LS-DYNA)</p> <p style="text-align: center;">表2 コンクリートの材料特性</p> <table border="1" data-bbox="1059 710 1962 954"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>Fc24</th> <th>Fc36</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>質量密度</td> <td><math>\rho</math></td> <td>t/mm<sup>3</sup></td> <td colspan="2">2.35×10<sup>-9</sup></td> <td>鉄筋コンクリート構造計算規準による</td> </tr> <tr> <td>圧縮強度</td> <td>Fc</td> <td>MPa</td> <td>24</td> <td>36</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ポアソン比</td> <td><math>\nu</math></td> <td>—</td> <td colspan="2">0.2</td> <td>鉄筋コンクリート構造計算規準による</td> </tr> <tr> <td>引張強度</td> <td><math>\sigma_t</math></td> <td>MPa</td> <td>1.86</td> <td>2.28</td> <td>原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 0.38×√Fc</td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: center;">  <p>図2 コンクリートの応力ひずみ曲線</p> </div>	項目	記号	単位	Fc24	Fc36	備考	質量密度	$\rho$	t/mm <sup>3</sup>	2.35×10 <sup>-9</sup>		鉄筋コンクリート構造計算規準による	圧縮強度	Fc	MPa	24	36	—	ポアソン比	$\nu$	—	0.2		鉄筋コンクリート構造計算規準による	引張強度	$\sigma_t$	MPa	1.86	2.28	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 0.38×√Fc	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊では項目を JASMINE と LS-DYNA に分けたうえで LS-DYNA の条件設定や適用範囲について詳細に記載した資料を追加</li> </ul>
項目	記号	単位	Fc24	Fc36	備考																											
質量密度	$\rho$	t/mm <sup>3</sup>	2.35×10 <sup>-9</sup>		鉄筋コンクリート構造計算規準による																											
圧縮強度	Fc	MPa	24	36	—																											
ポアソン比	$\nu$	—	0.2		鉄筋コンクリート構造計算規準による																											
引張強度	$\sigma_t$	MPa	1.86	2.28	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 0.38×√Fc																											

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 (実質的な相違なし)

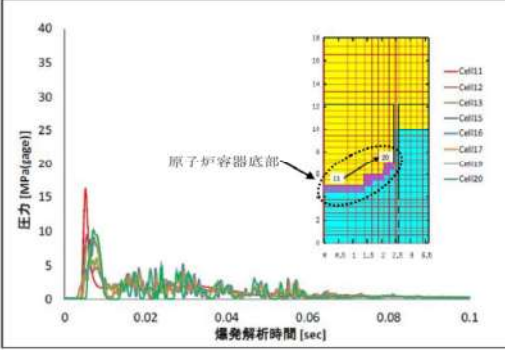
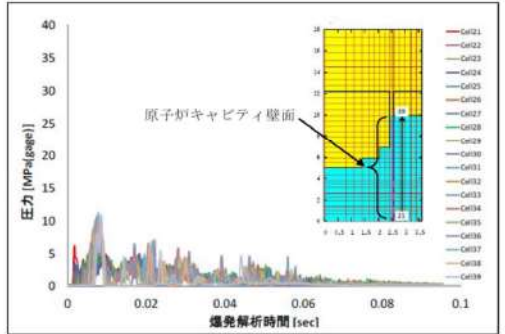
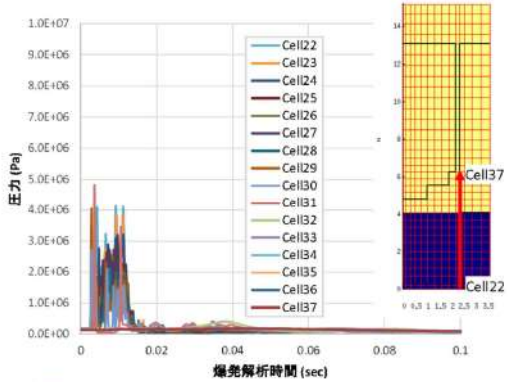
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
	<p style="text-align: center;">表3 鉄筋の材料特性</p> <table border="1" data-bbox="1093 268 1928 821"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>SD345</th> <th>SD390</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>質量密度</td> <td>t/mm<sup>3</sup></td> <td colspan="2" style="text-align: center;">7.85×10<sup>-9</sup></td> <td>JIS G 3193 による</td> </tr> <tr> <td>ヤング率</td> <td>MPa</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">205000</td> <td>鉄筋コンクリート構造計算規準による</td> </tr> <tr> <td>ポアソン比</td> <td>—</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">0.3</td> <td>鋼構造設計規準による</td> </tr> <tr> <td>降伏応力</td> <td>MPa</td> <td style="text-align: center;">345</td> <td style="text-align: center;">390</td> <td>JSME S NX3-2015*2 による</td> </tr> <tr> <td>引張強度</td> <td>MPa</td> <td style="text-align: center;">490</td> <td style="text-align: center;">560</td> <td>JSME S NX3-2015*2 による</td> </tr> <tr> <td>破断ひずみ</td> <td>—</td> <td style="text-align: center;">0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)</td> <td style="text-align: center;">0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)</td> <td>JSME S NX3-2015*2 による</td> </tr> <tr> <td>接線係数</td> <td>MPa</td> <td style="text-align: center;">1420 (D22) 1580 (D38 以上)</td> <td style="text-align: center;">1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>*2：発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (PWR プレストレストコンクリート製格納容器編)</p> <div data-bbox="1205 1002 1816 1364" style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図3 鉄筋の応力ひずみ曲線</p>	項目	単位	SD345	SD390	備考	質量密度	t/mm <sup>3</sup>	7.85×10 <sup>-9</sup>		JIS G 3193 による	ヤング率	MPa	205000		鉄筋コンクリート構造計算規準による	ポアソン比	—	0.3		鋼構造設計規準による	降伏応力	MPa	345	390	JSME S NX3-2015*2 による	引張強度	MPa	490	560	JSME S NX3-2015*2 による	破断ひずみ	—	0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)	0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)	JSME S NX3-2015*2 による	接線係数	MPa	1420 (D22) 1580 (D38 以上)	1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)	—	
項目	単位	SD345	SD390	備考																																						
質量密度	t/mm <sup>3</sup>	7.85×10 <sup>-9</sup>		JIS G 3193 による																																						
ヤング率	MPa	205000		鉄筋コンクリート構造計算規準による																																						
ポアソン比	—	0.3		鋼構造設計規準による																																						
降伏応力	MPa	345	390	JSME S NX3-2015*2 による																																						
引張強度	MPa	490	560	JSME S NX3-2015*2 による																																						
破断ひずみ	—	0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)	0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)	JSME S NX3-2015*2 による																																						
接線係数	MPa	1420 (D22) 1580 (D38 以上)	1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)	—																																						



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 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図4 衝撃圧力の適用範囲</p>	

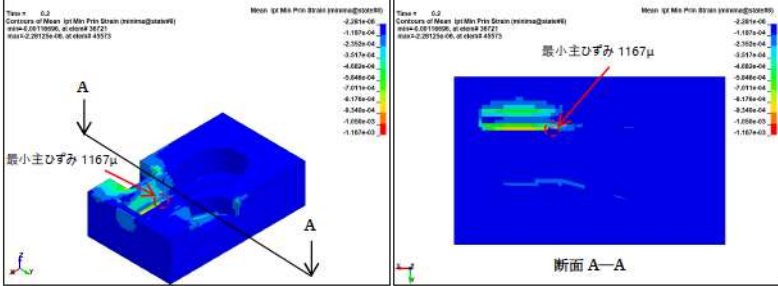
7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 評価結果</p> <p>4.1 JASMINe解析結果</p> <p>JASMINe解析結果を図2及び図3に示す。図2及び図3に示す通り、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、溶融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播する。衝撃波が原子炉容器底部及び原子炉キャビティ壁面に到達することで圧力が加わり荷重が生じる。その後、衝撃波は構造物との反射を繰り返すことで原子炉容器底部及び原子炉キャビティ壁面に加わる圧力が徐々に減衰していく。</p> <p>また、前述の通り（添付参照）、溶融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される割合（以下、「機械的エネルギー変換率」という）は1%未満であることが確認されている。一方、本解析における機械的エネルギー変換率は2.84%であり、過去の大規模実験結果と比べて大きな機械的エネルギー変換率となっていることから、本解析は保守的な評価となっていると考えられる。また、実機においては、原子炉容器の下に炉内核計装コンジットやコンジットサポートがあり、それらが落下した溶融炉心の粗混合を阻害することが考えられるが、それらは考慮していない。</p>  <p>図2 原子炉容器底部の圧力履歴</p>  <p>図3 原子炉キャビティ壁面の圧力履歴</p>	<p>4. 評価結果</p> <p>4.1 JASMINe解析結果</p> <p>JASMINe解析結果を図5に示す。図5に示す通り、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、溶融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播する。衝撃波が原子炉下部キャビティ壁面に到達することで圧力が加わり荷重が生じる。その後、衝撃波は構造物との反射を繰り返すことで原子炉下部キャビティ壁面に加わる圧力が徐々に減衰していく。</p> <p>また、前述の通り（添付参照）、溶融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される割合（以下、「機械的エネルギー変換率」という）は1%未満であることが確認されており、比較的高い機械的エネルギー変換効率が得られた TROI TS6 でも0.66%と報告されている。この機械的エネルギー変換率は、実験に使用した全溶融物の熱エネルギーに対して爆発により発生した機械的エネルギーの割合として評価されたものと考えられるが、これは粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメータとして取り扱う必要がある。粗混合過程において生成される粗混合粒子量は、実験で使用する溶融物の質量に対して、溶融物の注入速度やプールの水位等の実験条件が大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の細粒化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であることから、実験体系等の影響は比較的小さいと考えられる。そこで、機械的エネルギー変換効率を粗混合流体の持つエネルギーに対する割合として定義することによって、実験体系等の影響を小さくできると考えられ、かつ実験で得られた変換率よりも大きな数値が算出されることになる。</p> <p>図5に示す JASMINe 解析結果に対して、上述の定義によって機械的エネルギー変換効率を算出すると、3.31%となった。過去の大規模実験結果と比べて十分に大きな機械的エネルギー変換率となっていることが確認できたことから、本解析は保守的な評価となっていると考えられる。また、実機においては、原子炉容器の下に炉内核計装コンジットやコンジットサポートがあり、それらが落下した溶融炉心の粗混合を阻害することが考えられるが、それらは考慮していない。</p>  <p>図5 原子炉下部キャビティ側面の圧力履歴</p>	<p>評価対象の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・機械的エネルギー変換効率に関して女川を参考に記載</p>



