

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>(2) 格納容器イベントツリー</p> <p>選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで第2.1.1.d-1図のとおり格納容器イベントツリーを作成した。</p> <p>なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。</p> <p>T1：事故発生から原子炉容器破損まで                      T2：原子炉容器破損直後                      T3：原子炉容器破損後長時間経過後</p> <p>2.1.1.e. 事故進展解析</p>	<p>(2) 格納容器イベントツリー</p> <p>選定したヘディングについてヘディング間の従属性及び順序を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで格納容器イベントツリーを作成した。ただし、TC、TW及びISLOCAは、炉心損傷の前に格納容器が先行破損しているPDSであり、レベル1.5PRAにおける緩和手段が存在しないことから、格納容器イベントツリー作成の対象から除外した。</p> <p>格納容器イベントツリーについては別紙4.1.1.d-1に示す。</p> <p>4.1.1.e 事故進展解析</p> <p>格納容器破損頻度を評価するにあたっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価</li> <li>・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷</li> </ul> <p>このうち、後者の物理化学現象の発生と格納容器への負荷については、現象の不確定性などを考慮した分岐確率を評価しているため、ここでは緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価することを目的とする。したがって、緩和系が機能しない状態で物理</p>	<p>(2) 格納容器イベントツリー</p> <p>選定したヘディングについてヘディング間の従属性及び順序を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで格納容器イベントツリーを作成した。</p> <p>格納容器イベントツリーについては補足4.1.1.d-1に示す。</p> <p>なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。</p> <p>T1：事故発生から原子炉容器破損まで                      T2：原子炉容器破損直後                      T3：原子炉容器破損後長時間経過後</p> <p>4.1.1.e. 事故進展解析</p> <p>格納容器破損頻度を評価するに当たっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価</li> <li>・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷</li> </ul> <p>このうち、前者の緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価については、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、緩和系の復旧操作は考慮していないため、ここでは物理化学現象の発生の</p>	<p>いる</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・ 泊は格納容器が先行破損しているPDSについても格納容器イベントツリーの対象としている（大飯についても泊と同様）</p> <p>【大飯】                      ■記載箇所の相違                      ・ 女川実績の反映                      ・ 大飯は格納容器イベントツリーを第2.1.1.d-1図に、泊は補足4.1.1.d-1に記載している</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・ 泊は扱いを容易にするため格納容器イベントツリーを期間で分割している（大飯と同様）</p> <p>【大飯】                      ■記載方針の相違                      ・ 女川実績の反映</p> <p>【女川】                      ■記載表現の相違</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・ 泊は各プラント損傷状態</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明                      プラントの熱水力挙動、炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。</p> <p>(1) 解析対象事故シナリオの選定                      a. 解析対象PDSの選定                      事故進展解析の対象とするPDSとして                      ・全CDFに対する割合の大きいPDS                      ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要な代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約67%）、TEI（約15%）、TED（約13%）を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シナリオを選定している。                      b. 解析対象事故シナリオの選定                      事故シナリオの選定に際しては、                      ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する</p>	<p>化学現象が発生せずに、格納容器が過圧又は過温破損に至る事故シナリオを評価する。</p> <p>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明                      格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故シナリオについて事故進展解析を実施する。事故進展解析では、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、事象の緩和手段に係る運転員操作の余裕時間、シビアアクシデント現象による格納容器負荷を解析する。</p> <p>(1) 解析対象事故シナリオの選定                      事故進展解析では、8つのベースシナリオ（TQUV、TQUX、長期TB、TW、TC、AE、S1E、S2E）を対象に、事故の緩和策を考慮しない場合について、準静的荷重（過温・過圧）のみにより格納容器破損に至る事故シナリオ挙動を評価する。                      さらに、「PCV内除熱長期冷却」（残留熱除去系起動）の時間余裕を評価するため、TQUX及びTQUVにおいて、低圧ECCS起動に成功し原子炉圧力容器内で事象収束（RPV健全）させた場合の格納容器圧力1Pd（最高使用圧力）到達時間を評価する。選定した事故シナリオを第4.1.1.e-1表に示す。</p>	<p>有無と格納容器への負荷を評価することを目的とする。</p> <p>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明                      格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故シナリオについて事故進展解析を実施する。事故進展解析では、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析する。</p> <p>(1) 解析対象事故シナリオの選定                      a. 解析対象PDSの選定                      事故進展解析の対象とするPDSとして                      ・全CDFに対する割合の大きいPDS                      ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要な代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約89%）、TEI（約6%）、TED（約5%）を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シナリオを選定している。                      b. 解析対象事故シナリオの選定                      事故シナリオの選定に際しては                      ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する</p>	<p>(PDS)における物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を確認する観点から事故進展解析を実施している（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）                      ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】                      ■記載表現の相違                      【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊と女川で事故進展解析の目的が異なることから、解析対象事故シナリオ選定の考え方が相違している（女川は緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価する観点、泊は物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価する観点で適切となるよう解析対象事故シナリオを選定している）（大飯</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）                  の2点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第2.1.1.e-1表に示す。</p> <p>(2) 事故進展解析の解析条件                  プラント構成及び特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成及び特徴に依存した基本解析条件を第2.1.1.e-2表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第2.1.1.e-3表に示す。</p>	<p>(2) 事故進展解析の解析条件                  プラント構成・特性の調査より、全ての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第4.1.1.e-2表に示す。（別紙4.1.1.e-1）</p> <p>また、解析対象の各事故シーケンスの事故進展解析条件の事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第4.1.1.e-3表に示す。（別紙4.1.1.e-2, 3）</p>	<p>・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）                  の2点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第4.1.1.e-1表に示す。</p> <p>(2) 事故進展解析の解析条件                  プラント構成・特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第4.1.1.e-2表に示す。</p> <p>また、解析対象の各事故シーケンスの事故進展解析条件の事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第4.1.1.e-3表に示す。</p>	<p>と同様）                  【大飯】                  ■個別評価による相違</p> <p>【女川】                  ■記載方針の相違                  ・女川は本別紙にてCV限界圧力/温度の判定基準を適用するにあたって福島第一原子力発電所事故の知見を考慮していることを説明している。泊は付録2にて福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえたCV限界圧力/温度の妥当性を確認しており、本資料の作成は不要と判断した</p> <p>【女川】                  ■評価方針の相違                  ・女川は解析で得た各PDSの炉心溶融開始・炉心支持板破損・原子炉圧力容器破損の時間をもとに時間余裕を検討し、格納容器イベントツリーのヘディングにあてはめる分岐確率を設定しており、本別紙4.1.1.e-2にて上記項目の定義を整理している。泊はL1.5PRAでは事故の緩和操作を考慮しておらず、炉心溶融開始や原子炉容器破損の時</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象並びに機器及び系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。</p> <p>② 事故シーケンスの解析結果</p> <p>選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第2.1.1.e-1～e-12図に示す。1次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事故進展を表す主要事象発生時刻を第2.1.1.e-4表に示す。</p> <p>また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、水蒸気爆発、ベースマツト熔融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確</p>	<p>なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。</p> <p>② 事故シーケンスの解析結果</p> <p>選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果を第4.1.1.e-1図に示す。格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第4.1.1.e-4表に示す。</p>	<p>なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。</p> <p>② 事故シーケンスの解析結果</p> <p>選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第4.1.1.e-1～e-12図に示す。1次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第4.1.1.e-4表に示す。</p> <p>また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、水蒸気爆発、ベースマツト熔融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率</p>	<p>間を分岐確率の設定に活用しておらず、評価方法が異なることから、本資料の作成は不可と判断した</p> <p>・女川は低圧 ECCS による RPV 内注水が成功すれば RPV 破損は無いと判定しているが、この判定条件に関して不確かさを含んでいることから、不確かさを取り入れた感度解析について別紙 4.1.1.e-3 にて整理している。泊は RV 内注水が成功した場合の RV 破損確率については TMI 事故報告書等を参考にあてはめ法によって設定しており、評価方法が異なることから、本資料の作成は不可と判断した</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は第 4.1.1.e-2, 4, 6, 8, 10, 12 図にて解析結果に基づいた事故進展例を記載している（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は事故進展解析にて物理</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>率評価に必要な解析結果の情報を第2.1.1.e-5表に示す。</p> <p>それぞれの事故シーケンスの解析結果から読み取った特徴的な事故進展を以下に整理する。</p> <p>(1) プラント損傷状態：AED                      AEDのシーケンスは、大中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水ビット（以下「RWSP」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約21時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約189℃、ベースマツト侵食深さは約1.9mである。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)                      ・水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後（事故発生後約1.4時間）にかけては4vol%未満となり、事故後期（原子炉容器破損以降の期間）では、水蒸気濃度が高く推移するため水素燃焼の可能性は低い。</p>	<p>それぞれの事故シーケンスの解析結果から、後述する分岐確率の定量化において参考になる知見を以下に整理する。このうち、緩和操作に関する分岐確率の評価に必要な時間余裕の検討結果を第4.1.1.e-5表にまとめる。</p> <p>(6) プラント損傷状態：AE                      本事故シーケンスでは、大破断LOCA（再循環吸込み配管側の完全破断を想定）を起因事象とし、高圧ECCS及び低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)                      ・原子炉圧力容器破損時にはペDESTAL内に破断水が蓄積していることから（別紙4.1.1.e-4）、ヘディング「P/D内水中落下時水蒸気爆発なし」の分岐を設定し、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心落下挙動の知見から、その分岐確率を</p>	<p>評価に必要な解析結果の情報を第4.1.1.e-5表に示す。</p> <p>それぞれの事故シーケンスの解析結果から、後述する分岐確率の定量化において参考になる知見を以下に整理する。</p> <p>(1) プラント損傷状態：AED                      AEDのシーケンスは、大中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水ビット（以下「RWSP」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約9.5時間で限界圧力0.566MPa [gage]に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約170℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)                      ・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4 vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。</p>	<p>化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価している（大飯と同様）</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRA では考慮していない（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】                      ■個別評価による相違                      ・設計、PDS、格納容器イベントツリーの違いにより、事故進展解析結果や分岐確率の設定が相違している                      ・事故シーケンスの解析結果については泊と大飯を比較する（女川着色せず）</p> <p>【女川】                      ■構成の相違                      ・女川の4.1.1.e②(1)～(10)については、泊の構成に合わせて女川の記載順序を入替</p> <p>【大飯】                      ■個別評価による相違                      【大飯】                      ■記載表現の相違                      （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】                      ■個別評価による相違                      ・水素濃度の解析結果が異なる（水素燃焼の可能性が低い）</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）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。</p> <p>⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・貫通部過温破損の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>(2) プラント損傷状態：AEW                  AEWのシークエンスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉</p>	<p>評価する。</p> <p>・原子炉圧力容器破損時の原子炉は低圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐は設定しない。</p> <p>(7) プラント損傷状態：S1E                  本事故シークエンスでは、中破断LOCA（再循環吸込み配管側のスプリット破断を想定）を起因事象とし、高圧ECCS及び低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウエルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <p>・原子炉圧力容器破損時にはベDESTAL内に破断水が蓄積していることから、ヘディング「P/D内水中落下時水蒸気爆発なし」の分岐を設定する。</p> <p>・原子炉圧力容器破損時の原子炉は低圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐は設定しない。</p>	<p>⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。</p> <p>⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・貫通部過温破損の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>(2) プラント損傷状態：AEW                  AEWのシークエンスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉</p>	<p>点は泊と大飯で同様（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】                  ■記載表現の相違</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。



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37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>格納容器内へのRWSP水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約7秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約23時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約169℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期は4vol%程度で水素燃焼の可能性がある。原子炉容器破損直後から事故後期には4vol%未満となり、水素燃焼の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>貫通部過温破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(3) プラント損傷状態：AEI                  AEIのシナシスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマツトの侵食はない。</p>	<p>格納容器内へのRWSP水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で限界圧力0.566MPa[gage]に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約158℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングHB1, HB2, HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>貫通部過温破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(3) プラント損傷状態：AEI                  AEIのシナシスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマツトの侵食はない。</p>	<p>格納容器内へのRWSP水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で限界圧力0.566MPa[gage]に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約158℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングHB1, HB2, HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>貫通部過温破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(3) プラント損傷状態：AEI                  AEIのシナシスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマツトの侵食はない。</p>	<p>【大飯】                  ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・水素濃度の解析結果が異なることから、ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として異なる値を設定している(高浜3/4と同様)</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。

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期は4vol%未満で水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。                  ⇒ ヘディングHB1（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、<input type="text"/>  <input type="text"/>と設定しており、この場合には<input type="text"/>  <input type="text"/>を考慮しHB3の分岐確率は<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>                  に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>  <input type="text"/>を設定（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディングNCCで<input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定）</li> <li>格納容器スプレィで雰囲気の除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(4) プラント損傷状態：SED                  SEDのシーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約28時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内の温度は約192℃、ベースマツト侵食深さは約1.7mである。</p>	<p>(8) プラント損傷状態：S2E                  本事故シーケンスでは、小破断LOCA（再循環吸込み配管側のスプリット破断を想定）を起因事象とし、高圧ECCS及び低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は高圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウエルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p>	<p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は事故早期から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。                  ⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、<input type="text"/>と設定しており、この場合には<input type="text"/>を考慮しHB3の分岐確率は<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>                  に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>  <input type="text"/>を設定（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディングNCCで溶融炉心冷却失敗の分岐確率として、  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定）</li> <li>格納容器スプレィで雰囲気の除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(4) プラント損傷状態：SED                  SEDのシーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約13時間で限界圧力0.56MPa[gage]に達し、このときの原子炉格納容器内の温度は約167℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。</p>	<p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・水素濃度の解析結果が異なることから、ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として異なる値を設定している(高浜3/4と同様)</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違</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。



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけて4vol%未満であり、事故後期では水蒸気濃度が高いため水素燃焼の可能性は低い。 ⇒ ヘディングHB1、HB2及びHB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(5) プラント損傷状態：TED                  TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態に至る。事故発生から約32時間で原子炉格納容器内温度は200℃に達し、約36時間で最高使用圧力の2倍に達する。そのため、TEDシーケンスでは、過温破損が過圧破損より先行する。原子炉格納容器内温度が200℃に到達した時点でのベースマット侵食深さは約1.6mである。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期は4vol%以上であり、水素燃焼の可</li> </ul>	<p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損時にはペDESTAL内に破断水が蓄積していることから、ヘディング「P/D内水中落下時水蒸気爆発なし」の分岐を設定する。</li> <li>原子炉圧力容器破損時の原子炉は高圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐を設定する。</li> </ul> <p>(1) プラント損傷状態：TQUV                  本事故シーケンスでは、過渡事象後、高圧ECCSの注水に失敗し、自動減圧には成功するが、さらに低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損時の原子炉は低圧であるとの知見か</li> </ul>	<p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4 vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。 ⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(5) プラント損傷状態：TED                  TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生から約16時間で限界圧力0.566MPa[gage]に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約175℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期は約4 vol%以上であるが、水蒸気</li> </ul>	<p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・水素濃度の解析結果が異なる（水素燃焼の可能性が低い点は泊と大飯と同様）（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・TEDのシーケンスでは、泊は過圧破損、大飯は過温破損が先行する解析結果となっている（高浜3/4と同様）</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。

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>能性がある。一方、RV破損直後から事故後期にかけては水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、<input type="text"/>を設定。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・ベースマット溶融貫通より格納容器過温破損が先行する可能性が高い。</p> <p>⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>  <input type="text"/>  <input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p>	<p>ら、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐は設定しない。</p> <p>・炉心支持板破損及び原子炉圧力容器破損をもとに検討した時間余裕の知見から、同じ早期低圧炉心損傷シーケンスであるTBPの電源復旧の分岐確率を設定する。</p> <p>(2) プラント損傷状態：TQUX                  本事故シーケンスでは、過渡事象後、高圧ECCSの注水に失敗し、さらに減圧にも失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、緩和系の作動にも失敗し、原子炉圧力容器は高圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p>	<p>濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。RV破損直後から事故後期にかけて水素濃度は4 vol%未満となり水素燃焼の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>を設定</p> <p>・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・貫通部過温破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>  <input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p>	<p>■個別評価による相違                  ・水蒸気濃度の解析結果が異なることから、ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】                  ■記載方針の相違                  ・泊はTEDのヘディングBMの分岐確率について記載している（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・泊は過圧破損、大飯は過温破損が先行することから、ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜3/4と同様）</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。



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37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>(6) プラント損傷状態：TEI</p> <p>TEIのシナシでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <p>・水素濃度は、事故早期では4vol%以上、原子炉容器破損直後から事故後期にかけては8vol%以上であり、水素燃焼の可能性が高い。</p>	<p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損時の原子炉は高圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐を設定し、原子炉圧力容器破損直前のジルコニウム酸化割合及び格納容器内の状態量等の知見から、その分岐確率を評価する。</li> <li>原子炉圧力容器破損時のデブリ組成、崩壊熱及び原子炉圧力容器破損後のコンクリート侵食挙動を参考に、ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」の分岐確率を評価する。</li> <li>炉心支持板破損及び原子炉圧力容器破損時刻をもとに検討した時間余裕の知見から、同じ早期高圧炉心損傷シナシであるTBUにおける電源復旧の分岐確率を設定する。</li> </ul> <p>(3) プラント損傷状態：長期TB</p> <p>本事故シナシでは、全交流動力電源喪失後、RCICの起動に成功するが、バッテリーの枯渇によりRCICの注水が停止し、炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は高圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損時の原子炉は高圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐を設定し、原子炉圧力容器破損直前のジルコニウム酸化割合及び格納容器内の状態量等の知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐確率を評価する。</li> </ul>	<p>(6) プラント損傷状態：TEI</p> <p>TEIのシナシでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4 vol%以上であり、水素燃焼の可能性が高い。</li> </ul>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>個別評価による相違</li> <li>水素濃度の解析結果が異なる</li> </ul>

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37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。</p> <p>⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p>	<p>(4) プラント損傷状態：TW                  本事故シナシでは、過渡事象後、原子炉スクラムには成功し、高圧ECCS及びRCICによる注水に成功するが、崩壊熱除去に失敗しているため、格納容器が先行過圧破損する。格納容器破損によって、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源とするECCSが機能喪失することにより、炉心損傷から原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>(5) プラント損傷状態：TC                  本事故シナシでは、原子炉停止失敗後、ECCSによる原子炉注水は成功するが、格納容器が先行過圧破損する。格納容器破損によって、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源とするECCSが機能喪失することにより、炉心損傷から原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>(9) プラント損傷状態：TQUV（RPV健全）                  本事故シナシは、低圧炉心損傷シナシ（TQUV）において、低圧ECCS（LPCI 1台）により、炉心及び炉心溶融物の冷却に成功するシナシである。</p>	<p>⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。</p> <p>・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p>	<p>ることから、ヘディング HB2（水素燃焼：RV 破損直後）、HB3（水素燃焼：RV 破損後長期）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜 3/4 と同様）</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・原子炉下部キャビティ室水量の解析結果が異なることから、ヘディング DC（キャビティ内水量）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜 3/4 と同様）</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。



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>なお、事故進展解析の対象外としたPDSにおける分岐確率については類似のPDSの解析結果から第2.1.1.e-6表のとおり推定して設定している。</p>	<p>低圧ECCS開始は、原子炉圧力容器内で事象収束させるため、炉心支持板破損直前の事故後2時間とする。炉心溶融物は原子炉圧力容器内で冷却されるが、除熱機能が喪失しているため、サブプレッションプール水温の上昇により格納容器圧力も徐々に上昇する。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力1Pd到達時刻をもとに検討した時間余裕の知見から、ヘディング「PCV内除熱長期冷却」の分岐確率を設定する。</li> </ul> <p>(10) プラント損傷状態：TQUX (RPV健全)</p> <p>本事故シーケンスは、高圧炉心損傷シーケンス (TQUX) において、原子炉減圧 (ADS自動起動) 及び低圧ECCS (LPCI 1台) により、炉心及び炉心溶融物の冷却に成功するシーケンスである。原子炉減圧及び低圧ECCS 開始は、原子炉圧力容器内で事象収束させるため、炉心支持板破損直前の事故後2時間である。炉心溶融物は原子炉圧力容器内で冷却されるが、除熱機能が喪失しているため、サブプレッションプール水温の上昇により格納容器圧力も徐々に上昇する。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力1Pd到達時刻をもとに検討した時間余裕の知見から、ヘディング「PCV内除熱長期冷却」の分岐確率を設定する。</li> </ul> <p>なお、事故進展解析の対象外としたプラント損傷状態の格納容器イベントツリー分岐確率については、TBD及びTBUは早期高圧炉心損傷シーケンスとしてTQUX、TBPは早期低圧炉心損傷シーケンスとしてTQUV で代表させて設定する。</p>	<p>なお、事故進展解析の対象外としたプラント損傷状態の格納容器イベントツリー分岐確率については、類似のPDSの解析結果から第4.1.1.e-6表のとおり推定して設定している。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・事故進展解析の対象としたPDSが相違している（大飯と同様）</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載箇所の相違</li> <li>・泊は第4.1.1.e-6表にて事故進展解析の対象外としたPDSのイベントツリー分岐確</li> </ul>

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>2.1.1.f 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>格納容器イベントツリーのヘディングに、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理化学現象に対する研究成果に関する知見等により分岐確率を設定し、格納容器破損頻度を算出する。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <p>ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見、事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用した。</p> <p>評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第2.1.1.f-1表に示す。また、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第2.1.1.f-2表に示す。</p>	<p>4.1.1.f 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>格納容器破損頻度の定量化はRiskSpectrum*PSAを使用し、炉心損傷頻度、格納容器イベントツリーヘディングに対する分岐確率を入力条件として、プラント損傷状態毎の条件付き格納容器破損確率(CCFP)、格納容器破損頻度(CFF)を算出する。</p> <p>各ヘディングの分岐確率については、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理現象に対する研究成果に関する知見等により設定する。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <p>ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。ここでは、ヘディングの種類を、緩和操作及び物理化学現象の2つに分類し評価した。</p> <p>(1) 物理化学現象に関する分岐確率の設定</p> <p>本評価では、炉外溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)、格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) の3つの物理化学現象について、分岐確率を設定した。</p> <p>シビアアクシデント現象のヘディングにおいて、不確かさが大きい現象に対しては、当該現象の支配要因、不確かさ幅及び格納容器の構造健全性への影響の因果関係を明らかにし、ROAM手法等を用いて、分岐確率を設定した。物理化学現象に</p>	<p>4.1.1.f. 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>格納容器破損頻度の定量化はCVETを使用し、炉心損傷頻度、格納容器イベントツリーヘディングに対する分岐確率を入力条件として、プラント損傷状態ごとの条件付き格納容器破損確率(CCFP)、格納容器破損頻度(CFF)を算出する。</p> <p>各ヘディングの分岐確率については、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理現象に対する研究成果に関する知見等により設定する。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <p>ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用した。</p> <p>評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第4.1.1.f-1表に示す。また、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第4.1.1.f-2表に示す。(補足4.1.1.f-1, 2)</p>	<p>率の設定について記載している</p> <p>【女川】              ■評価方針の相違              ・泊と女川で格納容器破損頻度の定量化に用いているソフトウェアが相違している(大飯に記載はないが、泊と同様のソフトウェアを用いている)              【女川】              ■記載表現の相違              (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】              ■評価手法の相違              ・泊は物理化学現象に対する分岐確率の設定方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ分岐確率を定量化する手法を採用しており、女川はROAM手法等を用いて分岐確率を設定している(大飯と同様)</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。



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37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>③ 格納容器破損頻度の評価結果                      格納容器破損頻度の評価結果を第2.1.1.f-3表に示す。</p> <p>全格納容器破損頻度（CFF）は<math>5.3 \times 10^{-5}</math>（/炉年）、条件付格納容器破損確率（CCFP）は0.82であった。</p> <p>本評価ではAM策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による</p>	<p>関する格納容器イベントツリー分岐確率の設定を第4.1.1.f-1表に示す。（別紙4.1.1.f-1, 2, 3, 4）</p> <p>なお、格納容器破損に至る物理化学現象のうち、水素燃焼については、運転時には格納容器内は不活性化されていることから発生確率をゼロとした。また、溶融物直接接触については、ペDESTAL内に堆積した溶融炉心はドライウェル床上には拡がらない格納容器構造となっているため、発生確率をゼロとした。</p> <p>(2) 事故の緩和手段に関する分岐確率の設定                      緩和操作に関するヘディングの分岐確率はフォールトツリー（FT）を作成して設定した。FT作成にあたっては、運転員の操作性及び期待する機器の事故時の条件、事故進展解析の結果（緩和操作までの時間余裕）及びレベル1PRAとの従属性を考慮し、機器故障率はレベル1PRAと同じ値を使用した。緩和操作に関する分岐確率を第4.1.1.f-2表に示す。（別紙4.1.1.f-5）</p> <p>③ 格納容器破損頻度の評価結果                      プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第4.1.1.f-3表及び第4.1.1.f-1図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第4.1.1.f-2図に、格納容器破損割合の円グラフを第4.1.1.f-3図に示す。</p> <p>全格納容器破損頻度（CFF）は<math>5.5 \times 10^{-5}</math>/炉年、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は1.00であった。</p> <p>事故の影響緩和手段が喪失しているプラント損傷状態のCCFPは</p>	<p>③ 格納容器破損頻度の評価結果                      プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第4.1.1.f-3表及び第4.1.1.f-1図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第4.1.1.f-2図に、格納容器破損頻度の円グラフを第4.1.1.f-3図に示す。</p> <p>全格納容器破損頻度（CFF）は<math>2.1 \times 10^{-4}</math>/炉年、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は0.94であった。</p> <p>本評価ではAM策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯についても泊と同様）</p> <p>【大飯】                      ■記載方針の相違                      ・女川実績の反映                      ・泊はプラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第4.1.1.f-1図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第4.1.1.f-2図に、格納容器破損割合の円グラフを第4.1.1.f-3図に記載している</p> <p>【女川】【大飯】                      ■個別評価による相違</p> <p>【女川】</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>格納容器内の除熱が継続されるPDS（AEI、SEI、SLI及びTEI）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（CCFPが0.01～0.09）一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他のPDSのCCFPは1となるため、全体のCCFPが高くなっている。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>泊と大飯の格納容器破損頻度の記載を比較するため、30ページ（実線部分）に再掲</p> </div> <p>また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第2.1.1.f-4表に示す。全CCFPのうち格納容器破損モードについて、「<math>\delta</math>モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が約80.3%、「<math>\tau</math>モード（過温破損）」の寄与割合が約14.4%、「<math>\varepsilon</math>モード（ベースマツト熔融貫通）」の寄与が約2.5%を占め、以下、「<math>g</math>モード（蒸気発生器伝熱管破損）」、「<math>\sigma</math>モード（格納容器雰囲気直接加熱）」、「<math>\beta</math>モード（格納容器隔離失敗）」、「<math>\gamma</math>モード（水素燃焼（原子炉容器破損直後）」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は0.1%以下であった。</p> <p>PDS別CDFで全体の約66.7%を占めるSEDは、原子炉補機冷却機能喪失によりRCPシールLOCAが発生する一方、RWSPからの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故進展解析の結果から貫通部過温破損より先行して「<math>\delta</math>モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高く、「<math>\delta</math>モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が非常に高くなっている。また、全体の約13.4%を占めるTEDは、事故進展解析の結果から「<math>\tau</math>モード（過温破損）」に至る可能性が高いことから、「<math>\tau</math>モード（過温破損）」の寄与も高くなっている。</p> <p>なお、PDS別CDFで全体の約14.7%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが0.09）。（第2.1.1.f-3表、第2.1.1.f-1図～f-3図）</p>	<p>1であり、このようなプラント損傷状態が大部分を占めるため、全体のCCFPが高くなっている。</p> <p>プラント損傷状態別炉心損傷頻度で全体の99.7%を占めるTWは、崩壊熱の除去に失敗しているため、格納容器が過圧により先行破損するもので、「過圧破損（崩壊熱除去失敗）」の寄与が非常に高く、全格納容器破損頻度のほぼ100%を占める結果である。</p> <p>TQUVシーケンスでは、低圧ECCS及び格納容器スプレイに期待できないことからCCFPは1である。これに対して、TQUXでは、炉心</p>	<p>格納容器内の除熱が継続されるPDS（AEI、SEI、SLI及びTEI）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（CCFPが0.01～0.08）一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他PDSのCCFPは1となるため、全体のCCFPが高くなっている。</p> <p>プラント損傷状態別炉心損傷頻度で全体の約89%を占めるSEDは、原子炉補機冷却機能喪失によりRCPシールLOCAが発生する一方、RWSPからの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故進展解析の結果から貫通部過温破損より先行して「<math>\delta</math>モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高く、「<math>\delta</math>モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が非常に高くなっている。また、全体の約4.8%を占めるTEDも、事故進展解析の結果から「<math>\delta</math>モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高い。</p> <p>なお、PDS別CDFで全体の約5.7%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが0.08）。（第4.1.1.f-3表、第4.1.1.f-4図～f-6図）</p>	<p>■個別評価による相違</p> <p>【大飯】              ■記載箇所の相違              ・女川実績の反映</p> <p>【女川】【大飯】              ■個別評価による相違</p> <p>【女川】              ■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>泊と大飯の格納容器破損頻度の記載を比較するため、29 ページ（点線部分）の記載を再掲</p> <p>また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第2.1.1.f-4表に示す。全CFFのうち格納容器破損モードについて、「<math>\delta</math>モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が約80.3%、「<math>\epsilon</math>モード（過温破損）」の寄与割合が約14.4%、「<math>\epsilon</math>モード（ベースマツト熔融貫通）」の寄与が約2.5%を占め、以下、「<math>\gamma</math>モード（蒸気発生器伝熱管破損）」、「<math>\sigma</math>モード（格納容器雰囲気直接加熱）」、「<math>\beta</math>モード（格納容器隔離失敗）」、「<math>\gamma'</math>モード（水素燃焼（原子炉容器破損直後）」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は0.1%以下であった。</p> <p>(1) SED (CFF : <math>4.3 \times 10^{-5}</math> (／炉年)、全CFFへの寄与割合 : 81.3%)                  ・代表的なシーケンス：原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA (PDS別CDFへの寄与割合:約98%)</p>	<p>損傷後においても以下の緩和手段に期待できることからCCFPが0.01であり、また、その発生確率がTWに次いで全炉心損傷頻度の0.3%であることにより、全体のCCFPの低減に寄与している。</p> <p>全交流動力電源喪失シーケンスのうち、長期TBでは、バッテリー枯渇後に利用可能な緩和手段がないことからCCFPは1である。これに対して、TBU及びTBPについては、外部電源復旧及び以下の緩和手段に期待できることからCCFPは0.51である。</p> <p>なお、それらの発生確率が全炉心損傷頻度の0.1%未満と小さいため、全体のCCFPの低減への寄与は小さい。</p> <p style="text-align: center;">期待できる緩和手段</p> <table border="1" data-bbox="712 614 1294 737"> <thead> <tr> <th>シーケンス</th> <th>RPV減圧 (炉心損傷後)</th> <th>RPV注水 (低FE ECCS)</th> <th>PCV注水 (低FE ECCS)</th> <th>PCV内除熱 長期冷却</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TQUX</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>TBU (電源復旧後)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>TBP (電源復旧後)</td> <td>(不要)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器破損モード別の格納容器破損割合を第4.1.1.f-4表及び第4.1.1.f-4図に示す。全格納容器破損頻度のうち、「過圧破損(崩壊熱除去失敗)」の寄与がほぼ100%であり、その他の破損モードが0.1%未満であった。</p> <p>なお、格納容器破損頻度に支配的な因子は、全格納容器破損頻度に対して格納容器過圧破損が先行するTWの「過圧破損(崩壊熱除去失敗)」がほぼ100%を占めることから、レベル1PRAの重要度評価より残留熱除去系手動操作失敗であり、崩壊熱除去機能に係</p>	シーケンス	RPV減圧 (炉心損傷後)	RPV注水 (低FE ECCS)	PCV注水 (低FE ECCS)	PCV内除熱 長期冷却	TQUX	○	○	○	○	TBU (電源復旧後)	○	○	○	○	TBP (電源復旧後)	(不要)	○	○	○	<p>格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第4.1.1.f-4表及び第4.1.1.f-6図に示す。全格納容器破損頻度のうち、「<math>\delta</math>モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が約96.4%、「<math>\sigma</math>モード（格納容器雰囲気直接加熱）」の寄与が約1.0%を占め、以下、「<math>\epsilon</math>モード（過温破損）」、「<math>\epsilon</math>モード（ベースマツト熔融貫通）」、「<math>\beta</math>モード（格納容器隔離失敗）」、「<math>\gamma</math>モード（蒸気発生器伝熱管破損）」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は0.1%未満であった。</p> <p>(1) SED (CFF : <math>2.0 \times 10^{-4}</math> (／炉年)、全CFFへの寄与割合 : 約94.1%)                  ・代表的なシーケンス：原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA (PDS別CDFへの寄与割合 : 約99.5%)</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】                  ■評価方針の相違                  ・泊は格納容器破損カテゴリ別の整理を行っている（大飯と同様）                  【女川】【大飯】                  ■個別評価による相違</p> <p>【女川】                  ■個別評価による相違                  ・泊はSED、女川はTWが格納容器破損頻度に支配的とな</p>
シーケンス	RPV減圧 (炉心損傷後)	RPV注水 (低FE ECCS)	PCV注水 (低FE ECCS)	PCV内除熱 長期冷却																			
TQUX	○	○	○	○																			
TBU (電源復旧後)	○	○	○	○																			
TBP (電源復旧後)	(不要)	○	○	○																			

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの熔融貫通に至る前に格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。</p> <p>(2) TED (CFF：<math>8.6 \times 10^{-6}</math> (／炉年)、全CFFへの寄与割合：16.3%)                  ・代表的なシーケンス：外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失 (PDS別CDFへの寄与割合：約100%)                  SBO等が発生する一方、原子炉格納容器内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器の過圧破損やベースマットの熔融貫通に至る前に原子炉格納容器内の温度が200℃に到達することで、原子炉格納容器の貫通部が過温破損に至る。</p> <p>(3) TEI (CFF：<math>8.4 \times 10^{-7}</math> (／炉年)、全CFFへの寄与割合：1.6%)                  ・代表的なシーケンス：手動停止＋補助給水失敗 (PDS別CDFへの寄与割合：約59%)                  手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。                  格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内へのRWSP水の持込があり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できるPDSである。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。</p>	<p>る強化対策によって格納容器破損を防止することができる。</p>	<p>RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの熔融貫通に至る前に格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。</p> <p>(2) TED (CFF：<math>1.1 \times 10^{-5}</math> (／炉年)、全CFFへの寄与割合：約5.1%)                  ・代表的なシーケンス：手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗 (PDS別CDFへの寄与割合：約46.0%)                  手動停止等のトランジェントが発生する一方、原子炉格納容器内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器の過温破損やベースマットの熔融貫通に至る前に原子炉格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。</p> <p>(3) TEI (CFF：<math>1.0 \times 10^{-6}</math> (／炉年)、全CFFへの寄与割合：約0.5%)                  ・代表的なシーケンス：手動停止＋補助給水失敗 (PDS別CDFへの寄与割合：約61.2%)                  手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。                  格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内へのRWSP水の持込があり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できるPDSである。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。</p>	<p>る因子となっている</p> <p>【女川】                  ■記載方針の相違                  ・泊は(1)～(3)にて格納容器破損頻度が支配的となるプラント損傷状態 (PDS) 上位3位を記載していることから、4.1.1.f③(1)～(3)については大飯と比較する</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>また、CFFをレベル1PRAの起回事象別に整理したものを第2.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFFに支配的な起回事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失及び手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能の喪失によりRCPシールLOCAが発生する事故シーケンスであり、外部電源喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは、外部電源が喪失し非常用所内交流電源の確立に失敗する事故シーケンスである。また、手動停止では手動停止時に補助給水に失敗する事故シーケンスがCDFに寄与が大きい事故シーケンスとなる。これらの事故シーケンスが主に該当するPDSはSED、TED及びTEIであり、上述したCFFに寄与が大きいPDSに該当することが確認できる。したがって、レベル1PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスがレベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。</p> <p>④ 重要度評価について                  レベル1.5PRAとして重要度評価は実施していないが、レベル1PRAで算出された炉心損傷頻度をPDSとして整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特にAM策を考慮しない（条件付き格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル1PRAの結果に強く依存する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCFFの約97%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）及び加圧器安全弁（閉失敗）、復水ピット（閉塞）の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替低圧注水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の破損を防止することができる。</li> <li>「τモード（過温破損）」ではCFFの約94%がTEDの「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」シーケンスであり、レ</li> </ul>	<p>高浜3号炉及び4号炉 付録1（平成27年2月2日提出版）より引用</p> <p>前者が主に該当するPDSはSEDであり、CFFに寄与が大きいPDSに該当する。また、後者が主に該当するPDSはTEI及びTEWである。TEIについては、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱が継続され、条件付き格納容器破損確率が減少(0.08)するため、CFFに寄与が大きいPDSに該当せず、TEWが寄与が大きいPDSとなっている。したがって、レベル1PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスのうち、格納容器スプレイ系による緩和手段に期待できない事故シーケンスがレベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。</p>	<p>また、CFFをレベル1PRAの起回事象別に整理したものを第4.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFFに支配的な起回事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能の喪失によりRCPシールLOCAが発生する事故シーケンスである。また、手動停止では手動停止時に補助給水に失敗する事故シーケンスがCDFに寄与が大きい事故シーケンスとなる。前者が主に該当するPDSはSEDであり、CFFに寄与が大きいPDSに該当する。また、後者が主に該当するPDSはTED及びTEIである。TEIについては、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱が継続され、条件付き格納容器破損確率が減少(0.08)するため、CFFに寄与が大きいPDSに該当せず、TEDが寄与が大きいPDSとなっている。したがって、レベル1PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスのうち、格納容器スプレイ系による緩和手段に期待できない事故シーケンスがレベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。</p> <p>④ 重要度評価について                  レベル1.5PRAとして重要度評価は実施していないが、レベル1PRAで算出された炉心損傷頻度をPDSとして整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特にAM策を考慮しない（条件付き格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル1PRAの結果に強く依存する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCFFの約95%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）、加圧器安全弁（閉失敗）及び補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても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の破損を防止することができる。</li> <li>「σモード（格納容器雰囲気直接加熱）」ではCFFの約96%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シーケンス</li> </ul>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川は起回事象別格納容器破損頻度の評価結果を記載していないため、大飯と比較する</li> <li>【大飯】</li> <li>■個別評価による相違</li> <li>【大飯】</li> <li>■記載方針の相違</li> <li>・格納容器スプレイ系による格納容器内除熱のため、TEIがCFFに与える寄与が小さくなることは泊と大飯と同様だが、泊はその旨を明記している（高浜3/4と同様）</li> <li>【高浜】</li> <li>■個別評価による相違</li> <li>【女川】</li> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川は重要度評価について記載していないため、大飯と比較する</li> <li>【大飯】</li> <li>■個別評価による相違</li> <li>【大飯】</li> <li>■設備名称の相違</li> <li>・代替低圧注水ポンプ⇄代替格納容器スプレイポンプ</li> <li>【大飯】</li> <li>■個別評価による相違</li> </ul>



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>レベル1 PRAの全交流動力電源喪失の場合と同様に、DG-A (B)の継続運転失敗+DG-B (A)の試験による待機除外の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替低圧注水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の破損を防止することができる。</p> <p>2.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析                  ① 不確実さ解析</p> <p>(1)プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析                  プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-1表及び第2.1.1.g-1図に示す。不確実さ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確実さ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、SEDが支</p>	<p>4.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析                  ① 不確実さ解析</p> <p>プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率の不確かさに着目した不確実さ解析を実施した評価結果を第4.1.1.g-1表及び第4.1.1.g-1図に示す。全格納容器破損頻度の平均値は点推定値と同等で<math>5.6 \times 10^{-5}</math>/炉年、エラーファクターは4.4と評価され、95%上限値と5%下限値の間には約20倍の不確かさがあるという結果になった。また、破損モード別の不確かさについても確認した結果、点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、今回のPRAの目的である格納容器破損モードの選定に際して重要となるプラント個別の格納容器破損頻度の相対的な割合に不確かさが大きな影響を与えないことを確認した。</p> <p>各プラント損傷状態、破損モード別の不確かさについても評価結果を確認した結果、点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、今回のPRAの目的である格納容器破損モードの選定に際して重要となるプラント個別の格納容器破損頻度の相対的な割合に不確かさが大きな影響を与えないことを確認した。</p>	<p>であり、レベル1 PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）の寄与が大きくなるものと考えられるが、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の破損を防止することができる。</p> <p>4.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析                  ① 不確実さ解析</p> <p>プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率の不確かさに着目した不確実さ解析を実施した評価結果を第4.1.1.g-1表に示す。全格納容器破損頻度の平均値は点推定値と同等で<math>2.1 \times 10^{-4}</math>/炉年、エラーファクターは8.0と評価され、95%上限値と5%下限値の間には約63倍の不確かさがあるという結果になった。</p> <p>(1)プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析                  プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第4.1.1.g-2表及び第4.1.1.g-1図に示す。不確実さ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確実さ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、SEDが支</p>	<p>・泊は<math>\sigma</math>モードの次に大きなCDFとなるのは<math>\sigma</math>モード、大飯は<math>\tau</math>モードとなっている（伊方と同様）</p> <p>【大飯】                  ■記載方針の相違                  ・女川実績の反映                  ・泊は不確実さ解析結果を本文中に記載している</p> <p>【女川】                  ■個別評価による相違                  【女川】                  ■記載方針の相違                  ・女川は各プラント損傷状態、破損モード別の不確かさについて評価結果をまとめて記載しており、泊は各プラント損傷状態、破損モード及び格納容器破損カテゴリ別の不確かさ解析について以下(1)～(3)に詳細に記載している                  ・4.1.1.g①(1)～(3)については女川には記載がないため、大飯と比較する</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</p> <p>(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析                  格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-2表及び第2.1.1.g-2図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損(<math>\delta</math>)が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</li> <li>点推定値が不確実さ分布内にない<math>\mu</math>（格納容器直接接触）については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.4MPa[gage]）、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。</li> <li>今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているg（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TISGTR））と<math>\alpha</math>（原子炉容器内水蒸気爆発）は、g（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））にg（蒸気発生器伝熱管破損）の格納容器破損頻度を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して2～4桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。</li> </ul> <p>(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析                  格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解</p>		<p>配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</p> <p>(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析                  格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第4.1.1.g-3表及び第4.1.1.g-2図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損(<math>\delta</math>)が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</li> <li>点推定値が不確実さ分布内にない<math>\sigma</math>（格納容器雰囲気気直接加熱）、<math>\mu</math>（格納容器直接接触）、<math>\tau</math>（過温破損）については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]）、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。</li> <li>今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているg（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））と<math>\alpha</math>（原子炉容器内水蒸気爆発）は、g（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））にg（蒸気発生器伝熱管破損）の格納容器破損頻度を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して3～5桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。</li> </ul> <p>(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析                  格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解</p>	<p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・泊は<math>\sigma</math>、<math>\tau</math>モードについても点推定値が不確実さ分布内                  ない結果となっている（高                  浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>析結果を第2.1.1.g-3表及び第2.1.1.g-3図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</li> <li>点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接</li> </ul> <p>② 感度解析</p> <p>プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態SEDの溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.4MPa[gage]）。SEDはプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状態SEDの工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ベースケース（ケース1）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として□を設定</li> <li>感度解析（ケース2）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として□を設定。</li> </ul> <p>格納容器破損頻度の感度解析結果を第2.1.1.g-4表及び第</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>② 感度解析</p> <p>格納容器破損頻度の外部電源復旧に関する感度解析を実施し</p>	<p>析結果を第4.1.1.g-4表及び第4.1.1.g-3図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</li> <li>点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接</li> </ul> <p>② 感度解析</p> <p>プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態SEDの溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]）。SEDはプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状態SEDの工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ベースケース（ケース1）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として□を設定</li> <li>感度解析（ケース2）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として□を設定。</li> </ul> <p>格納容器破損頻度の感度解析を実施した評価結果を第</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】              ■個別評価による相違              ・泊は格納容器雰囲気直接加熱、貫通部過温についても点推定値が不確実さ分布内にはない結果となっている（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】              ■個別評価による相違</p> <p>【女川】              ■評価方針の相違              ・泊はプラント損傷状態 SED の溶融物分散放出、女川は外部電源復旧に関する感度解析を実施しており、感度解析のケースが相違しているため、大飯と比較する</p> <p>【大飯】              ■個別評価による相違</p> <p>【女川】</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。



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>2.1.1.g-4図に示す。本感度解析の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、<math>\delta</math>（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態SEDにおいて、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、<math>\sigma</math>（格納容器雰囲気直接加熱）、<math>\tau</math>（過温破損）、<math>\mu</math>（格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた<math>\varepsilon</math>（ベースマツト溶融貫通）が増加した。</li> <li>・SEDと同じ小破断LOCAのプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関してSEDと同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水があるSEW、SEI、SLW、SLIにおいて溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、<math>\eta</math>（原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。</li> </ul>	<p>た評価結果を第4.1.1.g-2表及び第4.1.1.g-2図に示す。評価の結果、コア・コンクリート反応継続については、外部電源復旧を考慮しないことにより、全交流動力電源喪失シーケンスにおける炉心損傷頻度が増加することに加え、デブリ及び格納容器の冷却手段確保の可能性が減少することから、格納容器破損頻度が増加した。格納容器破損モード別格納容器破損割合、格納容器破損モード別格納容器破損頻度に大きな影響は無い。</p>	<p>4.1.1.g-5表及び第4.1.1.g-4図に示す。評価の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、<math>\delta</math>（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態SEDにおいて、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、<math>\sigma</math>（格納容器雰囲気直接加熱）、<math>\tau</math>（過温破損）、<math>\mu</math>（格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた<math>\varepsilon</math>（ベースマツト溶融貫通）が増加した。</li> <li>・SEDと同じ小破断LOCAのプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関してSEDと同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水があるSEW、SEI、SLW、SLIにおいて溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、<math>\eta</math>（原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。</li> </ul>	<p>■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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																																									
	<table border="1" data-bbox="719 284 1272 730"> <caption>第4.1.1.a-1表 格納容器の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>仕様等</th> </tr> <tr> <th colspan="2">型式</th> <th>圧力抑制形 (マーク1改良型)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">容 積</td> <td>ドライウエル空気体積 (ベント系含む)</td> <td>7950m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ体積</td> <td>7950m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最高使用圧力</td> <td>ドライウエル</td> <td>427kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ</td> <td>427kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最高使用温度</td> <td>ドライウエル</td> <td>171℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ</td> <td>104℃</td> </tr> <tr> <td colspan="2">限界圧力</td> <td>854kPa[gage] (最高使用圧力の2倍)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">限界温度</td> <td>200℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目		仕様等	型式		圧力抑制形 (マーク1改良型)	容 積	ドライウエル空気体積 (ベント系含む)	7950m <sup>3</sup>	サブプレッションチェンバ体積	7950m <sup>3</sup>	最高使用圧力	ドライウエル	427kPa[gage]	サブプレッションチェンバ	427kPa[gage]	最高使用温度	ドライウエル	171℃	サブプレッションチェンバ	104℃	限界圧力		854kPa[gage] (最高使用圧力の2倍)	限界温度		200℃	<table border="1" data-bbox="1352 296 1877 600"> <caption>第4.1.1.a-1表 原子炉格納容器の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>仕様等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>型式</td> <td>鋼製上部半球形下部さら形円筒形</td> </tr> <tr> <td>自由体積</td> <td>約66000m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>0.283MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>132℃</td> </tr> <tr> <td>限界圧力</td> <td>0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)</td> </tr> <tr> <td>限界温度</td> <td>200℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目	仕様等	型式	鋼製上部半球形下部さら形円筒形	自由体積	約66000m <sup>3</sup>	最高使用圧力	0.283MPa[gage]	最高使用温度	132℃	限界圧力	0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)	限界温度	200℃	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計の相違により、原子炉格納容器の仕様が相違している</li> </ul> </li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は第4.1.1.a-1表にて原子炉格納容器の主要仕様を記載している</li> </ul> </li> </ul>
項目		仕様等																																										
型式		圧力抑制形 (マーク1改良型)																																										
容 積	ドライウエル空気体積 (ベント系含む)	7950m <sup>3</sup>																																										
	サブプレッションチェンバ体積	7950m <sup>3</sup>																																										
最高使用圧力	ドライウエル	427kPa[gage]																																										
	サブプレッションチェンバ	427kPa[gage]																																										
最高使用温度	ドライウエル	171℃																																										
	サブプレッションチェンバ	104℃																																										
限界圧力		854kPa[gage] (最高使用圧力の2倍)																																										
限界温度		200℃																																										
項目	仕様等																																											
型式	鋼製上部半球形下部さら形円筒形																																											
自由体積	約66000m <sup>3</sup>																																											
最高使用圧力	0.283MPa[gage]																																											
最高使用温度	132℃																																											
限界圧力	0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)																																											
限界温度	200℃																																											



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.b-1表 <b>プラント損傷状態の分類記号</b>                      (事故のタイプと1次冷却材圧力の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される(低圧)</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA(RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至る事故シーケンスも含む(中圧)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する(高圧)</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである(中圧)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである(低圧)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(炉心損傷時期の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>E</td> <td>事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> <tr> <td>L</td> <td>事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> </tbody> </table> <p>(原子炉格納容器内事故進展の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>D</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>W</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの</td> </tr> </tbody> </table>	分類記号	説明	A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される(低圧)	S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA(RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至る事故シーケンスも含む(中圧)	T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する(高圧)	G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである(中圧)	V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである(低圧)	分類記号	説明	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの	分類記号	説明	D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの	<p>第4.1.1.b-1表 事故シーケンスの識別子</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>大破断LOCA</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>工学的安全施設に対する電源の故障状態</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>原子炉保護系の故障状態</td> </tr> <tr> <td>D</td> <td>工学的安全施設に対する直流電源の故障状態</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td>非常用炉心冷却系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>P</td> <td>主蒸気逃がし安全弁の再閉失敗</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>給水系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>S1</td> <td>中破断LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2</td> <td>小破断LOCA</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>過渡事象</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>高圧注水系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>低圧非常用炉心冷却系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>W</td> <td>残留熱除去の失敗状態</td> </tr> <tr> <td>X</td> <td>原子炉の急速減圧の失敗状態</td> </tr> </tbody> </table>	識別子	内容	A	大破断LOCA	B	工学的安全施設に対する電源の故障状態	C	原子炉保護系の故障状態	D	工学的安全施設に対する直流電源の故障状態	E	非常用炉心冷却系による注水の故障状態	P	主蒸気逃がし安全弁の再閉失敗	Q	給水系による注水の故障状態	S1	中破断LOCA	S2	小破断LOCA	T	過渡事象	U	高圧注水系による注水の故障状態	V	低圧非常用炉心冷却系による注水の故障状態	W	残留熱除去の失敗状態	X	原子炉の急速減圧の失敗状態	<p>第4.1.1.b-1表 事故シーケンスの識別子                      (事故のタイプと1次冷却材圧力の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される(低圧)</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA(RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至るシーケンスも含む(中圧)</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する(高圧)</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである(中圧)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである(低圧)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(炉心損傷時期の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>E</td> <td>事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> <tr> <td>L</td> <td>事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> </tbody> </table> <p>(原子炉格納容器内事故進展の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>D</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>W</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの</td> </tr> </tbody> </table>	識別子	内容	A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される(低圧)	S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA(RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至るシーケンスも含む(中圧)	T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する(高圧)	G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである(中圧)	V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである(低圧)	識別子	内容	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの	識別子	内容	D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・PDSを分類するに当たって着目している属性や分類記号が異なる(大飯と同様)</li> </ul> </li> <li>【大飯】</li> <li>■記載表現の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川に記載統一 (図表タイトルの相違については、以下相違理由説明を省略)</li> </ul> </li> </ul>
分類記号	説明																																																																																								
A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される(低圧)																																																																																								
S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA(RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至る事故シーケンスも含む(中圧)																																																																																								
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する(高圧)																																																																																								
G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである(中圧)																																																																																								
V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである(低圧)																																																																																								
分類記号	説明																																																																																								
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
分類記号	説明																																																																																								
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
A	大破断LOCA																																																																																								
B	工学的安全施設に対する電源の故障状態																																																																																								
C	原子炉保護系の故障状態																																																																																								
D	工学的安全施設に対する直流電源の故障状態																																																																																								
E	非常用炉心冷却系による注水の故障状態																																																																																								
P	主蒸気逃がし安全弁の再閉失敗																																																																																								
Q	給水系による注水の故障状態																																																																																								
S1	中破断LOCA																																																																																								
S2	小破断LOCA																																																																																								
T	過渡事象																																																																																								
U	高圧注水系による注水の故障状態																																																																																								
V	低圧非常用炉心冷却系による注水の故障状態																																																																																								
W	残留熱除去の失敗状態																																																																																								
X	原子炉の急速減圧の失敗状態																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される(低圧)																																																																																								
S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA(RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至るシーケンスも含む(中圧)																																																																																								
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する(高圧)																																																																																								
G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである(中圧)																																																																																								
V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである(低圧)																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの																																																																																								

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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																																																																					
第2.1.1.b-3表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される 事故シーケンス(1/2)				第4.1.1.b-2表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス (1/2)		【女川】 ■記載方針の相違 ・女川はプラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンスについて表での整理を記載していないことから、本表については大飯と比較する																																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">AED</td> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">AEW</td> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">AEI</td> <td>大破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+蓄圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">ALC</td> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">SED</td> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">SEW</td> <td>小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> </tbody> </table>	PDS	事故シーケンス	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗		AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	AEI	大破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	大破断LOCA+低圧注入失敗	中破断LOCA+高圧再循環失敗	ALC	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	SED	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	SEW	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	<table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">AED</td> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">AEW</td> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">AEI</td> <td>大破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+蓄圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">ALC</td> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">SED</td> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">SEW</td> <td>小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> </tbody> </table>	PDS	事故シーケンス	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	AEI	大破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	大破断LOCA+低圧注入失敗	中破断LOCA+高圧再循環失敗	ALC	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	SED	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	SEW	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
PDS	事故シーケンス																																																																										
AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
AEI	大破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗																																																																										
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧注入失敗																																																																										
	中破断LOCA+高圧再循環失敗																																																																										
ALC	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
SED	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA																																																																										
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA																																																																										
	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
SEW	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
PDS	事故シーケンス																																																																										
AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
AEI	大破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗																																																																										
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧注入失敗																																																																										
	中破断LOCA+高圧再循環失敗																																																																										
ALC	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
SED	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA																																																																										
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA																																																																										
	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
SEW	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										
	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																										
	小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																										



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3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 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される                      事故シーケンス(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SEI</td> <td>小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>小破断 LOCA + 高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>SLC</td> <td>小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">TED</td> <td>手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">TEW</td> <td>過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>ATWS + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">TEI</td> <td>手動停止 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">G</td> <td>ATWS</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>インターフェイスシステム LOCA</td> </tr> </tbody> </table>	PDS	事故シーケンス	SEI	小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗	SLW	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	SLI	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	SLC	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	TED	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	TEW	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	ATWS + 格納容器スプレイ再循環失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	TEI	手動停止 + 補助給水失敗	過渡事象 + 補助給水失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗	G	ATWS	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	V	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	V	インターフェイスシステム LOCA		<p>第 4.1.1.b-2 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">SEI</td> <td>小破断 LOCA + 高圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">SLW</td> <td>小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>小破断 LOCA + 高圧再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">SLC</td> <td>小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">TED</td> <td>手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> </tr> <tr> <td>手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">TEW</td> <td>過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>ATWS + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">TEI</td> <td>手動停止 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">G</td> <td>ATWS</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>インターフェイスシステム LOCA</td> </tr> </tbody> </table>	PDS	事故シーケンス	SEI	小破断 LOCA + 高圧注入失敗	小破断 LOCA + 補助給水失敗	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗	SLW	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	SLI	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	SLC	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	TED	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	TEW	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	ATWS + 格納容器スプレイ再循環失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	TEI	手動停止 + 補助給水失敗	過渡事象 + 補助給水失敗	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	外部電源喪失 + 補助給水失敗	G	ATWS	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	V	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	V	インターフェイスシステム LOCA	<p>【女川】  <span style="color: blue;">■</span>記載方針の相違                      ・女川はプラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンスについて表での整理を記載していないことから、本表については大飯と比較する</p>
PDS	事故シーケンス																																																																																								
SEI	小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗																																																																																								
SLW	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
SLI	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗																																																																																								
SLC	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
TED	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失																																																																																								
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗																																																																																								
	ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
TEW	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	ATWS + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
TEI	手動停止 + 補助給水失敗																																																																																								
	過渡事象 + 補助給水失敗																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗																																																																																								
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗																																																																																								
	外部電源喪失 + 補助給水失敗																																																																																								
G	ATWS																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗																																																																																								
V	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗																																																																																								
V	インターフェイスシステム LOCA																																																																																								
PDS	事故シーケンス																																																																																								
SEI	小破断 LOCA + 高圧注入失敗																																																																																								
	小破断 LOCA + 補助給水失敗																																																																																								
	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗																																																																																								
SLW	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
SLI	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗																																																																																								
SLC	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
TED	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失																																																																																								
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗																																																																																								
	ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗																																																																																								
	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
TEW	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	ATWS + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																								
TEI	手動停止 + 補助給水失敗																																																																																								
	過渡事象 + 補助給水失敗																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗																																																																																								
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗																																																																																								
	外部電源喪失 + 補助給水失敗																																																																																								
G	ATWS																																																																																								
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗																																																																																								
V	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗																																																																																								
V	インターフェイスシステム LOCA																																																																																								

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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;">第4.1.1.b-2表 炉心損傷に至る事故シーケンス</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">事故シーケンス</th> <th style="width: 90%;">特徴</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TQUV</td> <td>高圧・低圧のECCS系の故障が生じているシーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は低圧状態であり、早期に炉心損傷する。</td> </tr> <tr> <td>TQUX</td> <td>高圧ECCSの故障と減圧失敗が生じているシーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は高圧状態であり、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>長期TB</td> <td>全交流動力電源喪失シーケンスのうち、RCIC作動後、DC電源の枯渇により、RCICが機能喪失し炉心損傷に至るシーケンスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>TBD</td> <td>全交流動力電源喪失シーケンスのうち、全交流動力電源の喪失後、直流電源系の喪失により、原子炉が注水ができないシーケンスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>TBU</td> <td>全交流動力電源喪失シーケンスのうち、直流電源系は利用可能であるが、RCIC等の故障により、原子炉が注水ができないシーケンスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>TBP</td> <td>全交流動力電源喪失シーケンスのうち、直流電源系は利用可能であるが、逃がし安全弁の開放により原子炉が減圧し、RCICによる原子炉注水ができないシーケンスである。原子炉は低圧であり、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>TW</td> <td>炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、崩壊熱の除去に失敗しているため、崩壊熱は格納容器内に蒸気として放出されることから、格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>TC</td> <td>炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、制御棒が挿入されないため大量の蒸気が格納容器内に放出されることから、炉心損傷前に格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>AE</td> <td>大破断LOCA後原子炉注水機能が喪失するシーケンスである。LOCA時の破断は大規模であるため、低圧ECCS作動には原子炉減圧は不要であり、TQUVシーケンスと同様に、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>SIE</td> <td>中破断LOCA後原子炉注水機能が喪失するシーケンスである。LOCA時の破断は中規模で、低圧ECCS作動には原子炉減圧が必要であるが、炉心損傷時点では、AEシーケンスと同様、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>SZE</td> <td>小破断LOCA後原子炉注水機能が喪失するシーケンスである。LOCA時の破断は、RCICで炉心維持が可能な小規模破断である。TQUXシーケンスと同様、原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>ISLOCA</td> <td>高圧部分と低圧部分を接続する系統で、隔離弁の故障等により低圧部分が過圧により破損するシーケンスである。原子炉が冷却材圧力バウンダリとのインターフェイスとなる配管が破損することにより、格納容器外へ原子炉冷却材が流出するシーケンスである。</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンス	特徴	TQUV	高圧・低圧のECCS系の故障が生じているシーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は低圧状態であり、早期に炉心損傷する。	TQUX	高圧ECCSの故障と減圧失敗が生じているシーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は高圧状態であり、炉心損傷は早期である。	長期TB	全交流動力電源喪失シーケンスのうち、RCIC作動後、DC電源の枯渇により、RCICが機能喪失し炉心損傷に至るシーケンスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。	TBD	全交流動力電源喪失シーケンスのうち、全交流動力電源の喪失後、直流電源系の喪失により、原子炉が注水ができないシーケンスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。	TBU	全交流動力電源喪失シーケンスのうち、直流電源系は利用可能であるが、RCIC等の故障により、原子炉が注水ができないシーケンスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。	TBP	全交流動力電源喪失シーケンスのうち、直流電源系は利用可能であるが、逃がし安全弁の開放により原子炉が減圧し、RCICによる原子炉注水ができないシーケンスである。原子炉は低圧であり、炉心損傷は早期である。	TW	炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、崩壊熱の除去に失敗しているため、崩壊熱は格納容器内に蒸気として放出されることから、格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。	TC	炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、制御棒が挿入されないため大量の蒸気が格納容器内に放出されることから、炉心損傷前に格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷は早期である。	AE	大破断LOCA後原子炉注水機能が喪失するシーケンスである。LOCA時の破断は大規模であるため、低圧ECCS作動には原子炉減圧は不要であり、TQUVシーケンスと同様に、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。	SIE	中破断LOCA後原子炉注水機能が喪失するシーケンスである。LOCA時の破断は中規模で、低圧ECCS作動には原子炉減圧が必要であるが、炉心損傷時点では、AEシーケンスと同様、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。	SZE	小破断LOCA後原子炉注水機能が喪失するシーケンスである。LOCA時の破断は、RCICで炉心維持が可能な小規模破断である。TQUXシーケンスと同様、原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。	ISLOCA	高圧部分と低圧部分を接続する系統で、隔離弁の故障等により低圧部分が過圧により破損するシーケンスである。原子炉が冷却材圧力バウンダリとのインターフェイスとなる配管が破損することにより、格納容器外へ原子炉冷却材が流出するシーケンスである。	<p style="text-align: center;">第4.1.1.b-3表 炉心損傷に至る事故シーケンス</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">事故シーケンス</th> <th style="width: 90%;">特徴</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AED</td> <td>大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>AEF</td> <td>大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>AEI</td> <td>大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>ALC</td> <td>大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>SED</td> <td>小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>SEF</td> <td>小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td>小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>SLF</td> <td>小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>SLC</td> <td>小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>過渡事象後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>TEF</td> <td>過渡事象後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>TEI</td> <td>過渡事象後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである。</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンス	特徴	AED	大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。	AEF	大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。	AEI	大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。	ALC	大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は後期である。	SED	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。	SEF	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。	SEI	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。	SLF	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。	SLI	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。	SLC	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。	TED	過渡事象後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。	TEF	過渡事象後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。	TEI	過渡事象後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。	V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。	G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・設計の相違により、事故シーケンスが相違している（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は第4.1.1.b-3表にて炉心損傷にいたる事故シーケンスの特徴を記載している</li> </ul>
事故シーケンス	特徴																																																												
TQUV	高圧・低圧のECCS系の故障が生じているシーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は低圧状態であり、早期に炉心損傷する。																																																												
TQUX	高圧ECCSの故障と減圧失敗が生じているシーケンスである。本シーケンスにおいては、原子炉は高圧状態であり、炉心損傷は早期である。																																																												
長期TB	全交流動力電源喪失シーケンスのうち、RCIC作動後、DC電源の枯渇により、RCICが機能喪失し炉心損傷に至るシーケンスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。																																																												
TBD	全交流動力電源喪失シーケンスのうち、全交流動力電源の喪失後、直流電源系の喪失により、原子炉が注水ができないシーケンスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。																																																												
TBU	全交流動力電源喪失シーケンスのうち、直流電源系は利用可能であるが、RCIC等の故障により、原子炉が注水ができないシーケンスである。原子炉は高圧であり、炉心損傷は早期である。																																																												
TBP	全交流動力電源喪失シーケンスのうち、直流電源系は利用可能であるが、逃がし安全弁の開放により原子炉が減圧し、RCICによる原子炉注水ができないシーケンスである。原子炉は低圧であり、炉心損傷は早期である。																																																												
TW	炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、崩壊熱の除去に失敗しているため、崩壊熱は格納容器内に蒸気として放出されることから、格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。原子炉は高圧であり、炉心損傷は後期である。																																																												
TC	炉心注水機能は維持されているため炉心は健全であるが、制御棒が挿入されないため大量の蒸気が格納容器内に放出されることから、炉心損傷前に格納容器が過圧により破損し、その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷は早期である。																																																												
AE	大破断LOCA後原子炉注水機能が喪失するシーケンスである。LOCA時の破断は大規模であるため、低圧ECCS作動には原子炉減圧は不要であり、TQUVシーケンスと同様に、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
SIE	中破断LOCA後原子炉注水機能が喪失するシーケンスである。LOCA時の破断は中規模で、低圧ECCS作動には原子炉減圧が必要であるが、炉心損傷時点では、AEシーケンスと同様、原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
SZE	小破断LOCA後原子炉注水機能が喪失するシーケンスである。LOCA時の破断は、RCICで炉心維持が可能な小規模破断である。TQUXシーケンスと同様、原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
ISLOCA	高圧部分と低圧部分を接続する系統で、隔離弁の故障等により低圧部分が過圧により破損するシーケンスである。原子炉が冷却材圧力バウンダリとのインターフェイスとなる配管が破損することにより、格納容器外へ原子炉冷却材が流出するシーケンスである。																																																												
事故シーケンス	特徴																																																												
AED	大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
AEF	大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
AEI	大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
ALC	大破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で、炉心損傷は後期である。																																																												
SED	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
SEF	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
SEI	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
SLF	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。																																																												
SLI	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。																																																												
SLC	小破断LOCA後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で、炉心損傷は後期である。																																																												
TED	過渡事象後、原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
TEF	過渡事象後、原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
TEI	過渡事象後、原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は高圧状態で、炉心損傷は早期である。																																																												
V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。																																																												
G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである。																																																												



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）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
第2.1.1.b-2表 プラント損傷状態の定義 <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No</th> <th rowspan="2">PDS</th> <th rowspan="2">事故のタイプ</th> <th rowspan="2">RCS 圧力</th> <th rowspan="2">炉心損傷 時期</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内事故進展</th> </tr> <tr> <th>RWS P本の 原子炉格納 容器への移送</th> <th>原子炉 格納容器 破損時期</th> <th>原子炉 格納容器内 熱除去手段</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>AED</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>2</td><td>AEW</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>3</td><td>AEI</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>4</td><td>ALC</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>長期</td><td>○</td><td>炉心損傷前</td><td>×</td></tr> <tr><td>5</td><td>SED</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>6</td><td>SEW</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>7</td><td>SEI</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>8</td><td>SLW</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>長期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>9</td><td>SLI</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>長期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>10</td><td>SLC</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>長期</td><td>○</td><td>炉心損傷前</td><td>×</td></tr> <tr><td>11</td><td>TED</td><td>Transient</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>12</td><td>TEW</td><td>Transient</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>13</td><td>TEI</td><td>Transient</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>14</td><td>V</td><td>インターフェイス システム LOCA</td><td>低圧</td><td></td><td></td><td>—</td><td></td></tr> <tr><td>15</td><td>G</td><td>SGTR</td><td>中圧</td><td></td><td></td><td>—</td><td></td></tr> </tbody> </table>						No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事故進展			RWS P本の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段	1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×	2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×	3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○	4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	長期	○	炉心損傷前	×	5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×	6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×	7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○	8	SLW	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×	9	SLI	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○	10	SLC	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×	11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×	12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×	13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○	14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—		15	G	SGTR	中圧			—		第4.1.1.b-3表 プラント損傷状態の分類結果 <table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>PCV 破損時期</th> <th>RPV 圧力</th> <th>炉心損傷時期</th> <th>プラント損傷 時点での電源有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TQV</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>DC/AC 電源有</td></tr> <tr><td>TQX</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>DC/AC 電源有</td></tr> <tr><td>長期 TB</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>後期</td><td>DC 電源無 AC 電源有</td></tr> <tr><td>TBU</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>DC 電源有 AC 電源無</td></tr> <tr><td>TBP</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>DC 電源有 AC 電源無</td></tr> <tr><td>TBD</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>DC 電源無 AC 電源無</td></tr> <tr><td>TW</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>後期</td><td>—</td></tr> <tr><td>TC</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr> <tr><td>AE</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>DC/AC 電源有</td></tr> <tr><td>S1E</td><td>炉心損傷後</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>DC/AC 電源有</td></tr> <tr><td>S2E</td><td>炉心損傷後</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>DC/AC 電源有</td></tr> <tr><td>ISLOCA</td><td>炉心損傷前</td><td>—</td><td>早期</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>※1:蓄電池枯渇により事象発生から8時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、炉心損傷に至るため、プラント損傷時点では事故進展が検出されていない。                      注：網掛けは格納容器先行破損に至る事故シークエンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするPDSを示す。</p>					PDS	PCV 破損時期	RPV 圧力	炉心損傷時期	プラント損傷 時点での電源有無	TQV	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有	TQX	炉心損傷後	高圧	早期	DC/AC 電源有	長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	DC 電源無 AC 電源有	TBU	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源有 AC 電源無	TBP	炉心損傷後	低圧	早期	DC 電源有 AC 電源無	TBD	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源無 AC 電源無	TW	炉心損傷前	—	後期	—	TC	炉心損傷前	—	早期	—	AE	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有	S1E	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有	S2E	炉心損傷後	高圧	早期	DC/AC 電源有	ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	—	第4.1.1.b-4表 プラント損傷状態の分類結果 <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No</th> <th rowspan="2">PDS</th> <th rowspan="2">事故のタイプ</th> <th rowspan="2">RCS 圧力</th> <th rowspan="2">炉心損傷 時期</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内事故進展</th> </tr> <tr> <th>RWS P本の 原子炉格納 容器への移送</th> <th>原子炉 格納容器 破損時期</th> <th>原子炉 格納容器内 熱除去手段</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>AED</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>2</td><td>AEF</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>3</td><td>AEI</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>4</td><td>ALC</td><td>大中破断 LOCA</td><td>低圧</td><td>後期</td><td>○</td><td>炉心損傷前</td><td>×</td></tr> <tr><td>5</td><td>SED</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>6</td><td>SEW</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>7</td><td>SEI</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>8</td><td>SLF</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>後期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>9</td><td>SLI</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>後期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>10</td><td>SLC</td><td>小破断 LOCA</td><td>中圧</td><td>後期</td><td>○</td><td>炉心損傷前</td><td>×</td></tr> <tr><td>11</td><td>TED</td><td>Transient</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>×</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>12</td><td>TEF</td><td>Transient</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>×</td></tr> <tr><td>13</td><td>TEI</td><td>Transient</td><td>高圧</td><td>早期</td><td>○</td><td>炉心損傷後</td><td>○</td></tr> <tr><td>14</td><td>V</td><td>インターフェイス システム LOCA</td><td>低圧</td><td></td><td></td><td>—</td><td></td></tr> <tr><td>15</td><td>G</td><td>SGTR</td><td>中圧</td><td></td><td></td><td>—</td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>注：網掛けは格納容器先行破損又は格納容器バイパスに至る事故シークエンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするPDSを示す。</p>							No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事故進展			RWS P本の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段	1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×	2	AEF	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×	3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○	4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×	5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×	6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×	7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○	8	SLF	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×	9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○	10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×	11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×	12	TEF	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×	13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○	14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—		15	G	SGTR	中圧			—		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違                         <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント損傷状態 (PDS) を定義するに当たって着目している属性が異なる (大飯と同様)</li> <li>・泊はプラント損傷時点での電源有無をPDSを定義するにあたって着目する属性としていないため、女川にて記載されている※1 については記載していない (大飯と同様)</li> <li>・泊と女川で異なる PDS を定義している (大飯と同様)</li> </ul> </li> <li>■記載方針の相違                         <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするPDSについて網掛けや注記にて示している</li> </ul> </li> </ul>
No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事故進展																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
					RWS P本の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	長期	○	炉心損傷前	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
8	SLW	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
9	SLI	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
10	SLC	小破断 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
15	G	SGTR	中圧			—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
PDS	PCV 破損時期	RPV 圧力	炉心損傷時期	プラント損傷 時点での電源有無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
TQV	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
TQX	炉心損傷後	高圧	早期	DC/AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	DC 電源無 AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源有 AC 電源無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	DC 電源有 AC 電源無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源無 AC 電源無																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
TW	炉心損傷前	—	後期	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
TC	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
AE	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
S1E	炉心損傷後	低圧	早期	DC/AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
S2E	炉心損傷後	高圧	早期	DC/AC 電源有																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事故進展																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
					RWS P本の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
2	AEF	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
8	SLF	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
12	TEF	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
15	G	SGTR	中圧			—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			