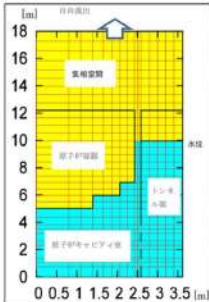
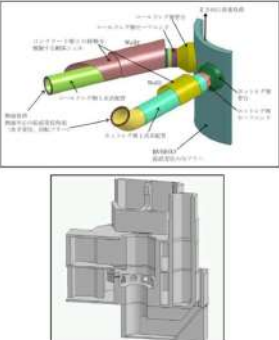
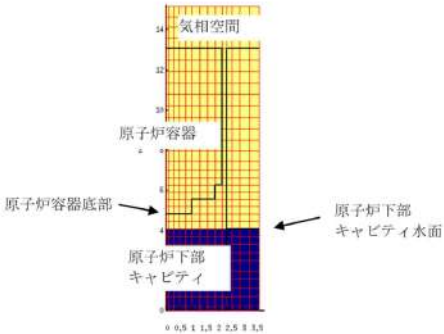
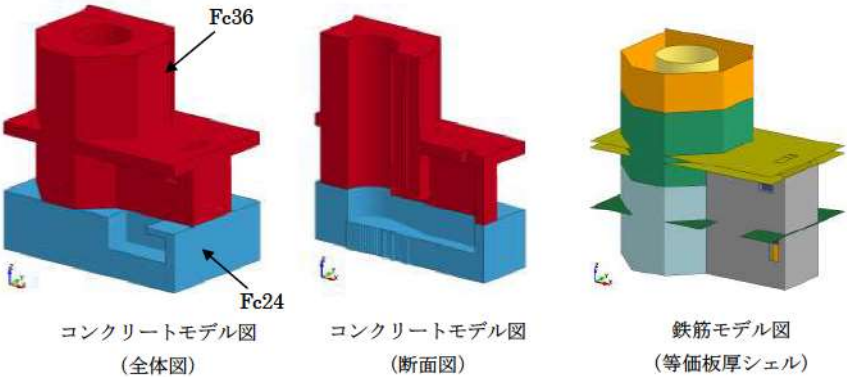
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																											
<p>4. 2 LS-DYNA解析結果</p> <p>LS-DYNA解析結果を表2に示す。表2に示す通り、原子炉キャビティ壁については、ライナー鋼板の塑性ひずみは最大約3.0%に達しているものの、破断ひずみは19%であり、最大塑性ひずみは破断ひずみを超過していない。また、1次系配管については、残留相当塑性ひずみは最大約2.8%であり、発生箇所はホットレグ側のセーフエンド（別添参照）であるものの、ホットレグ側のセーフエンドの破断ひずみは25%であり、最大塑性ひずみは破断ひずみを超過していない。</p> <p>以上より、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁ライナー及び1次系配管の構造健全性が損なわれず、原子炉格納容器バウンダリの健全性が保たれることを確認した。</p> <div style="text-align: center;"> <p>表2 LS-DYNA解析結果</p> <table border="1" data-bbox="174 842 981 973"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>塑性ひずみ</th> <th>(参考) 破断ひずみ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉下部キャビティ壁ライナー</td> <td>約3.0%</td> <td>19%</td> </tr> <tr> <td>1次系配管</td> <td>約2.8%</td> <td>25%</td> </tr> </tbody> </table> </div>	項目	塑性ひずみ	(参考) 破断ひずみ	原子炉下部キャビティ壁ライナー	約3.0%	19%	1次系配管	約2.8%	25%	<p>4. 2 LS-DYNA解析結果</p> <p>LS-DYNA解析結果を表4に示す。鉄筋コンクリート構造の破壊モードとしては、引張側の鉄筋が破断する曲げ引張破壊、コンクリートにせん断力が作用し脆性的に破壊されるせん断破壊、及び圧縮側のコンクリートが圧壊する曲げ圧縮破壊を考慮し、それぞれの許容値と比較評価した。曲げ引張破壊モードにおいては、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋に塑性ひずみは発生しておらず、JSME S NX3-2015<sup>※2</sup>で示される破断ひずみを真値に換算した許容値11.9%を超過していない。また、せん断破壊モードにおいては、コンクリートのせん断ひずみが最大0.3%に達しているものの、NEI07-13<sup>※3</sup>で示される許容せん断ひずみ0.5%を超過していない。曲げ圧縮破壊モードについては、最小主ひずみが下部コンクリートで最大1167<math>\mu</math>に達しており、圧縮強度に達するひずみである許容値1114<math>\mu</math>を超過しているものの、トンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面では許容値を超過していない（図6参照）。</p> <p>以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され、原子炉格納容器の健全性が保たれることを確認した。</p> <p>*2：発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（PWRプレストレストコンクリート製格納容器編）</p> <p>*3：Nuclear Energy Institute (NEI) "Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design" NEI07-13 (Rev. 8P), 2011.4</p> <div style="text-align: center;"> <p>表4 LS-DYNA解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1169 842 1832 1077"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>評価パラメータ</th> <th>発生値</th> <th>許容値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>鉄筋</td> <td>塑性ひずみ</td> <td>0%</td> <td>11.9%</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">コンクリート</td> <td>せん断ひずみ</td> <td>0.3%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>最小主ひずみ (下部 (Fc24))</td> <td>1167<math>\mu</math> (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)</td> <td>1次遮へい壁全断面で1114<math>\mu</math>以上とならないこと</td> </tr> <tr> <td>最小主ひずみ (上部 (Fc36))</td> <td>1273<math>\mu</math></td> <td>1次遮へい壁全断面で1349<math>\mu</math>以上とならないこと</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="text-align: center;">  <p>図6 下部コンクリート (Fc24) における最小主ひずみ発生箇所</p> </div>	部位	評価パラメータ	発生値	許容値	鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%	コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%	最小主ひずみ (下部 (Fc24))	1167 $\mu$ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	1次遮へい壁全断面で1114 $\mu$ 以上とならないこと	最小主ひずみ (上部 (Fc36))	1273 $\mu$	1次遮へい壁全断面で1349 $\mu$ 以上とならないこと	<p>評価対象・評価結果の相違</p> <p>・許容値の根拠について明確化</p>
項目	塑性ひずみ	(参考) 破断ひずみ																											
原子炉下部キャビティ壁ライナー	約3.0%	19%																											
1次系配管	約2.8%	25%																											
部位	評価パラメータ	発生値	許容値																										
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%																										
コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%																										
	最小主ひずみ (下部 (Fc24))	1167 $\mu$ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	1次遮へい壁全断面で1114 $\mu$ 以上とならないこと																										
	最小主ひずみ (上部 (Fc36))	1273 $\mu$	1次遮へい壁全断面で1349 $\mu$ 以上とならないこと																										

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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">別添</p> <p style="text-align: center;">JASMIN Eコード及びLS-DYNAコードの概要</p> <p>1. JASMIN E</p> <p>原子カプラント（PWR、BWR）の水蒸気爆発を評価するために開発され、キャビティ室に滞留した水に溶融燃料が落下した時の条件（圧力、温度）を模擬した試験（FARO、KROTOS）で検証解析が行なわれている。解析モデルを図1に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図1 JASMIN E解析モデル図</p> <p>2. LS-DYNA</p> <p>衝撃波に対する構造物の応答解析用の汎用コードであり、JASMIN E解析から得られた圧力履歴を用いて、1次系配管やキャビティ部の変形を解析する。解析モデルを図2に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図2 LS-DYNA解析モデル図（1次系配管及びキャビティ）</p>	<p style="text-align: center;">別添</p> <p style="text-align: center;">JASMIN Eコード及びLS-DYNAコードの概要</p> <p>1. JASMIN E</p> <p>原子カプラント（PWR、BWR）の水蒸気爆発を評価するために開発され、原子炉下部キャビティに滞留した水に溶融燃料が落下した時の条件（圧力、温度）を模擬した実験（FARO、KROTOS）で検証解析が行なわれている。解析モデルを図1に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図1 JASMIN E解析モデル</p> <p>2. LS-DYNA</p> <p>衝撃波に対する構造物の応答解析用の汎用コードであり、JASMIN E解析から得られた圧力履歴を用いて、原子炉下部キャビティ部の変形を解析する。解析モデルを図2に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図2 LS-DYNA解析モデル図（原子炉下部キャビティ）</p> <p style="text-align: right;">評価対象の相違</p>	



泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.2</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について                      （原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <p>「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.4</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について                      （原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.3.2</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について                      （原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	







7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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 (実質的な相違なし)

表2 解析条件を共通条件とした場合の運転員常務時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/4)

項目	解析条件 (共通) のパラメータ	運転員常務時間	解析条件の考え方	運転員常務時間による影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心出力	100% (41 MW) × 1.02	100% (41 MW)	評価結果を同じくするよう、定常運転を考慮した上で、炉心出力を1.02倍に設定し、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を1.02倍に設定し、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。炉心出力の余裕が減少することで、炉心出力の余裕が減少する。
1次冷却液圧力	15.41 (0.1 MPa) × 0.98	15.41 MPa (0.98)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
1次冷却液平均温度	307.7 (4.2°C)	307.7°C	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
炉心負荷	炉心出力 (MW) × 0.98	炉心出力 (MW) × 0.98	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
蒸気発生炉出口冷却材流量 (流量)	50% (1.5 t/h)	50% (1.5 t/h)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
炉心冷却材流量 (流量)	50% (1.5 t/h)	50% (1.5 t/h)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
炉心冷却材流量 (流量)	50% (1.5 t/h)	50% (1.5 t/h)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。

表2 解析条件を共通条件とした場合の運転員常務時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/2)

項目	解析条件 (共通) のパラメータ	運転員常務時間	解析条件の考え方	運転員常務時間による影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心出力	100% (41 MW) × 1.02	100% (41 MW)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
1次冷却液圧力	15.41 (0.1 MPa) × 0.98	15.41 MPa (0.98)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
1次冷却液平均温度	307.7 (4.2°C)	307.7°C	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
炉心負荷	炉心出力 (MW) × 0.98	炉心出力 (MW) × 0.98	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
蒸気発生炉出口冷却材流量 (流量)	50% (1.5 t/h)	50% (1.5 t/h)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
炉心冷却材流量 (流量)	50% (1.5 t/h)	50% (1.5 t/h)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
炉心冷却材流量 (流量)	50% (1.5 t/h)	50% (1.5 t/h)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。

表2 解析条件を共通条件とした場合の運転員常務時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/4)

項目	解析条件 (共通) のパラメータ	運転員常務時間	解析条件の考え方	運転員常務時間による影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心出力	100% (41 MW) × 1.02	100% (41 MW)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
1次冷却液圧力	15.41 (0.1 MPa) × 0.98	15.41 MPa (0.98)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
1次冷却液平均温度	307.7 (4.2°C)	307.7°C	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
炉心負荷	炉心出力 (MW) × 0.98	炉心出力 (MW) × 0.98	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
蒸気発生炉出口冷却材流量 (流量)	50% (1.5 t/h)	50% (1.5 t/h)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
炉心冷却材流量 (流量)	50% (1.5 t/h)	50% (1.5 t/h)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。
炉心冷却材流量 (流量)	50% (1.5 t/h)	50% (1.5 t/h)	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕を確保する。	炉心出力を増加させることで、炉心出力の余裕が減少する。	炉心出力が増加することで、炉心出力の余裕が減少する。

相違理由









7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
<p>表2. 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4/4)</p>	項目	解析条件 (最悪条件) の不確かさ	条件設定の考え方	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	
	原子炉容器破損時のアラームシミュレーションの初期値下げ	解析条件 計装室内管の径と同等	条件設定の考え方 管径の設備形態のうち、最も早く検知される計装室内管の管径は設備図に記述。	運転員等操作時間に与える影響	解析条件と最悪条件が同様であることから、事業計画に影響はない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	モニタリングシステム検査	解析条件 Row Spaldingモデルにおけるモニタリングシステム検査の最悪値	Row Spaldingモデルにおけるモニタリングシステム検査の最悪値	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の初期値設定、燃料棒位置、燃料棒位置のモニタリングシステム検査の最悪値	運転員等操作時間に与える影響	解析条件と最悪条件が同様であることから、事業計画に影響はない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。
運転員等	解析条件 計装室内管の径と同等	解析条件 計装室内管の径と同等	条件設定の考え方 管径の設備形態のうち、最も早く検知される計装室内管の管径は設備図に記述。	運転員等操作時間に与える影響	解析条件と最悪条件が同様であることから、事業計画に影響はない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
運転員等	解析条件 Row Spaldingモデルにおけるモニタリングシステム検査の最悪値	解析条件 Row Spaldingモデルにおけるモニタリングシステム検査の最悪値	条件設定の考え方 管径の設備形態のうち、最も早く検知される計装室内管の管径は設備図に記述。	運転員等操作時間に与える影響	解析条件と最悪条件が同様であることから、事業計画に影響はない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
運転員等	解析条件 計装室内管の径と同等	解析条件 計装室内管の径と同等	条件設定の考え方 管径の設備形態のうち、最も早く検知される計装室内管の管径は設備図に記述。	運転員等操作時間に与える影響	解析条件と最悪条件が同様であることから、事業計画に影響はない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
運転員等	解析条件 Row Spaldingモデルにおけるモニタリングシステム検査の最悪値	解析条件 Row Spaldingモデルにおけるモニタリングシステム検査の最悪値	条件設定の考え方 管径の設備形態のうち、最も早く検知される計装室内管の管径は設備図に記述。	運転員等操作時間に与える影響	解析条件と最悪条件が同様であることから、事業計画に影響はない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
運転員等	解析条件 計装室内管の径と同等	解析条件 計装室内管の径と同等	条件設定の考え方 管径の設備形態のうち、最も早く検知される計装室内管の管径は設備図に記述。	運転員等操作時間に与える影響	解析条件と最悪条件が同様であることから、事業計画に影響はない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。	

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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 (実質的な相違なし)

表3 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (1/2)

項目	解任条件 (操作条件) の不確かさ		解任条件 (操作条件) による影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	解任条件 (操作条件) の不確かさ	解任条件 (操作条件) による影響			
解任上の操作時間余裕 (解析上の) 解析上の操作時間余裕	解任条件 (操作条件) の不確かさ	解任条件 (操作条件) による影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
解任上の操作時間余裕 (解析上の) 解析上の操作時間余裕	解任条件 (操作条件) の不確かさ	解任条件 (操作条件) による影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
解任上の操作時間余裕 (解析上の) 解析上の操作時間余裕	解任条件 (操作条件) の不確かさ	解任条件 (操作条件) による影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表3 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 (1/3)

項目	解任条件 (操作条件) の不確かさ		解任条件 (操作条件) による影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	解任条件 (操作条件) の不確かさ	解任条件 (操作条件) による影響			
解任上の操作時間余裕 (解析上の) 解析上の操作時間余裕	解任条件 (操作条件) の不確かさ	解任条件 (操作条件) による影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
解任上の操作時間余裕 (解析上の) 解析上の操作時間余裕	解任条件 (操作条件) の不確かさ	解任条件 (操作条件) による影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
解任上の操作時間余裕 (解析上の) 解析上の操作時間余裕	解任条件 (操作条件) の不確かさ	解任条件 (操作条件) による影響	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕

表3 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 (1/3)

項目	解任条件 (操作条件) の不確かさ		解任条件 (操作条件) による影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	相違理由
	解任条件 (操作条件) の不確かさ	解任条件 (操作条件) による影響				
代格納容器スプレッドシステムによる代格納容器スプレッドシステムの開始	代格納容器スプレッドシステムの開始	代格納容器スプレッドシステムの開始	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	相違理由
代格納容器スプレッドシステムの開始	代格納容器スプレッドシステムの開始	代格納容器スプレッドシステムの開始	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	相違理由
代格納容器スプレッドシステムの開始	代格納容器スプレッドシステムの開始	代格納容器スプレッドシステムの開始	条件設定の考え方	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	相違理由









泊発電所3号炉 有効性評価 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（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.3 JASMINE による格納容器破損確率の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.3</p> <p style="text-align: center;">JASMINE による格納容器破損確率の評価について</p> <p>炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率については、JAEAにおいて、JASMINEを用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている<sup>※</sup>。</p> <p>これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的にトリガリングを与えている。これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。</p> <p>次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。以下の論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布については、大半が200MJ以上の範囲に含まれている。また、JASMINEにおけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径の分布として0.1m~1mの一様分布を仮定しており、0.9mを超える場合に、流体の運動エネルギーが200MJを超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約0.5mであることから、流体の運動エネルギーは200MJ以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。</p> <p>フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮蔽壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。</p> <p>以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の条件付確率として、PWRに対する評価結果として<math>6.8 \times 10^{-2}</math>（平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約0.5mであること、遮蔽壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。</p> <p>※：JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.3.3</p> <p style="text-align: center;">JASMINE による格納容器破損確率の評価について</p> <p>炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率については、JAEAにおいて、JASMINE<sup>※1</sup>を用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている。</p> <p>これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的に水蒸気爆発が起きる外乱（以下、「トリガリング」という。）を与えている。</p> <p>これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。</p> <p>次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。以下の論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布<sup>※2</sup>については、格納容器破損確率が有意なレベルに達するのは200MJ以上の領域となる。また、JASMINEにおけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径<sup>※3</sup>の分布として0.1m~1mの一様分布を仮定しており、0.9mを超える場合に、流体の運動エネルギーが200MJを超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約0.5mであることから、流体の運動エネルギーは200MJ以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。</p> <p>フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮蔽壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。</p> <p>以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の条件付確率として、PWRに対する評価結果として<math>6.8 \times 10^{-2}</math>（平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約0.5mであること、遮蔽壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。</p> <p>※1 旧日本原子力研究所で開発した水蒸気爆発解析コード                  ※2 構造物の耐力の確率分布であり、耐力を超過する負荷により破損に至る仮定としている。                  ※3 炉心溶融後に原子炉容器が破損し、溶融炉心が原子炉容器破損口から流出する際の溶融炉心ジェットの直径</p> <p>※1 JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE724-9 r.12.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価  
比較表