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37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.b-4表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度(／炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>3.3E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>7.0E-07</td><td>1.1%</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.3E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SED</td><td>4.3E-05</td><td>66.7%</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.9E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.2E-06</td><td>3.5%</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>6.2E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>1.1E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.1E-08</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>TED</td><td>8.6E-06</td><td>13.4%</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>9.4E-06</td><td>14.7%</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.2E-07</td><td>0.5%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>6.4E-05</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合	AED	2.4E-09	<0.1%	AEW	3.3E-09	<0.1%	AEI	7.0E-07	1.1%	ALC	1.3E-08	<0.1%	SED	4.3E-05	66.7%	SEW	1.9E-09	<0.1%	SEI	2.2E-06	3.5%	SLW	6.2E-09	<0.1%	SLI	1.1E-08	<0.1%	SLC	4.1E-08	0.1%	TED	8.6E-06	13.4%	TEW	1.4E-09	<0.1%	TEI	9.4E-06	14.7%	V	3.0E-11	<0.1%	G	3.2E-07	0.5%	合計	6.4E-05	100.0%	<p>第4.1.1.b-4表 プラント損傷状態の発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度(／炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TQUV</td><td>2.9E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TQUX</td><td>1.9E-07</td><td>0.3%</td></tr> <tr><td>長期TB</td><td>6.1E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TBD</td><td>4.5E-12</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TBU</td><td>1.3E-12</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TBP</td><td>9.3E-13</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TW</td><td>5.5E-05</td><td>99.7%</td></tr> <tr><td>TC</td><td>3.9E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>AE</td><td>4.2E-14</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>S1E</td><td>3.3E-12</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>S2E</td><td>5.5E-14</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>ISLOCA</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合	TQUV	2.9E-11	<0.1%	TQUX	1.9E-07	0.3%	長期TB	6.1E-11	<0.1%	TBD	4.5E-12	<0.1%	TBU	1.3E-12	<0.1%	TBP	9.3E-13	<0.1%	TW	5.5E-05	99.7%	TC	3.9E-09	<0.1%	AE	4.2E-14	<0.1%	S1E	3.3E-12	<0.1%	S2E	5.5E-14	<0.1%	ISLOCA	2.4E-09	<0.1%	合計	5.5E-05	100%	<p>第4.1.1.b-5表 プラント損傷状態の発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度(／炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>5.3E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>4.3E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SED</td><td>2.0E-04</td><td>88.6%</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>3.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>1.3E-06</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>1.7E-07</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>3.7E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>6.2E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.1E-05</td><td>4.8%</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.3E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>1.3E-05</td><td>5.7%</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.9E-07</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.3E-04</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合	AED	5.3E-09	<0.1%	AEW	6.8E-08	<0.1%	AEI	4.3E-08	<0.1%	ALC	2.0E-08	<0.1%	SED	2.0E-04	88.6%	SEW	3.4E-09	<0.1%	SEI	1.3E-06	0.6%	SLW	1.7E-07	0.1%	SLI	3.7E-09	<0.1%	SLC	6.2E-08	<0.1%	TED	1.1E-05	4.8%	TEW	1.3E-08	<0.1%	TEI	1.3E-05	5.7%	V	3.0E-11	<0.1%	G	3.9E-07	0.2%	合計	2.3E-04	100.0%	<p>【女川】【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</p>
プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合																																																																																																																																																	
AED	2.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AEW	3.3E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AEI	7.0E-07	1.1%																																																																																																																																																	
ALC	1.3E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
SED	4.3E-05	66.7%																																																																																																																																																	
SEW	1.9E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SEI	2.2E-06	3.5%																																																																																																																																																	
SLW	6.2E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SLI	1.1E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
SLC	4.1E-08	0.1%																																																																																																																																																	
TED	8.6E-06	13.4%																																																																																																																																																	
TEW	1.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
TEI	9.4E-06	14.7%																																																																																																																																																	
V	3.0E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
G	3.2E-07	0.5%																																																																																																																																																	
合計	6.4E-05	100.0%																																																																																																																																																	
プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合																																																																																																																																																	
TQUV	2.9E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
TQUX	1.9E-07	0.3%																																																																																																																																																	
長期TB	6.1E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
TBD	4.5E-12	<0.1%																																																																																																																																																	
TBU	1.3E-12	<0.1%																																																																																																																																																	
TBP	9.3E-13	<0.1%																																																																																																																																																	
TW	5.5E-05	99.7%																																																																																																																																																	
TC	3.9E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AE	4.2E-14	<0.1%																																																																																																																																																	
S1E	3.3E-12	<0.1%																																																																																																																																																	
S2E	5.5E-14	<0.1%																																																																																																																																																	
ISLOCA	2.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
合計	5.5E-05	100%																																																																																																																																																	
プラント損傷状態	炉心損傷頻度(／炉年)	割合																																																																																																																																																	
AED	5.3E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AEW	6.8E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
AEI	4.3E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
ALC	2.0E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
SED	2.0E-04	88.6%																																																																																																																																																	
SEW	3.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SEI	1.3E-06	0.6%																																																																																																																																																	
SLW	1.7E-07	0.1%																																																																																																																																																	
SLI	3.7E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SLC	6.2E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
TED	1.1E-05	4.8%																																																																																																																																																	
TEW	1.3E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
TEI	1.3E-05	5.7%																																																																																																																																																	
V	3.0E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
G	3.9E-07	0.2%																																																																																																																																																	
合計	2.3E-04	100.0%																																																																																																																																																	



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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																																																																																																																															
第2.1.1.e-1表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出 <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損状態</th> <th>破損形態</th> <th>記号</th> <th>破損形態の解説</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">格納容器バイパス</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td rowspan="2">κ</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>誘因蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>β</td> <td>格納容器隔離に失敗する</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>ν</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="11">格納容器破損</td> <td>水蒸気による過圧</td> <td>δ</td> <td>炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>先行破損</td> <td>θ</td> <td>炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>ε</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通</td> </tr> <tr> <td>格納容器貫通部過温</td> <td>τ</td> <td>崩壊熱による格納容器貫通部過温破損</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>α</td> <td>原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>η</td> <td>原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損以前）</td> <td>γ</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損直後）</td> <td>γ'</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損後期）</td> <td>γ''</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>σ</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接接触</td> <td>μ</td> <td>溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損</td> </tr> </tbody> </table>			破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	κ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス	誘因蒸気発生器伝熱管破損	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	β	格納容器隔離に失敗する	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス	格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損	水素燃焼（原子炉容器破損後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損	第4.1.1.c-1表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出 <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損状態</th> <th>破損形態</th> <th>破損形態の解説</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器バイパス</td> <td>隔離失敗</td> <td>PCV隔離に失敗する</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">格納容器の物理的破損</td> <td>過圧破損（未臨界確保失敗）</td> <td>未臨界確保失敗時の水蒸気発生に伴うPCVの過圧先行破損</td> </tr> <tr> <td>過圧破損（崩壊熱除去失敗）</td> <td>崩壊熱除去失敗時の水蒸気蓄積に伴うPCV過圧先行破損</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>格納容器内での水蒸気爆発によるPCV破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>シェルアタックによりPCV破損</td> </tr> <tr> <td>過温破損</td> <td>PCV貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷してPCVが破損</td> </tr> <tr> <td>過圧破損（長期冷却失敗）</td> <td>損傷炉心冷却時の水蒸気発生に伴うPCV過圧破損</td> </tr> <tr> <td>コア・コンクリート反応継続</td> <td>コア・コンクリート反応に伴うRPV支持機能喪失によるPCV破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>水素燃焼によるPCV過圧破損</td> </tr> </tbody> </table>			破損状態	破損形態	破損形態の解説	格納容器バイパス	隔離失敗	PCV隔離に失敗する	インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス	格納容器の物理的破損	過圧破損（未臨界確保失敗）	未臨界確保失敗時の水蒸気発生に伴うPCVの過圧先行破損	過圧破損（崩壊熱除去失敗）	崩壊熱除去失敗時の水蒸気蓄積に伴うPCV過圧先行破損	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によるPCV破損	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損	溶融物直接接触	シェルアタックによりPCV破損	過温破損	PCV貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷してPCVが破損	過圧破損（長期冷却失敗）	損傷炉心冷却時の水蒸気発生に伴うPCV過圧破損	コア・コンクリート反応継続	コア・コンクリート反応に伴うRPV支持機能喪失によるPCV破損	水素燃焼	水素燃焼によるPCV過圧破損	第4.1.1.e-1表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出 <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損状態</th> <th>破損形態</th> <th>記号</th> <th>破損形態の解説</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">格納容器バイパス</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td rowspan="2">κ</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>誘因蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>β</td> <td>原子炉格納容器の隔離に失敗</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>ν</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="11">格納容器破損</td> <td>水蒸気による過圧</td> <td>δ</td> <td>炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>先行破損</td> <td>θ</td> <td>炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>ε</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通</td> </tr> <tr> <td>格納容器貫通部過温</td> <td>τ</td> <td>崩壊熱による格納容器貫通部過温破損</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>α</td> <td>原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>η</td> <td>原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損以前）</td> <td>γ</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損直後）</td> <td>γ'</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損後期）</td> <td>γ''</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>σ</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接接触</td> <td>μ</td> <td>溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損</td> </tr> </tbody> </table>			破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	κ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス	誘因蒸気発生器伝熱管破損	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	β	原子炉格納容器の隔離に失敗	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス	格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損	水素燃焼（原子炉容器破損後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損	【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、抽出された負荷の種類が異なる（大飯と同様） 【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は格納容器破損モードのギリシャ文字での割り当てを記載している（大飯と同様）
破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説																																																																																																																																					
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	κ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	格納容器隔離失敗	β	格納容器隔離に失敗する																																																																																																																																					
	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通																																																																																																																																					
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損																																																																																																																																					
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損																																																																																																																																					
	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損																																																																																																																																					
	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損																																																																																																																																					
破損状態	破損形態	破損形態の解説																																																																																																																																						
格納容器バイパス	隔離失敗	PCV隔離に失敗する																																																																																																																																						
	インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																						
格納容器の物理的破損	過圧破損（未臨界確保失敗）	未臨界確保失敗時の水蒸気発生に伴うPCVの過圧先行破損																																																																																																																																						
	過圧破損（崩壊熱除去失敗）	崩壊熱除去失敗時の水蒸気蓄積に伴うPCV過圧先行破損																																																																																																																																						
	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によるPCV破損																																																																																																																																						
	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損																																																																																																																																						
	溶融物直接接触	シェルアタックによりPCV破損																																																																																																																																						
	過温破損	PCV貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷してPCVが破損																																																																																																																																						
	過圧破損（長期冷却失敗）	損傷炉心冷却時の水蒸気発生に伴うPCV過圧破損																																																																																																																																						
	コア・コンクリート反応継続	コア・コンクリート反応に伴うRPV支持機能喪失によるPCV破損																																																																																																																																						
	水素燃焼	水素燃焼によるPCV過圧破損																																																																																																																																						
	破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説																																																																																																																																				
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	κ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	格納容器隔離失敗	β	原子炉格納容器の隔離に失敗																																																																																																																																					
	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通																																																																																																																																					
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損																																																																																																																																					
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損																																																																																																																																					
	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼（原子炉容器破損後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損																																																																																																																																					
	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損																																																																																																																																					

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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			
第2.1.1.c-2表 プラント損傷状態と負荷の対応												【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、プラント損傷状態（PDS）、原子炉格納容器の健全性に影響を与える各負荷及び負荷の発生時期が相違している（大飯と同様）			
プラント損傷状態	炉心損傷まで	RV破損まで	RV破損直後	RV破損以降	プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV破損直後	RPV破損直後	事故後期	プラント損傷状態	炉心損傷まで		原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
大破断LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	先行破損(θ)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	原子炉容器破損以降	原子炉容器破損(γ')	原子炉容器破損直後		原子炉容器破損直後	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
小破断LOCA (S)	先行破損(θ) (A又はSのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	炉外水蒸気爆発(η)	小破断LOCA (S)	先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	格納容器の水蒸気による過 圧(δ)	格納容器の水蒸気による過 圧(δ)	格納容器の水蒸気による過 圧(δ)		格納容器の水蒸気による過 圧(δ)	格納容器の水蒸気による過 圧(δ)	格納容器の水蒸気による過 圧(δ)
トランジェント(T)	2次冷却系から環境へのFP放出(ε)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	トランジェント(T)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)		格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)
蒸気発生器伝熱管破損(G)	2次冷却系から環境へのFP放出(ε)	蒸気発生器伝熱管破損(G)	格納容器直接加熱(σ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(σ) (S又はTのみ可能性あり)	インターフェイシシステムLOCA (V)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)		補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)
第4.1.1.c-2表 プラント損傷状態と負荷の対応												【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、プラント損傷状態（PDS）、原子炉格納容器の健全性に影響を与える各負荷及び負荷の発生時期が相違している（大飯と同様）			
プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV破損前	RPV破損直後	RPV破損直後	AE	炉心損傷前	RPV破損前	RPV破損直後	事故後期	プラント損傷状態	炉心損傷前		原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
SIE	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	SIZE	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	原子炉容器破損以降	原子炉容器破損(γ')	原子炉容器破損直後		原子炉容器破損直後	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
TQIV	先行破損(θ)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	炉外水蒸気爆発(η)	TQIUX	先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	格納容器の水蒸気による過 圧(δ)	格納容器の水蒸気による過 圧(δ)	格納容器の水蒸気による過 圧(δ)		格納容器の水蒸気による過 圧(δ)	格納容器の水蒸気による過 圧(δ)	格納容器の水蒸気による過 圧(δ)
TB	2次冷却系から環境へのFP放出(ε)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	ISLOCA	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)		格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)
ISLOCA	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	ISLOCA	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)		補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)	補助建屋から環境への大量FP放出(ν)



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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
破損カテゴリ	対応する破損モード	破損モード	判断基準	破損カテゴリ	対応する破損モード	判断基準
水蒸気（相蒸気）による過圧	$\delta, \theta$	原子炉格納容器ハウジングにかかる圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。	原子炉格納容器ハウジングにかかる圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力0.56MPa(表)</b> を上回ること。	水蒸気（相蒸気）による過圧	$\delta, \theta$	原子炉格納容器ハウジングにかかる圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力0.56MPa(表)</b> を上回ること。
コンクリート侵食	$\epsilon$	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。	コンクリート侵食	$\epsilon$	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。
貫通部過温	$\tau$	原子炉格納容器ハウジングにかかる温度が <b>200℃</b> を上回ること。	原子炉格納容器ハウジングにかかる温度が <b>200℃</b> を上回ること。	貫通部過温	$\tau$	原子炉格納容器ハウジングにかかる温度が <b>200℃</b> を上回ること。
漏えい箇所の隔離機能喪失	$\nu, \xi$	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。	漏えい箇所の隔離機能喪失	$\nu, \xi$	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。
格納容器隔離機能喪失	$\beta$	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。	格納容器隔離機能喪失	$\beta$	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。
炉内水蒸気爆発による過圧	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によって発生した原子炉容器ふたのエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。	炉内水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次遮断スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。	炉内水蒸気爆発による過圧	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次遮断スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。
水蒸気爆発（水蒸気スバイク）	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によって発生した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。	炉内水蒸気爆発によって発生した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。	水蒸気爆発（水蒸気スバイク）	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によって発生した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。
格納容器券閉気直接加熱	$\sigma$	格納容器券閉気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。	格納容器券閉気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。	格納容器券閉気直接加熱	$\sigma$	格納容器券閉気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）	可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）
格納容器への直接接触	$\mu$	格納容器への直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）	格納容器への直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）	格納容器への直接接触	$\mu$	格納容器への直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）
		(注1) 爆発が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。				(注1) 爆発が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。
		(注2) 原子炉格納容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。				(注2) 原子炉格納容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。

第4.1.1.e-3表 格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

破損カテゴリ	対応する破損モード	判断基準
水蒸気（相蒸気）による過圧	$\delta, \theta$	原子炉格納容器ハウジングにかかる圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力0.56MPa(表)</b> を上回ること。
コンクリート侵食	$\epsilon$	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。
貫通部過温	$\tau$	原子炉格納容器ハウジングにかかる温度が <b>200℃</b> を上回ること。
漏えい箇所の隔離機能喪失	$\nu, \xi$	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。
格納容器隔離機能喪失	$\beta$	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。
炉内水蒸気爆発による過圧	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によって発生した原子炉容器ふたのエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。
水蒸気爆発（水蒸気スバイク）	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次遮断スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。
格納容器券閉気直接加熱	$\sigma$	水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力0.56MPa(表)</b> を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	格納容器券閉気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力0.56MPa(表)</b> を上回ること。
格納容器への直接接触	$\mu$	格納容器への直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）

(注1) 爆発が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。

(注2) 原子炉格納容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。

【女川】  
 ■記載方針の相違  
 ・泊は第4.1.1.e-3表にて格納容器負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準について記載している  
 ・女川には本表がないため、大飯と比較する  
 【大飯】  
 ■記載表現の相違

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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3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2.1.1.e-4表 格納容器破損モードの選定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出</th> <th>格納容器の状態</th> <th>破損モード</th> <th>記号</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">格納容器破損モード分類</td> <td rowspan="3">漏えい</td> <td rowspan="3">格納容器健全</td> <td>格納容器健全</td> <td>φ</td> <td>格納容器が健全に維持されて事故が終息</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器バイパス</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>ε</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>誘因蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>ε</td> <td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリップ破損による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器隔離失敗</td> <td rowspan="2">格納容器隔離失敗</td> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>v</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>β</td> <td>事故後に格納容器の隔離に失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">早期大規模放出</td> <td rowspan="6">早期格納容器破損</td> <td rowspan="6">格納容器物理的破損</td> <td>原子炉容器内水蒸気爆発</td> <td>α</td> <td>原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損以前）</td> <td>γ</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損直後）</td> <td>γ'</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器外水蒸気爆発</td> <td>η</td> <td>格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>σ</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>μ</td> <td>格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">後期大規模放出</td> <td rowspan="6">後期格納容器破損</td> <td rowspan="6">格納容器物理的破損</td> <td>水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）</td> <td>γ''</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>ベースマツト溶融貫通</td> <td>ε</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通</td> </tr> <tr> <td>過温破損</td> <td>τ</td> <td>格納容器貫通部が過温で破損</td> </tr> <tr> <td>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損</td> <td>δ</td> <td>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>水蒸気蓄積による格納容器先行破損</td> <td>θ</td> <td>水蒸気蓄積によって準静的過圧で格納容器が炉心損傷前に破損</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				項目	放出	格納容器の状態	破損モード	記号	概要	格納容器破損モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が終息	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	誘因蒸気発生器伝熱管破損	ε	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリップ破損による格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	インターフェイスシステムLOCA	v	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗	早期大規模放出	早期格納容器破損	格納容器物理的破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損	原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損	溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損	後期大規模放出	後期格納容器破損	格納容器物理的破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損	ベースマツト溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通	過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的過圧で格納容器が炉心損傷前に破損							<p>第4.1.1.c-3表 格納容器破損モードの選定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器の状態</th> <th>格納容器破損モード</th> <th>破損モードの説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">健全性維持</td> <td>RPV内事故収束</td> <td>損傷炉心はRPV内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。</td> </tr> <tr> <td>PCV内事故収束</td> <td>RPV破損に至るが、損傷炉心はPCV内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。</td> </tr> <tr> <td>バイパス</td> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>格納容器をバイパスして炉内インベントリが外部に放出されるモード。</td> </tr> <tr> <td>PCV隔離失敗</td> <td>隔離失敗</td> <td>事故後にPCVの隔離に失敗するモード。</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">物理的破損</td> <td rowspan="2">PCV先行破損</td> <td>過圧破損（未臨界確保失敗）</td> <td>原子炉の停止に失敗したため、大量に発生し続ける水蒸気によって格納容器が過圧され、格納容器先行破損に至るモード。事故後早期にPCV破損が生じる。</td> </tr> <tr> <td>過圧破損（崩壊熱除去失敗）</td> <td>炉心への注水には成功するものの崩壊熱の除去に失敗、水蒸気蓄積によって過圧され格納容器先行破損に至るモード。事故後後期にPCV破損が生じる。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">炉心損傷後のPCV破損</td> <td>水蒸気爆発</td> <td>格納容器内での水蒸気爆発によってPCVが破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>シュルアタックによりPCV破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>過温破損</td> <td>D/W貫通部あるいはフランジ部の過温によってPCV破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>過圧破損（長期冷却失敗）</td> <td>損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によりサブプレッションレベル水温が上昇し、PCV圧力が上昇して破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>コア・コンクリート反応継続</td> <td>コア・コンクリート反応によって圧力容器支持機能が喪失し、PCV破損するモード。</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>水素燃焼によってPCV破損するモード。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 格納容器破損モードには格納容器が破損に至る場合に加え、分類上、格納容器の健全性が維持される場合、バイパスする場合及びPCV隔離失敗する場合を含めた。</p>				格納容器の状態	格納容器破損モード	破損モードの説明	健全性維持	RPV内事故収束	損傷炉心はRPV内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。	PCV内事故収束	RPV破損に至るが、損傷炉心はPCV内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。	バイパス	インターフェイスシステムLOCA	格納容器をバイパスして炉内インベントリが外部に放出されるモード。	PCV隔離失敗	隔離失敗	事故後にPCVの隔離に失敗するモード。	物理的破損	PCV先行破損	過圧破損（未臨界確保失敗）	原子炉の停止に失敗したため、大量に発生し続ける水蒸気によって格納容器が過圧され、格納容器先行破損に至るモード。事故後早期にPCV破損が生じる。	過圧破損（崩壊熱除去失敗）	炉心への注水には成功するものの崩壊熱の除去に失敗、水蒸気蓄積によって過圧され格納容器先行破損に至るモード。事故後後期にPCV破損が生じる。	炉心損傷後のPCV破損	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によってPCVが破損するモード。	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損するモード。	溶融物直接接触	シュルアタックによりPCV破損するモード。	過温破損	D/W貫通部あるいはフランジ部の過温によってPCV破損するモード。	過圧破損（長期冷却失敗）	損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によりサブプレッションレベル水温が上昇し、PCV圧力が上昇して破損するモード。	コア・コンクリート反応継続	コア・コンクリート反応によって圧力容器支持機能が喪失し、PCV破損するモード。	水素燃焼	水素燃焼によってPCV破損するモード。	<p>第4.1.1.e-4表 格納容器破損モードの選定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器の状態</th> <th>破損モード</th> <th>記号</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器健全</td> <td>格納容器健全</td> <td>φ</td> <td>格納容器が健全に維持されて事故が収束</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器バイパス</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>ε</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>誘因蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>ε</td> <td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリップ破損による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器隔離失敗</td> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>v</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>β</td> <td>事故後に格納容器の隔離に失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">格納容器物理的破損</td> <td rowspan="2">格納容器先行破損</td> <td>水蒸気蓄積による格納容器先行破損</td> <td>θ</td> <td>水蒸気蓄積によって準静的過圧で格納容器が炉心損傷前に破損</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器内水蒸気爆発</td> <td>α</td> <td>原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">炉心損傷後の格納容器破損</td> <td>水素燃焼（原子炉容器破損以前）</td> <td>γ</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損直後）</td> <td>γ'</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器外水蒸気爆発</td> <td>η</td> <td>格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>σ</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>μ</td> <td>格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）</td> <td>γ''</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損</td> </tr> <tr> <td>ベースマツト溶融貫通</td> <td>ε</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通</td> </tr> <tr> <td>過温破損</td> <td>τ</td> <td>格納容器貫通部が過温で破損</td> </tr> <tr> <td>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損</td> <td>δ</td> <td>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 格納容器破損モードには格納容器が破損に至る場合に加え、分類上、格納容器の健全性が維持される場合、バイパスする場合及び格納容器隔離失敗する場合を含めた。</p>				格納容器の状態	破損モード	記号	概要	格納容器健全	格納容器健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が収束	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	誘因蒸気発生器伝熱管破損	ε	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリップ破損による格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	インターフェイスシステムLOCA	v	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗	格納容器物理的破損	格納容器先行破損	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的過圧で格納容器が炉心損傷前に破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損	炉心損傷後の格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損	原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損	溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損	ベースマツト溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通	過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計の相違により、選定された格納容器破損モードが異なる（大飯と同様）</li> </ul> </li> <li>■記載方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は原子炉格納容器の物理的破損事象を格納容器先行破損と炉心損傷後の格納容器破損に分類しており、大飯は公衆の防護措置を実施するための時間の観点から早期格納容器破損と後期格納容器破損に分類している</li> <li>・泊は大規模放出の早期/後期について記載していない</li> </ul> </li> </ul>
項目	放出	格納容器の状態	破損モード	記号	概要																																																																																																																																																																												
格納容器破損モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が終息																																																																																																																																																																												
			格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス																																																																																																																																																																											
				誘因蒸気発生器伝熱管破損	ε	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリップ破損による格納容器バイパス																																																																																																																																																																											
	格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	インターフェイスシステムLOCA	v	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス																																																																																																																																																																												
			格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗																																																																																																																																																																												
	早期大規模放出	早期格納容器破損	格納容器物理的破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損																																																																																																																																																																											
				水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																											
				水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																											
				原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損																																																																																																																																																																											
				格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損																																																																																																																																																																											
				溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損																																																																																																																																																																											
	後期大規模放出	後期格納容器破損	格納容器物理的破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																											
ベースマツト溶融貫通				ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通																																																																																																																																																																												
過温破損				τ	格納容器貫通部が過温で破損																																																																																																																																																																												
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損				δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損																																																																																																																																																																												
水蒸気蓄積による格納容器先行破損				θ	水蒸気蓄積によって準静的過圧で格納容器が炉心損傷前に破損																																																																																																																																																																												
格納容器の状態	格納容器破損モード	破損モードの説明																																																																																																																																																																															
健全性維持	RPV内事故収束	損傷炉心はRPV内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。																																																																																																																																																																															
	PCV内事故収束	RPV破損に至るが、損傷炉心はPCV内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。																																																																																																																																																																															
バイパス	インターフェイスシステムLOCA	格納容器をバイパスして炉内インベントリが外部に放出されるモード。																																																																																																																																																																															
PCV隔離失敗	隔離失敗	事故後にPCVの隔離に失敗するモード。																																																																																																																																																																															
物理的破損	PCV先行破損	過圧破損（未臨界確保失敗）	原子炉の停止に失敗したため、大量に発生し続ける水蒸気によって格納容器が過圧され、格納容器先行破損に至るモード。事故後早期にPCV破損が生じる。																																																																																																																																																																														
		過圧破損（崩壊熱除去失敗）	炉心への注水には成功するものの崩壊熱の除去に失敗、水蒸気蓄積によって過圧され格納容器先行破損に至るモード。事故後後期にPCV破損が生じる。																																																																																																																																																																														
	炉心損傷後のPCV破損	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によってPCVが破損するモード。																																																																																																																																																																														
		格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損するモード。																																																																																																																																																																														
		溶融物直接接触	シュルアタックによりPCV破損するモード。																																																																																																																																																																														
		過温破損	D/W貫通部あるいはフランジ部の過温によってPCV破損するモード。																																																																																																																																																																														
過圧破損（長期冷却失敗）	損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によりサブプレッションレベル水温が上昇し、PCV圧力が上昇して破損するモード。																																																																																																																																																																																
コア・コンクリート反応継続	コア・コンクリート反応によって圧力容器支持機能が喪失し、PCV破損するモード。																																																																																																																																																																																
水素燃焼	水素燃焼によってPCV破損するモード。																																																																																																																																																																																
格納容器の状態	破損モード	記号	概要																																																																																																																																																																														
格納容器健全	格納容器健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が収束																																																																																																																																																																														
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス																																																																																																																																																																														
	誘因蒸気発生器伝熱管破損	ε	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリップ破損による格納容器バイパス																																																																																																																																																																														
格納容器隔離失敗	インターフェイスシステムLOCA	v	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス																																																																																																																																																																														
	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗																																																																																																																																																																														
格納容器物理的破損	格納容器先行破損	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的過圧で格納容器が炉心損傷前に破損																																																																																																																																																																													
		原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損																																																																																																																																																																													
	炉心損傷後の格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																													
		水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																													
		原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損																																																																																																																																																																													
		格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損																																																																																																																																																																													
溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損																																																																																																																																																																															
水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損																																																																																																																																																																															
ベースマツト溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通																																																																																																																																																																															
過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損																																																																																																																																																																															
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損																																																																																																																																																																															



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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
第2.1.1.d-1表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理			第4.1.1.d-1表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理			第4.1.1.d-1表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理			【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、シビアアクシデント時の物理化学現象の整理が異なる（大飯と同様）
物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	
炉心冷却失敗	・安全注入系の喪失		水蒸気（崩壊熱）による過圧	S/P水温の上昇抑制に失敗	発生する蒸気によってPCV圧力がゆっくりと上昇、PCVの過圧破損に至る。	炉心冷却失敗	・安全注入系の喪失		
配管クリーブ破損	・1次冷却系高圧（ホットレグ、サージライン破損）	1次冷却系減圧	未臨界確保失敗時の過圧	原子炉停止に失敗	発生する蒸気によってPCV圧力が急速に上昇、PCVの過圧破損に至る。	配管クリーブ破損	・1次冷却系高圧（ホットレグ、サージライン破損）	1次冷却系減圧	
バイパス	・プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・1次冷却系高圧（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損）	v、gモードによる格納容器破損の可能性	PCV過温	落下デブリへの注水に失敗	PCV貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷して格納容器破損に至る。	バイパス	・プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・1次冷却系高圧（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損）	v、gモードによる格納容器破損の可能性	
炉内水蒸気爆発	・溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 ・1次冷却系低圧	αモードによる格納容器破損の可能性	格納容器雰囲気直接加熱（DCI）	RPVが高圧の状態での破損	雰囲気ガスが直接加熱加圧されることにより格納容器破損に至る。	炉内水蒸気爆発	・溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 ・1次冷却系低圧	αモードによる格納容器破損の可能性	
水素燃焼	・水素濃度4vol%上方、6vol%側方、8vol%下方伝播 ・水蒸気濃度55vol%以下	γ、γ'、γ''モードによる格納容器破損の可能性	水蒸気爆発（FCI）	水中へのデブリの落下又はデブリへの注水（LOCA時においては格納容器下部に蓄水されている可能性があることから関連操作に関係なく発生する可能性がある）	デブリの持つ熱エネルギーが瞬時に機械的エネルギーに変換されることにより格納容器破損に至る。	水素燃焼	・水素濃度4vol%上方、6vol%側方、8vol%下方伝播 ・水蒸気濃度55vol%以下	γ、γ'、γ''モードによる格納容器破損の可能性	
RV破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出	コア・コンクリート反応（MCCI）継続	デブリへの注水に失敗又は注水に成功するがデブリ冷却に失敗	より圧力容器支持機能が喪失、格納容器破損に至る。	RV破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出	
溶融物分散放出	・RV破損時に1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出	シェルアタック	溶融炉心が格納容器下部からD/W床へ広がる格納容器形状	溶融炉心がD/Wシェルを溶融貫通して格納容器破損に至る。	溶融物分散放出	・RV破損時に1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出	
キャビティ内水量	・RWS P水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触	水素燃焼	水素及び酸素濃度が可燃限界に到達	可燃限界に達した場合、水素の燃焼によってPCV破損に至ることがある。	キャビティ内水量	・RWS P水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触	
炉外水蒸気爆発	・RV破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	ηモードによる格納容器破損の可能性				炉外水蒸気爆発	・RV破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	ηモードによる格納容器破損の可能性	
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	αモードによる格納容器破損の可能性				格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	αモードによる格納容器破損の可能性	
格納容器への直接加熱	・溶融物分散放出あり	μモードによる格納容器破損の可能性				格納容器への直接加熱	・溶融物分散放出あり	μモードによる格納容器破損の可能性	
格納容器気相冷却	・プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制				格納容器内気相冷却	・プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制	
ベースマット溶融貫通	・RV破損 ・原子炉格納容器内に水なし（不確実性が大きい、水ありの場合でも現象が進む可能性あり）	εモードによる格納容器破損				ベースマット溶融貫通	・RV破損 ・原子炉格納容器内に水なし（不確実性が大きい、水ありの場合でも現象が進む可能性あり）	εモードによる格納容器破損	
格納容器過温破損	・RV破損 ・原子炉格納容器内に水なし	εモードによる格納容器破損				格納容器過温破損	・RV破損 ・原子炉格納容器内に水なし	εモードによる格納容器破損	
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	δ、θモードによる格納容器破損				格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	δ、θモードによる格納容器破損	

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37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3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2.1.1.d-2表 ヘディングの選定及び定義</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>ヘディング</th> <th>記号</th> <th>ヘディングの定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>C/V 隔離</td> <td>CI</td> <td>事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>1次冷却系の圧力状態</td> <td>FD</td> <td>T1-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>バイパス</td> <td>BP</td> <td>格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシークエンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>炉心への注水</td> <td>LR</td> <td>過熱炉心に注水した時の水生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>ISX</td> <td>炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB1</td> <td>原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>C/V破損</td> <td>OP1</td> <td>原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>RV破損</td> <td>RV</td> <td>ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>溶融物分散放出</td> <td>RPV</td> <td>RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>キャビティ内水量</td> <td>DC</td> <td>RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>ESX</td> <td>炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>C/V直接加熱</td> <td>DCH</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB2</td> <td>原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>C/V破損</td> <td>OP2</td> <td>原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>C/V内気相部冷却</td> <td>NCC</td> <td>原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB3</td> <td>事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>C/V破損</td> <td>OP3</td> <td>事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>BM</td> <td>キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>C/V過温破損</td> <td>OT</td> <td>原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 2.0MPa[gage]は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。                  (注2) NCCに失敗し、ヘディング17,18,19でC/V破損に至らない場合は過圧破損となる。</p>				No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	1	C/V 隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。	2	1次冷却系の圧力状態	FD	T1-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシークエンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	7	C/V破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。	9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）	10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	12	C/V直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	14	C/V破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	15	C/V内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	17	C/V破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。	19	C/V過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。	<p>第4.1.1.d-2表 ヘディングの選定及び定義</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>状態</th> <th>ヘディング</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">RPV破損前</td> <td>PCV 隔離</td> <td>事故後のPCV 隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>RPV破損前 AC 復旧</td> <td>RPV破損前、外部電源復旧できない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>RPV 減圧</td> <td>炉心損傷後、DC 電源復旧後のD/W圧力高による自動減圧ができない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>RPV注水(低圧ECCS)</td> <td>低圧ECCSによるRPV注水ができない場合、失敗とする。PCV内の温度・圧力は上昇しているため、起動信号として水位低に加えてD/W圧力高にも期待できる。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">RPV破損後</td> <td>RPV破損なし</td> <td>上記ヘディング「RPV注水(低圧ECCS)」に失敗すればRPV破損とする。</td> </tr> <tr> <td>P/D内水中落下時水蒸気爆発なし</td> <td>格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>減圧失敗時DCHなし</td> <td>RPV 高圧破損時に、溶融炉心が微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達や金属成分の酸化・発熱反応が生じて、PCVが破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>シェルブタックなし</td> <td>格納容器下部内に堆積した溶融炉心がD/W床へ流出することにより格納容器が破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故後期</td> <td>RPV破損後 AC 復旧</td> <td>RPV破損後、AC 電源復旧できない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV注水(低圧ECCS)</td> <td>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（熱交換器による冷却なし）を起動できない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV注水時水蒸気爆発なし</td> <td>PCV スプレイにより、格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生し、格納容器が破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV注水時MCCI継続なし</td> <td>PCV内の炉心デブリ冷却に失敗し、コンクリート侵食が継続、格納容器下部破損に伴いPCVが破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故後期</td> <td>PCV過温破損なし</td> <td>破損前のRPV、あるいはRPV破損後の溶融炉心からの輻射熱や対流熱伝達により、PCV貫通部あるいはフランジシールドが加熱されて破損すれば失敗とする。本評価においては、上記ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」に成功した場合、過温破損とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV内除熱長期冷却</td> <td>S/P冷却モード及びPCV スプレイ冷却モード（熱交換器による冷却あり）が起動できない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼なし</td> <td>水-燃料反応により発生した水素の燃焼によりPCV破損すれば失敗とする。</td> </tr> </tbody> </table>				状態	ヘディング	定義	RPV破損前	PCV 隔離	事故後のPCV 隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。	RPV破損前 AC 復旧	RPV破損前、外部電源復旧できない場合、失敗とする。	RPV 減圧	炉心損傷後、DC 電源復旧後のD/W圧力高による自動減圧ができない場合、失敗とする。	RPV注水(低圧ECCS)	低圧ECCSによるRPV注水ができない場合、失敗とする。PCV内の温度・圧力は上昇しているため、起動信号として水位低に加えてD/W圧力高にも期待できる。	RPV破損後	RPV破損なし	上記ヘディング「RPV注水(低圧ECCS)」に失敗すればRPV破損とする。	P/D内水中落下時水蒸気爆発なし	格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。	減圧失敗時DCHなし	RPV 高圧破損時に、溶融炉心が微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達や金属成分の酸化・発熱反応が生じて、PCVが破損すれば失敗とする。	シェルブタックなし	格納容器下部内に堆積した溶融炉心がD/W床へ流出することにより格納容器が破損すれば失敗とする。	事故後期	RPV破損後 AC 復旧	RPV破損後、AC 電源復旧できない場合、失敗とする。	PCV注水(低圧ECCS)	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（熱交換器による冷却なし）を起動できない場合、失敗とする。	PCV注水時水蒸気爆発なし	PCV スプレイにより、格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生し、格納容器が破損すれば失敗とする。	PCV注水時MCCI継続なし	PCV内の炉心デブリ冷却に失敗し、コンクリート侵食が継続、格納容器下部破損に伴いPCVが破損すれば失敗とする。	事故後期	PCV過温破損なし	破損前のRPV、あるいはRPV破損後の溶融炉心からの輻射熱や対流熱伝達により、PCV貫通部あるいはフランジシールドが加熱されて破損すれば失敗とする。本評価においては、上記ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」に成功した場合、過温破損とする。	PCV内除熱長期冷却	S/P冷却モード及びPCV スプレイ冷却モード（熱交換器による冷却あり）が起動できない場合、失敗とする。	水素燃焼なし	水-燃料反応により発生した水素の燃焼によりPCV破損すれば失敗とする。	<p>第4.1.1.d-2表 ヘディングの選定及び定義</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>ヘディング</th> <th>記号</th> <th>ヘディングの定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>C/V 隔離</td> <td>CI</td> <td>事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>1次冷却系の圧力状態</td> <td>FD</td> <td>T1-SGTR や1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>バイパス</td> <td>BP</td> <td>格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシークエンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>炉心への注水</td> <td>LR</td> <td>過熱炉心に注水した時の水生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>ISX</td> <td>炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB1</td> <td>原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>C/V破損</td> <td>OP1</td> <td>原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>RV破損</td> <td>RV</td> <td>ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>溶融物分散放出</td> <td>RPV</td> <td>RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>キャビティ内水量</td> <td>DC</td> <td>RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>ESX</td> <td>炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>C/V直接加熱</td> <td>DCH</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB2</td> <td>原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>C/V破損</td> <td>OP2</td> <td>原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>C/V内気相部冷却</td> <td>NCC</td> <td>原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB3</td> <td>事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>C/V破損</td> <td>OP3</td> <td>事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>BM</td> <td>キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>C/V過温破損</td> <td>OT</td> <td>原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 2.0MPa[gage]は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。                  (注2) NCCに失敗し、ヘディング17, 18, 19でC/V破損に至らない場合は過圧破損となる。</p>				No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	1	C/V 隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。	2	1次冷却系の圧力状態	FD	T1-SGTR や1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシークエンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	7	C/V破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。	8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。	9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）	10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	12	C/V直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	14	C/V破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。	15	C/V内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	17	C/V破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。	18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。	19	C/V過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。	<p>【女川】</p> <p>■設計及び評価方針の相違</p> <p>・設計及び評価方針の相違により、選定したヘディングが相違している（大飯と同様）</p>
No	ヘディング	記号	ヘディングの定義																																																																																																																																																																																																														
1	C/V 隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
2	1次冷却系の圧力状態	FD	T1-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシークエンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。																																																																																																																																																																																																														
4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
7	C/V破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）																																																																																																																																																																																																														
10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
12	C/V直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
14	C/V破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
15	C/V内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）																																																																																																																																																																																																														
16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
17	C/V破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
19	C/V過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
状態	ヘディング	定義																																																																																																																																																																																																															
RPV破損前	PCV 隔離	事故後のPCV 隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
	RPV破損前 AC 復旧	RPV破損前、外部電源復旧できない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
	RPV 減圧	炉心損傷後、DC 電源復旧後のD/W圧力高による自動減圧ができない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
	RPV注水(低圧ECCS)	低圧ECCSによるRPV注水ができない場合、失敗とする。PCV内の温度・圧力は上昇しているため、起動信号として水位低に加えてD/W圧力高にも期待できる。																																																																																																																																																																																																															
RPV破損後	RPV破損なし	上記ヘディング「RPV注水(低圧ECCS)」に失敗すればRPV破損とする。																																																																																																																																																																																																															
	P/D内水中落下時水蒸気爆発なし	格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
	減圧失敗時DCHなし	RPV 高圧破損時に、溶融炉心が微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達や金属成分の酸化・発熱反応が生じて、PCVが破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
	シェルブタックなし	格納容器下部内に堆積した溶融炉心がD/W床へ流出することにより格納容器が破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
事故後期	RPV破損後 AC 復旧	RPV破損後、AC 電源復旧できない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
	PCV注水(低圧ECCS)	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（熱交換器による冷却なし）を起動できない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
	PCV注水時水蒸気爆発なし	PCV スプレイにより、格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生し、格納容器が破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
	PCV注水時MCCI継続なし	PCV内の炉心デブリ冷却に失敗し、コンクリート侵食が継続、格納容器下部破損に伴いPCVが破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
事故後期	PCV過温破損なし	破損前のRPV、あるいはRPV破損後の溶融炉心からの輻射熱や対流熱伝達により、PCV貫通部あるいはフランジシールドが加熱されて破損すれば失敗とする。本評価においては、上記ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」に成功した場合、過温破損とする。																																																																																																																																																																																																															
	PCV内除熱長期冷却	S/P冷却モード及びPCV スプレイ冷却モード（熱交換器による冷却あり）が起動できない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
	水素燃焼なし	水-燃料反応により発生した水素の燃焼によりPCV破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																															
No	ヘディング	記号	ヘディングの定義																																																																																																																																																																																																														
1	C/V 隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
2	1次冷却系の圧力状態	FD	T1-SGTR や1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシークエンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。																																																																																																																																																																																																														
4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
7	C/V破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）																																																																																																																																																																																																														
10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
12	C/V直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
14	C/V破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
15	C/V内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）																																																																																																																																																																																																														
16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
17	C/V破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														
19	C/V過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																														