7.2.4 水素燃焼

令和5年10月  
北海道電力株式会社



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>比較結果等をとりとまとめた資料</b>				
<b>1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</b>				
1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの：なし				
d. 当社が自主的に変更したもの：なし				
1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの：なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの：なし				
d. 当社が自主的に変更したもの：なし				
1-3) バックフィット関連事項 なし				
<b>2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要</b>				
2-1) 比較表の構成について				
・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に相違理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している				
2-2) 泊3号炉の特徴について				
・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料6.5.8）				
●補助給水流量が小さい：「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある				
●余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い）：「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる				
●CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い）：原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある				
2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損モードの特徴	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注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、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。	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、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、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。	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注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。	設計の相違 ・泊は格納容器スプレイの薬品にヒドラジンを使用しており、ヒドラジンの放射線分解も見込む（大飯と同様）



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)</b>				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損防止対策	PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、 <b>静的触媒式水素再結合装置</b> を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として <b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b> を設置する。	PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、 <b>静的触媒式水素再結合装置</b> を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として <b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b> を設置する。	PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、 <b>原子炉格納容器内水素処理装置</b> を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として <b>格納容器水素イグナイタ</b> を設置する。	相違なし  (PAR及びイグナイタの名称が泊と大飯、高浜では異なるが設備仕様は同様)
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」			相違なし
有効性評価の結果 (評価項目等)	<b>原子炉格納容器内の水素濃度</b> ：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 <b>12.8vol%</b> であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、 <b>1次冷却材管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に13vol%を上回るが、爆轟に遷移する可能性はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。</b> <b>可燃性ガスの燃焼</b> ：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 <b>0.50MPa[gage]</b> であり、原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])</b> 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。	<b>原子炉格納容器内の水素濃度</b> ：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 <b>11.5vol%</b> であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、 <b>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。</b> <b>可燃性ガスの燃焼</b> ：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 <b>0.436MPa[gage]</b> であり、原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])</b> 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。	<b>原子炉格納容器内の水素濃度</b> ：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 <b>11.7vol%</b> であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、 <b>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。</b> <b>可燃性ガスの燃焼</b> ：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 <b>0.443MPa[gage]</b> であり、原子炉格納容器の <b>限界圧力0.566MPa[gage]</b> 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。	解析結果の相違 ・水素発生量及び原子炉格納容器の自由体積等の相違により最大の水素濃度が異なる ・泊、高浜と大飯では原子炉格納容器の違い（泊・高浜：鋼製CV、大飯：PCCV）による原子炉下部キャビティの構造の違い等により水素濃度が高くなる区画が異なる  解析結果の相違 ・原子炉格納容器の自由体積等の相違により原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値が異なる



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>2-4) 主な相違</b>				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
イグナイタの起動タイミング	非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。	大飯と同じ	炉心出口温度指示が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、格納容器水素イグナイタを起動する。	設計の相違 ・イグナイタの起動は、大飯、高浜は非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊は手動起動
感度解析結果（熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせさせた感度解析）	原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-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も、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置により水素を処理することで原子炉格納容器内水素濃度が13vol%を下回ることを確認した。	原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-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12.3vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。	原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-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12.5vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。	解析結果の相違 ・大飯は感度解析でPAR及びイグナイタに期待しているが、泊、高浜はMCCIによる追加水素分についてはPAR及びイグナイタに期待せずとも13vol%を下回る
<b>2-5) 相違理由の省略</b>				
相違理由	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置	原子炉格納容器内水素処理装置	—
	原子炉格納容器水素燃焼装置	原子炉格納容器水素燃焼装置	格納容器水素イグナイタ	—
	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイポンプ	—
	空冷式非常用発電装置	空冷式非常用発電装置	代替非常用発電機	—
	B充てんポンプ（自己冷却）	B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）	B-充てんポンプ（自己冷却）	—
	可搬型格納容器水素ガス濃度計	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	—
	燃料取替用水ビット	燃料取替用水タンク	燃料取替用水ビット	—
	A、D格納容器再循環ユニット	A、B格納容器再循環ユニット	C、D-格納容器再循環ユニット	—
	大容量ポンプ	大容量ポンプ	可搬型大型送水ポンプ車	—
記載表現の相違	原子炉下部キャビティ	原子炉格納容器床	原子炉下部キャビティ	（大飯と同様）
	開処置/開操作	開放	開処置/開操作	（大飯と同様）
	1次冷却系	1次系	1次冷却系	（大飯と同様）
	低下	低下	減少	1次冷却系の保有"水量"に対して低下ではなく減少がより適正と判断
	動作	作動	動作	（大飯と同様）



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.4.1 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「水素燃焼」に至る可能性のあるプラントの損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、SED、AEI、SEI、SLI、TED、SEW、TEW、AEW、SLW及びAEDがある。</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「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注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、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。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、継続的に発生する水素を処理し、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。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作</p>	<p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.4.1 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「水素燃焼」に至る可能性のあるプラントの損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、SED、AEI、SEI、SLI、TED、SEW、TEW、AEW、SLW及びAEDがある。</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「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、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、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。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、継続的に発生する水素を処理し、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。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作</p>	<p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.4.1 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「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、確率的リスク評価の結果からは抽出されない。このため、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。</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「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。</p> <p>このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより、格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作</p>	<p>7.2.4 水素燃焼</p> <p>7.2.4.1 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「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、SED、SEI、TED、AEI、SLW、TEW、AEW、SLI、SEW及びAEDがある。</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「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注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇する。</p> <p>このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、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、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理し、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。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作</p>	<p>【大阪 高岡】 記載順の相違</p> <p>【高岡】 誤りの相違 ・泊3号格納容器スプレイの薬品にヒドラジンを使用しており、ヒドラジンの放射線分解も見込（大阪と同様）</p> <p>【大阪 高岡】 記載方針の相違（女川実機の方針） ・具體的設備を記載</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策                      格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、静的触媒式水素再結合装置を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>さらに、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれ</p>	<p>用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策                      格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、静的触媒式水素再結合装置を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>さらに、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれ</p>	<p>用による水素発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり、格納容器下部注水によって水素発生を抑制する。</p> <p>なお、2号炉において重大事故が発生した場合、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%<sup>※1</sup>（ドライ条件）を大きく上回る。このため、本格格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素発生の影響は小さい。</p> <p>※1 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策                      格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器の破損を防止する。</p> <p>「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。</p>	<p>用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策                      格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、原子炉格納容器内水素処理装置を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。</p> <p>さらに、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれ</p>	<p>【大綱】                      記載表現の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>に伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器水素ガス濃度計により原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。</p> <p>本格格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第3.4.1図に、対応手順の概要を第3.4.2図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.4.1表に示す。</p> <p>本格格納容器破損モードのうち、「3.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シナリオにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計20名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員12名（1号炉及び2号炉中央制御室要員2名を含む。）である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第3.4.3図に示す。</p> <p>なお、評価事故シナリオ以外の事故シナリオについては、作業項目を評価事故シナリオと比較し、必要な要員数を確認した結果、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計48名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御</p>	<p>に伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、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する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器内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。</p> <p>本格格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第3.4.1.1図に、対応手順の概要を第3.4.1.2図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.4.1.1表に示す。</p> <p>本格格納容器破損モードのうち、「3.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シナリオにおける3号炉及び4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本部要員で構成され、合計24名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員12名（内1号炉及び2号炉中央制御室要員2名）である。発電所構内に常駐している要員のうち、緊急安全対策要員が4名、関係各所に通報連絡等を行う本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第3.4.1.3図に示す。</p> <p>また、評価事故シナリオ以外の事故シナリオについては、作業項目及び運転操作項目を評価事故シナリオと比較し、必要な要員数を確認した結果、84名で対処可能である。</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>に伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。</p> <p>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を第7.2.4.1図に、対応手順の概要を第7.2.4.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.4.1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ナリオにおいて、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災害対策本部要員で構成され、合計10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、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.2.4.3図に示す。</p> <p>なお、評価事故シナリオ以外の事故シナリオについては、作業項目を評価事故シナリオと比較し、必要な要員数を確認した結果、21名で対処可能である。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 実質の反映）</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 実質の反映）</p> <p>【大阪 高岡】 体制の相違 ・シングルプラン トとツインプラン による相違 を除けば、対応内 容、要員数ともに 同等</p> <p>【大阪 高岡】 体制の相違 ・要員体制の差異 【大阪】</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員14名（1号炉及び2号炉中央制御室要員4名を含む。）である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が26名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が6名である。</p> <p>また、本評価事故シナリオにおいては、1次冷却材喪失を想定しており、その手順については「2.6 ECCS注水機能喪失」の「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置</p> <p>LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、<b>高圧</b>注入系及び<b>低圧</b>注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断</p> <p>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の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。</p>	<p>なお、本評価事故シナリオにおいては、1次冷却材喪失を想定しており、その手順については「2.6 ECCS注水機能喪失」の「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置</p> <p>LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状況を確認する。その後、<b>低圧</b>注入系・<b>高圧</b>注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断</p> <p>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の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。</p>		<p>また、本評価事故シナリオにおいては、1次冷却材喪失を想定しており、その手順については「7.1.6 ECCS注水機能喪失」の「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置</p> <p>LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、<b>低圧</b>注入系及び<b>高圧</b>注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断</p> <p>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の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>・泊：評価事故シナリオ以外の事故シナリオに必要な要員の内訳は添付資料で示しており、本図に記載していない（他の事象との整合）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応                      中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して、<b>空冷式非常用発電装置</b>、<b>恒設代替低圧注水ポンプ</b>、<b>B充てんポンプ（自己冷却）</b>、<b>加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系ダンパへの作動空気供給</b>、<b>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却</b>、中央制御室非常用循環系ダンパの<b>開放</b>並びに<b>送水車の準備を開始する。</b></p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、<b>空冷式非常用発電装置</b>を起動する。<b>空冷式非常用発電装置</b>の起動が完了すれば、<b>空冷式非常用発電装置</b>から非常用母線への給電操作を実施することにより、<b>空冷式非常用発電装置</b>から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断                      加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却</p>	<p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応                      中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して<b>空冷式非常用発電装置</b>、<b>恒設代替低圧注水ポンプ</b>、<b>B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）</b>、<b>加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給</b>、<b>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却</b>、中央制御室非常用循環系ダンパの<b>開放</b>並びに<b>消防ポンプの準備を開始する。</b></p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、<b>空冷式非常用発電装置</b>を起動する。<b>空冷式非常用発電装置</b>の起動が完了すれば、<b>空冷式非常用発電装置</b>から非常用母線への給電操作を実施することにより、<b>空冷式非常用発電装置</b>から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断                      加圧器水位・圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えい</p>		<p>う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応                      中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して<b>代替非常用発電機</b>、<b>代替格納容器スプレイポンプ</b>、<b>B-充てんポンプ（自己冷却）</b>、<b>加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給</b>、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの<b>開放</b>並びに<b>可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</b></p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、<b>代替非常用発電機</b>を起動する。<b>代替非常用発電機</b>の起動が完了すれば、<b>代替非常用発電機</b>から非常用母線への給電操作を実施することにより、<b>代替非常用発電機</b>から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断                      加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却</p>	<p>【大坂 高岡 記載方針の相違】                      ・泊3号のSBO事象と同様で非常用直流母線への給電確認を明確化している（伊方と同様）</p> <p>【大坂 高岡 設備名称の相違】</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>材漏えいの判断を行う。</p> <p>1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>(添付資料 2.2.3)</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断</p> <p>すべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が125m<sup>3</sup>/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、高圧注入流量、低圧注入流量等の指示により、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>(添付資料 3.4.1)</p>	<p>の判断を行う。</p> <p>1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>(添付資料 2.2.3)</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断</p> <p>すべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が80m<sup>3</sup>/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 低圧注入系・高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系・高圧注入系の作動不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>また、所内電源及び外部電源喪失が発生しておらず、1次冷却材漏え</p>		<p>材漏えいの判断を行う。</p> <p>1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>(添付資料 7.1.2.2)</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断</p> <p>すべての補助給水流量指示の合計が80m<sup>3</sup>/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。</p> <p>f. 低圧注入系、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p>	<p>【大阪、高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大阪】 記号の相違</p> <p>【大阪、高岡】 設備名称の相違</p> <p>【高岡】 記載表現の相違</p> <p>【大阪】 添付資料の相違</p> <p>・泊では真空ポンプ装置が設置されているが、大阪ではCVに真空破断弁が設置されていないため、CVスプレイ動作に伴う急減圧によるCVへの影響を考察</p> <p>【高岡】 記号の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>高圧注入系及び低圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ積算流量等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。</p> <p>h. 可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10<sup>5</sup>mSv/h以上となれば、可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備を開始する。</p>	<p>いにより非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。</p> <p>低圧注入系・高圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧安全注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ流量積算等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。</p> <p>h. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10<sup>5</sup>mSv/h以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備を開始する。</p>	<p>【参考：女川の「全交流動力電源喪失（長期 TB）」】</p> <p>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>低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認するために必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイの自動作動を確認するために必要な計装設備は、B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。</p> <p>g. 格納容器水素イグナイタの起動</p> <p>炉心出口温度指示が 350℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う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、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。</p> <p>格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。</p> <p>h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10<sup>5</sup>mSv/h以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。</p>	<p>・イグナイタの起動は、高浜は非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊は手動起動（伊方と同様）</p> <p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 認識の相違</p> <p>・差違理由についてはE項を参照（伊方と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違</p> <p>・泊はアナユラス部の水素濃度測定について記載する方針（伊方と同様）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>i. 炉心損傷の判断                      炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10<sup>5</sup>mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。                      炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。                      （添付資料 3.1.1.1）</p> <p>j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認                      原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、原子炉格納容器内状態監視装置盤の温度指示の上昇により確認する。                      （設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処施設）補足説明資料 52-8, 52-10）</p> <p>k. 水素濃度監視                      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が発生することから、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ガス濃度計の準備が整い次第運転し、原子炉格納</p>	<p>可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>i. 炉心損傷の判断                      炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10<sup>5</sup>mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。                      炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。                      （添付資料 3.1.1.1）</p> <p>j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認                      原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、原子炉格納容器内状態監視装置盤の温度指示の上昇により確認する。                      （基準適合性 52 条 補足 52-8, 52-10）</p> <p>k. 水素濃度監視                      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が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備が整い次第、原子炉格納</p>	<p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナログ水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。</p> <p>i. 炉心損傷の判断                      炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10<sup>5</sup>mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。                      炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。                      （添付資料 7.2.1.1.1）</p> <p>j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置動作状況の確認                      格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。                      （設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処施設）補足説明資料 52-7, 52-9）</p> <p>k. 水素濃度監視                      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が発生することから、原子炉格納容器内及びアナログ部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬</p>	<p>【大阪 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違 ・具体的なパラメータ名称を記載している （伊方と同様）</p> <p>【大阪 高岡】 記載方針の相違 ・差異理由の相違と並び</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>容器内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.2)</p> <p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力計指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁の代替空気(窒素ポンベ接続)の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。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。</p> <p>1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、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の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、恒設代替低圧注水ポンプによる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充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては熔融炉心を冠水するために十分な水位(格納容器再循環サンプ水位(広域)計</p>	<p>器内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.2)</p> <p>1. 1次系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力計指示が2.0MPa[gage]以上であれば、窒素ポンベ(加圧器逃がし弁作動用)による駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。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。</p> <p>1次系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、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の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、恒設代替低圧注水ポンプによる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)による炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては熔融炉心を冠水するために十分な水位(格納容器再循環サンプ広域水</p>		<p>型アナリティクス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアナリティクス内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.2)</p> <p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力(広域)指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。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、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。</p> <p>1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力(広域)である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、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の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる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-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては熔融炉心を冠水するために十分な水位(格納容器再循環サンプ水</p>	<p>【大阪 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高岡】</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>指示が61%)を確保し、格納容器再循環サンプ水位(広域)計指示が61%から71%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力(広域)等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切換信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切換を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環自動切換に必要な計装設備は、燃料取替</p>	<p>位67%)を確保し、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%から77%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水タンク水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器広域圧力等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切換信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切換を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用</p>		<p>位(広域)指示が71%)を確保し、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬式大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切り替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用水</p>	<p>設備名称の相違  <b>【大阪、高浜】</b>                  設計の相違</p> <p><b>【大阪、高浜】</b>                  設計の相違</p> <p>・代替格納容器スプレイに関しては、大阪、高浜は燃料取替用水のピットと海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とするポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までで海水を補給することでスプレイを継続する(1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様)</p> <p><b>【大阪、高浜】</b>                  設備名称の相違</p> <p><b>【大阪、高浜】</b>                  設計の相違</p> <p>・再循環切替は大阪、高浜は自動だが、泊は手動切替(伊方と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>用水ビット水位等である。                      (添付資料 2.2.7、3.1.1.3、3.4.2)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動                      全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系ダンプの代替空気(窒素ボンベ接続)供給を行い、アンユラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却                      A、D格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。                      また、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が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。                      格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p>	<p>水タンク水位等である。                      (添付資料2.2.7、3.1.1.3、3.4.1)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動                      全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系ダンプの代替空気(窒素ボンベ接続)供給を行い、アンユラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却                      A、B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。                      また、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が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。                      格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。                      (添付資料 2.2.8)</p>		<p>ビット水位等である。                      (添付資料7.1.2.3、7.2.1.1.3、7.2.4.1)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動                      全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系の空気作動弁及びダンプへの代替空気供給(窒素ボンベ接続)を行い、B-アンユラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却                      C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。                      また、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が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。                      格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p>	<p>【大阪 高浜】                      設備の相違                      【大阪 高浜】                      設備名称の相違</p> <p>【高浜】                      添付資料の相違                      ・高浜では添付資料2.2.8にて、大容量ポンプ車の運用変更(SMP)代替機能と放水機能の</p>



7.2.4 水素燃焼

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
				兼用を取り止め各々整備)を説明している。 泊は当初より可搬型大型送水ポンプ車を各々整備しており運用変更は実施していない