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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.d-3表 ヘディングの従属性</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ヘディング (影響を及ぼす側)</th> <th>C/V冷却 (C1)</th> <th>1次冷却系の圧力状態 (FD)</th> <th>パイプス (BP)</th> <th>炉心への注水 (LR)</th> <th>炉内水蒸気発生 (ISS)</th> <th>水素燃焼 (HB1)</th> <th>C/V破損 (OP1)</th> <th>R/V破損 (RV)</th> <th>溶融物分散放出 (RPFV)</th> <th>キャビティ内水量 (DC)</th> <th>炉外水蒸気発生 (ESS)</th> <th>C/V直接加熱 (DCI)</th> <th>水素燃焼 (HB2)</th> <th>C/V破損 (OP2)</th> <th>C/V内気相蒸発 (NCC)</th> <th>水素燃焼 (HB3)</th> <th>C/V破損 (OP3)</th> <th>ベースマット溶融貫通 (BT)</th> <th>C/V過熱破損 (OT)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ヘディング (影響を受ける側)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	ヘディング (影響を及ぼす側)	C/V冷却 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイプス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	R/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPFV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCI)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相蒸発 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BT)	C/V過熱破損 (OT)	ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>第4.1.1.d-3表 ヘディングの従属性</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ヘディング (影響を及ぼす側)</th> <th>C/V冷却 (C1)</th> <th>1次冷却系の圧力状態 (FD)</th> <th>パイプス (BP)</th> <th>炉心への注水 (LR)</th> <th>炉内水蒸気発生 (ISS)</th> <th>水素燃焼 (HB1)</th> <th>C/V破損 (OP1)</th> <th>R/V破損 (RV)</th> <th>溶融物分散放出 (RPFV)</th> <th>キャビティ内水量 (DC)</th> <th>炉外水蒸気発生 (ESS)</th> <th>C/V直接加熱 (DCI)</th> <th>水素燃焼 (HB2)</th> <th>C/V破損 (OP2)</th> <th>C/V内気相蒸発 (NCC)</th> <th>水素燃焼 (HB3)</th> <th>C/V破損 (OP3)</th> <th>ベースマット溶融貫通 (BT)</th> <th>C/V過熱破損 (OT)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ヘディング (影響を受ける側)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) ◎：直接的な従属関係があるもの、○：他のヘディングを介して間接的な従属関係があるもの</p>	ヘディング (影響を及ぼす側)	C/V冷却 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイプス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	R/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPFV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCI)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相蒸発 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BT)	C/V過熱破損 (OT)	ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>第4.1.1.d-3表 ヘディングの従属性</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ヘディング (影響を及ぼす側)</th> <th>C/V冷却 (C1)</th> <th>1次冷却系の圧力状態 (FD)</th> <th>パイプス (BP)</th> <th>炉心への注水 (LR)</th> <th>炉内水蒸気発生 (ISS)</th> <th>水素燃焼 (HB1)</th> <th>C/V破損 (OP1)</th> <th>R/V破損 (RV)</th> <th>溶融物分散放出 (RPFV)</th> <th>キャビティ内水量 (DC)</th> <th>炉外水蒸気発生 (ESS)</th> <th>C/V直接加熱 (DCI)</th> <th>水素燃焼 (HB2)</th> <th>C/V破損 (OP2)</th> <th>C/V内気相蒸発 (NCC)</th> <th>水素燃焼 (HB3)</th> <th>C/V破損 (OP3)</th> <th>ベースマット溶融貫通 (BT)</th> <th>C/V過熱破損 (OT)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ヘディング (影響を受ける側)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	ヘディング (影響を及ぼす側)	C/V冷却 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイプス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	R/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPFV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCI)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相蒸発 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BT)	C/V過熱破損 (OT)	ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計及び評価方針の相違</li> <li>・設計及び評価方針の相違により、選定したヘディング及びヘディングの従属性が相違している（大飯と同様）</li> </ul>
ヘディング (影響を及ぼす側)	C/V冷却 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイプス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	R/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPFV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCI)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相蒸発 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BT)	C/V過熱破損 (OT)																																																																																																										
ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																										
ヘディング (影響を及ぼす側)	C/V冷却 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイプス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	R/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPFV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCI)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相蒸発 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BT)	C/V過熱破損 (OT)																																																																																																										
ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																									
ヘディング (影響を及ぼす側)	C/V冷却 (C1)	1次冷却系の圧力状態 (FD)	パイプス (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	R/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPFV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCI)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相蒸発 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベースマット溶融貫通 (BT)	C/V過熱破損 (OT)																																																																																																										
ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																									

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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
第2.1.1.e-1表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス				第4.1.1.e-1表 事故進展解析の対象とした事故シーケンス		第4.1.1.e-1表 事故進展解析の対象とした事故シーケンス				<p>【女川】</p> <p>■設計及び評価方針の相違</p> <p>・設計及び評価方針の相違により、選定した事故シーケンスが相違している（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は解析対象ではない PDS についても表にリストアップし、解析実施欄にて解析対象か否かを記載している（大飯と同様）</p>
No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施	プラント損傷状態	事故シーケンス条件	No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施	
1	AED	大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	TQUV	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉水位低(L1)でADS手動起動による原子炉減圧→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損(注)短期SBOのうち低圧炉心損傷シーケンス(TBP)の事象進展も代表させる。	1	AED	大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	
2	AEW	大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○			2	AEV	大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○	
3	AEI	大破断LOCA+ECCS注入失敗	○			3	AEI	大破断LOCA+ECCS注入失敗	○	
4	ALC	大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—			4	ALC	大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	
5	SED	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○			5	SED	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	
6	SEW	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—			6	SEV	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—	
7	SEI	小破断LOCA+ECCS注入失敗	—			7	SEI	小破断LOCA+ECCS注入失敗	—	
8	SLW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—			8	SLV	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—	
9	SLI	小破断LOCA+ECCS再循環失敗	—			9	SLI	小破断LOCA+ECCS再循環失敗	—	
10	SLC	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—			10	SLC	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	
11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	○	長期TB	全交流動力電源喪失→RCIC作動→事故後8hでDCバッテリー枯渇→RCIC機能喪失→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損	11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	○	
12	TEW	全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	—	TW	MSIV閉鎖を伴う過渡事象、残留熱除去系による崩壊熱除去機能喪失→高圧注水系(HPCS、RCIC)作動→S/P水位高でCSTからS/Pへの水源切替え(HPCS)→タービン排気圧高でRCIC停止→格納容器過圧破損、HPCS停止→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)	12	TEV	全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	○	
13	TEI	全給水喪失	○			TC	MSIV閉鎖を伴う過渡事象、反応度停止失敗→RPV過圧により1次系破断発生→ECCS(HPCS、LPCS、LPCI)作動→S/P水位高でCSTからS/Pへの水源切替え(HPCS)→格納容器過圧破損、ECCS停止→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)	13	TEI	全給水喪失
				AE	再循環吸込み側配管の完全破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損					
				SIE	再循環吸込み側配管のスプリット破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(低圧)→格納容器破損					
				SZE	再循環吸込み側配管のスプリット破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→炉心損傷開始→圧力容器破損(高圧)→格納容器破損					
				TQUV(RPV健全)	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉水位低(L1)でADS手動起動による原子炉減圧→炉心支持板破損直前(注)に低圧注水系(LPCI1台)起動成功					
				TQUX(RPV健全)	MSIV閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原子炉減圧失敗→炉心支持板破損直前(注)にADS自動起動+低圧注水系(LPCI1台)起動成功					
				(注)低圧ECCS起動の時刻として炉心支持板破損直前の事故後2hとした。						



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37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について

別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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;">第2.1.1.e-2表 解析コードの基本解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心燃料条件</td> <td>55GWd/t ウラン燃料</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料 (UO<sub>2</sub>) 重量</td> <td>1.02×10<sup>5</sup> kg</td> <td></td> </tr> <tr> <td>被覆管 (ジルコニウム) 重量</td> <td>2.46×10<sup>4</sup> kg</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉心崩壊熱</td> <td>平均炉心評価用</td> <td>日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>3,411×1.02 MWt</td> <td>102%出力運転</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>設計値+計測誤差</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度</td> <td>307.1+2.2 °C</td> <td>設計値+計測誤差</td> </tr> <tr> <td>ループ全流量</td> <td>60.1×10<sup>6</sup> kg/h</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管施工率</td> <td>10%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器区画室分割</td> <td>4分割</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器区画全自由体積</td> <td>72900 m<sup>3</sup></td> <td>最小評価値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期圧力</td> <td>9.8 kPa[gage]</td> <td>最大値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期温度</td> <td>49°C</td> <td>通常運転時C/V内最高温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器ヒートシンク温度</td> <td>49°C</td> <td>通常運転時C/V内最高温度</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク作動基数</td> <td>4基</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04 MPa[gage]</td> <td>最小値</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保有水量</td> <td>26.9 m<sup>3</sup>/基</td> <td>最小値</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>*1:「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010改4(H25年7月)</small></p>	項目	条件	備考	炉心燃料条件	55GWd/t ウラン燃料		燃料 (UO <sub>2</sub> ) 重量	1.02×10 <sup>5</sup> kg		被覆管 (ジルコニウム) 重量	2.46×10 <sup>4</sup> kg		炉心崩壊熱	平均炉心評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>*1</sup>	炉心熱出力	3,411×1.02 MWt	102%出力運転	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差	1次冷却材平均温度	307.1+2.2 °C	設計値+計測誤差	ループ全流量	60.1×10 <sup>6</sup> kg/h		蒸気発生器伝熱管施工率	10%		原子炉格納容器区画室分割	4分割		原子炉格納容器区画全自由体積	72900 m <sup>3</sup>	最小評価値	原子炉格納容器初期圧力	9.8 kPa[gage]	最大値	原子炉格納容器初期温度	49°C	通常運転時C/V内最高温度	原子炉格納容器ヒートシンク温度	49°C	通常運転時C/V内最高温度	蓄圧タンク作動基数	4基		蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	最小値	蓄圧タンク保有水量	26.9 m <sup>3</sup> /基	最小値	<p style="text-align: center;">第4.1.1.e-2表 基本解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件 (初期値)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>2,436MWt</td> <td>定格値</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)</td> <td>7.03MPa[abs]</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>35.6×10<sup>3</sup>t/h</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の崩壊熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)</td> <td>設計値等に基づく現実的な値 (平衡炉心 EOC 燃焼度×1.1)</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル空気体積 (ベント系含む)</td> <td>7,950m<sup>3</sup></td> <td>設計仕様値</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ体積</td> <td>7,950m<sup>3</sup></td> <td>設計仕様値</td> </tr> <tr> <td>S/P 水位</td> <td>3.55m</td> <td>通常運転水位</td> </tr> <tr> <td>格納容器内圧力</td> <td>5kPa[gage]</td> <td>通常運転中の代表値</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>D/W: 57°C S/C: 32°C</td> <td>D/W 冷却系の設計仕様値 通常運転中の上限値</td> </tr> <tr> <td>限界圧力</td> <td>(過圧破損条件) 854kPa[gage]</td> <td>格納容器健全性が保てる範囲として設定</td> </tr> <tr> <td>限界温度</td> <td>(過温破損条件) 200°C</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	条件 (初期値)	備考	原子炉熱出力	2,436MWt	定格値	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	7.03MPa[abs]	設計値	炉心流量	35.6×10 <sup>3</sup> t/h	設計値	原子炉水位	通常運転水位	設計値	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	設計値等に基づく現実的な値 (平衡炉心 EOC 燃焼度×1.1)	ドライウェル空気体積 (ベント系含む)	7,950m <sup>3</sup>	設計仕様値	サブプレッションチェンバ体積	7,950m <sup>3</sup>	設計仕様値	S/P 水位	3.55m	通常運転水位	格納容器内圧力	5kPa[gage]	通常運転中の代表値	格納容器内温度	D/W: 57°C S/C: 32°C	D/W 冷却系の設計仕様値 通常運転中の上限値	限界圧力	(過圧破損条件) 854kPa[gage]	格納容器健全性が保てる範囲として設定	限界温度	(過温破損条件) 200°C		<p style="text-align: center;">第4.1.1.e-2表 基本解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心燃料条件</td> <td>MOX 装荷炉心燃料</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料 (UO<sub>2</sub>) 重量</td> <td>8.32×10<sup>4</sup>kg</td> <td></td> </tr> <tr> <td>被覆管 (ジルコニウム) 重量</td> <td>2.00×10<sup>4</sup>kg</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉心崩壊熱</td> <td>平均炉心評価用</td> <td>日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線<sup>*1</sup></td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>2,652×1.02MWt</td> <td>102%出力運転</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>設計値+計測誤差</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度</td> <td>302.3+2.2°C</td> <td>設計値+計測誤差</td> </tr> <tr> <td>ループ全流量</td> <td>45.7×10<sup>6</sup>kg/h</td> <td>100%T. D. F. ベース</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管施工率</td> <td>10%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器区画室分割</td> <td>5分割</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器区画全自由体積</td> <td>67,400m<sup>3</sup></td> <td>最小評価値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期圧力</td> <td>9.8kPa[gage]</td> <td>最大値 (保安規定値考慮)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期温度</td> <td>49°C</td> <td>通常運転時C/V内最高温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器ヒートシンク温度</td> <td>49°C</td> <td>通常運転時C/V内最高温度</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク作動基数</td> <td>3基</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage]</td> <td>最小値</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保有水量</td> <td>29.0m<sup>3</sup>/基</td> <td>最小値</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>*1:「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010改4(平成25年7月)</small></p>	項目	条件	備考	炉心燃料条件	MOX 装荷炉心燃料		燃料 (UO <sub>2</sub> ) 重量	8.32×10 <sup>4</sup> kg		被覆管 (ジルコニウム) 重量	2.00×10 <sup>4</sup> kg		炉心崩壊熱	平均炉心評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>*1</sup>	炉心熱出力	2,652×1.02MWt	102%出力運転	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差	1次冷却材平均温度	302.3+2.2°C	設計値+計測誤差	ループ全流量	45.7×10 <sup>6</sup> kg/h	100%T. D. F. ベース	蒸気発生器伝熱管施工率	10%		原子炉格納容器区画室分割	5分割		原子炉格納容器区画全自由体積	67,400m <sup>3</sup>	最小評価値	原子炉格納容器初期圧力	9.8kPa[gage]	最大値 (保安規定値考慮)	原子炉格納容器初期温度	49°C	通常運転時C/V内最高温度	原子炉格納容器ヒートシンク温度	49°C	通常運転時C/V内最高温度	蓄圧タンク作動基数	3基		蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage]	最小値	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基	最小値	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・設計の相違により、解析条件が相違している(高浜3/4と同様)</p>
項目	条件	備考																																																																																																																																																				
炉心燃料条件	55GWd/t ウラン燃料																																																																																																																																																					
燃料 (UO <sub>2</sub> ) 重量	1.02×10 <sup>5</sup> kg																																																																																																																																																					
被覆管 (ジルコニウム) 重量	2.46×10 <sup>4</sup> kg																																																																																																																																																					
炉心崩壊熱	平均炉心評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>*1</sup>																																																																																																																																																				
炉心熱出力	3,411×1.02 MWt	102%出力運転																																																																																																																																																				
1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差																																																																																																																																																				
1次冷却材平均温度	307.1+2.2 °C	設計値+計測誤差																																																																																																																																																				
ループ全流量	60.1×10 <sup>6</sup> kg/h																																																																																																																																																					
蒸気発生器伝熱管施工率	10%																																																																																																																																																					
原子炉格納容器区画室分割	4分割																																																																																																																																																					
原子炉格納容器区画全自由体積	72900 m <sup>3</sup>	最小評価値																																																																																																																																																				
原子炉格納容器初期圧力	9.8 kPa[gage]	最大値																																																																																																																																																				
原子炉格納容器初期温度	49°C	通常運転時C/V内最高温度																																																																																																																																																				
原子炉格納容器ヒートシンク温度	49°C	通常運転時C/V内最高温度																																																																																																																																																				
蓄圧タンク作動基数	4基																																																																																																																																																					
蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	最小値																																																																																																																																																				
蓄圧タンク保有水量	26.9 m <sup>3</sup> /基	最小値																																																																																																																																																				
項目	条件 (初期値)	備考																																																																																																																																																				
原子炉熱出力	2,436MWt	定格値																																																																																																																																																				
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	7.03MPa[abs]	設計値																																																																																																																																																				
炉心流量	35.6×10 <sup>3</sup> t/h	設計値																																																																																																																																																				
原子炉水位	通常運転水位	設計値																																																																																																																																																				
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	設計値等に基づく現実的な値 (平衡炉心 EOC 燃焼度×1.1)																																																																																																																																																				
ドライウェル空気体積 (ベント系含む)	7,950m <sup>3</sup>	設計仕様値																																																																																																																																																				
サブプレッションチェンバ体積	7,950m <sup>3</sup>	設計仕様値																																																																																																																																																				
S/P 水位	3.55m	通常運転水位																																																																																																																																																				
格納容器内圧力	5kPa[gage]	通常運転中の代表値																																																																																																																																																				
格納容器内温度	D/W: 57°C S/C: 32°C	D/W 冷却系の設計仕様値 通常運転中の上限値																																																																																																																																																				
限界圧力	(過圧破損条件) 854kPa[gage]	格納容器健全性が保てる範囲として設定																																																																																																																																																				
限界温度	(過温破損条件) 200°C																																																																																																																																																					
項目	条件	備考																																																																																																																																																				
炉心燃料条件	MOX 装荷炉心燃料																																																																																																																																																					
燃料 (UO <sub>2</sub> ) 重量	8.32×10 <sup>4</sup> kg																																																																																																																																																					
被覆管 (ジルコニウム) 重量	2.00×10 <sup>4</sup> kg																																																																																																																																																					
炉心崩壊熱	平均炉心評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 <sup>*1</sup>																																																																																																																																																				
炉心熱出力	2,652×1.02MWt	102%出力運転																																																																																																																																																				
1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差																																																																																																																																																				
1次冷却材平均温度	302.3+2.2°C	設計値+計測誤差																																																																																																																																																				
ループ全流量	45.7×10 <sup>6</sup> kg/h	100%T. D. F. ベース																																																																																																																																																				
蒸気発生器伝熱管施工率	10%																																																																																																																																																					
原子炉格納容器区画室分割	5分割																																																																																																																																																					
原子炉格納容器区画全自由体積	67,400m <sup>3</sup>	最小評価値																																																																																																																																																				
原子炉格納容器初期圧力	9.8kPa[gage]	最大値 (保安規定値考慮)																																																																																																																																																				
原子炉格納容器初期温度	49°C	通常運転時C/V内最高温度																																																																																																																																																				
原子炉格納容器ヒートシンク温度	49°C	通常運転時C/V内最高温度																																																																																																																																																				
蓄圧タンク作動基数	3基																																																																																																																																																					
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage]	最小値																																																																																																																																																				
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基	最小値																																																																																																																																																				

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37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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			
第2.1.1.e-3表 各事故シナリオの事故進展解析条件										第4.1.1.e-3表 各事故シナリオの事故進展解析条件										第4.1.1.e-3表 各事故シナリオの事故進展解析条件						<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・設計の相違により、プラント損傷状態(PDS)や期待する緩和設備が相違している(大飯と同様)</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・泊と大飯でループ数が相違しており、機器数が相違している(高浜3/4と同様)</li> </ul>			
PDS	起回事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	スプレイ再循環	補助給水	PDS	起回事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	格納容器スプレイ再循環	補助給水	起回事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環		低圧再循環	格納容器スプレイ再循環	補助給水
AED	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	AED	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	AED	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	不動作		不動作	不動作	作動
AEW	ホットレグ完全両端破断	2系統	2系統	4基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	AEW	ホットレグ完全両端破断	2系統	2系統	3基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	AEW	ホットレグ完全両端破断	2系統	2系統	3基	2系統		不動作	不動作	作動
AEI	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	4基	2系統	不動作	不動作	2系統	作動	AEI	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	AEI	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	2系統		不動作	不動作	作動
SED	ホットレグ2inch破断	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	SED	ホットレグ2インチ破断	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	SED	ホットレグ2インチ破断	不動作	不動作	3基	不動作		不動作	不動作	作動
TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	3基	不動作		不動作	不動作	不動作
TEI	全給水喪失	不動作	不動作	4基	2系統	不動作	不動作	2系統	不動作	TEI	全給水喪失	不動作	不動作	3基	2系統	不動作	不動作	2系統	不動作	TEI	全給水喪失	不動作	不動作	3基	2系統		不動作	2系統	不動作



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37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 2.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要事象</th> <th>AED</th> <th>AEW</th> <th>AEI</th> <th>SED</th> <th>TED</th> <th>TEI</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉トリップ</td><td>0.0秒</td><td>0.5秒</td><td>0.5秒</td><td>0.0秒</td><td>0.0秒</td><td>00秒</td></tr> <tr><td>補助給水系作動</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>充てん系作動</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注入系作動</td><td>—</td><td>0.5秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>低圧注入系作動</td><td>—</td><td>13秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>蓄圧注入作動</td><td>11秒</td><td>31秒</td><td>11秒</td><td>1.5時間</td><td>4.3時間</td><td>2.6時間</td></tr> <tr><td>蓄圧注入終了</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>3.5時間</td><td>4.3時間</td><td>2.6時間</td></tr> <tr><td>ラプチャーディスク破損</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>1.9時間</td><td>33分</td></tr> <tr><td>格納容器スプレイ作動</td><td>—</td><td>6.6秒</td><td>7.6秒</td><td>—</td><td>—</td><td>1.6時間</td></tr> <tr><td>再循環切替</td><td>—</td><td>—</td><td>33分</td><td>—</td><td>—</td><td>2.2時間</td></tr> <tr><td>炉心露出</td><td>5.6分</td><td>26分</td><td>6.8分</td><td>53分</td><td>2.2時間</td><td>1.1時間</td></tr> <tr><td>被覆管破損</td><td>13分</td><td>37分</td><td>15分</td><td>1.2時間</td><td>2.6時間</td><td>1.3時間</td></tr> <tr><td>炉心溶融開始</td><td>21分</td><td>47分</td><td>27分</td><td>1.4時間</td><td>3.1時間</td><td>1.6時間</td></tr> <tr><td>下部ヘッドへの溶融物移動開始</td><td>37分</td><td>1.5時間</td><td>1.1時間</td><td>2.4時間</td><td>4.2時間</td><td>2.5時間</td></tr> <tr><td>原子炉容器破損</td><td>1.4時間</td><td>2.3時間</td><td>1.4時間</td><td>3.5時間</td><td>4.2時間</td><td>2.5時間</td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の2倍到達*</td><td>4.6時間</td><td>10時間</td><td>—</td><td>5.6時間</td><td>8.9時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>2P4格納容器最高使用圧力の2倍到達*</td><td>21時間</td><td>23時間</td><td>—</td><td>28時間</td><td>36時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気温度200℃到達*</td><td>32時間</td><td>—</td><td>—</td><td>37時間</td><td>32時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>限界圧力到達*</td><td>39時間</td><td>34時間</td><td>—</td><td>49時間</td><td>58時間</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>*1：格納容器圧力2P4到達時間を格納容器過圧破損時間とする。                  *2：格納容器雰囲気温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。                  *3：平成6年度AMI試験ベータ報告書（大飯3号炉）にて評価した限界圧力11.6kg/cm<sup>2</sup>とする。</p>	主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI	原子炉トリップ	0.0秒	0.5秒	0.5秒	0.0秒	0.0秒	00秒	補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—	充てん系作動	—	—	—	—	—	—	高圧注入系作動	—	0.5秒	—	—	—	—	低圧注入系作動	—	13秒	—	—	—	—	蓄圧注入作動	11秒	31秒	11秒	1.5時間	4.3時間	2.6時間	蓄圧注入終了	1.0分	1.0分	1.0分	3.5時間	4.3時間	2.6時間	ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.9時間	33分	格納容器スプレイ作動	—	6.6秒	7.6秒	—	—	1.6時間	再循環切替	—	—	33分	—	—	2.2時間	炉心露出	5.6分	26分	6.8分	53分	2.2時間	1.1時間	被覆管破損	13分	37分	15分	1.2時間	2.6時間	1.3時間	炉心溶融開始	21分	47分	27分	1.4時間	3.1時間	1.6時間	下部ヘッドへの溶融物移動開始	37分	1.5時間	1.1時間	2.4時間	4.2時間	2.5時間	原子炉容器破損	1.4時間	2.3時間	1.4時間	3.5時間	4.2時間	2.5時間	格納容器最高使用圧力の2倍到達*	4.6時間	10時間	—	5.6時間	8.9時間	—	2P4格納容器最高使用圧力の2倍到達*	21時間	23時間	—	28時間	36時間	—	格納容器雰囲気温度200℃到達*	32時間	—	—	37時間	32時間	—	限界圧力到達*	39時間	34時間	—	49時間	58時間	—	<p>第 4.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要事象</th> <th>TED*</th> <th>TDX</th> <th>長期IS</th> <th>TR</th> <th>TC</th> <th>AE</th> <th>SEI</th> <th>SEE</th> <th>TQIV (0P4発生)</th> <th>TQUL (0P4発生)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>炉心溶融開始</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>炉心支持層破損</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器破損</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の0.9倍到達<sup>(注1)</sup></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の2倍到達<sup>(注2)</sup></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の2倍到達<sup>(注1)</sup></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>ドライウェルシールド温度200℃到達<sup>(注2)</sup></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>注1：格納容器圧力2P4到達時間を格納容器過圧破損時間とする。                  注2：ドライウェルシールド温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。</p> <p>枠囲みの内容は調査機会の観点から公開できません。</p>	主要事象	TED*	TDX	長期IS	TR	TC	AE	SEI	SEE	TQIV (0P4発生)	TQUL (0P4発生)	炉心溶融開始											炉心支持層破損											原子炉圧力容器破損											格納容器最高使用圧力の0.9倍到達 <sup>(注1)</sup>											格納容器最高使用圧力の2倍到達 <sup>(注2)</sup>											格納容器最高使用圧力の2倍到達 <sup>(注1)</sup>											ドライウェルシールド温度200℃到達 <sup>(注2)</sup>											<p>第 4.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要事象</th> <th>AED</th> <th>AEW</th> <th>AEI</th> <th>SED</th> <th>TED</th> <th>TEI</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉トリップ</td><td>0.0秒</td><td>0.4秒</td><td>0.4秒</td><td>0.0秒</td><td>0.0秒</td><td>46秒</td></tr> <tr><td>補助給水系作動</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>充てん系作動</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注入系作動</td><td>—</td><td>0.4秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>低圧注入系作動</td><td>—</td><td>11秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>蓄圧注入作動</td><td>9.4秒</td><td>9.4秒</td><td>9.5秒</td><td>1.2時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>蓄圧注入終了</td><td>1.4分</td><td>1.1分</td><td>1.4分</td><td>3.6時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>ラプチャーディスク破損</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>1.7時間</td><td>35分</td></tr> <tr><td>格納容器スプレイ作動</td><td>—</td><td>3.8秒</td><td>3.8秒</td><td>—</td><td>—</td><td>3.0時間</td></tr> <tr><td>再循環切替</td><td>—</td><td>—</td><td>34分</td><td>—</td><td>—</td><td>3.6時間</td></tr> <tr><td>炉心露出</td><td>5.6分</td><td>27分</td><td>5.5分</td><td>42分</td><td>2.2時間</td><td>1.1時間</td></tr> <tr><td>被覆管破損</td><td>11分</td><td>36分</td><td>11分</td><td>54分</td><td>2.5時間</td><td>1.3時間</td></tr> <tr><td>炉心溶融開始</td><td>19分</td><td>45分</td><td>19分</td><td>1.1時間</td><td>3.0時間</td><td>1.6時間</td></tr> <tr><td>下部ヘッドへの溶融物移動開始</td><td>55分</td><td>1.5時間</td><td>55分</td><td>2.0時間</td><td>4.6時間</td><td>3.0時間</td></tr> <tr><td>原子炉容器破損</td><td>1.6時間</td><td>2.8時間</td><td>1.6時間</td><td>3.6時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の2倍到達*</td><td>2.2時間</td><td>5.9時間</td><td>—</td><td>4.1時間</td><td>6.3時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>2P4（格納容器雰囲気温度200℃到達）*</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>13時間</td><td>16時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気温度200℃到達*</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>*1：格納容器圧力2P4到達時間を格納容器過圧破損時間とする。                  *2：格納容器雰囲気温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。</p>	主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI	原子炉トリップ	0.0秒	0.4秒	0.4秒	0.0秒	0.0秒	46秒	補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—	充てん系作動	—	—	—	—	—	—	高圧注入系作動	—	0.4秒	—	—	—	—	低圧注入系作動	—	11秒	—	—	—	—	蓄圧注入作動	9.4秒	9.4秒	9.5秒	1.2時間	4.7時間	3.3時間	蓄圧注入終了	1.4分	1.1分	1.4分	3.6時間	4.7時間	3.3時間	ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7時間	35分	格納容器スプレイ作動	—	3.8秒	3.8秒	—	—	3.0時間	再循環切替	—	—	34分	—	—	3.6時間	炉心露出	5.6分	27分	5.5分	42分	2.2時間	1.1時間	被覆管破損	11分	36分	11分	54分	2.5時間	1.3時間	炉心溶融開始	19分	45分	19分	1.1時間	3.0時間	1.6時間	下部ヘッドへの溶融物移動開始	55分	1.5時間	55分	2.0時間	4.6時間	3.0時間	原子炉容器破損	1.6時間	2.8時間	1.6時間	3.6時間	4.7時間	3.3時間	格納容器最高使用圧力の2倍到達*	2.2時間	5.9時間	—	4.1時間	6.3時間	—	2P4（格納容器雰囲気温度200℃到達）*	—	—	—	13時間	16時間	—	格納容器雰囲気温度200℃到達*	—	—	—	—	—	—	<p>【女川】【大飯】                  ■個別評価による相違</p>
主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
原子炉トリップ	0.0秒	0.5秒	0.5秒	0.0秒	0.0秒	00秒																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
充てん系作動	—	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
高圧注入系作動	—	0.5秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
低圧注入系作動	—	13秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
蓄圧注入作動	11秒	31秒	11秒	1.5時間	4.3時間	2.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
蓄圧注入終了	1.0分	1.0分	1.0分	3.5時間	4.3時間	2.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.9時間	33分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
格納容器スプレイ作動	—	6.6秒	7.6秒	—	—	1.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
再循環切替	—	—	33分	—	—	2.2時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
炉心露出	5.6分	26分	6.8分	53分	2.2時間	1.1時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
被覆管破損	13分	37分	15分	1.2時間	2.6時間	1.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
炉心溶融開始	21分	47分	27分	1.4時間	3.1時間	1.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
下部ヘッドへの溶融物移動開始	37分	1.5時間	1.1時間	2.4時間	4.2時間	2.5時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
原子炉容器破損	1.4時間	2.3時間	1.4時間	3.5時間	4.2時間	2.5時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
格納容器最高使用圧力の2倍到達*	4.6時間	10時間	—	5.6時間	8.9時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
2P4格納容器最高使用圧力の2倍到達*	21時間	23時間	—	28時間	36時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
格納容器雰囲気温度200℃到達*	32時間	—	—	37時間	32時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
限界圧力到達*	39時間	34時間	—	49時間	58時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
主要事象	TED*	TDX	長期IS	TR	TC	AE	SEI	SEE	TQIV (0P4発生)	TQUL (0P4発生)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
炉心溶融開始																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
炉心支持層破損																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
原子炉圧力容器破損																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
格納容器最高使用圧力の0.9倍到達 <sup>(注1)</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
格納容器最高使用圧力の2倍到達 <sup>(注2)</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
格納容器最高使用圧力の2倍到達 <sup>(注1)</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
ドライウェルシールド温度200℃到達 <sup>(注2)</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
原子炉トリップ	0.0秒	0.4秒	0.4秒	0.0秒	0.0秒	46秒																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
充てん系作動	—	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
高圧注入系作動	—	0.4秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
低圧注入系作動	—	11秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
蓄圧注入作動	9.4秒	9.4秒	9.5秒	1.2時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
蓄圧注入終了	1.4分	1.1分	1.4分	3.6時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7時間	35分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
格納容器スプレイ作動	—	3.8秒	3.8秒	—	—	3.0時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
再循環切替	—	—	34分	—	—	3.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
炉心露出	5.6分	27分	5.5分	42分	2.2時間	1.1時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
被覆管破損	11分	36分	11分	54分	2.5時間	1.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
炉心溶融開始	19分	45分	19分	1.1時間	3.0時間	1.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55分	1.5時間	55分	2.0時間	4.6時間	3.0時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
原子炉容器破損	1.6時間	2.8時間	1.6時間	3.6時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
格納容器最高使用圧力の2倍到達*	2.2時間	5.9時間	—	4.1時間	6.3時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
2P4（格納容器雰囲気温度200℃到達）*	—	—	—	13時間	16時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
格納容器雰囲気温度200℃到達*	—	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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;">第4.1.1.e-5表 緩和操作に対する時間余裕の検討結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>緩和操作</th> <th>ヘッドライン</th> <th>タイミンガ</th> <th>遷移シーケンス</th> <th>時間余裕</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心冷却</td> <td>炉心減速 RPV注水(低圧注水)</td> <td>事故発生から</td> <td>事故発生直後の措置(注)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料冷却設備</td> <td>RPV内燃料棒冷却 PCCV内燃料棒冷却</td> <td>低圧注水(高圧注水)開始から</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">電源確保</td> <td>炉内電源確保</td> <td>事故発生から</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉外電源確保</td> <td>事故発生から</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">(注)高圧及び低圧シーケンスの代表としてTQX及びTQWを選定</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;">                 枠組みの内容は添付書類の欄点から公開できません。             </div>	緩和操作	ヘッドライン	タイミンガ	遷移シーケンス	時間余裕	炉心冷却	炉心減速 RPV注水(低圧注水)	事故発生から	事故発生直後の措置(注)		燃料冷却設備	RPV内燃料棒冷却 PCCV内燃料棒冷却	低圧注水(高圧注水)開始から			電源確保	炉内電源確保	事故発生から			炉外電源確保	事故発生から				<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <li>・ 泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない(大飯についても泊と同様)</li> </ul>
緩和操作	ヘッドライン	タイミンガ	遷移シーケンス	時間余裕																							
炉心冷却	炉心減速 RPV注水(低圧注水)	事故発生から	事故発生直後の措置(注)																								
燃料冷却設備	RPV内燃料棒冷却 PCCV内燃料棒冷却	低圧注水(高圧注水)開始から																									
電源確保	炉内電源確保	事故発生から																									
	炉外電源確保	事故発生から																									