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.4.2 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>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、事象進展が早く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A**」が、水素放出速度がより大きくなる観点で厳しく、また、格納容器スプレイが作動する「**I」が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する「AEI」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> </ul> <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事故進展が早くなり、</p>	<p>3.4.2 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>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、事象進展が早く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A**」が、水素放出速度がより大きくなる観点で厳しく、また、格納容器スプレイが作動する「**I」が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する「AEI」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> </ul> <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期</p>	<p>3.4.2 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、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「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）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」では原子炉格納容器フィルタベント系に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少し、水素及び酸素の分圧が低下するとともに、サブレッションチェンバ内のプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに格納容器外に排出され続けることで、水素及び酸素の分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</p>	<p>7.2.4.2 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>プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、事象進展が早く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A**」が、水素放出速度がより大きくなる観点で厳しく、また、格納容器スプレイが作動する「**I」が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する「AEI」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> </ul> <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期</p>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・PWRは初めに厳しいプラント損傷状態を選定し、その後、選定されたプラント損傷状態の中から評価事故シーケンスを選定する過程を記載</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・泊3号炉はプースティンゲプラントであり、高圧再循環系を稼働させないため、想定事故シーケンスが異なる（大浜と同様）</p> <p>【大浜】</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定する。</p> <p>(添付資料3.4.3)</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、水素燃焼に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱</li> <li>燃料棒内温度変化</li> <li>燃料棒表面熱伝達</li> <li>燃料被覆管酸化</li> <li>燃料被覆管変形</li> <li>沸騰・ボイド率変化</li> <li>気液分離・対向流</li> </ul> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>スプレイ冷却</li> <li>水素濃度変化</li> </ul>	<p>から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。</p> <p>(添付資料3.4.2)</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、水素燃焼に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱</li> <li>燃料棒内温度変化</li> <li>燃料棒表面熱伝達</li> <li>燃料被覆管酸化</li> <li>燃料被覆管変形</li> <li>沸騰</li> <li>ボイド率変化</li> <li>気液分離・対向流</li> </ul> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>スプレイ冷却</li> <li>水素濃度</li> </ul>	<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・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生及び原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレイ冷却及び放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が重要現象となる。</p>	<p>から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。</p> <p>(添付資料7.2.4.2)</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、水素燃焼に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱</li> <li>燃料棒内温度変化</li> <li>燃料棒表面熱伝達</li> <li>燃料被覆管酸化</li> <li>燃料被覆管変形</li> <li>沸騰・ボイド率変化</li> <li>気液分離・対向流</li> </ul> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動</li> </ul> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>スプレイ冷却</li> <li>水素濃度変化</li> </ul>	<p>記載表現の相違          ・泊3号炉側で統一          (女川と同様)</p> <p>【女川】          記載表現の相違          ・PWRは炉心や原子炉容器などの分類の重要現象を箇条書きにしている</p> <p>【大阪】          記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】          記載表現の相違</p> <p>・資料間の記載の統一          【高浜】</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・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</p> <p>・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</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝達</p> <p>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)                  また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>・区画間及び区画内の流動</p>	<p>・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</p> <p>・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</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝達</p> <p>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)                  また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>・区画間及び区画内の流動</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により格納容器圧力、格納容器温度、格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。</p>	<p>・炉心損傷後の原子炉容器外 FCI</p> <p>・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</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝達</p> <p>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより燃料最高温度、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類類「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料7.1.4.3、7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)                  また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>・区画間及び区画内の流動</p>	<p>記載表現の相違                  【大阪 高司】</p> <p>記載表現の相違                  ・資料群の記載の統一</p> <p>【大阪 高司】                  記載表現の相違                  ・資料群の記載の統一</p> <p>【大阪 高司】                  記載表現の相違 (女川 実装の反映)</p> <p>【大阪 高司】                  記載表現の相違                  ・他の破断モードの記載と統一 (大阪の過圧破断員と同様の記載)</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・構造材との熱伝達及び内部熱伝導</p> <p>・スプレイ冷却</p> <p>・水素処理</p> <p>これらの現象を適切に評価することが可能な解析コードとしてGOTHICを使用する。なお、第3.4.4図に示すとおり、MAAPによる評価結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、これを境界条件としてGOTHICで原子炉格納容器内水素濃度を評価する。</p> <p>(添付資料 3.4.4)</p> <p>さらに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>、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3.4.2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>(添付資料 3.4.5)</p>	<p>・構造材との熱伝達及び内部熱伝導</p> <p>・スプレイ冷却</p> <p>・水素処理</p> <p>これらの現象を適切に評価することが可能な解析コードとしてGOTHICを使用する。なお、第7.2.4.4図に示すとおり、MAAPによる評価結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、これを境界条件としてGOTHICで原子炉格納容器内水素濃度を評価する。</p> <p>(添付資料 3.4.3)</p> <p>さらに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>、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3.4.2.1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>(添付資料 3.4.4)</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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第3.4.1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. 初期条件</p> <p>(a) 酸素濃度</p> <p>格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮することとす</p>	<p>・構造材との熱伝達及び内部熱伝導</p> <p>・スプレイ冷却</p> <p>・水素処理</p> <p>これらの現象を適切に評価することが可能な解析コードとしてGOTHICを使用する。なお、第7.2.4.4図に示すとおり、MAAPによる評価結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、これを境界条件としてGOTHICで原子炉格納容器内水素濃度を評価する。</p> <p>(添付資料7.2.4.3)</p> <p>さらに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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7.2.4.2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>(添付資料 7.2.4.4)</p>	<p>【大阪、高岡 評価方針の相違（女川 意義の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断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>高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源はあるものとする。</p> <p>水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生</p> <p>炉心内の金属-水反応による水素発生量は、MAAPによる評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正する。補正する期間は、ジルコニウム-水反応が顕著となる時点</p>	<p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（口径約0.74m（29インチ））の完全両端破断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>低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源はあるものとする。</p> <p>水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生</p> <p>炉心内の金属-水反応による水素発生量は、MAAPによる評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正する。補正する期間は、ジルコニウム-水反応が顕著となる時点から、す</p>	<p>b. 事故条件</p> <p>格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の2.5vol%（ドライ条件）とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>【参考：高圧・低圧注水機能喪失】</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できるものとする。</p> <p>外部電源がある場合、事象発生と同時に給復水及び再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブプレッションプール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。</p> <p>【ここまで】</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析コードMAAPの評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の格納容器内の酸素濃</p>	<p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断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>低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できるものとする。</p> <p>外部電源がある場合、水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で事象進展が厳しくなる。このため、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。</p> <p>(d) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、MAAPによる評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正する。補正する期間は、ジ</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映） ・女川の外部電源が使用できるシケウスの記載に合わせた</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>から、すべての熔融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した熔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。さらに、MAAPによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。</p> <p>また、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジン分解による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価する。ヒドラジン分解では、水素の生成割合を0.4分子/100eVとする。</p> <p>(添付資料 3.4.6)</p>	<p>すべての熔融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した熔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。さらに、MAAPによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。</p> <p>また、水の放射線分解及び金属腐食による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価する。</p> <p>(添付資料 3.4.5)</p>	<p>度が低く管理されていること及び解析コードMAAPの評価結果で水素濃度が13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、水素が発生した場合、格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素の濃度は低下する。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合</p> <p>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コードMAAPで得られる崩壊熱を基に評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合（G値（100eV当りの分子発生量）、以下「G値」という。）は、それぞれ0.06、0.03とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サブプレッションプール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1、サブプレッションプール以外に存在する核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1とする。</p> <p>(添付資料 3.4.1, 3.4.2)</p> <p>(c) 金属腐食等による水素発生量</p> <p>格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量に比べて少なく、また、水素の発生は、格</p>	<p>時点から、すべての熔融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した熔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。さらに、MAAPによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。</p> <p>(e) 水及びヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合並びに金属腐食による水素発生量</p> <p>水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価する。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を0.4分子/100eVとする。</p> <p>(添付資料 7.2.4.5)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映） 【高浜】 記号の相違 ・泊3号格納容器スプレイの薬品にヒドラジンを使用しており、ヒドラジンの放射線分解も見込ため（大阪と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(e) 水素の燃焼                      第3.4.5図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内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ものとする。また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し、火炎の下方伝播により原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度8vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 静的触媒式水素再結合装置                      静的触媒式水素再結合装置は、5個の設置を考慮する。また、1個当たりの処理性能については設計値に基づき1.2kg/h（水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs]）とする。                      （添付資料3.4.7）</p> <p>(b) 原子炉格納容器水素燃焼装置                      実機においては原子炉格納容器</p>	<p>(e) 水素の燃焼                      第3.4.2.2図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内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ものとする。また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し、火炎の下方伝播により原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度8vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 静的触媒式水素再結合装置                      静的触媒式水素再結合装置は、5個の設置を考慮する。また、1個当たりの処理性能については設計値に基づき1.2kg/h（水素濃度4vol%、圧力0.15MPa [abs]）とする。                      （添付資料3.4.6）</p> <p>(b) 原子炉格納容器水素燃焼装置                      解析においては水素濃度の観点</p>	<p>納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しない。                      （添付資料3.1.2.6）</p> <p>【参考：高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱】                      (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。                      【ここまで】</p>	<p>(f) 水素の燃焼                      第7.2.4.5図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内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ものとする。また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し、火炎の下方伝播により原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度8vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件                      (a) 原子炉トリップ信号                      水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定するものとする。                      (b) 原子炉格納容器内水素処理装置                      原子炉格納容器内水素処理装置は、5個の設置を考慮する。また、1個当たりの処理性能については設計値に基づき1.2kg/h（水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs]）とする。                      （添付資料7.2.4.6）                      (c) 格納容器水素イグナイタ                      実機においては格納容器水素イ</p>	<p>【大阪 高岡 記載方針の相違（女川 高岡の相違）</p> <p>【高岡】</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>水素燃焼装置を13個(予備1個(ドーム部))設置しているが、解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。</p> <p>(c) 格納容器スプレイポンプ 格納容器スプレイポンプは2台動作し、設計に基づく最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。</p> <p>(3) 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3.4.6図及び第3.4.7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3.4.8図から第3.4.10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3.4.11図及び第3.4.12図に示す。</p>	<p>で厳しくなるように原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。</p> <p>(c) 格納容器スプレイポンプ 格納容器スプレイポンプは2台動作し、設計に基づく最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。</p> <p>(3) 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3.4.2.3図及び第3.4.2.4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3.4.2.5図から第3.4.2.7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3.4.2.8図及び第3.4.2.9図に示す。</p>	<p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスは、「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)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサブプレッションチェンバの気相濃度(ウェット条件、ドライ条件)の推移を第3.4.1図から第3.4.6図に、事象発生から7日後(168時間後)の酸素濃度を第3.4.2表に示す。</p>	<p>グナイタを12個(予備1個(ドーム部))設置しているが、解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。