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37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等を選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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

第2.1.1.e-5表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損後 (30分)		原子炉容器破損後後期※1						
	1次冷却圧力 (MPa[gage])	原子炉下部キャビティ内水量 (t)	格納容器雰囲気温度 (°C)	原子炉下部キャビティ浸水深さ (m)	水素濃度 (vol%)	全炉心シビア75%補正水素濃度 (vol%)*2	水素濃度 (vol%)	全炉心シビア75%補正水素濃度 (vol%)*2					
AED	0.2	32.5	189.1	1.9	2.4	53.8	5.7	63.9	4.5	6.3	75.4	6.3	
AEW	0.1	341.9	169.3	0.0	4.1	27.5	8.7	43.9	6.8	1.2	81.6	2.3	
AEI	0.0	343.1	-	-	3.9	13.9	11.7	4.2	21.3	10.7	4.9	8.2	12.4
SED	2.4	1.4	191.6	1.7	3.4	53.1	5.6	2.7	64.2	4.4	5.8	75.9	5.8
TED	17.2	1.1	200.0	1.6	4.6	51.4	6.1	4.4	56.8	5.1	6.4	73.4	6.4
TEI	15.6	345.0	-	-	7.1	40.7	8.9	11.0	15.2	11.4	12.1	7.4	12.4

※1：AED、AEW、SED及びTEDは原子炉格納容器破損時点（20～30時間程度）の値。AEI及びTEIは原子炉格納容器が破損しないための事故後120時間の値。

※2：発生する水素量を補正するに当たっては、炉外での水素生成にあたるMCCIによる水素量を含む。ただし、AED、SED、TEIにおいては、原子炉容器破損後期の発生水素量の合計が全炉心ジルコニウム量の75%を上回ることから、補正を行っていない。

第4.1.1.e-5表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損後 (30分)		原子炉容器破損後後期※1						
	1次冷却圧力 (MPa[gage])	原子炉下部キャビティ内水量 (t)	格納容器雰囲気温度 (°C)	原子炉下部キャビティ浸水深さ (m)	水素濃度 (vol%)	全炉心シビア75%補正水素濃度 (vol%)*2	水素濃度 (vol%)	全炉心シビア75%補正水素濃度 (vol%)*2					
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.7	57.6	4.6	2.6	75.3	2.9	
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	6.9	43.8	6.1	1.4	74.8	2.8	
AEI	0.1	169.4	-	-	4.2	18.6	8.7	23.3	8.2	4.6	16.1	9.0	
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.2	3.0	56.7	4.7	2.5	75.6	2.8
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.4	3.9	48.5	5.5	3.1	74.5	3.1
TEI	15.6	41.8	-	-	5.7	13.0	8.1	6.9	15.8	8.9	7.0	15.9	8.9

※1 AED、AEW、SED及びTEDは原子炉格納容器破損時点（10時間程度）の値。AEI及びTEIは原子炉格納容器が破損しないため事故後72時間の値。

※2 発生する水素量を補正するに当たっては、炉外での水素生成にあたるMCCIによる水素量を含む。ただし、TEDにおいては、原子炉容器破損後期の発生水素量の合計が全炉心Zr量の75%を上回ることから、補正を行っていない。

【女川】

- 評価方針の相違
- ・泊は事故進展解析にて物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価している
- ・女川には本表がないため、大飯と比較する

【大飯】

- 個別評価による相違

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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">第 2.1.1.e-6 表 事故進展解析を実施していないPDSの分岐確率の考え方</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 95%; margin: 10px auto;"></div> <p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-size: small;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはありません。</p>		<p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">第 4.1.1.e-6 表 事故進展解析を実施していないPISの分岐確率の考え方</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 95%; margin: 10px auto;"></div> <p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-size: small;">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】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川は事故進展解析を実施していないPISの分岐の設定について本文中に記載しており、表にはしていないことから、本表については大飯と比較する</li> </ul>



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.f-1表 分岐確率のあてはめ方法</p> <div data-bbox="114 288 678 515" style="border: 2px solid black; height: 142px; width: 252px;"></div> <p>特開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>		<p>第4.1.1.f-1表 分岐確率のあてはめ方法</p> <div data-bbox="1330 328 1906 480" style="border: 2px solid black; height: 95px; width: 257px;"></div> <p><input type="checkbox"/> 特開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】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価手法の相違</li> <li>・ 泊は物理化学現象に対する分岐確率の設定方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ分岐確率を定量化する手法を採用しており、女川はROAM手法等を用いて分岐確率を設定している</li> <li>・ 女川には本表がないため、大阪と比較する</li> </ul>

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.F.2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(1/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器隔離 (C1)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG レポート等文庫に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系の圧力状態 (FD)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG レポート等の文庫から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (BP)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG 等の文庫に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心への注水 (L.R)</td> <td>低圧シーケンス (A**)</td> <td>ECS再循環に失敗する確率</td> <td>低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)</td> </tr> <tr> <td>中高圧シーケンス (S**, T**)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発 (ISX)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>特開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	格納容器隔離 (C1)			NUREG レポート等文庫に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。	1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREG レポート等の文庫から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。	格納容器バイパス (BP)			NUREG 等の文庫に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。	炉心への注水 (L.R)	低圧シーケンス (A**)	ECS再循環に失敗する確率	低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)	中高圧シーケンス (S**, T**)	1		炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。	<p>第4.1.1.F.1表 物理化学現象に関する格納容器イベントツリー分岐確率の設定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気爆発 (FCI)</td> <td>炉心への注水時 デブリアへの注水時</td> <td></td> <td>格納炉心が炉心圧力容器破損口から所出された際に、高温の溶融炉心が原子炉格納容器内に落下して炉心材中に落下する。微粒子化して格納容器空間に落下し、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲が迅速加熱されることにより、激しい水蒸気発生あるいは水蒸気爆発が生じる現象である。</td> </tr> <tr> <td>格納容器空腔試験後加熱 (DCU)</td> <td>炉心への注水時</td> <td></td> <td>圧力容器が高圧状態で破損に至った場合に、圧力容器破損口からベアスタルに噴出した炉心溶融物が、高温のガス流により巻き上げられ、微粒子化して格納容器空間に落下する現象であり、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲が迅速加熱されることにより、激しい水蒸気発生あるいは水蒸気爆発が生じる。</td> </tr> <tr> <td>デブリア冷却</td> <td>炉心への注水時</td> <td></td> <td>溶融炉心 (デブリア) が十分に冷却されない、高温の溶融炉心からの熱の移行により、床や壁面のコンクリート侵食が継続すると、ベアスタルの溶融侵食される。コンクリート侵食が継続すると、ベアスタルの支持機能が喪失し、格納容器破損となる。</td> </tr> </tbody> </table> <p>特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	現象	発生条件	分岐確率	内容	水蒸気爆発 (FCI)	炉心への注水時 デブリアへの注水時		格納炉心が炉心圧力容器破損口から所出された際に、高温の溶融炉心が原子炉格納容器内に落下して炉心材中に落下する。微粒子化して格納容器空間に落下し、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲が迅速加熱されることにより、激しい水蒸気発生あるいは水蒸気爆発が生じる現象である。	格納容器空腔試験後加熱 (DCU)	炉心への注水時		圧力容器が高圧状態で破損に至った場合に、圧力容器破損口からベアスタルに噴出した炉心溶融物が、高温のガス流により巻き上げられ、微粒子化して格納容器空間に落下する現象であり、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲が迅速加熱されることにより、激しい水蒸気発生あるいは水蒸気爆発が生じる。	デブリア冷却	炉心への注水時		溶融炉心 (デブリア) が十分に冷却されない、高温の溶融炉心からの熱の移行により、床や壁面のコンクリート侵食が継続すると、ベアスタルの溶融侵食される。コンクリート侵食が継続すると、ベアスタルの支持機能が喪失し、格納容器破損となる。	<p>第4.1.1.F.2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (1/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器隔離 (C1)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG レポート等の文庫に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系の圧力状態 (FD)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG レポート等の文庫から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (BP)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG レポート等の文庫に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心への注水 (L.R)</td> <td>低圧シーケンス (A**)</td> <td>ECS再循環に失敗する確率</td> <td>低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)</td> </tr> <tr> <td>中高圧シーケンス (S**, T**)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発 (ISX)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	格納容器隔離 (C1)			NUREG レポート等の文庫に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。	1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREG レポート等の文庫から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。	格納容器バイパス (BP)			NUREG レポート等の文庫に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。	炉心への注水 (L.R)	低圧シーケンス (A**)	ECS再循環に失敗する確率	低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)	中高圧シーケンス (S**, T**)	1		炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。	<p>【女川】          ■評価手法の相違          ・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している (大飯と同様)</p>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																																						
格納容器隔離 (C1)			NUREG レポート等文庫に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。																																																																						
1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREG レポート等の文庫から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。																																																																						
格納容器バイパス (BP)			NUREG 等の文庫に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。																																																																						
炉心への注水 (L.R)	低圧シーケンス (A**)	ECS再循環に失敗する確率	低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)																																																																						
	中高圧シーケンス (S**, T**)	1																																																																							
炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。																																																																						
現象	発生条件	分岐確率	内容																																																																						
水蒸気爆発 (FCI)	炉心への注水時 デブリアへの注水時		格納炉心が炉心圧力容器破損口から所出された際に、高温の溶融炉心が原子炉格納容器内に落下して炉心材中に落下する。微粒子化して格納容器空間に落下し、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲が迅速加熱されることにより、激しい水蒸気発生あるいは水蒸気爆発が生じる現象である。																																																																						
格納容器空腔試験後加熱 (DCU)	炉心への注水時		圧力容器が高圧状態で破損に至った場合に、圧力容器破損口からベアスタルに噴出した炉心溶融物が、高温のガス流により巻き上げられ、微粒子化して格納容器空間に落下する現象であり、溶融物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との急激な水反応による発熱により、格納容器周囲が迅速加熱されることにより、激しい水蒸気発生あるいは水蒸気爆発が生じる。																																																																						
デブリア冷却	炉心への注水時		溶融炉心 (デブリア) が十分に冷却されない、高温の溶融炉心からの熱の移行により、床や壁面のコンクリート侵食が継続すると、ベアスタルの溶融侵食される。コンクリート侵食が継続すると、ベアスタルの支持機能が喪失し、格納容器破損となる。																																																																						
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																																						
格納容器隔離 (C1)			NUREG レポート等の文庫に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。																																																																						
1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREG レポート等の文庫から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。																																																																						
格納容器バイパス (BP)			NUREG レポート等の文庫に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力パワウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。																																																																						
炉心への注水 (L.R)	低圧シーケンス (A**)	ECS再循環に失敗する確率	低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)																																																																						
	中高圧シーケンス (S**, T**)	1																																																																							
炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。																																																																						



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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(2/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP1)</td> <td></td> <td></td> <td>水素濃度10vol%以下では火災の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損 (RV)</td> <td></td> <td></td> <td>TM1事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>溶融物分散放出 (RPV)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。</td> </tr> <tr> <td>キャビティ内水量 (DC)</td> <td></td> <td></td> <td>「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。	格納容器破損 (OP1)			水素濃度10vol%以下では火災の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。	原子炉容器破損 (RV)			TM1事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。	溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。	キャビティ内水量 (DC)			「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。		<p>第4.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(2/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP1)</td> <td></td> <td></td> <td>水素濃度10vol%以下では火災の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損 (RV)</td> <td></td> <td></td> <td>TM1事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>溶融物分散放出 (RPV)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。</td> </tr> <tr> <td>キャビティ内水量 (DC)</td> <td></td> <td></td> <td>「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。	格納容器破損 (OP1)			水素濃度10vol%以下では火災の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。	原子炉容器破損 (RV)			TM1事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。	溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。	キャビティ内水量 (DC)			「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。	<p>【女川】          ■評価手法の相違          ・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している（大飯と同様）</p>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																
原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。																																																
格納容器破損 (OP1)			水素濃度10vol%以下では火災の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。																																																
原子炉容器破損 (RV)			TM1事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。																																																
溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。																																																
キャビティ内水量 (DC)			「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。																																																
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																
原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。																																																
格納容器破損 (OP1)			水素濃度10vol%以下では火災の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。																																																
原子炉容器破損 (RV)			TM1事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。																																																
溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。																																																
キャビティ内水量 (DC)			「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。																																																
<p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉外水蒸気爆発 (ESX)</td> <td></td> <td></td> <td>実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接加熱 (DCH)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。	格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。	原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。	格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。		<p>第4.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉外水蒸気爆発 (ESX)</td> <td></td> <td></td> <td>実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接加熱 (DCH)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <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>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。	格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。	原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。	格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価手法の相違</li> <li>・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している（大飯と同様）</li> </ul>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																								
炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。																																								
格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。																																								
原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。																																								
格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。																																								
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																								
炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。																																								
格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。																																								
原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。																																								
格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。																																								



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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.f.2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内気相部冷却(NCC)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持込みの有無等)を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損(OP3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	格納容器内気相部冷却(NCC)			格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持込みの有無等)を考慮して設定する。	原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。	格納容器破損(OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>第4.1.1.f.2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内気相部冷却(NCC)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等)を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損(OP3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <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>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	格納容器内気相部冷却(NCC)			格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等)を考慮して設定する。	原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。	格納容器破損(OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価手法の相違</li> <li>・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している(大飯と同様)</li> </ul>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																
格納容器内気相部冷却(NCC)			格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持込みの有無等)を考慮して設定する。																																
原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。																																
格納容器破損(OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。																																
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																
格納容器内気相部冷却(NCC)			格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等)を考慮して設定する。																																
原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。																																
格納容器破損(OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。																																

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）




第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等を選定について  
 別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(5/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースマツト溶融貫通 (DM)</td> <td></td> <td></td> <td>ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器過温破損 (OT)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	ベースマツト溶融貫通 (DM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。	格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。		<p>第4.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (5/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースマツト溶融貫通 (DM)</td> <td></td> <td></td> <td>ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器過温破損 (OT)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <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>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	ベースマツト溶融貫通 (DM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。	格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価手法の相違</li> <li>・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している（大飯と同様）</li> </ul>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																								
ベースマツト溶融貫通 (DM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。																								
格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。																								
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																								
ベースマツト溶融貫通 (DM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込みの有無等）を考慮して設定する。																								
格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込み等）を考慮して設定する。																								



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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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 data-bbox="712 486 739 1013">第4.1.1.F-2表 緩和操作に関する格納容器イベントツリー分岐確率の設定</p> <table border="1" data-bbox="763 375 1205 1125"> <thead> <tr> <th data-bbox="763 997 801 1125">ヘディング</th> <th data-bbox="763 853 801 997">失敗確率</th> <th data-bbox="763 710 801 853">適用シーケンス</th> <th data-bbox="763 375 801 710">評価方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="801 997 840 1125">RPV減圧</td> <td></td> <td></td> <td data-bbox="801 375 1205 710" rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;">  </td> </tr> <tr> <td data-bbox="840 997 878 1125">RPV注水</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="878 997 938 1125">PCV注水 (D/W)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="938 997 1014 1125">PCV内除熱長期間命令</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1014 997 1075 1125">RPV破損修復ACL復旧</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1075 997 1135 1125">RPV破損修復ACL復旧</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1135 997 1205 1125">PCV閉鎖</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1211 375 1249 1125">※ RiskSpectrumPSAでは分岐確率が直接出力されないため、レベル1PRAとの従属性（各緩和手段の使用可否等）を考慮していません。</p> <p data-bbox="1265 343 1288 694" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠組みの内容は所定機器の観点から公開できません。</p>	ヘディング	失敗確率	適用シーケンス	評価方法	RPV減圧				RPV注水			PCV注水 (D/W)			PCV内除熱長期間命令			RPV破損修復ACL復旧			RPV破損修復ACL復旧			PCV閉鎖				<p data-bbox="1928 207 1989 231">【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1928 239 2060 263">■ 評価方針の相違</li> <li data-bbox="1928 279 2150 406">・ 泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯についても泊と同様）</li> </ul>
ヘディング	失敗確率	適用シーケンス	評価方法																										
RPV減圧																													
RPV注水																													
PCV注水 (D/W)																													
PCV内除熱長期間命令																													
RPV破損修復ACL復旧																													
RPV破損修復ACL復旧																													
PCV閉鎖																													

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3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2.1.1.f-3表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度 (／年)</th> <th>割合* (%)</th> <th>条件付き格納容器破損確率</th> <th>格納容器破損頻度 (／年)</th> <th>割合* (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>3.3E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>3.3E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>7.0E-07</td><td>1.1</td><td>0.02</td><td>1.7E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.3E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>1.3E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>SED</td><td>4.3E-05</td><td>66.7</td><td>1.00</td><td>4.3E-05</td><td>81.3</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.9E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>1.9E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.2E-06</td><td>3.5</td><td>0.01</td><td>3.2E-08</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>6.2E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>6.2E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>1.1E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>0.01</td><td>1.6E-10</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.1E-08</td><td>0.1</td><td>1.00</td><td>4.1E-08</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>TED</td><td>8.6E-06</td><td>13.4</td><td>1.00</td><td>8.6E-06</td><td>16.3</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>9.4E-06</td><td>14.7</td><td>0.09</td><td>8.4E-07</td><td>1.6</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>3.0E-11</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.2E-07</td><td>0.5</td><td>1.00</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>合計</td><td>6.4E-05</td><td>100.0</td><td>0.82</td><td>5.3E-05</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table> <p>※ 炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きいPDSにおける代表的な事故シーケンスは以下のとおり</p> <p>SED： 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA              TED： 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失              TEI： 主給水流量喪失+補助給水失敗</p>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／年)	割合* (%)	条件付き格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (／年)	割合* (%)	AED	2.4E-09	<0.1	1.00	2.4E-09	<0.1	AEW	3.3E-09	<0.1	1.00	3.3E-09	<0.1	AEI	7.0E-07	1.1	0.02	1.7E-08	<0.1	ALC	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1	SED	4.3E-05	66.7	1.00	4.3E-05	81.3	SEW	1.9E-09	<0.1	1.00	1.9E-09	<0.1	SEI	2.2E-06	3.5	0.01	3.2E-08	0.1	SLW	6.2E-09	<0.1	1.00	6.2E-09	<0.1	SLI	1.1E-08	<0.1	0.01	1.6E-10	<0.1	SLC	4.1E-08	0.1	1.00	4.1E-08	0.1	TED	8.6E-06	13.4	1.00	8.6E-06	16.3	TEW	1.4E-09	<0.1	1.00	1.4E-09	<0.1	TEI	9.4E-06	14.7	0.09	8.4E-07	1.6	V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	0.0	G	3.2E-07	0.5	1.00	3.2E-07	0.6	合計	6.4E-05	100.0	0.82	5.3E-05	100.0	<p>第4.1.1.f-3表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>割合</th> <th>炉心損傷頻度 (／年)</th> <th>条件付き格納容器破損確率 (—)</th> <th>割合</th> <th>炉心損傷頻度 (／年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TQIV</td><td>&lt;0.1%</td><td>2.9E-11</td><td>1.00</td><td>&lt;0.1%</td><td>2.9E-11</td></tr> <tr><td>TQUX</td><td>0.3%</td><td>1.9E-07</td><td>0.01</td><td>0.3%</td><td>1.9E-07</td></tr> <tr><td>長期TB</td><td>&lt;0.1%</td><td>6.1E-11</td><td>1.00</td><td>&lt;0.1%</td><td>6.1E-11</td></tr> <tr><td>TBD</td><td>&lt;0.1%</td><td>4.5E-12</td><td>1.00</td><td>&lt;0.1%</td><td>4.5E-12</td></tr> <tr><td>TBU</td><td>&lt;0.1%</td><td>1.3E-12</td><td>0.51</td><td>&lt;0.1%</td><td>1.3E-12</td></tr> <tr><td>TBP</td><td>&lt;0.1%</td><td>9.3E-13</td><td>0.51</td><td>&lt;0.1%</td><td>9.3E-13</td></tr> <tr><td>TW</td><td>99.7%</td><td>5.5E-05</td><td>1.00</td><td>99.7%</td><td>5.5E-05</td></tr> <tr><td>TC</td><td>&lt;0.1%</td><td>3.9E-09</td><td>1.00</td><td>&lt;0.1%</td><td>3.9E-09</td></tr> <tr><td>AE</td><td>&lt;0.1%</td><td>4.2E-14</td><td>1.00</td><td>&lt;0.1%</td><td>4.2E-14</td></tr> <tr><td>SIE</td><td>&lt;0.1%</td><td>3.3E-12</td><td>1.00</td><td>&lt;0.1%</td><td>3.3E-12</td></tr> <tr><td>S2E</td><td>&lt;0.1%</td><td>5.5E-14</td><td>1.00</td><td>&lt;0.1%</td><td>5.5E-14</td></tr> <tr><td>ISLOCA</td><td>&lt;0.1%</td><td>2.4E-09</td><td>1.00</td><td>&lt;0.1%</td><td>2.4E-09</td></tr> <tr><td>合計</td><td>100%</td><td>5.5E-05</td><td>1.00</td><td>100%</td><td>5.5E-05</td></tr> </tbody> </table> <p>第4.1.1.f-3表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度</p>	プラント損傷状態	割合	炉心損傷頻度 (／年)	条件付き格納容器破損確率 (—)	割合	炉心損傷頻度 (／年)	TQIV	<0.1%	2.9E-11	1.00	<0.1%	2.9E-11	TQUX	0.3%	1.9E-07	0.01	0.3%	1.9E-07	長期TB	<0.1%	6.1E-11	1.00	<0.1%	6.1E-11	TBD	<0.1%	4.5E-12	1.00	<0.1%	4.5E-12	TBU	<0.1%	1.3E-12	0.51	<0.1%	1.3E-12	TBP	<0.1%	9.3E-13	0.51	<0.1%	9.3E-13	TW	99.7%	5.5E-05	1.00	99.7%	5.5E-05	TC	<0.1%	3.9E-09	1.00	<0.1%	3.9E-09	AE	<0.1%	4.2E-14	1.00	<0.1%	4.2E-14	SIE	<0.1%	3.3E-12	1.00	<0.1%	3.3E-12	S2E	<0.1%	5.5E-14	1.00	<0.1%	5.5E-14	ISLOCA	<0.1%	2.4E-09	1.00	<0.1%	2.4E-09	合計	100%	5.5E-05	1.00	100%	5.5E-05	<p>第4.1.1.f-3表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度 (／年)</th> <th>割合* (%)</th> <th>条件付き格納容器破損確率</th> <th>格納容器破損頻度 (／年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>5.3E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>5.3E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>4.3E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>0.02</td><td>8.7E-10</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>SED</td><td>2.0E-04</td><td>88.6</td><td>1.00</td><td>2.0E-04</td><td>94.1</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>3.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>3.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>1.3E-06</td><td>0.6</td><td>0.01</td><td>7.3E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>1.7E-07</td><td>0.1</td><td>1.00</td><td>1.7E-07</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>3.7E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>0.01</td><td>2.1E-11</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>6.2E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>6.2E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.1E-05</td><td>4.8</td><td>1.00</td><td>1.1E-05</td><td>5.1</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.3E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>1.3E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>1.3E-05</td><td>5.7</td><td>0.08</td><td>1.0E-06</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.9E-07</td><td>0.2</td><td>1.00</td><td>3.9E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.3E-04</td><td>100.0</td><td>0.94</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table> <p>※ 炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きいPDSにおける代表的な事故シーケンスは以下のとおり</p> <p>SED： 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA              TED： 手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗              TEI： 手動停止+補助給水失敗</p>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／年)	割合* (%)	条件付き格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (／年)	割合 (%)	AED	5.3E-09	<0.1	1.00	5.3E-09	<0.1	AEW	6.8E-08	<0.1	1.00	6.8E-08	<0.1	AEI	4.3E-08	<0.1	0.02	8.7E-10	<0.1	ALC	2.0E-08	<0.1	1.00	2.0E-08	<0.1	SED	2.0E-04	88.6	1.00	2.0E-04	94.1	SEW	3.4E-09	<0.1	1.00	3.4E-09	<0.1	SEI	1.3E-06	0.6	0.01	7.3E-09	<0.1	SLW	1.7E-07	0.1	1.00	1.7E-07	0.1	SLI	3.7E-09	<0.1	0.01	2.1E-11	<0.1	SLC	6.2E-08	<0.1	1.00	6.2E-08	<0.1	TED	1.1E-05	4.8	1.00	1.1E-05	5.1	TEW	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1	TEI	1.3E-05	5.7	0.08	1.0E-06	0.5	V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	<0.1	G	3.9E-07	0.2	1.00	3.9E-07	0.2	合計	2.3E-04	100.0	0.94	2.1E-04	100.0	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>【女川】</li> <li>■記載表現の相違             <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きいPDSにおける代表的な事故シーケンスについて記載している（大飯と同様）</li> </ul> </li> <li>【大飯】</li> <li>■個別評価による相違</li> <li>【大飯】</li> <li>■記載箇所の相違             <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は第4.1.1.f-2図及び第4.1.1.f-3図にてプラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の円グラフに記載している</li> </ul> </li> </ul>
プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／年)	割合* (%)	条件付き格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (／年)	割合* (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																														
AED	2.4E-09	<0.1	1.00	2.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
AEW	3.3E-09	<0.1	1.00	3.3E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
AEI	7.0E-07	1.1	0.02	1.7E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
ALC	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SED	4.3E-05	66.7	1.00	4.3E-05	81.3																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SEW	1.9E-09	<0.1	1.00	1.9E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SEI	2.2E-06	3.5	0.01	3.2E-08	0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SLW	6.2E-09	<0.1	1.00	6.2E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SLI	1.1E-08	<0.1	0.01	1.6E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SLC	4.1E-08	0.1	1.00	4.1E-08	0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TED	8.6E-06	13.4	1.00	8.6E-06	16.3																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TEW	1.4E-09	<0.1	1.00	1.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TEI	9.4E-06	14.7	0.09	8.4E-07	1.6																																																																																																																																																																																																																																																																																														
V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	0.0																																																																																																																																																																																																																																																																																														
G	3.2E-07	0.5	1.00	3.2E-07	0.6																																																																																																																																																																																																																																																																																														
合計	6.4E-05	100.0	0.82	5.3E-05	100.0																																																																																																																																																																																																																																																																																														
プラント損傷状態	割合	炉心損傷頻度 (／年)	条件付き格納容器破損確率 (—)	割合	炉心損傷頻度 (／年)																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TQIV	<0.1%	2.9E-11	1.00	<0.1%	2.9E-11																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TQUX	0.3%	1.9E-07	0.01	0.3%	1.9E-07																																																																																																																																																																																																																																																																																														
長期TB	<0.1%	6.1E-11	1.00	<0.1%	6.1E-11																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TBD	<0.1%	4.5E-12	1.00	<0.1%	4.5E-12																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TBU	<0.1%	1.3E-12	0.51	<0.1%	1.3E-12																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TBP	<0.1%	9.3E-13	0.51	<0.1%	9.3E-13																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TW	99.7%	5.5E-05	1.00	99.7%	5.5E-05																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TC	<0.1%	3.9E-09	1.00	<0.1%	3.9E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																														
AE	<0.1%	4.2E-14	1.00	<0.1%	4.2E-14																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SIE	<0.1%	3.3E-12	1.00	<0.1%	3.3E-12																																																																																																																																																																																																																																																																																														
S2E	<0.1%	5.5E-14	1.00	<0.1%	5.5E-14																																																																																																																																																																																																																																																																																														
ISLOCA	<0.1%	2.4E-09	1.00	<0.1%	2.4E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																														
合計	100%	5.5E-05	1.00	100%	5.5E-05																																																																																																																																																																																																																																																																																														
プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／年)	割合* (%)	条件付き格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (／年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																														
AED	5.3E-09	<0.1	1.00	5.3E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
AEW	6.8E-08	<0.1	1.00	6.8E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
AEI	4.3E-08	<0.1	0.02	8.7E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
ALC	2.0E-08	<0.1	1.00	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SED	2.0E-04	88.6	1.00	2.0E-04	94.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SEW	3.4E-09	<0.1	1.00	3.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SEI	1.3E-06	0.6	0.01	7.3E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SLW	1.7E-07	0.1	1.00	1.7E-07	0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SLI	3.7E-09	<0.1	0.01	2.1E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SLC	6.2E-08	<0.1	1.00	6.2E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TED	1.1E-05	4.8	1.00	1.1E-05	5.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TEW	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
TEI	1.3E-05	5.7	0.08	1.0E-06	0.5																																																																																																																																																																																																																																																																																														
V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																														
G	3.9E-07	0.2	1.00	3.9E-07	0.2																																																																																																																																																																																																																																																																																														
合計	2.3E-04	100.0	0.94	2.1E-04	100.0																																																																																																																																																																																																																																																																																														

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.f-4表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損モード別</th> <th>格納容器破損頻度 (/年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>3.2E-07</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>2.7E-10</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>9.4E-08</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>1.5E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>4.2E-05</td><td>80.3%</td></tr> <tr><td>ε (ベースマツト溶融貫通)</td><td>1.3E-06</td><td>2.5%</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>5.4E-08</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>7.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>σ (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>4.7E-07</td><td>0.9%</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステムLOCA)</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>ξ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>5.1E-07</td><td>1.0%</td></tr> <tr><td>τ (過温破損)</td><td>7.6E-06</td><td>14.4%</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>4.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td colspan="3">カテゴリ別</td></tr> <tr><td>水蒸気(崩壊熱)による過圧</td><td>4.2E-05</td><td>80.4%</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.3E-06</td><td>2.5%</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>0.1E-07</td><td>1.0%</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>1.1E-07</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>3.2E-07</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>8.7E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>7.6E-06</td><td>14.4%</td></tr> <tr><td>格納容器への直接接触</td><td>4.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>4.7E-07</td><td>0.9%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.3E-05</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	破損モード別	格納容器破損頻度 (/年)	割合	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1%	β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6%	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1%	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2%	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1%	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3%	ε (ベースマツト溶融貫通)	1.3E-06	2.5%	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1%	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1%	σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%	ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1%	ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0%	τ (過温破損)	7.6E-06	14.4%	μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1%	カテゴリ別			水蒸気(崩壊熱)による過圧	4.2E-05	80.4%	コンクリート侵食	1.3E-06	2.5%	漏えい箇所の隔離機能喪失	0.1E-07	1.0%	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2%	格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6%	水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1%	貫通部過温	7.6E-06	14.4%	格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1%	格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9%	合計	5.3E-05	100.0%	<p>第4.1.1.f-4表 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>格納容器破損頻度 (/年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>過温破損</td><td>9.4E-13</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>過圧破損 (長期冷却失敗)</td><td>1.3E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>過圧破損 (崩壊熱除去失敗)</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> <tr><td>過圧破損 (未臨界確保失敗)</td><td>3.9E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>0.0E+00</td><td>0%</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>5.0E-15</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>コア・コンクリート反応継続</td><td>1.1E-10</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td><td>0.0E+00</td><td>0%</td></tr> <tr><td>溶融物直接接触</td><td>0.0E+00</td><td>0%</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>隔離失敗</td><td>9.4E-10</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/年)	割合	過温破損	9.4E-13	<0.1%	過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	<0.1%	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	5.5E-05	100%	過圧破損 (未臨界確保失敗)	3.9E-09	<0.1%	格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0%	水蒸気爆発	5.0E-15	<0.1%	コア・コンクリート反応継続	1.1E-10	<0.1%	水素燃焼	0.0E+00	0%	溶融物直接接触	0.0E+00	0%	インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09	<0.1%	隔離失敗	9.4E-10	<0.1%	合計	5.5E-05	100%	<p>第4.1.1.f-4表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別の格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損モード別</th> <th>格納容器破損頻度 (/年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.7E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>3.5E-10</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>3.3E-10</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>6.7E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>2.0E-04</td><td>96.4</td></tr> <tr><td>ε (ベースマツト溶融貫通)</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>8.2E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>1.3E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>σ (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステムLOCA)</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>ξ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>τ (過温破損)</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td colspan="3">カテゴリ別</td></tr> <tr><td>水蒸気(崩壊熱)による過圧</td><td>2.1E-04</td><td>96.5</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>3.0E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>格納容器への直接接触</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table>	破損モード別	格納容器破損頻度 (/年)	割合 (%)	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	ε (ベースマツト溶融貫通)	1.8E-06	0.9	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	τ (過温破損)	2.0E-06	0.9	μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	カテゴリ別			水蒸気(崩壊熱)による過圧	2.1E-04	96.5	コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	貫通部過温	2.0E-06	0.9	格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1	格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	合計	2.1E-04	100.0	<p>【女川】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違  <span style="color: red;">■</span> 評価方針の相違          ・ 泊は格納容器破損カテゴリ別の整理を行っている(大飯と同様)          【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</p>
破損モード別	格納容器破損頻度 (/年)	割合																																																																																																																																																																																																				
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6%																																																																																																																																																																																																				
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2%																																																																																																																																																																																																				
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3%																																																																																																																																																																																																				
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.3E-06	2.5%																																																																																																																																																																																																				
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1%																																																																																																																																																																																																				
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%																																																																																																																																																																																																				
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0%																																																																																																																																																																																																				
τ (過温破損)	7.6E-06	14.4%																																																																																																																																																																																																				
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																						
水蒸気(崩壊熱)による過圧	4.2E-05	80.4%																																																																																																																																																																																																				
コンクリート侵食	1.3E-06	2.5%																																																																																																																																																																																																				
漏えい箇所の隔離機能喪失	0.1E-07	1.0%																																																																																																																																																																																																				
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2%																																																																																																																																																																																																				
格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6%																																																																																																																																																																																																				
水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
貫通部過温	7.6E-06	14.4%																																																																																																																																																																																																				
格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9%																																																																																																																																																																																																				
合計	5.3E-05	100.0%																																																																																																																																																																																																				
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/年)	割合																																																																																																																																																																																																				
過温破損	9.4E-13	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	5.5E-05	100%																																																																																																																																																																																																				
過圧破損 (未臨界確保失敗)	3.9E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0%																																																																																																																																																																																																				
水蒸気爆発	5.0E-15	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
コア・コンクリート反応継続	1.1E-10	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
水素燃焼	0.0E+00	0%																																																																																																																																																																																																				
溶融物直接接触	0.0E+00	0%																																																																																																																																																																																																				
インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
隔離失敗	9.4E-10	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
合計	5.5E-05	100%																																																																																																																																																																																																				
破損モード別	格納容器破損頻度 (/年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																				
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																				
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5																																																																																																																																																																																																				
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																				
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																				
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4																																																																																																																																																																																																				
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.8E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																				
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0																																																																																																																																																																																																				
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																				
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2																																																																																																																																																																																																				
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																						
水蒸気(崩壊熱)による過圧	2.1E-04	96.5																																																																																																																																																																																																				
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2																																																																																																																																																																																																				
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5																																																																																																																																																																																																				
水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																				
貫通部過温	2.0E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0																																																																																																																																																																																																				
合計	2.1E-04	100.0																																																																																																																																																																																																				



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37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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;">第2.1.1.f-5表 起因事象別格納容器破損頻度</p> <table border="1" data-bbox="114 240 669 863"> <thead> <tr> <th>起因事象別</th> <th>格納容器破損頻度(／炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>4.3E-05</td><td>81.3%</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>8.6E-06</td><td>16.2%</td></tr> <tr><td>手動停止</td><td>5.1E-07</td><td>1.0%</td></tr> <tr><td>SGTR</td><td>3.2E-07</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>2.1E-07</td><td>0.4%</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>1.0E-07</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>小破断LOCA</td><td>8.8E-08</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>中破断LOCA</td><td>3.4E-08</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失</td><td>2.4E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>大破断LOCA</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>1.1E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.3E-05</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	起因事象別	格納容器破損頻度(／炉年)	割合	原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	81.3%	外部電源喪失	8.6E-06	16.2%	手動停止	5.1E-07	1.0%	SGTR	3.2E-07	0.6%	過渡事象	2.1E-07	0.4%	2次冷却系の破断	1.0E-07	0.2%	小破断LOCA	8.8E-08	0.2%	中破断LOCA	3.4E-08	0.1%	主給水流量喪失	2.4E-08	<0.1%	大破断LOCA	1.4E-09	<0.1%	ATWS	1.1E-09	<0.1%	インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1%	合計	5.3E-05	100.0%		<p style="text-align: center;">第4.1.1.f-5表 起因事象別格納容器破損頻度</p> <table border="1" data-bbox="1328 252 1899 858"> <thead> <tr> <th>起因事象別</th> <th>格納容器破損頻度(／炉年)</th> <th>割合(%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>2.0E-04</td><td>94.1</td></tr> <tr><td>手動停止</td><td>5.6E-06</td><td>2.7</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>3.5E-06</td><td>1.6</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>2.4E-06</td><td>1.1</td></tr> <tr><td>SGTR</td><td>3.8E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失</td><td>2.7E-07</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>小破断LOCA</td><td>2.5E-07</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>1.1E-07</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>中破断LOCA</td><td>7.6E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>大破断LOCA</td><td>1.8E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>7.5E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table>	起因事象別	格納容器破損頻度(／炉年)	割合(%)	原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	94.1	手動停止	5.6E-06	2.7	外部電源喪失	3.5E-06	1.6	過渡事象	2.4E-06	1.1	SGTR	3.8E-07	0.2	主給水流量喪失	2.7E-07	0.1	小破断LOCA	2.5E-07	0.1	2次冷却系の破断	1.1E-07	<0.1	中破断LOCA	7.6E-08	<0.1	大破断LOCA	1.8E-08	<0.1	ATWS	7.5E-09	<0.1	インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1	合計	2.1E-04	100.0	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川は起因事象別格納容器破損頻度の評価結果を記載していないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul>
起因事象別	格納容器破損頻度(／炉年)	割合																																																																																					
原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	81.3%																																																																																					
外部電源喪失	8.6E-06	16.2%																																																																																					
手動停止	5.1E-07	1.0%																																																																																					
SGTR	3.2E-07	0.6%																																																																																					
過渡事象	2.1E-07	0.4%																																																																																					
2次冷却系の破断	1.0E-07	0.2%																																																																																					
小破断LOCA	8.8E-08	0.2%																																																																																					
中破断LOCA	3.4E-08	0.1%																																																																																					
主給水流量喪失	2.4E-08	<0.1%																																																																																					
大破断LOCA	1.4E-09	<0.1%																																																																																					
ATWS	1.1E-09	<0.1%																																																																																					
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1%																																																																																					
合計	5.3E-05	100.0%																																																																																					
起因事象別	格納容器破損頻度(／炉年)	割合(%)																																																																																					
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	94.1																																																																																					
手動停止	5.6E-06	2.7																																																																																					
外部電源喪失	3.5E-06	1.6																																																																																					
過渡事象	2.4E-06	1.1																																																																																					
SGTR	3.8E-07	0.2																																																																																					
主給水流量喪失	2.7E-07	0.1																																																																																					
小破断LOCA	2.5E-07	0.1																																																																																					
2次冷却系の破断	1.1E-07	<0.1																																																																																					
中破断LOCA	7.6E-08	<0.1																																																																																					
大破断LOCA	1.8E-08	<0.1																																																																																					
ATWS	7.5E-09	<0.1																																																																																					
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1																																																																																					
合計	2.1E-04	100.0																																																																																					

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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 data-bbox="725 533 752 932">第4.1.1.g-1表 格納容器破損頻度不確かさ解析</p> <table border="1" data-bbox="779 533 958 932"> <tr> <td colspan="2">全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)</td> </tr> <tr> <td>点推定解析</td> <td>5.5E-05</td> </tr> <tr> <td>5%確率値</td> <td>5.6E-05</td> </tr> <tr> <td>中央値</td> <td>8.7E-06</td> </tr> <tr> <td>95%確率値</td> <td>3.4E-05</td> </tr> <tr> <td>EF</td> <td>1.7E-04</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="963 306 1272 1174"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損モード</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (／年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器破損モード</td> <td>1.5E-14</td> <td>1.7E-13</td> <td>2.7E-12</td> <td>7.1E-13</td> <td>9.4E-13</td> </tr> <tr> <td>過温破損</td> <td>7.0E-12</td> <td>1.5E-10</td> <td>3.2E-09</td> <td>9.0E-10</td> <td>1.3E-09</td> </tr> <tr> <td>過圧破損(長期冷却失敗)</td> <td>8.4E-06</td> <td>3.4E-05</td> <td>1.7E-04</td> <td>5.5E-05</td> <td>5.5E-05</td> </tr> <tr> <td>過圧破損(崩壊熱除去失敗)</td> <td>2.9E-10</td> <td>1.7E-09</td> <td>1.3E-08</td> <td>4.0E-09</td> <td>3.9E-09</td> </tr> <tr> <td>過圧破損(未種算確保失敗)</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> </tr> <tr> <td>格納容器密閉気直接加熱</td> <td>5.8E-19</td> <td>5.5E-17</td> <td>5.6E-15</td> <td>3.7E-15</td> <td>4.9E-15</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>1.7E-11</td> <td>6.3E-11</td> <td>3.1E-10</td> <td>1.0E-10</td> <td>1.1E-10</td> </tr> <tr> <td>コア・コンクリート反応継続</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> </tr> <tr> <td>水蒸気凝結</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td>7.5E-10</td> <td>2.0E-09</td> <td>5.6E-09</td> <td>2.4E-09</td> <td>2.4E-09</td> </tr> <tr> <td>隔離失敗</td> <td>1.0E-11</td> <td>1.5E-10</td> <td>2.3E-09</td> <td>6.7E-10</td> <td>9.4E-10</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>8.7E-06</td> <td>3.4E-05</td> <td>1.7E-04</td> <td>5.6E-05</td> <td>5.5E-05</td> </tr> </tbody> </table>	全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)		点推定解析	5.5E-05	5%確率値	5.6E-05	中央値	8.7E-06	95%確率値	3.4E-05	EF	1.7E-04	格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	格納容器破損モード	1.5E-14	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13	過温破損	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09	過圧破損(長期冷却失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05	過圧破損(崩壊熱除去失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09	過圧破損(未種算確保失敗)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	格納容器密閉気直接加熱	5.8E-19	5.5E-17	5.6E-15	3.7E-15	4.9E-15	水蒸気爆発	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10	コア・コンクリート反応継続	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	水蒸気凝結	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	格納容器バイパス	7.5E-10	2.0E-09	5.6E-09	2.4E-09	2.4E-09	隔離失敗	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10	合計	8.7E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.6E-05	5.5E-05	<p data-bbox="1402 293 1839 316">第4.1.1.g-1表 格納容器破損頻度不確かさ解析</p> <table border="1" data-bbox="1344 354 1899 625"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2"></th> <th colspan="2">全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)</th> </tr> <tr> <th>点推定解析</th> <th>2.1E-04</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">不確かさ解析</td> <td>平均値</td> <td>2.1E-04</td> </tr> <tr> <td>5%確率値</td> <td>1.2E-05</td> </tr> <tr> <td>中央値</td> <td>7.4E-05</td> </tr> <tr> <td>95%確率値</td> <td>7.6E-04</td> </tr> <tr> <td>EF</td> <td>8.0</td> </tr> </tbody> </table>			全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)		点推定解析	2.1E-04	不確かさ解析	平均値	2.1E-04	5%確率値	1.2E-05	中央値	7.4E-05	95%確率値	7.6E-04	EF	8.0	<p data-bbox="1928 210 1984 233">【女川】</p> <p data-bbox="1928 245 2096 268">■個別評価による相違</p> <p data-bbox="1928 280 1984 303">【女川】</p> <p data-bbox="1928 316 2063 338">■記載方針の相違</p> <p data-bbox="1928 351 2150 676">・女川は全格納容器破損頻度の不確かさ解析結果と格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析結果をあわせて記載している          (泊の格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析結果については、第4.1.1.g-3表に記載している)</p> <p data-bbox="1928 689 1984 711">【大飯】</p> <p data-bbox="1928 724 2063 746">■記載方針の相違</p> <p data-bbox="1928 759 2150 877">・女川実績の反映          ・大飯は全格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を記載していない</p>
全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)																																																																																																																									
点推定解析	5.5E-05																																																																																																																								
5%確率値	5.6E-05																																																																																																																								
中央値	8.7E-06																																																																																																																								
95%確率値	3.4E-05																																																																																																																								
EF	1.7E-04																																																																																																																								
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／年)																																																																																																																								
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																				
格納容器破損モード	1.5E-14	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13																																																																																																																				
過温破損	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09																																																																																																																				
過圧破損(長期冷却失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05																																																																																																																				
過圧破損(崩壊熱除去失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09																																																																																																																				
過圧破損(未種算確保失敗)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																				
格納容器密閉気直接加熱	5.8E-19	5.5E-17	5.6E-15	3.7E-15	4.9E-15																																																																																																																				
水蒸気爆発	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10																																																																																																																				
コア・コンクリート反応継続	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																				
水蒸気凝結	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																				
溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																				
格納容器バイパス	7.5E-10	2.0E-09	5.6E-09	2.4E-09	2.4E-09																																																																																																																				
隔離失敗	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10																																																																																																																				
合計	8.7E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.6E-05	5.5E-05																																																																																																																				
		全格納容器破損頻度 (CFF) (／年)																																																																																																																							
		点推定解析	2.1E-04																																																																																																																						
不確かさ解析	平均値	2.1E-04																																																																																																																							
	5%確率値	1.2E-05																																																																																																																							
	中央値	7.4E-05																																																																																																																							
	95%確率値	7.6E-04																																																																																																																							
	EF	8.0																																																																																																																							

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37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について

別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.g-1表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">プラント損傷状態</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度（/年）</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>5.0E-11</td><td>6.6E-10</td><td>8.5E-09</td><td>2.2E-09</td><td>2.4E-09</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>8.4E-11</td><td>9.4E-10</td><td>1.0E-08</td><td>2.7E-09</td><td>3.3E-09</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>1.1E-10</td><td>2.5E-09</td><td>6.1E-08</td><td>1.6E-08</td><td>1.7E-08</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.5E-10</td><td>2.6E-09</td><td>4.6E-08</td><td>1.1E-08</td><td>1.3E-08</td></tr> <tr><td>SED</td><td>1.7E-07</td><td>4.2E-06</td><td>1.0E-04</td><td>2.6E-05</td><td>4.3E-05</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.5E-11</td><td>3.2E-10</td><td>6.7E-09</td><td>1.7E-09</td><td>1.9E-09</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.9E-10</td><td>6.0E-09</td><td>2.0E-07</td><td>4.5E-08</td><td>3.2E-08</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>6.3E-11</td><td>1.1E-09</td><td>2.0E-08</td><td>4.9E-09</td><td>6.2E-09</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>1.2E-12</td><td>3.2E-11</td><td>7.5E-10</td><td>1.8E-10</td><td>1.6E-10</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.6E-10</td><td>8.2E-09</td><td>1.4E-07</td><td>3.6E-08</td><td>4.1E-08</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.1E-06</td><td>5.4E-06</td><td>2.6E-05</td><td>8.5E-06</td><td>8.6E-06</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.2E-10</td><td>6.9E-10</td><td>4.1E-09</td><td>1.2E-09</td><td>1.4E-09</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>4.5E-08</td><td>1.8E-07</td><td>1.4E-06</td><td>4.2E-07</td><td>8.4E-07</td></tr> <tr><td>V</td><td>1.1E-13</td><td>3.5E-12</td><td>1.1E-10</td><td>2.8E-11</td><td>3.0E-11</td></tr> <tr><td>G</td><td>5.7E-09</td><td>7.7E-08</td><td>1.0E-06</td><td>2.6E-07</td><td>3.2E-07</td></tr> <tr><td>合計</td><td>3.1E-06</td><td>1.4E-05</td><td>1.2E-04</td><td>3.6E-05</td><td>5.3E-05</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	格納容器破損頻度（/年）					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	AED	5.0E-11	6.6E-10	8.5E-09	2.2E-09	2.4E-09	AEW	8.4E-11	9.4E-10	1.0E-08	2.7E-09	3.3E-09	AEI	1.1E-10	2.5E-09	6.1E-08	1.6E-08	1.7E-08	ALC	1.5E-10	2.6E-09	4.6E-08	1.1E-08	1.3E-08	SED	1.7E-07	4.2E-06	1.0E-04	2.6E-05	4.3E-05	SEW	1.5E-11	3.2E-10	6.7E-09	1.7E-09	1.9E-09	SEI	2.9E-10	6.0E-09	2.0E-07	4.5E-08	3.2E-08	SLW	6.3E-11	1.1E-09	2.0E-08	4.9E-09	6.2E-09	SLI	1.2E-12	3.2E-11	7.5E-10	1.8E-10	1.6E-10	SLC	4.6E-10	8.2E-09	1.4E-07	3.6E-08	4.1E-08	TED	1.1E-06	5.4E-06	2.6E-05	8.5E-06	8.6E-06	TEW	1.2E-10	6.9E-10	4.1E-09	1.2E-09	1.4E-09	TEI	4.5E-08	1.8E-07	1.4E-06	4.2E-07	8.4E-07	V	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11	G	5.7E-09	7.7E-08	1.0E-06	2.6E-07	3.2E-07	合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05		<p>第4.1.1.g-2表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">プラント損傷状態</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度（/年）</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>1.3E-10</td><td>1.6E-09</td><td>1.9E-08</td><td>4.9E-09</td><td>5.3E-09</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>1.2E-09</td><td>1.7E-08</td><td>2.4E-07</td><td>6.2E-08</td><td>6.8E-08</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>2.3E-11</td><td>3.1E-10</td><td>1.0E-08</td><td>3.2E-09</td><td>8.7E-10</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.7E-10</td><td>3.5E-09</td><td>7.2E-08</td><td>1.8E-08</td><td>2.0E-08</td></tr> <tr><td>SED</td><td>4.6E-06</td><td>5.9E-05</td><td>7.5E-04</td><td>1.9E-04</td><td>2.0E-04</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.8E-11</td><td>4.6E-10</td><td>1.2E-08</td><td>3.3E-09</td><td>3.4E-09</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.2E-10</td><td>7.0E-09</td><td>2.8E-07</td><td>8.8E-08</td><td>7.3E-09</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>1.3E-09</td><td>2.8E-08</td><td>5.9E-07</td><td>1.5E-07</td><td>1.7E-07</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>7.5E-13</td><td>1.8E-11</td><td>1.2E-09</td><td>2.5E-10</td><td>2.1E-11</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.9E-10</td><td>9.9E-09</td><td>2.0E-07</td><td>5.2E-08</td><td>6.2E-08</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.2E-06</td><td>6.1E-06</td><td>3.2E-05</td><td>1.0E-05</td><td>1.1E-05</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>8.7E-10</td><td>6.0E-09</td><td>4.2E-08</td><td>1.2E-08</td><td>1.3E-08</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>5.0E-08</td><td>5.2E-07</td><td>3.4E-06</td><td>9.8E-07</td><td>1.0E-06</td></tr> <tr><td>V</td><td>1.1E-13</td><td>3.5E-12</td><td>1.0E-10</td><td>3.1E-11</td><td>3.0E-11</td></tr> <tr><td>G</td><td>6.5E-09</td><td>9.4E-08</td><td>1.3E-06</td><td>3.4E-07</td><td>3.9E-07</td></tr> <tr><td>合計</td><td>1.2E-05</td><td>7.4E-05</td><td>7.6E-04</td><td>2.1E-04</td><td>2.1E-04</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	格納容器破損頻度（/年）					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	AED	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	4.9E-09	5.3E-09	AEW	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.8E-08	AEI	2.3E-11	3.1E-10	1.0E-08	3.2E-09	8.7E-10	ALC	1.7E-10	3.5E-09	7.2E-08	1.8E-08	2.0E-08	SED	4.6E-06	5.9E-05	7.5E-04	1.9E-04	2.0E-04	SEW	1.8E-11	4.6E-10	1.2E-08	3.3E-09	3.4E-09	SEI	2.2E-10	7.0E-09	2.8E-07	8.8E-08	7.3E-09	SLW	1.3E-09	2.8E-08	5.9E-07	1.5E-07	1.7E-07	SLI	7.5E-13	1.8E-11	1.2E-09	2.5E-10	2.1E-11	SLC	4.9E-10	9.9E-09	2.0E-07	5.2E-08	6.2E-08	TED	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	1.0E-05	1.1E-05	TEW	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	1.2E-08	1.3E-08	TEI	5.0E-08	5.2E-07	3.4E-06	9.8E-07	1.0E-06	V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11	G	6.5E-09	9.4E-08	1.3E-06	3.4E-07	3.9E-07	合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04	<p>【女川】  <span style="color: blue;">■</span>記載方針の相違                  ・女川はプラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析の結果を記載していないため、大飯と比較する</p> <p>【大飯】  <span style="color: red;">■</span>個別評価による相違</p>
プラント損傷状態		格納容器破損頻度（/年）																																																																																																																																																																																																																							
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																				
AED	5.0E-11	6.6E-10	8.5E-09	2.2E-09	2.4E-09																																																																																																																																																																																																																				
AEW	8.4E-11	9.4E-10	1.0E-08	2.7E-09	3.3E-09																																																																																																																																																																																																																				
AEI	1.1E-10	2.5E-09	6.1E-08	1.6E-08	1.7E-08																																																																																																																																																																																																																				
ALC	1.5E-10	2.6E-09	4.6E-08	1.1E-08	1.3E-08																																																																																																																																																																																																																				
SED	1.7E-07	4.2E-06	1.0E-04	2.6E-05	4.3E-05																																																																																																																																																																																																																				
SEW	1.5E-11	3.2E-10	6.7E-09	1.7E-09	1.9E-09																																																																																																																																																																																																																				
SEI	2.9E-10	6.0E-09	2.0E-07	4.5E-08	3.2E-08																																																																																																																																																																																																																				
SLW	6.3E-11	1.1E-09	2.0E-08	4.9E-09	6.2E-09																																																																																																																																																																																																																				
SLI	1.2E-12	3.2E-11	7.5E-10	1.8E-10	1.6E-10																																																																																																																																																																																																																				
SLC	4.6E-10	8.2E-09	1.4E-07	3.6E-08	4.1E-08																																																																																																																																																																																																																				
TED	1.1E-06	5.4E-06	2.6E-05	8.5E-06	8.6E-06																																																																																																																																																																																																																				
TEW	1.2E-10	6.9E-10	4.1E-09	1.2E-09	1.4E-09																																																																																																																																																																																																																				
TEI	4.5E-08	1.8E-07	1.4E-06	4.2E-07	8.4E-07																																																																																																																																																																																																																				
V	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11																																																																																																																																																																																																																				
G	5.7E-09	7.7E-08	1.0E-06	2.6E-07	3.2E-07																																																																																																																																																																																																																				
合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05																																																																																																																																																																																																																				
プラント損傷状態	格納容器破損頻度（/年）																																																																																																																																																																																																																								
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																				
AED	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	4.9E-09	5.3E-09																																																																																																																																																																																																																				
AEW	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.8E-08																																																																																																																																																																																																																				
AEI	2.3E-11	3.1E-10	1.0E-08	3.2E-09	8.7E-10																																																																																																																																																																																																																				
ALC	1.7E-10	3.5E-09	7.2E-08	1.8E-08	2.0E-08																																																																																																																																																																																																																				
SED	4.6E-06	5.9E-05	7.5E-04	1.9E-04	2.0E-04																																																																																																																																																																																																																				
SEW	1.8E-11	4.6E-10	1.2E-08	3.3E-09	3.4E-09																																																																																																																																																																																																																				
SEI	2.2E-10	7.0E-09	2.8E-07	8.8E-08	7.3E-09																																																																																																																																																																																																																				
SLW	1.3E-09	2.8E-08	5.9E-07	1.5E-07	1.7E-07																																																																																																																																																																																																																				
SLI	7.5E-13	1.8E-11	1.2E-09	2.5E-10	2.1E-11																																																																																																																																																																																																																				
SLC	4.9E-10	9.9E-09	2.0E-07	5.2E-08	6.2E-08																																																																																																																																																																																																																				
TED	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	1.0E-05	1.1E-05																																																																																																																																																																																																																				
TEW	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	1.2E-08	1.3E-08																																																																																																																																																																																																																				
TEI	5.0E-08	5.2E-07	3.4E-06	9.8E-07	1.0E-06																																																																																																																																																																																																																				
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11																																																																																																																																																																																																																				
G	6.5E-09	9.4E-08	1.3E-06	3.4E-07	3.9E-07																																																																																																																																																																																																																				
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04																																																																																																																																																																																																																				



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.g-2表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損モード</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (／年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α</td><td>1.3E-10</td><td>9.3E-10</td><td>4.6E-09</td><td>1.5E-09</td><td>1.4E-09</td></tr> <tr><td>β</td><td>4.4E-08</td><td>1.3E-07</td><td>6.6E-07</td><td>2.4E-07</td><td>3.2E-07</td></tr> <tr><td>γ</td><td>4.6E-11</td><td>4.1E-10</td><td>4.1E-08</td><td>1.2E-08</td><td>2.7E-10</td></tr> <tr><td>γ'</td><td>3.4E-11</td><td>5.1E-10</td><td>1.2E-07</td><td>3.3E-08</td><td>9.4E-08</td></tr> <tr><td>γ''</td><td>3.2E-10</td><td>5.4E-09</td><td>1.3E-07</td><td>3.8E-08</td><td>1.5E-08</td></tr> <tr><td>δ</td><td>4.8E-07</td><td>4.5E-06</td><td>9.3E-05</td><td>2.4E-05</td><td>4.2E-05</td></tr> <tr><td>ε</td><td>1.6E-07</td><td>1.2E-06</td><td>1.1E-05</td><td>3.3E-06</td><td>1.3E-06</td></tr> <tr><td>θ</td><td>1.7E-09</td><td>1.6E-08</td><td>1.7E-07</td><td>4.8E-08</td><td>5.4E-08</td></tr> <tr><td>η</td><td>6.7E-11</td><td>7.6E-10</td><td>1.5E-08</td><td>4.3E-09</td><td>7.4E-09</td></tr> <tr><td>σ</td><td>1.1E-09</td><td>1.6E-08</td><td>5.4E-07</td><td>1.2E-07</td><td>4.7E-07</td></tr> <tr><td>ν</td><td>1.1E-13</td><td>3.5E-12</td><td>1.1E-10</td><td>2.8E-11</td><td>3.0E-11</td></tr> <tr><td>g</td><td>1.5E-08</td><td>1.6E-07</td><td>1.7E-06</td><td>4.7E-07</td><td>5.1E-07</td></tr> <tr><td>τ</td><td>9.0E-07</td><td>4.5E-06</td><td>2.2E-05</td><td>7.1E-06</td><td>7.6E-06</td></tr> <tr><td>μ</td><td>1.1E-11</td><td>1.3E-10</td><td>1.7E-09</td><td>4.9E-10</td><td>4.4E-09</td></tr> <tr><td>合計</td><td>3.1E-06</td><td>1.4E-05</td><td>1.2E-04</td><td>3.6E-05</td><td>5.3E-05</td></tr> </tbody> </table>						格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	α	1.3E-10	9.3E-10	4.6E-09	1.5E-09	1.4E-09	β	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07	γ	4.6E-11	4.1E-10	4.1E-08	1.2E-08	2.7E-10	γ'	3.4E-11	5.1E-10	1.2E-07	3.3E-08	9.4E-08	γ''	3.2E-10	5.4E-09	1.3E-07	3.8E-08	1.5E-08	δ	4.8E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05	ε	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06	θ	1.7E-09	1.6E-08	1.7E-07	4.8E-08	5.4E-08	η	6.7E-11	7.6E-10	1.5E-08	4.3E-09	7.4E-09	σ	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07	ν	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11	g	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07	τ	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06	μ	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09	合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05	<p>第4.1.1.g-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析結果を比較するため、女川の第4.1.1.g-1表を再掲している</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損モード</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (／年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)</td><td>1.5E-14</td><td>1.7E-13</td><td>2.7E-12</td><td>7.1E-13</td><td>9.4E-13</td></tr> <tr><td>格納容器過圧・過温</td><td>7.0E-12</td><td>1.5E-10</td><td>3.2E-09</td><td>9.0E-10</td><td>1.3E-09</td></tr> <tr><td>格納容器過圧・過温(崩壊熱除去失敗)</td><td>8.4E-06</td><td>3.4E-05</td><td>1.7E-04</td><td>5.5E-05</td><td>5.5E-05</td></tr> <tr><td>格納容器過圧・過温(未臨界確保失敗)</td><td>2.9E-10</td><td>1.7E-09</td><td>1.3E-08</td><td>4.0E-09</td><td>3.9E-09</td></tr> <tr><td>格納容器過圧・過温(直接加熱)</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td></tr> <tr><td>水蒸気暴発</td><td>5.8E-19</td><td>5.5E-17</td><td>5.6E-15</td><td>3.7E-15</td><td>4.9E-15</td></tr> <tr><td>コア・コンクリート反応継続</td><td>1.7E-11</td><td>6.3E-11</td><td>3.1E-10</td><td>1.0E-10</td><td>1.1E-10</td></tr> <tr><td>水蒸気暴発</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td></tr> <tr><td>溶解物直接接触</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス隔離失敗</td><td>7.5E-10</td><td>2.0E-09</td><td>5.6E-09</td><td>2.4E-09</td><td>2.4E-09</td></tr> <tr><td>合計</td><td>1.0E-11</td><td>1.5E-10</td><td>2.3E-09</td><td>6.7E-10</td><td>9.4E-10</td></tr> </tbody> </table>						格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)	1.5E-14	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13	格納容器過圧・過温	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09	格納容器過圧・過温(崩壊熱除去失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05	格納容器過圧・過温(未臨界確保失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09	格納容器過圧・過温(直接加熱)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	水蒸気暴発	5.8E-19	5.5E-17	5.6E-15	3.7E-15	4.9E-15	コア・コンクリート反応継続	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10	水蒸気暴発	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	溶解物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	格納容器バイパス隔離失敗	7.5E-10	2.0E-09	5.6E-09	2.4E-09	2.4E-09	合計	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10	<p>第4.1.1.g-3表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損モード</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (／年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α</td><td>1.2E-10</td><td>1.0E-09</td><td>5.6E-09</td><td>1.7E-09</td><td>1.7E-09</td></tr> <tr><td>β</td><td>9.4E-08</td><td>4.1E-07</td><td>3.9E-06</td><td>1.1E-06</td><td>1.1E-06</td></tr> <tr><td>γ</td><td>4.6E-11</td><td>3.0E-10</td><td>4.6E-09</td><td>2.0E-09</td><td>3.5E-10</td></tr> <tr><td>γ'</td><td>4.5E-11</td><td>3.0E-10</td><td>8.3E-09</td><td>7.3E-09</td><td>3.3E-10</td></tr> <tr><td>γ''</td><td>6.0E-10</td><td>1.4E-08</td><td>1.7E-07</td><td>4.5E-08</td><td>6.7E-08</td></tr> <tr><td>δ</td><td>9.7E-06</td><td>6.6E-05</td><td>6.7E-04</td><td>1.8E-04</td><td>2.0E-04</td></tr> <tr><td>ε</td><td>8.6E-07</td><td>6.5E-06</td><td>7.0E-05</td><td>1.9E-05</td><td>1.8E-06</td></tr> <tr><td>θ</td><td>2.2E-09</td><td>2.1E-08</td><td>2.6E-07</td><td>7.0E-08</td><td>8.2E-08</td></tr> <tr><td>η</td><td>4.5E-11</td><td>4.0E-10</td><td>7.5E-09</td><td>2.8E-09</td><td>1.3E-09</td></tr> <tr><td>σ</td><td>2.8E-09</td><td>4.6E-08</td><td>1.2E-06</td><td>4.5E-07</td><td>2.0E-06</td></tr> <tr><td>ν</td><td>1.1E-13</td><td>3.5E-12</td><td>1.0E-10</td><td>3.1E-11</td><td>3.0E-11</td></tr> <tr><td>g</td><td>1.6E-08</td><td>2.1E-07</td><td>2.2E-06</td><td>6.5E-07</td><td>4.5E-07</td></tr> <tr><td>τ</td><td>2.8E-09</td><td>2.8E-08</td><td>6.7E-07</td><td>2.1E-07</td><td>2.0E-06</td></tr> <tr><td>μ</td><td>3.1E-11</td><td>3.3E-10</td><td>6.4E-09</td><td>2.1E-09</td><td>2.0E-08</td></tr> <tr><td>合計</td><td>1.2E-05</td><td>7.4E-05</td><td>7.6E-04</td><td>2.1E-04</td><td>2.1E-04</td></tr> </tbody> </table>						格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	α	1.2E-10	1.0E-09	5.6E-09	1.7E-09	1.7E-09	β	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06	γ	4.6E-11	3.0E-10	4.6E-09	2.0E-09	3.5E-10	γ'	4.5E-11	3.0E-10	8.3E-09	7.3E-09	3.3E-10	γ''	6.0E-10	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	6.7E-08	δ	9.7E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.0E-04	ε	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06	θ	2.2E-09	2.1E-08	2.6E-07	7.0E-08	8.2E-08	η	4.5E-11	4.0E-10	7.5E-09	2.8E-09	1.3E-09	σ	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06	ν	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11	g	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07	τ	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06	μ	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08	合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>【女川】</li> <li>■記載方針の相違</li> </ul> <p>・女川は全格納容器破損頻度の不確かさ解析結果と格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析結果をあわせて記載している      (泊の全格納容器破損頻度の不確かさ解析結果については、第4.1.1.g-1表に記載している)</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul>
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／年)																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
α	1.3E-10	9.3E-10	4.6E-09	1.5E-09	1.4E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
β	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
γ	4.6E-11	4.1E-10	4.1E-08	1.2E-08	2.7E-10																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
γ'	3.4E-11	5.1E-10	1.2E-07	3.3E-08	9.4E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
γ''	3.2E-10	5.4E-09	1.3E-07	3.8E-08	1.5E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
δ	4.8E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
ε	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
θ	1.7E-09	1.6E-08	1.7E-07	4.8E-08	5.4E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
η	6.7E-11	7.6E-10	1.5E-08	4.3E-09	7.4E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
σ	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
ν	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
g	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
τ	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
μ	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／年)																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温)	1.5E-14	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器過圧・過温	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器過圧・過温(崩壊熱除去失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器過圧・過温(未臨界確保失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器過圧・過温(直接加熱)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
水蒸気暴発	5.8E-19	5.5E-17	5.6E-15	3.7E-15	4.9E-15																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
コア・コンクリート反応継続	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
水蒸気暴発	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
溶解物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器バイパス隔離失敗	7.5E-10	2.0E-09	5.6E-09	2.4E-09	2.4E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
合計	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／年)																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
α	1.2E-10	1.0E-09	5.6E-09	1.7E-09	1.7E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
β	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
γ	4.6E-11	3.0E-10	4.6E-09	2.0E-09	3.5E-10																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
γ'	4.5E-11	3.0E-10	8.3E-09	7.3E-09	3.3E-10																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
γ''	6.0E-10	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	6.7E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
δ	9.7E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.0E-04																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
ε	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
θ	2.2E-09	2.1E-08	2.6E-07	7.0E-08	8.2E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
η	4.5E-11	4.0E-10	7.5E-09	2.8E-09	1.3E-09																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
σ	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
ν	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
g	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
τ	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
μ	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04																																																																																																																																																																																																																																																																																																				

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37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.g-3表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損カテゴリ</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度（/年）</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気（崩壊熱）による過圧</td> <td>5.2E-07</td> <td>4.5E-06</td> <td>9.3E-05</td> <td>2.4E-05</td> <td>4.2E-05</td> </tr> <tr> <td>コンクリート侵食</td> <td>1.6E-07</td> <td>1.2E-06</td> <td>1.1E-05</td> <td>3.3E-06</td> <td>1.3E-06</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td> <td>1.5E-08</td> <td>1.6E-07</td> <td>1.7E-06</td> <td>4.7E-07</td> <td>5.1E-07</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td> <td>1.5E-09</td> <td>1.4E-08</td> <td>3.3E-07</td> <td>8.3E-08</td> <td>1.1E-07</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離機能喪失</td> <td>4.4E-08</td> <td>1.3E-07</td> <td>6.6E-07</td> <td>2.4E-07</td> <td>3.2E-07</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>4.4E-10</td> <td>2.3E-09</td> <td>1.7E-08</td> <td>5.8E-09</td> <td>8.7E-09</td> </tr> <tr> <td>貫通部過温</td> <td>9.0E-07</td> <td>4.5E-06</td> <td>2.2E-05</td> <td>7.1E-06</td> <td>7.6E-06</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>1.1E-11</td> <td>1.3E-10</td> <td>1.7E-09</td> <td>4.9E-10</td> <td>4.4E-09</td> </tr> <tr> <td>格納容器周囲気直接加熱</td> <td>1.1E-09</td> <td>1.6E-08</td> <td>5.4E-07</td> <td>1.2E-07</td> <td>4.7E-07</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>3.1E-06</td> <td>1.4E-05</td> <td>1.2E-04</td> <td>3.6E-05</td> <td>5.3E-05</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損カテゴリ	格納容器破損頻度（/年）					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	水蒸気（崩壊熱）による過圧	5.2E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05	コンクリート侵食	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06	漏えい箇所の隔離機能喪失	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.5E-09	1.4E-08	3.3E-07	8.3E-08	1.1E-07	格納容器隔離機能喪失	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07	水蒸気爆発	4.4E-10	2.3E-09	1.7E-08	5.8E-09	8.7E-09	貫通部過温	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06	格納容器への直接接触	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09	格納容器周囲気直接加熱	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07	合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05		<p>第4.1.1.g-1表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損カテゴリ</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度（/年）</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気（崩壊熱）による過圧</td> <td>9.8E-06</td> <td>6.6E-05</td> <td>6.7E-04</td> <td>1.8E-04</td> <td>2.1E-04</td> </tr> <tr> <td>コンクリート侵食</td> <td>8.6E-07</td> <td>6.5E-06</td> <td>7.0E-05</td> <td>1.9E-05</td> <td>1.8E-06</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td> <td>1.6E-08</td> <td>2.1E-07</td> <td>2.2E-06</td> <td>6.5E-07</td> <td>4.5E-07</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td> <td>1.4E-09</td> <td>1.8E-08</td> <td>2.1E-07</td> <td>5.4E-08</td> <td>6.8E-08</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離機能喪失</td> <td>9.1E-08</td> <td>4.1E-07</td> <td>3.9E-06</td> <td>1.1E-06</td> <td>1.1E-06</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>4.3E-10</td> <td>1.9E-09</td> <td>1.2E-08</td> <td>4.5E-09</td> <td>3.0E-09</td> </tr> <tr> <td>貫通部過温</td> <td>2.8E-09</td> <td>2.8E-08</td> <td>6.7E-07</td> <td>2.1E-07</td> <td>2.0E-06</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>3.1E-11</td> <td>3.3E-10</td> <td>6.4E-09</td> <td>2.1E-09</td> <td>2.0E-08</td> </tr> <tr> <td>格納容器周囲気直接加熱</td> <td>2.8E-09</td> <td>4.6E-08</td> <td>1.2E-06</td> <td>4.5E-07</td> <td>2.0E-06</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>1.2E-05</td> <td>7.4E-05</td> <td>7.6E-04</td> <td>2.1E-04</td> <td>2.1E-04</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損カテゴリ	格納容器破損頻度（/年）					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	水蒸気（崩壊熱）による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04	コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06	漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08	格納容器隔離機能喪失	9.1E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06	水蒸気爆発	4.3E-10	1.9E-09	1.2E-08	4.5E-09	3.0E-09	貫通部過温	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06	格納容器への直接接触	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08	格納容器周囲気直接加熱	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06	合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川はプラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析の結果を記載していないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul>
格納容器破損カテゴリ		格納容器破損頻度（/年）																																																																																																																																															
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																												
水蒸気（崩壊熱）による過圧	5.2E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05																																																																																																																																												
コンクリート侵食	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06																																																																																																																																												
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07																																																																																																																																												
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.5E-09	1.4E-08	3.3E-07	8.3E-08	1.1E-07																																																																																																																																												
格納容器隔離機能喪失	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07																																																																																																																																												
水蒸気爆発	4.4E-10	2.3E-09	1.7E-08	5.8E-09	8.7E-09																																																																																																																																												
貫通部過温	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06																																																																																																																																												
格納容器への直接接触	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09																																																																																																																																												
格納容器周囲気直接加熱	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07																																																																																																																																												
合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05																																																																																																																																												
格納容器破損カテゴリ	格納容器破損頻度（/年）																																																																																																																																																
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																												
水蒸気（崩壊熱）による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04																																																																																																																																												
コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06																																																																																																																																												
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07																																																																																																																																												
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08																																																																																																																																												
格納容器隔離機能喪失	9.1E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06																																																																																																																																												
水蒸気爆発	4.3E-10	1.9E-09	1.2E-08	4.5E-09	3.0E-09																																																																																																																																												
貫通部過温	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06																																																																																																																																												
格納容器への直接接触	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08																																																																																																																																												
格納容器周囲気直接加熱	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06																																																																																																																																												
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04																																																																																																																																												