</p> <p>(d) 格納容器スプレイポンプ 格納容器スプレイポンプは2台動作し、設計に基づく最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 原子炉格納容器内水素処理装置により、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制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。</p> <p>(3) 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7.2.4.6図及び第7.2.4.7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7.2.4.8図から第7.2.4.10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7.2.4.11図及び第7.2.4.12図に示す。</p>	<p>記載方針の相違</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することでジルコニウム-水反応による水素の発生が顕著になり、事象発生の約27分後に炉心溶融が開始する。さらに、原子炉容器下部プレナムへの溶融炉心落下に伴い水素が断続的に発生する。</p> <p>その後、事象発生の約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉容器外に流出するが、約1.5時間後に原子炉下部キャビティに溜まった水が原子炉容器の破損口を通して原子炉容器内に逆流すると、溶融炉心の流出は停止する。その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器外に流出した溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。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、原子炉容器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。</p> <p>第3.4.11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、事象発生の25時間後においても低下傾向となる。</p> <p>また、第3.4.12図に示すように、1次冷却材管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に水素濃度が高くなる。前者は、ジル</p>	<p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することでジルコニウム-水反応による水素の発生が顕著になり、事象発生の約24分後に炉心溶融が開始する。さらに、原子炉容器下部プレナムへの溶融炉心落下に伴い水素が断続的に発生する。</p> <p>その後、事象発生の約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間及びすべての溶融炉心が原子炉容器外に落下する時間を踏まえ、水素濃度を高く評価するよう保守的に短く設定する。そのため、ジルコニウム-水反応割合の補正期間は、事象発生の25分後から、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-水反応がほぼ収束する事象発生の約2.3時間までの期間とする。</p> <p>第3.4.2.8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、事象発生の25時間後においても低下傾向となる。</p> <p>また、第3.4.2.9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</p>	<p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.1.2.2(4) a. 事象進展」と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約13%が水と反応して水素が発生する。また、炉心冠水に伴い、事象発生から約9.9時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウェルに流入する。また、原子炉圧力容器内及び格納容器内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サブプレッションチェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。</p>	<p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することでジルコニウム-水反応による水素の発生が顕著になり、事象発生の約21分後に炉心溶融が開始する。さらに、原子炉容器下部プレナムへの溶融炉心落下に伴い水素が断続的に発生する。</p> <p>その後、事象発生の約1.7時間後に原子炉容器破損に至り、約2.9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、原子炉容器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。</p> <p>第7.2.4.11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原子炉格納容器内水素処理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、事象発生の25時間後においても低下傾向となる。</p> <p>また、第7.2.4.12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</p>	<p>【大阪 高浜】                  解明結果の相違</p> <p>【大阪 高浜】                  解明結果の相違                  ・泊と大阪ではCVの構造の違いにより下部キャビティの水の溜まり方が異なるため、事象進展が異なる（高浜3/4号炉と同様）</p> <p>【高浜】                  記載方針の相違</p> <p>【大阪】                  解明結果の相違                  ・泊と大阪で原子炉</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>コニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることによるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。後者は、原子炉容器破損後に落下した熔融炉心の水-ジルコニウム反応による水素が発生することによるが、予混合状態にないことや原子炉下部キャビティの形状が爆轟に遷移しやすいダクトや配管などの細長い体系でないこと等から爆轟に遷移する可能性はない。事象発生初期においては各区画において水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、スプレー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。</p> <p>(添付資料 3.4.4、3.4.8、3.4.9、3.4.15)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第 3.4.13 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレー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<b>最高使用圧力の2倍(0.78MPa [gage])</b>を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第 3.4.14 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレー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。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケ</p>	<p>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、スプレー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。</p> <p>(添付資料 3.4.3、3.4.7、3.4.8)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第 3.4.2.10 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレー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<b>最高使用圧力の2倍(0.566MPa [gage])</b>を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第 3.4.2.11 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレー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。</p> <p>「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」のc.に示す評価項目については、本評価事故シーケ</p>	<p>b. 評価項目等</p>	<p>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、スプレー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。</p> <p>(添付資料 7.2.4.3、7.2.4.7、7.2.4.8)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は、第 7.2.4.13 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレー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の<b>最大値は原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa [gage]を超えない。</b></p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は、第 7.2.4.14 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレー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の<b>最高値は限界温度200℃を超えない。</b></p>	<p>下部キャビティの構造の違い等により水素濃度が異なる区画が異なる</p> <p>【大阪】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高岡】 記載箇所の相違 ・泊は設備の有効性を</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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「3.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>1次冷却材圧力は第3.4.15図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生時の約1.4時間後における1次冷却材圧力は約0.02MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は第3.4.11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12.8vol%であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、1次冷却材管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に13vol%を上回るが、「3.4.2(3)a. 事象進展」に示すとおり爆轟に遷移する可能性はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。</p> <p>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0.50MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])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。</p>	<p>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「3.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>1次冷却材圧力は第3.4.2.12図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生時の約1.3時間後における1次冷却材圧力は約0.03MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は第3.4.2.8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11.5vol%であり、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。</p> <p>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0.436MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])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。</p>	<p>格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、格納容器の初期酸素濃度である2.5vol%を上回ることなく、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.4vol%であり、可燃限界を下回る。</p> <p>ドライ条件では、事象発生時の約11時間後から約24時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、その</p>	<p>1次冷却材圧力は第7.2.4.15図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生時の約1.7時間後における1次冷却材圧力は約0.03MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されている。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は、第7.2.4.11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11.7vol%であり、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。</p> <p>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0.443MPa[gage]であり、原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]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。</p>	<p>確認する評価項目は後段に記載(女川と同様)</p> <p>【大阪 高岡】              解析結果の相違</p> <p>【大阪 高岡】              解析結果の相違              ・泊と大阪では原子炉下部キャビティの構造の違い等により水素濃度が異なる区画がある</p> <p>【大阪 高岡】              解析結果の相違              【大阪】              記号の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>ウェット条件での酸素濃度は1vol%未満（約0.007vol%）である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満）である。この間のサブプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約2.7vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が0.45MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも0.43MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生の約24時間以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度は、ドライウエルにおいて約2.8vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.4vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作などにより水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><b>【再掲】</b></p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シ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「3.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足するこ</p>	<p><b>【再掲】</b></p> <p>「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」のc.に示す評価項目については、本評価事故シ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「3.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足するこ</p>	<p>格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>また、格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。</p> <p>なお、事象発生後の168時間後における崩壊熱は約7.2MWであるが、これに相当する水蒸気発生量は約<math>1.0 \times 10^4 \text{Nm}^3/\text{h}</math>である。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考えられる。</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(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シケンスに対する、「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(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、格納容器下部に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が格納容器下部に落下した場合の溶融炉心・コン</p>	<p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(4)、(6)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.1.2 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 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、本評価事故シ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「7.2.1.1 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを</p>	<p>【大阪 高岡】 記載方針の相違（女川 実績の反映）</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 実績の反映）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>とを確認している。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)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ことで本評価事故シナジェ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、溶融燃料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燃料によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「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」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>第3.4.13図及び第3.4.14図に示すとおり、事象発生の約2時間後に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冷却されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 3.4.4、3.4.10、3.4.11)</p>	<p>とを確認している。</p> <p>e. 及び h. 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ことで本評価事故シナジェ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、溶融燃料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燃料によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「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」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>第3.4.2.10図及び第3.4.2.11図に示すとおり、事象発生の約4時間後に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冷却されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 3.4.3、3.4.9、3.4.10)</p>	<p>クリート相互作用による水素発生の影響については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」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(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>(添付資料 3.4.3)</p> <p>【再掲】</p> <p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ペントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p>	<p>確認している。</p> <p>「6.2.2.2 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、格納容器スプレイに失敗することで本評価事故シナジェ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、溶融燃料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燃料によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 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。</p> <p>第7.2.4.13図及び第7.2.4.14図に示すとおり、事象発生の約3時間後に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冷却されていることから、安定状態が確立する。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 7.2.4.3、7.2.4.9、7.2.4.10)</p>	<p>【大阪 高岡 記載表現の相違 (女川 高岡の反映)</p> <p>【大阪 高岡 解明結果の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.4.3 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、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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、運転員等操作は介さない。</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、「1.7 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>本評価事故シーケンスは、「3.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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制御を行い、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。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響 (MAAP)</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃</p>	<p>3.4.3 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、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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、運転員等操作は介さない。</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、「1.7 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>本評価事故シーケンスは、「3.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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制御を行い、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。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響 (MAAP)</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃</p>	<p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</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>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p>	<p>7.2.4.3 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>本評価事故シーケンスは、<b>原子炉格納容器内水素処理装置</b>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、運転員等操作は介さない。</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、「6.7 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>本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、<b>原子炉格納容器内水素処理装置</b>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制御を行い、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。