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.g-4表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">破損モード別</th> <th colspan="2">ケース1</th> <th colspan="2">ケース2</th> </tr> <tr> <th>格納容器破損頻度 (/1年)</th> <th>割合 (%)</th> <th>格納容器破損頻度 (/1年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>2.7E-10</td><td>&lt;0.1</td><td>2.7E-10</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>9.4E-08</td><td>0.2</td><td>9.4E-08</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>1.5E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.5E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>4.2E-05</td><td>80.3</td><td>4.1E-05</td><td>77.1</td></tr> <tr><td>ε (ベースマット溶融貫通)</td><td>1.3E-06</td><td>2.5</td><td>3.4E-06</td><td>6.5</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>5.4E-08</td><td>0.1</td><td>5.4E-08</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>7.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.8E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>σ (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>4.7E-07</td><td>0.9</td><td>2.6E-07</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステムLOCA)</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>ρ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>τ (過温破損)</td><td>7.6E-06</td><td>14.4</td><td>7.4E-06</td><td>14.0</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>4.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>カテゴリ別</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td><td>4.2E-05</td><td>80.4</td><td>4.1E-05</td><td>77.2</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.3E-06</td><td>2.5</td><td>3.4E-06</td><td>6.5</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>1.1E-07</td><td>0.2</td><td>1.1E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>8.7E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>7.6E-06</td><td>14.4</td><td>7.4E-06</td><td>14.0</td></tr> <tr><td>格納容器への直接加熱</td><td>4.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>4.7E-07</td><td>0.9</td><td>2.6E-07</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.3E-05</td><td>100.0</td><td>5.3E-05</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table>	破損モード別	ケース1		ケース2		格納容器破損頻度 (/1年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/1年)	割合 (%)	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1	1.4E-09	<0.1	β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1	2.7E-10	<0.1	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2	9.4E-08	0.2	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1	1.5E-08	<0.1	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3	4.1E-05	77.1	ε (ベースマット溶融貫通)	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1	5.4E-08	0.1	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1	1.8E-08	<0.1	σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5	ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	ρ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0	τ (過温破損)	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0	μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1	カテゴリ別				水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4	4.1E-05	77.2	コンクリート侵食	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5	漏えい箇所の隔離機能喪失	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2	1.1E-07	0.2	格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6	水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1	2.0E-08	<0.1	貫通部過温	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0	格納容器への直接加熱	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1	格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5	合計	5.3E-05	100.0	5.3E-05	100.0	<p>第4.1.1.g-2表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度の比較 (外部電源復旧)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損モード</th> <th>外部電源復旧有り (ベースケース) (/1年)</th> <th>外部電源復旧無し (/1年)</th> <th>外部電源復旧無し/外部電源復旧有り (-)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>過温破損</td><td>9.4E-13</td><td>9.5E-13</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>過圧破損 (長期冷却失敗)</td><td>1.3E-09</td><td>1.3E-09</td><td>1.03</td></tr> <tr><td>過圧破損 (前燃熱除去失敗)</td><td>5.5E-05</td><td>5.6E-05</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>過圧破損 (木臨界確保失敗)</td><td>3.9E-09</td><td>3.9E-09</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>溶融物直接接触</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>コア・コンクリート反応継続</td><td>1.1E-10</td><td>2.9E-09</td><td>25.50</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>5.0E-15</td><td>5.0E-15</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>2.4E-09</td><td>2.4E-09</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>隔離失敗</td><td>9.4E-10</td><td>9.8E-10</td><td>1.05</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td><td>5.6E-05</td><td>1.01</td></tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	外部電源復旧有り (ベースケース) (/1年)	外部電源復旧無し (/1年)	外部電源復旧無し/外部電源復旧有り (-)	過温破損	9.4E-13	9.5E-13	1.01	過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	1.3E-09	1.03	過圧破損 (前燃熱除去失敗)	5.5E-05	5.6E-05	1.01	過圧破損 (木臨界確保失敗)	3.9E-09	3.9E-09	1.00	溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	1.00	格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0.0E+00	1.00	コア・コンクリート反応継続	1.1E-10	2.9E-09	25.50	水蒸気爆発	5.0E-15	5.0E-15	1.01	水素燃焼	0.0E+00	0.0E+00	1.00	インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09	2.4E-09	1.00	隔離失敗	9.4E-10	9.8E-10	1.05	合計	5.5E-05	5.6E-05	1.01	<p>第4.1.1.g-5表 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">破損モード別</th> <th colspan="2">ケース1 (ベースケース)</th> <th colspan="2">ケース2</th> <th rowspan="2">ケース2/ケース1 (-)</th> </tr> <tr> <th>格納容器破損頻度 (/1年)</th> <th>割合 (%)</th> <th>格納容器破損頻度 (/1年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.7E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.7E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>3.5E-10</td><td>&lt;0.1</td><td>3.5E-10</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>3.5E-10</td><td>&lt;0.1</td><td>3.5E-10</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>6.7E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>2.0E-04</td><td>96.4</td><td>2.0E-04</td><td>92.7</td><td>0.96</td></tr> <tr><td>ε (ベースマット溶融貫通)</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td><td>1.2E-05</td><td>5.5</td><td>6.29</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>8.2E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>8.2E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>1.3E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>8.5E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>6.52</td></tr> <tr><td>σ (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステムLOCA)</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>ρ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>τ (過温破損)</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td><td>1.0E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>カテゴリ別</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td><td>2.1E-04</td><td>96.5</td><td>2.0E-04</td><td>92.8</td><td>0.96</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td><td>1.2E-05</td><td>5.5</td><td>6.29</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>3.0E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>3.38</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td><td>1.0E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>格納容器への直接加熱</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td><td>1.00</td></tr> </tbody> </table>	破損モード別	ケース1 (ベースケース)		ケース2		ケース2/ケース1 (-)	格納容器破損頻度 (/1年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/1年)	割合 (%)	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	1.7E-09	<0.1	1.00	β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	2.0E-04	92.7	0.96	ε (ベースマット溶融貫通)	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	8.2E-08	<0.1	1.00	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	8.5E-09	<0.1	6.52	σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52	ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	1.00	ρ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00	τ (過温破損)	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52	μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52	カテゴリ別					水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5	2.0E-04	92.8	0.96	コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29	漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00	可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01	格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00	水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	1.0E-08	<0.1	3.38	貫通部過温	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52	格納容器への直接加熱	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52	格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52	合計	2.1E-04	100.0	2.1E-04	100.0	1.00	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <li>・ 感度解析としたケースが相違している (大飯と同様)</li> <li>・ 泊は格納容器破損カテゴリ別の整理を行っている (大飯と同様)</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 個別評価による相違</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 記載方針の相違</li> <li>・ 女川実績の反映</li> <li>・ 泊はケース2/ケース1について記載している</li> </ul>
破損モード別		ケース1		ケース2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	格納容器破損頻度 (/1年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/1年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1	1.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1	2.7E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2	9.4E-08	0.2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1	1.5E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3	4.1E-05	77.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
ε (ベースマット溶融貫通)	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1	5.4E-08	0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1	1.8E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
ρ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
τ (過温破損)	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4	4.1E-05	77.2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
コンクリート侵食	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
漏えい箇所の隔離機能喪失	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2	1.1E-07	0.2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
貫通部過温	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
格納容器への直接加熱	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
合計	5.3E-05	100.0	5.3E-05	100.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
格納容器破損モード	外部電源復旧有り (ベースケース) (/1年)	外部電源復旧無し (/1年)	外部電源復旧無し/外部電源復旧有り (-)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
	過温破損	9.4E-13	9.5E-13	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	1.3E-09	1.03																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
過圧破損 (前燃熱除去失敗)	5.5E-05	5.6E-05	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
過圧破損 (木臨界確保失敗)	3.9E-09	3.9E-09	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0.0E+00	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
コア・コンクリート反応継続	1.1E-10	2.9E-09	25.50																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
水蒸気爆発	5.0E-15	5.0E-15	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
水素燃焼	0.0E+00	0.0E+00	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09	2.4E-09	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
隔離失敗	9.4E-10	9.8E-10	1.05																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
合計	5.5E-05	5.6E-05	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
破損モード別	ケース1 (ベースケース)		ケース2		ケース2/ケース1 (-)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
	格納容器破損頻度 (/1年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/1年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	1.7E-09	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	2.0E-04	92.7	0.96																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
ε (ベースマット溶融貫通)	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	8.2E-08	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	8.5E-09	<0.1	6.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
ρ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5	2.0E-04	92.8	0.96																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	1.0E-08	<0.1	3.38																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
貫通部過温	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
格納容器への直接加熱	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
合計	2.1E-04	100.0	2.1E-04	100.0	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						



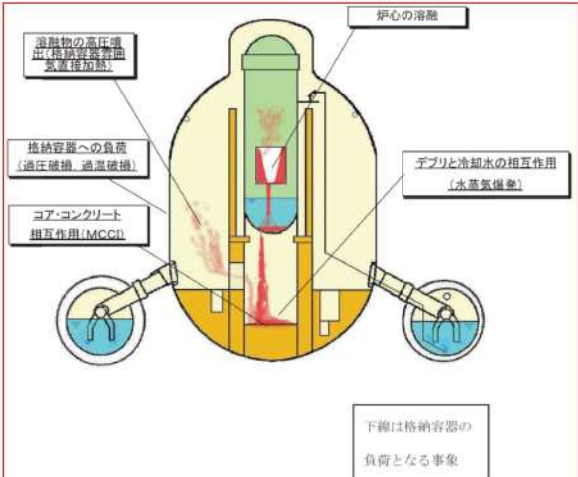
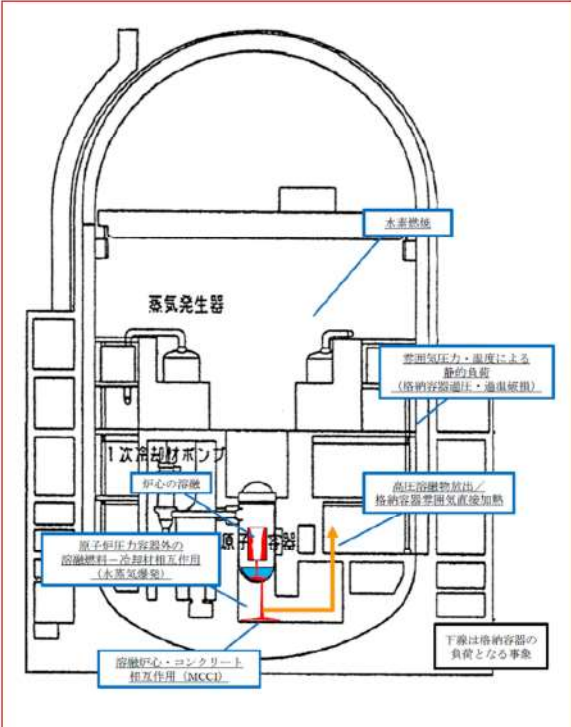
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>島根原子力発電所2号炉付録1（令和3年9月6日提出版）より引用</p> <p>第2.1.1-1図 内部事象運転時レベル1.5PRA評価フロー</p>	<p>手順の概要</p> <p>第4.1.1-1図 内部事象レベル1.5PRA評価フロー図</p>	<p>第4.1.1-1図 内部事象レベル1.5PRA評価フロー図</p>	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>【女川】                     <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は格納容器破損頻度の定量化後に実施する不確実さ解析及び感度解析についても評価フローに記載している（島根と同様）</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>【大飯】                     <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊はレベル1.5評価フローに記載している</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul>

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37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第4.1.1.a-1図 Mark-1改良型格納容器の形状及びデブリの移動経路</p>	 <p>第4.1.1.a-1図 原子炉格納容器の形状及び溶融炉心の移動経路</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違（大飯に記載はないが、泊と同様の設計となっている）</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は燃料及び溶融炉心の移動経路の図を記載している</li> </ul> </li> </ul>

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.b-1図 レベル1.5PRA用のレベル1PRAイベントツリー (1/2)</p>		<p>第4.1.1.b-1図 レベル1.5PRA用のレベル1PRAイベントツリー (1/2)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・泊はレベル1PRAで得られたイベントツリーを基にレベル1.5PRA用イベントツリーを構築している。女川はレベル1PRAのイベントツリー構築時に原子炉格納容器内の事故進展を把握するための分岐を設け、レベル1.5PRA用のイベントツリーとしても活用している</li> <li>・本図については大飯と比較する</li> </ul>



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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><b>【女川】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・泊はレベル1PRAで得られたイベントツリーを基にレベル1.5PRA用イベントツリーを構築している。女川はレベル1PRAのイベントツリー構築時に原子炉格納容器内の事故進展を把握するための分岐を設け、レベル1.5PRA用のイベントツリーとしても活用している</li> <li>・本図については大飯と比較する</li> </ul>
<p>第2.1.1.b-1図 レベル1.5PRA用のレベル1PRAイベントツリー (2/2)</p>		<p>第4.1.1.b-1図 レベル1.5PRA用のレベル1PRAイベントツリー (2/2)</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第4.1.1.b-1図 プラント損傷状態の分類</p>	<p>第4.1.1.b-2図 プラント損傷状態の分類</p>	<p><b>【女川】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計の相違により、事故シーケンスが相違している（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> </ul> </li> <li>■評価方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・PDS を分類するに当たって着目している属性が異なる（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> <li>・女川は炉心損傷時点で既に格納容器の閉じ込め機能が喪失している格納容器先行破損及び格納容器バイパス事象（TW, TC, ISLOCA）については格納容器イベントツリーは構築していない。泊は格納容器先行破損及び格納容器バイパス事象についても格納容器イベントツリーの対象としている（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> </ul> </li> </ul> <p><b>【大飯】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊はPDS の分類結果について図で記載している</li> </ul> </li> </ul>

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）

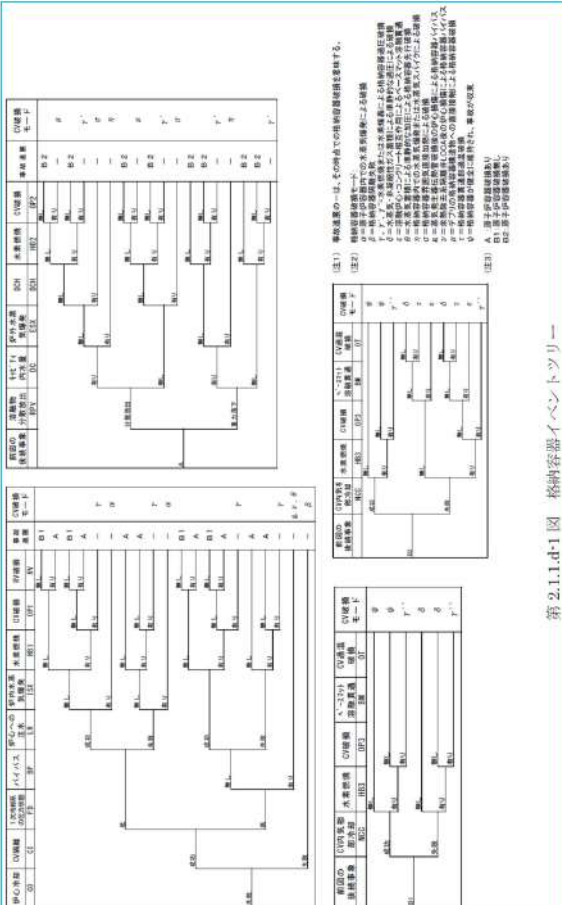
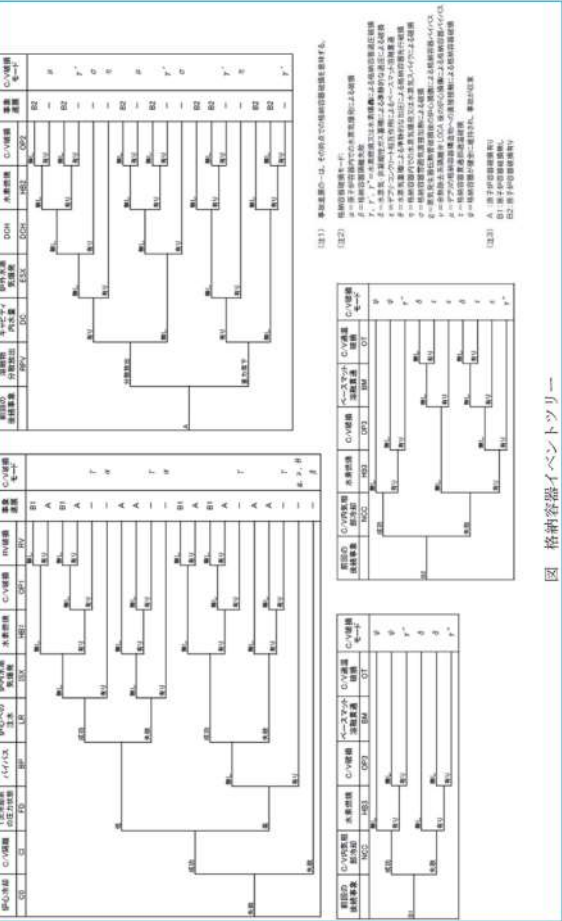
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 2.1.1.e-1 図 PWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展</p>	<p>第 4.1.1.e-1 図 BWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展</p>	<p>第 4.1.1.e-1 図 PWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・事故進展や格納容器破損モードについては、設計の相違により泊と女川で相違している（大飯と同様）</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は緩和手段やPDSについても図示している</li> </ul>



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3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;">大飯発電所3号炉</p>  <p style="text-align: center;">第2.1.1.d-1図 格納容器イベントツリー</p>	<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">泊と大飯の比較のため、補足4.1.1.d-1より引用</p>  <p style="text-align: center;">図 格納容器イベントツリー</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載箇所の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> <li>・大飯は格納容器イベントツリーを第2.2.1.1.d-1図に、泊は補足4.1.1.d-1に記載している</li> </ul>

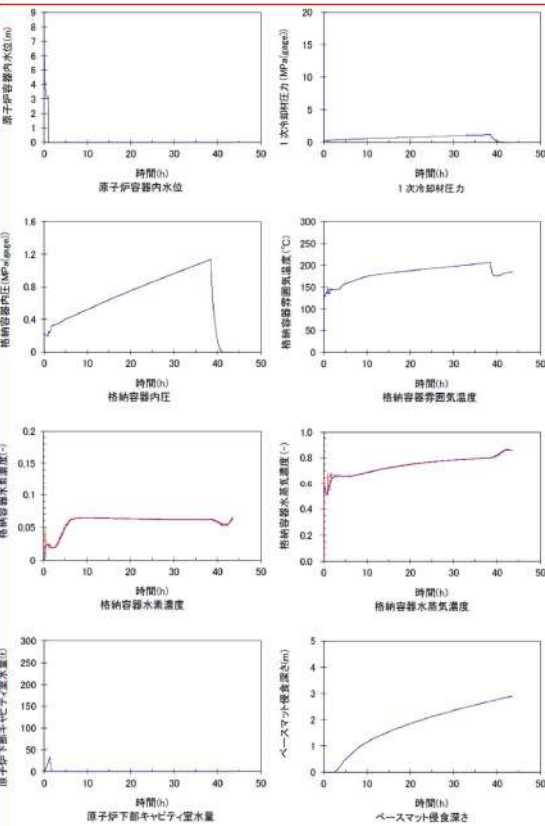
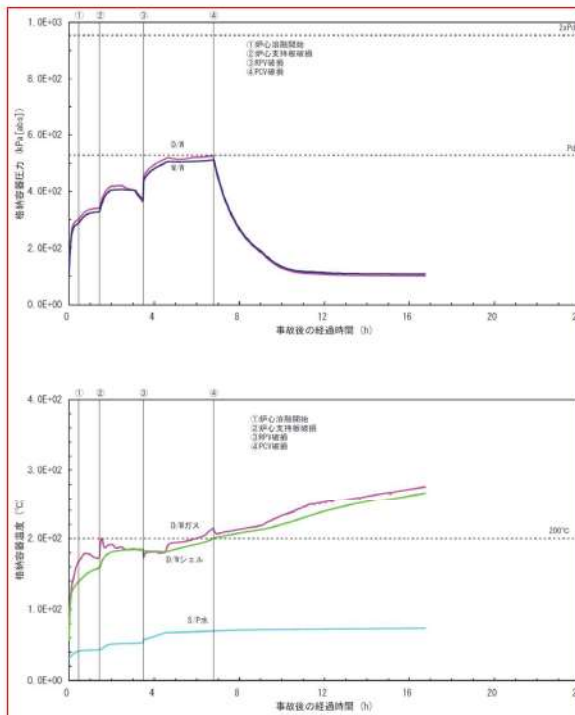
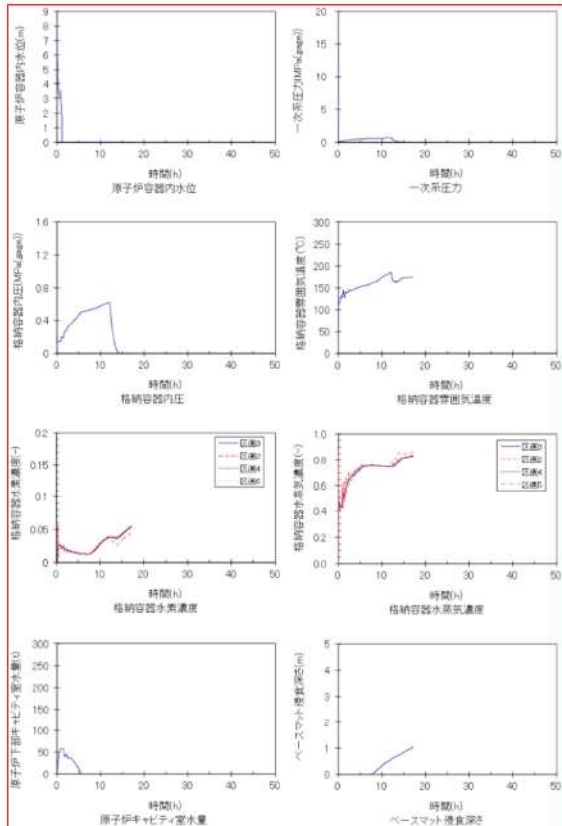
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.e-1図 代表的な物理量の時間変化 (AED)</p>	<p>第4.1.1.e-1図 (6/10) 代表的な物理量の時間変化 (AE)</p>	<p>第4.1.1.e-1図 代表的な物理量の時間変化 (AED)</p>	<p><b>【女川】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載順序の入れ替え</li> <li>・女川の第4.1.1.e-1図(1/10)～(10/10)については、比較のため事故シナリオが近い解析結果を並べており、記載順を一部入れ替えている。 (以下、相違理由説明を省略)</li> </ul> <p><b>【女川】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul> <p><b>【女川】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している（大飯と同様）</li> </ul> <p><b>【大飯】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul>

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）

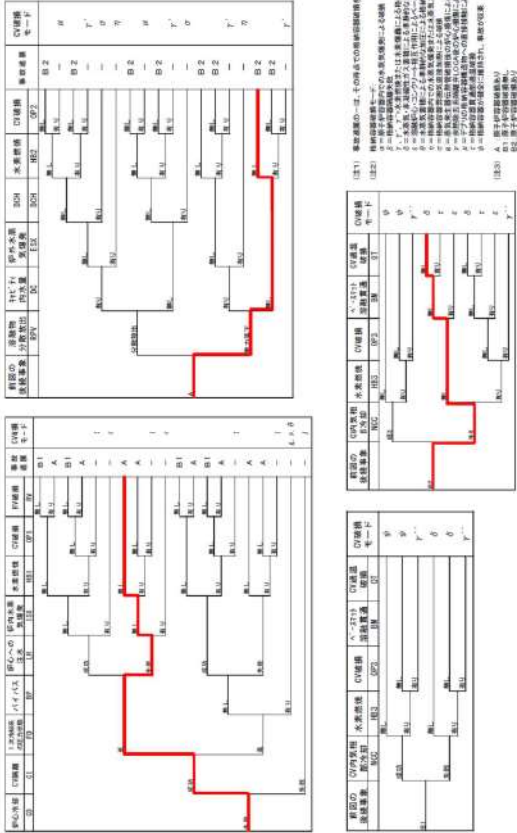
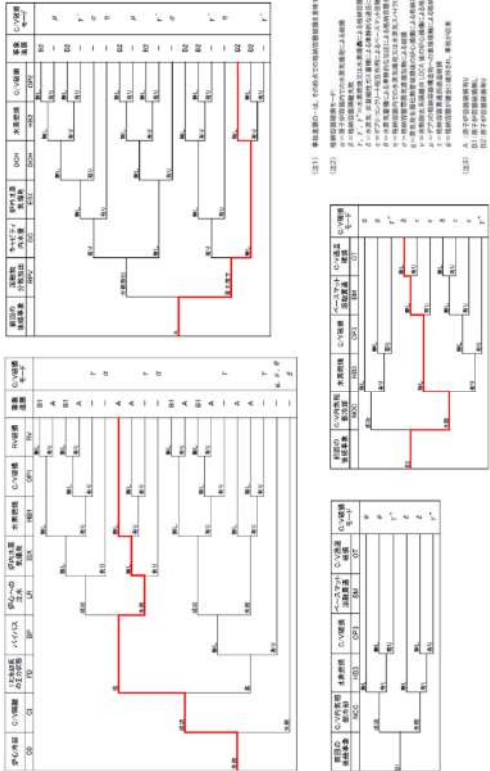
第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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 data-bbox="129 215 667 279">女川との比較のため、第2.1.1.e-1図を再掲</p>  <p data-bbox="190 1157 593 1181">第2.1.1.e-1図 代表的な物理量の時間変化 (AED)</p>	<p data-bbox="862 135 1131 167">女川原子力発電所2号炉</p>  <p data-bbox="795 1045 1254 1077">第4.1.1.e-1図 (7/10) 代表的な物理量の時間変化 (S1E)</p>	<p data-bbox="1344 215 1881 279">女川との比較のため、第4.1.1.e-1図を再掲</p>  <p data-bbox="1433 1157 1792 1181">第4.1.1.e-1図 代表的な物理量の時間変化 (AED)</p>	<p data-bbox="1926 207 2094 231">【女川】</p> <p data-bbox="1926 239 2094 263">■個別評価による相違</p> <p data-bbox="1926 271 2094 295">【女川】</p> <p data-bbox="1926 303 2094 327">■記載方針の相違</p> <p data-bbox="1926 343 2150 574">・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している（大飯と同様）</p>



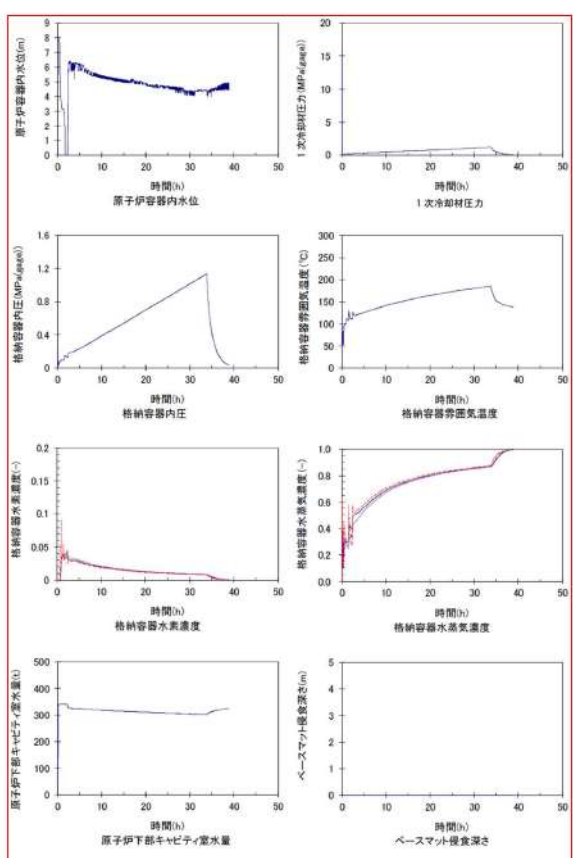
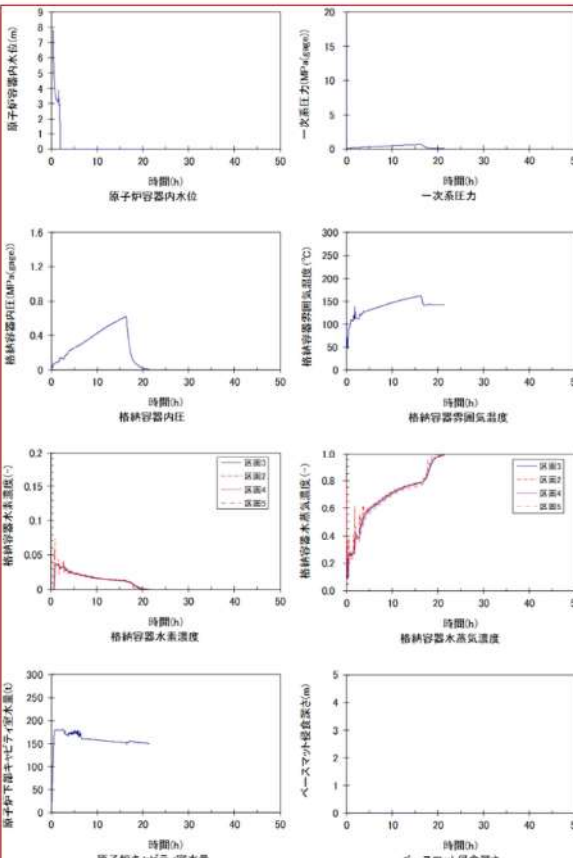
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.e-2図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED)</p>			<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は解析結果に基づいた事故進展例を記載している</li> <li>・女川には本図がないため、大飯と比較する</li> </ul>

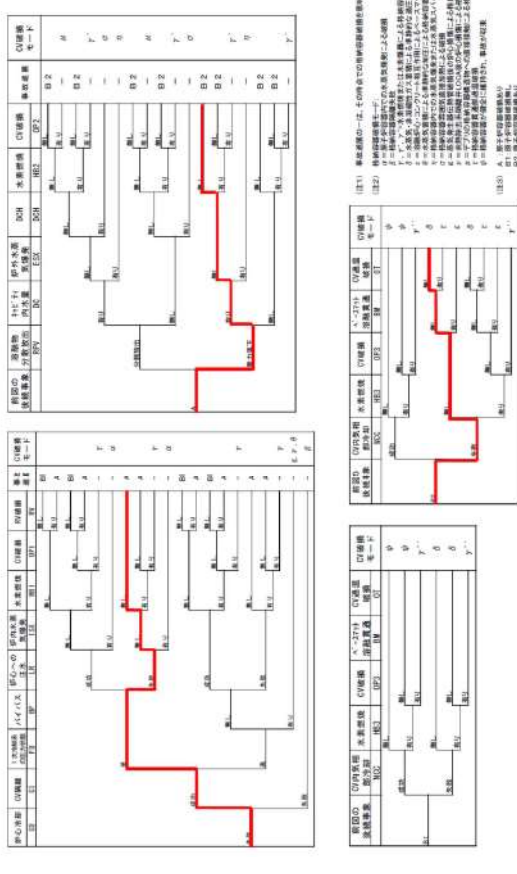
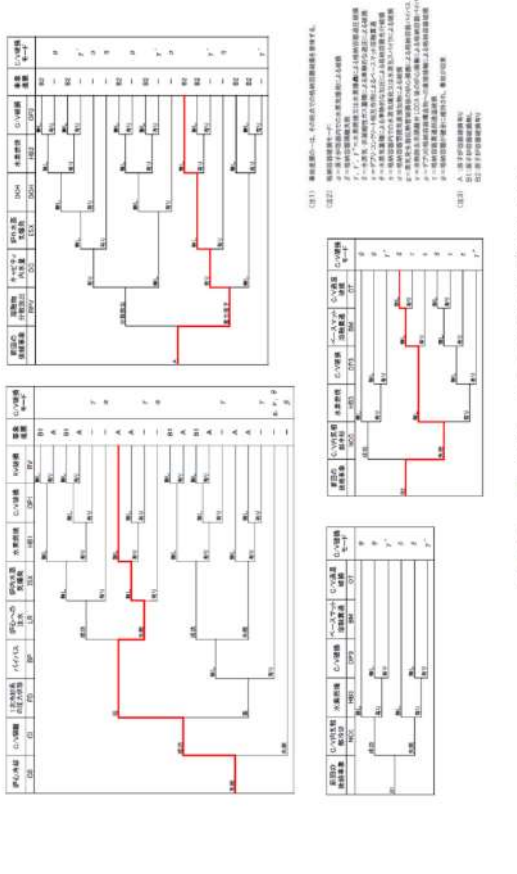
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 2.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (A E W)</p>		 <p>第 4.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (A E W)</p>	<p>【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</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）

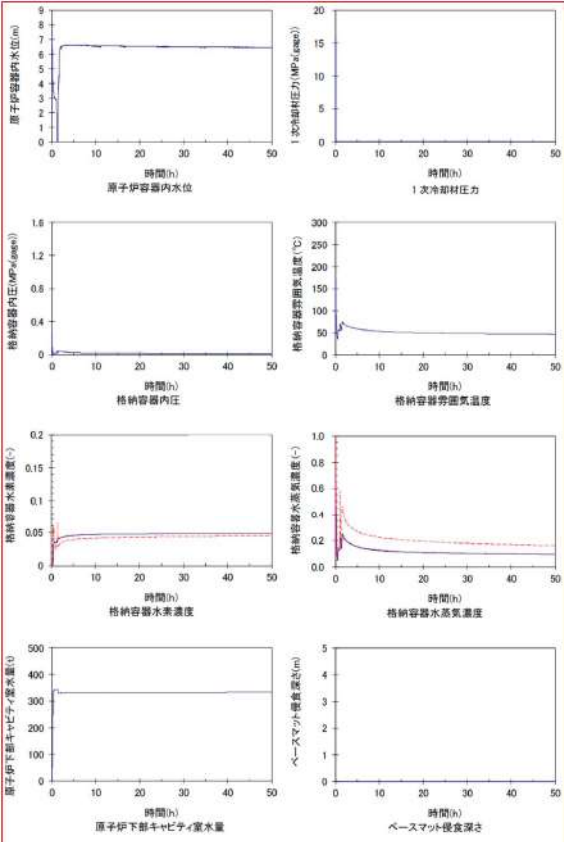
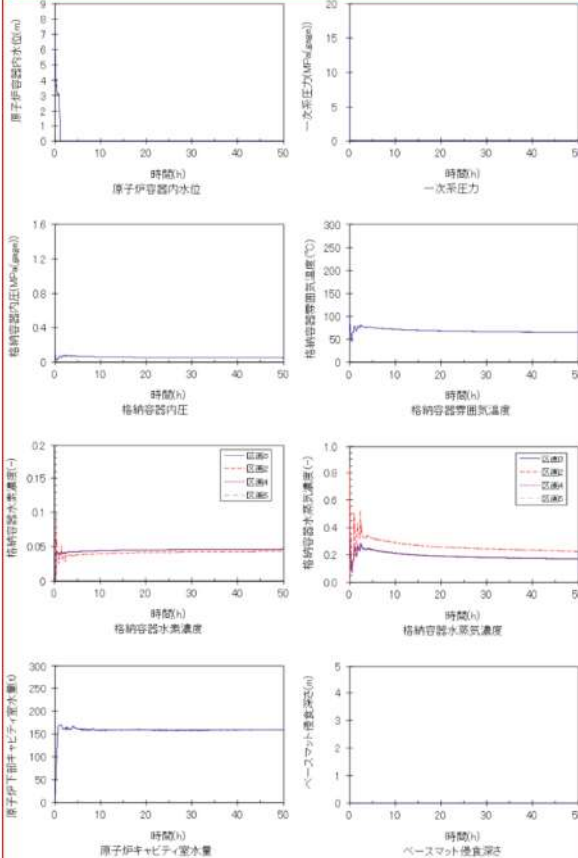
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.e-4 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (A E W)</p>		 <p>第4.1.1.e-4 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (A E W)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は解析結果に基づいた事故進展例を記載している</li> <li>・女川には本図がないため、大飯と比較する</li> </ul>



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37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 2.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (AEI)</p>	 <p>第 4.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (AEI)</p>	<p>【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.e-6図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AE1)</p>		<p>第4.1.1.e-6図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AE1)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は解析結果に基づいた事故進展例を記載している</li> <li>・女川には本図がないため、大飯と比較する</li> </ul>

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37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 2.1.1.e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (S E D)</p>	<p>第 4.1.1.e-1 図 (8/10) 代表的な物理量の時間変化 (S2E)</p>	<p>第 4.1.1.e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (S E D)</p>	<p>【女川】                  ■個別評価による相違</p> <p>【女川】                  ■記載方針の相違                  ・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している（大飯と同様）</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.e-8図 代表シーケンスにおける事故進展展例 (SED)</p>		<p>第4.1.1.e-8図 代表シーケンスにおける事故進展展例 (SED)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は解析結果に基づいた事故進展展例を記載している</li> <li>・女川には本図がないため、大飯と比較する</li> </ul>