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響 (MAAP)</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃</p>	<p>【大阪 高浜】                  評価方針の相違（女川 高浜の反転）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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の炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における水素濃度変化に係る解析コードの水素発生モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、また、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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の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により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、炉心損傷後に発生する水素は全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容</p>	<p>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の炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における水素濃度変化に係る解析コードの水素発生モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、また、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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の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により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、炉心損傷後に発生する水素は全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間の判</p>		<p>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の炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における水素濃度変化に係る解析コードの水素発生モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、また、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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の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により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、炉心損傷後に発生する水素は全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間の判</p>	<p>【大同】 記載表現の相違</p> <p>【大同】 記載表現の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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を低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心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に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、「大破断LOCA時に高圧注入機能、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」において熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、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。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-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も、<b>第3.4.16図及び第3.4.17図に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置により水素を処理することで原子炉格納容器内水素濃度が13vol%を下回ることを確認した。</b>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</p>	<p>定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心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に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、「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」において熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、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。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-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も、<b>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12.3vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。</b>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は小さい。<b>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原子炉格納</b></p>		<p>定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心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に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、「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」において熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、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。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-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も、<b>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12.5vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。</b>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は小さい。<b>なお、追加発生となる水素については、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納</b></p>	<p>【大坂】                  記載方針の相違                  【大坂 高岡】                  解析結果の相違                  【大坂】                  解析結果の相違                  ・大坂は設備側でイグナイタに期待してい</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.4.12)</p> <p>c. 評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)</p> <p>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に係る解析モデルは、NUPEC 検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「3.4.2(3) 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、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。</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3.4.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の<b>最確値</b>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、<b>原則</b>、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さ</p>	<p>容器水素燃焼装置により処理が可能である。</p> <p>(添付資料 3.4.11)</p> <p>c. 評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)</p> <p>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に係る解析モデルは、NUPEC 検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「3.4.2(3) 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、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。</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3.4.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の<b>最確値</b>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、<b>原則</b>、評価項目となるパラメータに対する余</p>	<p>容器水素イグナイタにより処理が可能である。</p> <p>(添付資料 7.2.4.11)</p> <p>c. 評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)</p> <p>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に係る解析モデルは、NUPEC 検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「7.2.4.2(3) 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、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。</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、<b>「3.1.2.3(2) 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」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項</b></p>	<p>容器水素イグナイタにより処理が可能である。</p> <p>(添付資料 7.2.4.11)</p> <p>c. 評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)</p> <p>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に係る解析モデルは、NUPEC 検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「7.2.4.2(3) 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、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。</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7.2.4.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、<b>最確条件</b>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</p>	<p>るが、泊、高浜イグナイタに依存せずとも13vol%を下回る</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>くなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、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                      本評価事故シーケンスは、「3.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、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。</p>	<p>裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱（標準値）、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容量、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。</p> <p>(a) 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、「3.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、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。</p>	<p>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                      初期条件の酸素濃度は、解析条件の2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は2.5vol%（ドライ条件）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、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては格納容器内の酸素濃度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>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約13%が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素発生量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</p>	<p>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炉心崩壊熱、原子炉格納容器内水素処理装置の性能及び1次冷却材の流出流量に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 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、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、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。</p>	<p>【高浜】                      記載内容の相違                      ・泊は説明欄のため、標準値に係る記載をしない（大阪と同様）</p> <p>【女川】                      記載方針の相違                      ・泊、大阪、高浜の水素濃度低減のための運転員等操作が、女川は運転員等操作があるため、運転員等操作時間と与える影響を記載している</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉容器破損が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉容器破損が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生</p>	<p>に与える影響はない。</p> <p>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては格納容器内の酸素濃度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>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、原子炉格納容器フィルタベント系を使用し、格納容器内の気体を排出する必要がある。</p> <p>なお、原子炉格納容器フィルタベント系に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」において、成立性を確認している。</p> <p>(添付資料 3.4.4, 3.4.5)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は2.5vol%（ドライ条件）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、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉容器破損が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>する水素量が多くなると考えられる。しかしながら、MAAPによる解析で得られた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。</p> <p>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%が水と反応し、発生した水素の全量が瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとして評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約12.9vol%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%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。</p> <p>(添付資料 3.4.12)</p> <p>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1kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.02vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>する水素量が多くなると考えられる。しかしながら、MAAPによる解析で得られた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。</p> <p>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%が水と反応し、発生した水素の全量が瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとして評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約11.7vol%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%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。</p> <p>(添付資料 3.4.12)</p> <p>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2kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.03vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約13%が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素発生量が変動する可能性がある。</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第3.4.7図及び第3.4.8図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約17%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は3割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.3vol%であ</p>	<p>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、MAAPによる解析で得られた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。</p> <p>機器条件の原子炉格納容器内水素処理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。原子炉格納容器内水素処理装置の性能の変動を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理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%が水と反応し、発生した水素の全量が瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとして評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約11.8vol%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%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。</p> <p>(添付資料 7.2.4.12)</p> <p>また、原子炉格納容器内水素処理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、原子炉格納容器内水素処理装置が水素濃度5vol%まで起動しないと想定して解析した結果、約1kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.02vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>【大阪、高浜】                  解析結果の相違</p> <p>【高浜】                  解析結果の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価しており、さらに、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>の効果を期待しなかったとしても水素濃度は<b>約12.9vol%</b>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。</p> <p>(添付資料 3.1.1.19)</p> <p>なお、「3.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり水素濃度制御を行う重大事故等対処設備として<b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b>を設置している。「3.4.2(2) 有効性評価の条件」と同じく全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生するように補正したとしても、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>の効果と相まって、事象初期に発生する水素を処理することで、原子炉格納容器内の水素濃度を13vol%に対して十分に下回るように抑制することが可能である。</p> <p>(添付資料 3.4.13、3.4.14)</p>	<p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価しており、さらに、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>の効果を期待しなかったとしても水素濃度は<b>約11.7vol%</b>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。</p> <p>(添付資料 3.1.1.19)</p> <p>なお、「3.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり水素濃度制御を行う重大事故等対処設備として<b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b>を設置している。<b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b>の効果を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の推移を第3.4.2.13図及び第3.4.2.14図に示す。「3.4.2(2) 有効性評価の条件」と同じく全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生するように補正したとしても、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>の効果と相まって、事象初期に発生する水素を処理することで、原子炉格納容器内の水素濃度を13vol%に対して十分に下回るように抑制することが可能である。</p> <p>(添付資料 3.4.13、3.4.14)</p> <p><b>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定し</b></p>	<p>り、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第3.4.9図及び第3.4.10図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約8%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は4割程度減少するが、ウェット条件における7日間の酸素濃度の最高値は約2.7vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、水素発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、原子炉格納容器フィルタベント系を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価</p>	<p><b>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価しており、さらに、<b>原子炉格納容器内水素処理装置</b>の効果を期待しなかったとしても水素濃度は<b>約11.8vol%</b>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。</b></p> <p>(添付資料7.2.1.1.19)</p> <p>なお、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり水素濃度制御を行う重大事故等対処設備として<b>格納容器水素イグナイタ</b>を設置している。<b>格納容器水素イグナイタ</b>の効果を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の推移を第7.2.4.16図及び第7.2.4.17図に示す。<b>格納容器水素イグナイタ</b>の効果は、<b>熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、原子炉格納容器内水素処理装置</b>の効果と相まって、事象初期に発生する水素を処理することで、原子炉格納容器内の水素濃度を13vol%に対して十分に下回るように抑制することが可能である。</p> <p>(添付資料7.2.4.13、7.2.4.14)</p>	<p><b>【大阪 高岡】</b>  <b>解析結果の相違</b></p> <p><b>【大阪】</b>  <b>記載方針の相違</b></p> <p><b>【大阪 高岡】</b>  <b>評価方針の相違</b></p> <p><b>・高岡の工認の状況を</b>  <b>受け、泊ではイグナイ</b>  <b>タの稼働は最大限の水</b>  <b>素発生量を見込んだ評</b>  <b>価とした</b></p> <p><b>【高岡】</b>  <b>評価方針の相違</b></p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>ている保有水量に対して多くなるが、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り、さらに、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と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。</p> <p>燃料取替用水タンク容量を最確値とした場合、解析条件で設定している容量より少なくなる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。</p> <p>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て設定している。水素の生成割合を最確値とした場合、解析条件で設定している水素の生成割合より小さくなるため、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。</p> <p>金属腐食量を最確値とした場合、解析条件で設定している金属腐食量より小さくなるため、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。</p>	<p>項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。評価結果を第3.4.11図から第3.4.15図に示す。第3.4.12図及び第3.4.13図に示すとおり、格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における7日間の酸素濃度の最高値は約3.8vol%であり、可燃限界を下回る。</p> <p>ドライ条件では、第3.4.14図及び第3.4.15図に示すとおり、事象発生の約3時間後から約24時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は1vol%未満</p>		<p>・泊3号炉の燃焼評価のため不確かさの影響評価の対象外（大飯と同様）</p> <p>【高岡】 評価方針の相違 ・同上</p> <p>【高岡】 評価方針の相違 ・同上</p> <p>【高岡】 評価方針の相違 ・同上</p>