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37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 2.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)</p>	<p>第 4.1.1.e-1 図 (1/10) 代表的な物理量の時間変化 (TQV)</p>	<p>第 4.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)</p>	<p>【女川】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違                  【女川】  <span style="color: blue;">■</span> 記載方針の相違                  ・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している（大飯と同様）                  【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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;">女川との比較のため、第2.1.1.e-9図を再掲</p> <p style="text-align: center;">第2.1.1.e-9図 代表的な物理量の時間変化 (TED)</p>	<p style="text-align: center;">女川との比較のため、第4.1.1.e-9図を再掲</p> <p style="text-align: center;">第4.1.1.e-1図 (2/10) 代表的な物理量の時間変化 (TQX)</p>	<p style="text-align: center;">女川との比較のため、第4.1.1.e-9図を再掲</p> <p style="text-align: center;">第4.1.1.e-9図 代表的な物理量の時間変化 (TED)</p>	<p>【女川】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</p> <p>【女川】  <span style="color: blue;">■</span> 記載方針の相違</p> <p>・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している（大飯と同様）</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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;">女川との比較のため、第2.1.1.e-9図を再掲</p> <p style="text-align: center;">第2.1.1.e-9図 代表的な物理量の時間変化 (TED)</p>	<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p> <p style="text-align: center;">第4.1.1.e-1図 (3/10) 代表的な物理量の時間変化 (長期TB)</p>	<p style="text-align: center;">女川との比較のため、第4.1.1.e-9図を再掲</p> <p style="text-align: center;">第4.1.1.e-9図 代表的な物理量の時間変化 (TED)</p>	<p>【女川】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</p> <p>【女川】  <span style="color: blue;">■</span> 記載方針の相違</p> <p>・女川は格納容器圧力及び温度について記載しており、泊はそれらに加えて水素濃度や原子炉キャビティ室水量等の分岐確率設定に用いる解析結果についても記載している (大飯と同様)</p>

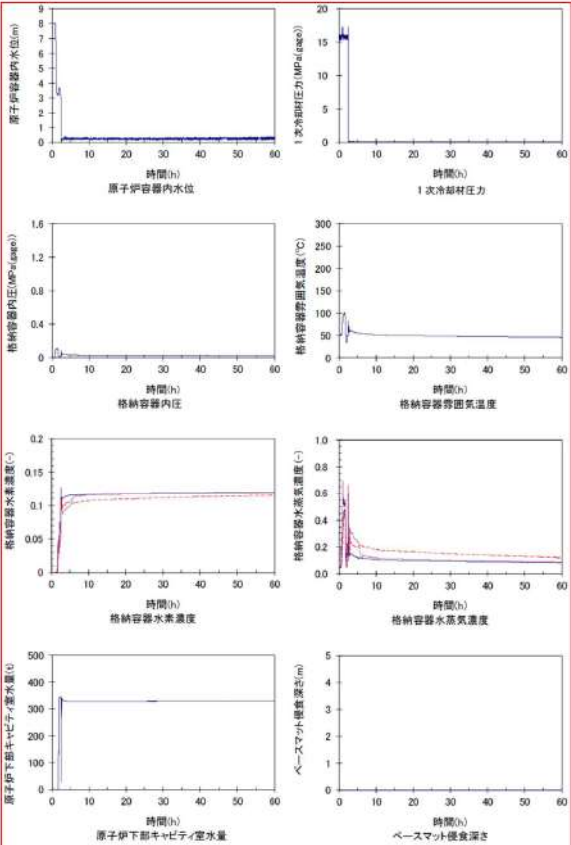
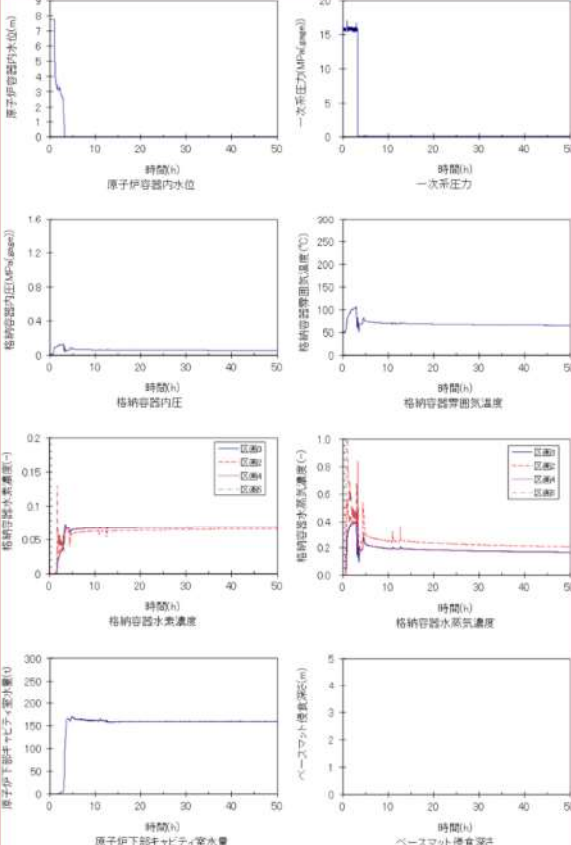
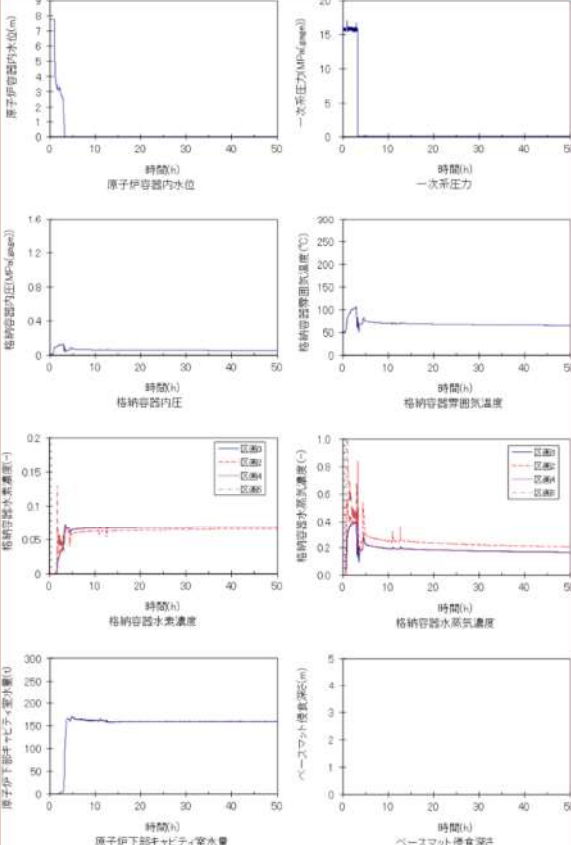
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 2.1.1.e-10 図 代表シナリオにおける事故進展図例 (TED)</p>		<p>第 4.1.1.e-10 図 代表シナリオにおける事故進展図例 (TED)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は解析結果に基づいた事故進展図例を記載している</li> <li>・女川には本図がないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・事故進展解析結果より、泊は過圧破損、大飯は過温破損が先行となるため、事故進展図例が相違している（高浜3/4と同様）</li> </ul>

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37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 2.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TEI)</p>	 <p>第 4.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TEI)</p>	 <p>第 4.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TEI)</p>	<p>【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.e-12図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TEI)</p>	<p>第4.1.1.e-12図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TEI)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は解析結果に基づいた事故進展例を記載している</li> <li>・女川には本図がないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度、原子炉下部キャビティ水量の差異により、泊と大飯で事故進展例が異なる（格納容器健全に至る可能性が高い点は同等）（高浜3/4と同様）</li> </ul>	

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）

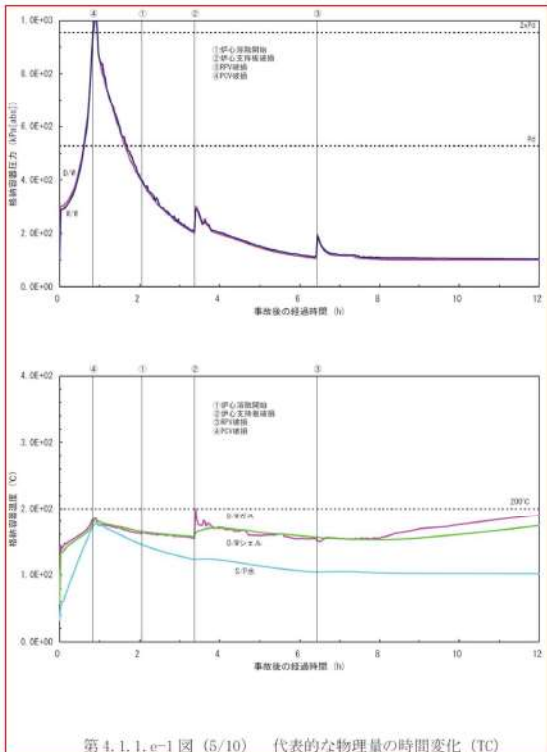
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第4.1.1.e-1 図 (4/10) 代表的な物理量の時間変化 (TW)</p>		<p>【女川】                  ■個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3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 4.1.1. e-1 図 (5/10) 代表的な物理量の時間変化 (TC)</p>		<p>【女川】                  ■ 個別評価による相違</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）

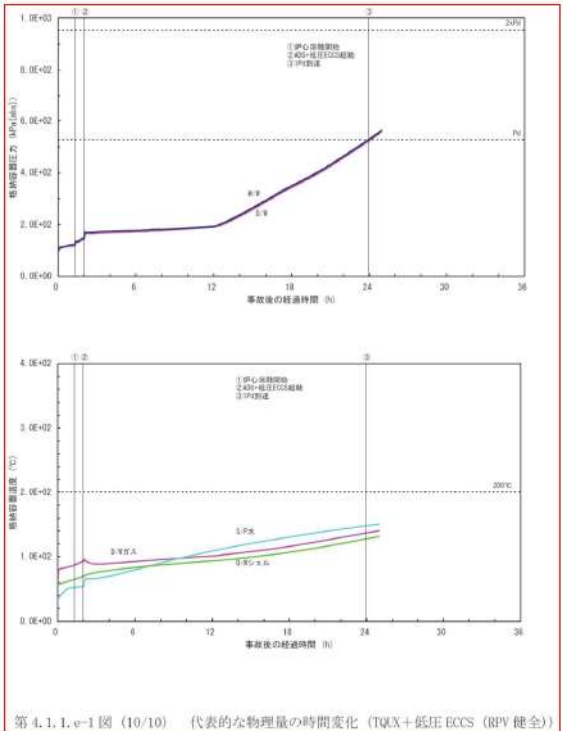
第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第4.1.1.e-1図 (9/10) 代表的な物理量の時間変化 (TQV+低圧ECCS (RPV健全))</p>		<p>【女川】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について

別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 4.1.1.e-1 図 (10/10) 代表的な物理量の時間変化 (TQUN+低圧ECCS (RPV健全))</p>		<p>【女川】                  ■ 個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 4.1.1.1.f-1 図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較</p>	<p>第 4.1.1.1.f-1 図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較</p>	<p>【女川】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</p> <p>【大飯】  <span style="color: blue;">■</span> 記載方針の相違              ・女川実績の反映              ・大飯はプラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を棒グラフでは記載していない</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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																																																																																																						
<div data-bbox="120 215 658 279" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;">                     泊と大飯の比較のため、第4.1.1.f-3表を再掲                 </div> <div data-bbox="107 303 649 327">                     第2.1.1.f-3表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度                 </div> <table border="1" data-bbox="138 331 654 686"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>割合* (%)</th> <th>条件付格納容器破損確率</th> <th>格納容器破損頻度 (/炉年)</th> <th>割合* (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>A E D</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>A E W</td><td>3.3E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>3.3E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>A E I</td><td>7.0E-07</td><td>1.1</td><td>0.02</td><td>1.7E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>A L C</td><td>1.3E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>1.3E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>S E D</td><td>4.3E-05</td><td>66.7</td><td>1.00</td><td>4.3E-05</td><td>81.3</td></tr> <tr><td>S E W</td><td>1.9E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>1.9E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>S E I</td><td>2.2E-06</td><td>3.5</td><td>0.01</td><td>3.2E-08</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>S L W</td><td>6.2E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>6.2E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>S L I</td><td>1.1E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>0.01</td><td>1.6E-10</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>S L C</td><td>4.1E-08</td><td>0.1</td><td>1.00</td><td>4.1E-08</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>T E D</td><td>8.6E-06</td><td>13.4</td><td>1.00</td><td>8.6E-06</td><td>16.3</td></tr> <tr><td>T E W</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>T E I</td><td>9.4E-06</td><td>14.7</td><td>0.09</td><td>8.4E-07</td><td>1.6</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td><td>3.0E-11</td><td>0.0</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.2E-07</td><td>0.5</td><td>1.00</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>合計</td><td>6.4E-05</td><td>100.0</td><td>0.82</td><td>5.3E-05</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table> <div data-bbox="138 718 654 758">                     ※ 炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きいPDSにおける代表的な事故シナリオは以下のとおり                 </div> <div data-bbox="183 766 571 821">                     S E D : 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA                      T E D : 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失                      T E I : 主給水流量喪失+補助給水失敗                 </div> <div data-bbox="138 837 654 1101"> </div>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合* (%)	条件付格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合* (%)	A E D	2.4E-09	<0.1	1.00	2.4E-09	<0.1	A E W	3.3E-09	<0.1	1.00	3.3E-09	<0.1	A E I	7.0E-07	1.1	0.02	1.7E-08	<0.1	A L C	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1	S E D	4.3E-05	66.7	1.00	4.3E-05	81.3	S E W	1.9E-09	<0.1	1.00	1.9E-09	<0.1	S E I	2.2E-06	3.5	0.01	3.2E-08	0.1	S L W	6.2E-09	<0.1	1.00	6.2E-09	<0.1	S L I	1.1E-08	<0.1	0.01	1.6E-10	<0.1	S L C	4.1E-08	0.1	1.00	4.1E-08	0.1	T E D	8.6E-06	13.4	1.00	8.6E-06	16.3	T E W	1.4E-09	<0.1	1.00	1.4E-09	<0.1	T E I	9.4E-06	14.7	0.09	8.4E-07	1.6	V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	0.0	G	3.2E-07	0.5	1.00	3.2E-07	0.6	合計	6.4E-05	100.0	0.82	5.3E-05	100.0	<div data-bbox="716 255 1288 606"> </div> <div data-bbox="739 630 1265 662">                     第4.1.1.f-2図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度                 </div> <div data-bbox="716 710 1288 1061"> </div> <div data-bbox="716 1085 1288 1117">                     第4.1.1.f-3図 プラント損傷状態別格納容器破損割合                 </div>	<div data-bbox="1344 239 1881 598"> </div> <div data-bbox="1366 646 1859 678">                     第4.1.1.f-2図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度                 </div> <div data-bbox="1344 718 1881 1077"> </div> <div data-bbox="1344 1157 1870 1189">                     第4.1.1.f-3図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度                 </div>	<div data-bbox="1926 207 2139 774"> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 個別評価による相違</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 個別評価による相違</li> <li>・耐熱リングの設計の相違によるRCPシールLOCA発生確率の相違により、泊はプラント損傷状態：SEDの寄与割合が大きくなる</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 記載箇所の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> <li>・大飯は第2.1.1.f-3表にてプラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の円グラフを記載している</li> </ul> </div>
プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合* (%)	条件付格納容器破損確率	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合* (%)																																																																																																				
A E D	2.4E-09	<0.1	1.00	2.4E-09	<0.1																																																																																																				
A E W	3.3E-09	<0.1	1.00	3.3E-09	<0.1																																																																																																				
A E I	7.0E-07	1.1	0.02	1.7E-08	<0.1																																																																																																				
A L C	1.3E-08	<0.1	1.00	1.3E-08	<0.1																																																																																																				
S E D	4.3E-05	66.7	1.00	4.3E-05	81.3																																																																																																				
S E W	1.9E-09	<0.1	1.00	1.9E-09	<0.1																																																																																																				
S E I	2.2E-06	3.5	0.01	3.2E-08	0.1																																																																																																				
S L W	6.2E-09	<0.1	1.00	6.2E-09	<0.1																																																																																																				
S L I	1.1E-08	<0.1	0.01	1.6E-10	<0.1																																																																																																				
S L C	4.1E-08	0.1	1.00	4.1E-08	0.1																																																																																																				
T E D	8.6E-06	13.4	1.00	8.6E-06	16.3																																																																																																				
T E W	1.4E-09	<0.1	1.00	1.4E-09	<0.1																																																																																																				
T E I	9.4E-06	14.7	0.09	8.4E-07	1.6																																																																																																				
V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	0.0																																																																																																				
G	3.2E-07	0.5	1.00	3.2E-07	0.6																																																																																																				
合計	6.4E-05	100.0	0.82	5.3E-05	100.0																																																																																																				

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第 2.1.1.f1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p>		 <p>第 4.1.1.f-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載内容の相違</li> <li>・女川は格納容器破損モード別格納容器破損頻度の結果を棒グラフにて記載していないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul>

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37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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;">第2.1.1.f-2 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p> <p style="text-align: center;">格納容器破損カテゴリ</p>		<p style="text-align: center;">第4.1.1.f-5 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p> <p style="text-align: center;">格納容器破損カテゴリ</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載内容の相違</li> <li>・女川は格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度の結果を棒グラフにて記載していないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul>



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37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.f-3図 主要なPDSにおける格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合</p>	<p>第4.1.1.f-4図 格納容器破損モード別格納容器破損割合</p>	<p>第4.1.1.f-6図 主要なPDSにおける格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合</p>	<p><b>【女川】</b>  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</p> <p><b>【女川】</b>  <span style="color: blue;">■</span> 記載方針の相違              ・泊は主要なPDSにおける格納容器破損モード別CFPを円グラフにて記載している（大飯と同様）</p> <p><b>【大飯】</b>  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違              ・格納容器破損モード別CFPについては、泊はδモード（過圧破損）の寄与割合が高く、大飯はεモード（過温破損）の寄与割合が高い傾向がみられる。理由としては、耐熱リングの設計の相違によるRCPシールLOCA発生確率の相違により、泊はプラント損傷状態：SEDの寄与割合が大きくなり、SEDは過圧破損に至る可能性が高いPDSであることから、泊はδモード（過圧破損）の寄与割合が高い。また、プラント損傷状態：TEDの解析結果の相違(TEDの場合、泊は過圧破損、大飯は過温破損に至る可能性が高い)により、泊はδモード（過圧破損）の寄与割合が高く、大飯はεモード（過温破損）の寄与割合が高い（0リングのモデル化については伊方、玄海と同様、TEDの解析結果の傾向については3ループプラントと同様とな</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）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>っている)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器破損モード別 CFF (PDS が TED の場合) については、プラント損傷状態:TED の解析結果の相違 (TED の場合、泊は過圧破損、大飯は過温破損に至る可能性が高い) により、泊はδモード (過圧破損) の寄与割合が高く、大飯はεモード (過温破損) の寄与割合が高い (TED の解析結果の傾向については3ループプラントと同様となっている)</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は第4.1.1.f-4表にて格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の表を記載している</li> <li>・格納容器破損モード別 CFF (PDS が TEI の場合) については、大飯はδモード (格納容器健全) を含めて円グラフを記載しているが、εモードでは格納容器が破損しないため、泊ではδモードを含めていない (伊方と同様)</li> </ul>

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.g-1図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析</p>		 <p>第4.1.1.g-1図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載内容の相違</li> <li>・女川はプラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析の結果を記載していないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul>



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.g-2図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析</p>	<p>第4.1.1.g-1図 格納容器破損頻度不確実さ解析</p>	<p>第4.1.1.g-2図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析</p>	<p>【女川】【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.e-3図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析</p>		<p>第4.1.1.e-3図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川は格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析の結果を記載していないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul>

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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>第2.1.1.g-4図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p>	<p>第4.1.1.g-2図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度の比較（外部電源復旧）</p>	<p>第4.1.1.g-4図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度</p>	<p>【女川】【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 4.1.1.1.b-1 炉心損傷時期を分類する基準について

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: right;">別紙4.1.1.1.b-2</p> <p style="text-align: center;"><u>炉心損傷時期を分類する基準について</u></p> <p>レベル1.5PRAでは、蓄電池による直流電源が使用可能な期間に発生する炉心損傷を早期、蓄電池枯渇後に発生する炉心損傷を後期に分類している。</p> <p>直流電源設備は、設置した蓄電池によりRCICを8時間運転に必要な電力の供給を行うことが可能である設計となっていることから、炉心損傷時期を分類する目安は8時間としており、下図に示すとおりプラント損傷状態を早期、後期に分類している。</p>	<p style="text-align: right;">補足4.1.1.1.b-1</p> <p style="text-align: center;"><u>炉心損傷時期を分類する基準について</u></p> <p>レベル1.5PRAでは、トランジェント（LOCAの発生がない過渡事象等）又は大中破断LOCA時にECCS注入若しくはECCS再循環に失敗している事象の炉心損傷時期を早期に分類し、大中破断LOCA時にECCS注入及びECCS再循環に成功している事象の炉心損傷時期を後期に分類している。小破断LOCAについては、補助給水による除熱に失敗している場合は、ECCS注入に成功していても破断流のみでは1次冷却系の発熱を系外に除去することができないため、ECCSの成否にかかわらず炉心損傷時期を早期に分類し、補助給水による除熱に成功している場合は、ECCS注入に成功していれば炉心冷却ができており、燃料取替用水ピットの枯渇までの時間が長い場合、ECCS再循環の成否にかかわらず炉心損傷時期を後期に分類している。</p> <p>以上を踏まえて、下図に示すとおりプラント損傷状態を早期、後期に分類している。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> <li>・大飯は本資料を作成していない。</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■資料名称の相違</li> <li>・別紙⇔補足</li> <li>■資料番号の相違</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・泊は事象発生からの時間で炉心損傷時期を分類せず、起因事象や緩和策の成否によって分類している（大飯に記載はないが、泊と同様の分類となっている）</li> </ul>

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足4.1.1.b-1 炉心損傷時期を分類する基準について

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: right;">以上</p>		<p><b>【女川】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計の相違により、事故シーケンスが相違している（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> </ul> </li> <li>■評価方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・PDSを分類するに当たって着目している属性が異なる（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> <li>・女川は炉心損傷時点で既に格納容器の閉じ込め機能が喪失している格納容器先行破損及び格納容器バイパス事象（TW, TC, ISLOCA）については格納容器イベントツリーは構築していない。泊は格納容器先行破損及び格納容器バイパス事象についても格納容器イベントツリーの対象としている（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> </ul> </li> </ul> <p><b>【女川】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> </ul>

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）

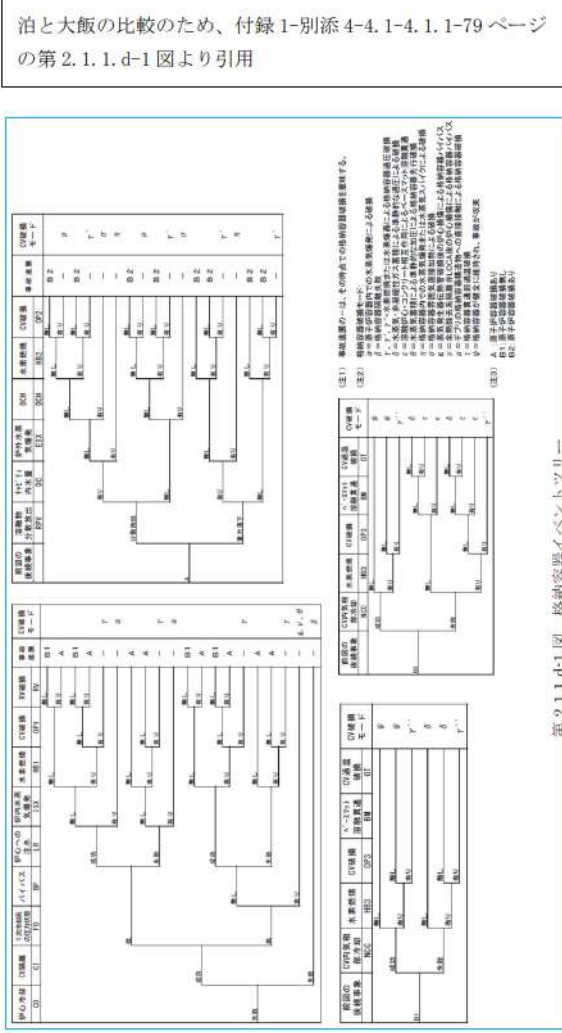
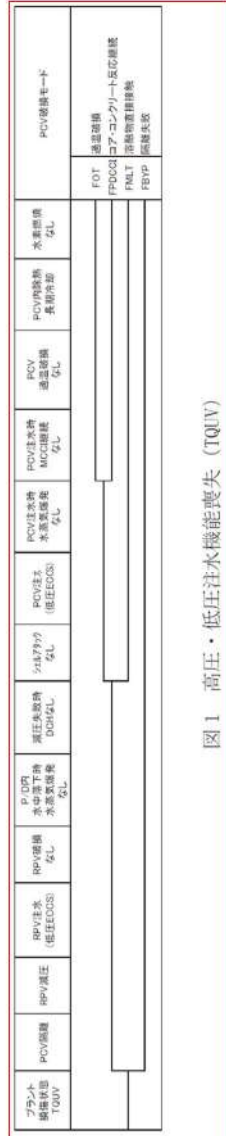
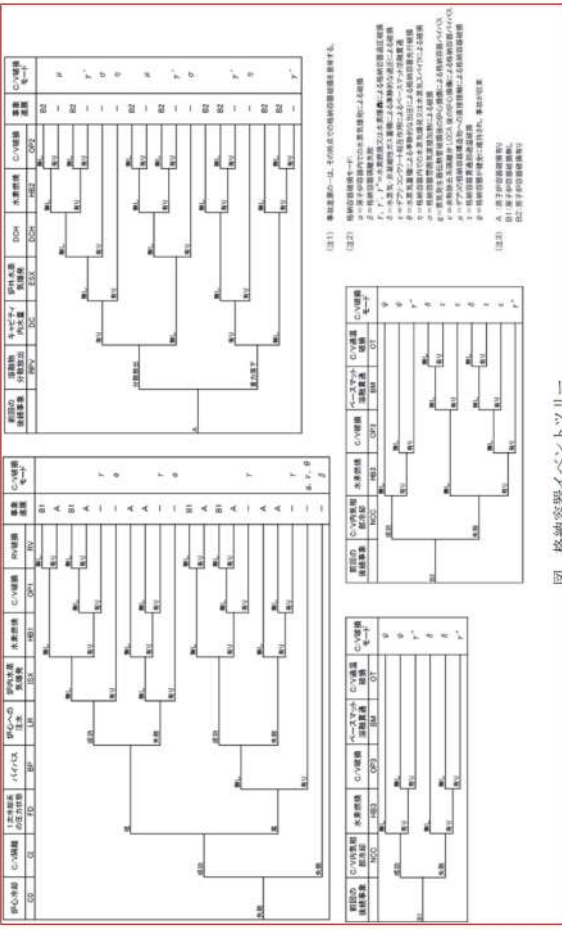
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足4.1.1.d-1 泊発電所3号炉 内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

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: right;">別紙4.1.1.d-1</p> <p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号機 内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー</p> <p style="text-align: center;"><u>内部事象運転時レベル1.5 PRA イベントツリー</u></p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. 高圧・低圧注水機能喪失                  ○TQUV・・・・・・・・・・・・・・ 図1</p> <p>2. 高圧注水・減圧機能喪失                  ○TQUX・・・・・・・・・・・・・・ 図2</p> <p>3. 全交流動力電源喪失                  ○長期TB・・・・・・・・・・・・・・ 図3                  ○TBD・・・・・・・・・・・・・・ 図4                  ○TBU・・・・・・・・・・・・・・ 図5                  ○TBP・・・・・・・・・・・・・・ 図6</p> <p>4. LOCA時注水機能喪失                  ○AE・・・・・・・・・・・・・・ 図7                  ○S1E・・・・・・・・・・・・・・ 図8                  ○S2E・・・・・・・・・・・・・・ 図9</p>	<p style="text-align: right;">補足4.1.1.d-1</p> <p style="text-align: center;">泊発電所3号炉 内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載箇所の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> <li>・大飯は格納容器イベントツリーを第2.2.1.1.d-1図に、泊は補足4.1.1.d-1に記載している</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■資料名称の相違</li> <li>・別紙⇨補足</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■名称の相違</li> <li>・申請プラント</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> <li>・泊は格納容器イベントツリーがひとつであるため、目次を作成していない</li> </ul>



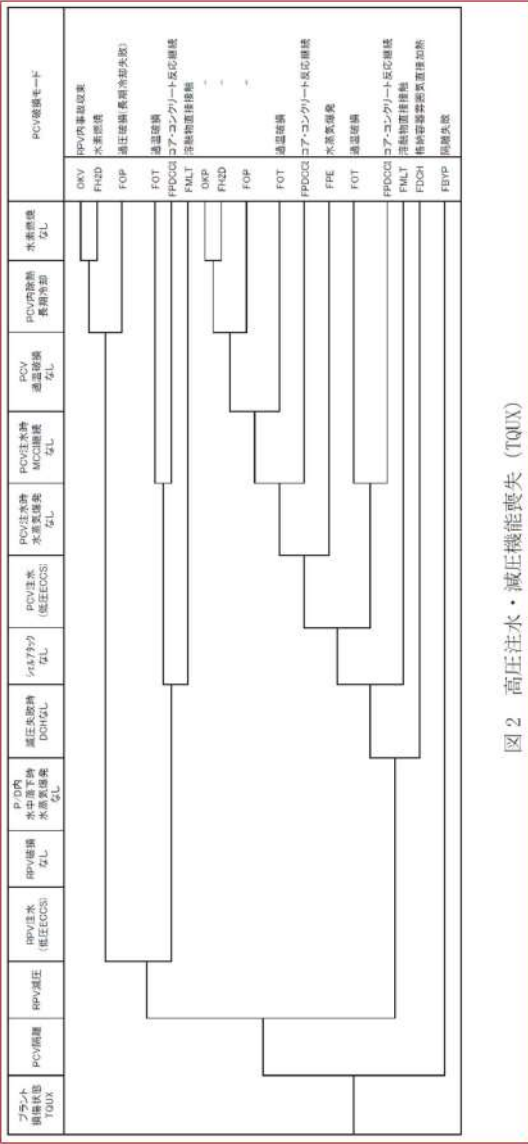
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 4.1.1.d-1 泊発電所3号炉 内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

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>泊と大飯の比較のため、付録1-別添4-4.1-4.1.1-79 ページの第2.1.1.d-1図より引用</p>  <p>泊と大飯の比較のため、付録1-別添4-4.1-4.1.1-79 ページの第2.1.1.d-1図より引用</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>図1 高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>図 格納容器イベントツリー</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・泊はPDSにかかわらずひとつの格納容器イベントツリーを作成し、PDS毎の事故進展の違いは各ヘディングの分岐確率の設定によって表現している。女川はPDS毎に格納容器イベントツリーを作成している（大飯については泊と同様）</li> </ul>

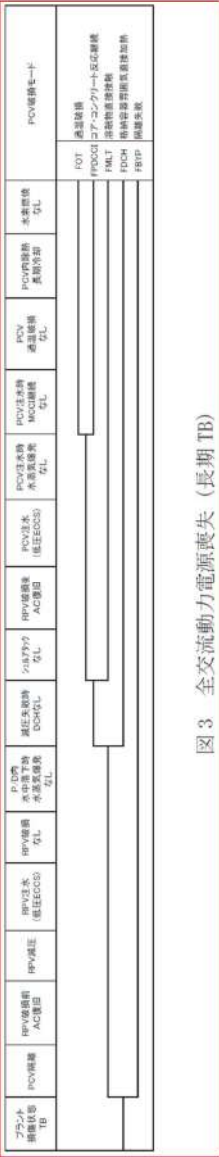
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足4.1.1.d-1 泊発電所3号炉 内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

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;">図2 高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足4.1.1.d-1 泊発電所3号炉 内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

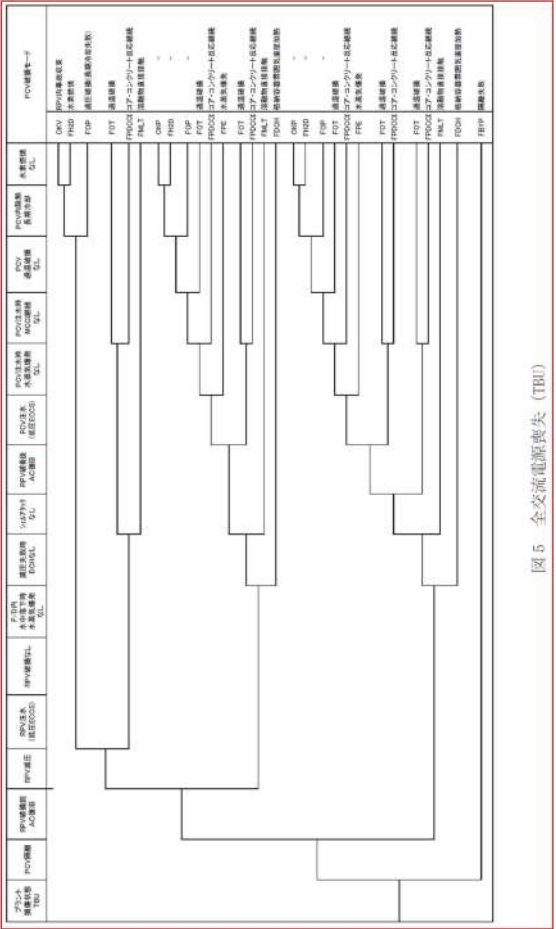
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p style="text-align: center;">図3 全交流動力電源喪失（長期TB）</p>		





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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足4.1.1.d-1 泊発電所3号炉 内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

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;">図5 全交流電源喪失 (TBU)</p>		

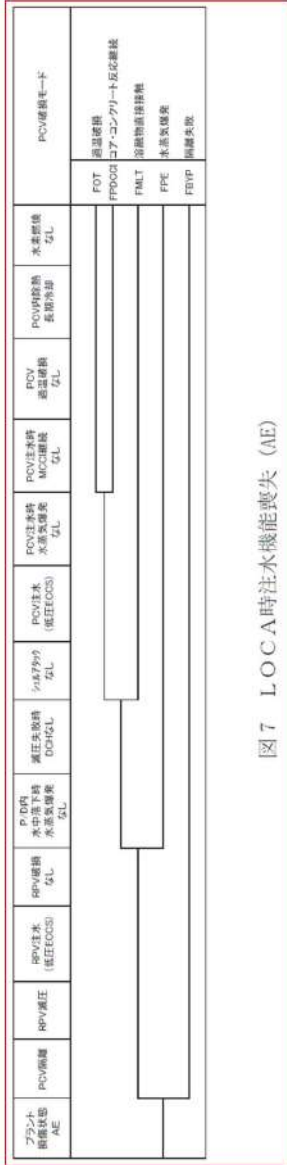




赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

補足4.1.1.d-1 泊発電所3号炉 内部事象運転時レベル1.5PRA イベントツリー

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>図7 LOCA時注水機能喪失(AE)</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足4.1.1.f-1 CV 隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応

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: right;">別紙4.1.1.f-5</p> <p><u>PCV隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応</u></p> <p>1. 格納容器隔離失敗確率の参考文献</p> <p>米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献（NUREG/CR-4220<sup>4</sup>）では、隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として<math>5 \times 10^{-3}</math>を算出している。この値は、米国NRCのLERs（Licensee Event Reports）データベース（1965年～1984年）から大規模漏えいに至る事象を4件抽出、事象継続時間を1年として、運転炉年（740炉年）に対する割合として求められたものである。抽出された4件は、手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり、表1の通りである。</p> <p>なお、この4件以外にもエアロック開放に関する事象が75件抽出されているが、これらの事象の継続時間は数時間程度までである。事象継続時間を保守的に4時間と設定して、これらの事象による隔離失敗確率を算出すると<math>5 \times 10^{-6}</math>程度となると報告されており、<math>5 \times 10^{-3}</math>に比較して十分小さい値である。</p> <p>ただし、BWRにおいては、定格運転中は格納容器内を窒素置換しているため、エアロック開閉に伴う隔離失敗は想定されない。</p>	<p style="text-align: right;">補足4.1.1.f-1</p> <p>原子炉格納容器隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応</p> <p>1. 格納容器隔離失敗確率の参考文献</p> <p>米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献（NUREG/CR-4220<sup>4</sup>）では、隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として<math>5 \times 10^{-3}</math>を算出している。この値は、米国NRCのLER（Licensee Event Report）データベース（1965年～1983年）から大規模漏えいに至る事象を4件抽出、事象継続時間を1年として、運転炉年（740炉年）に対する割合として求められたものである。抽出された4件は、手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり、第1表の通りである。</p> <p>なお、この4件以外にもエアロック開放に関する事象が75件抽出されているが、これらの事象の継続時間は数時間程度までである。事象継続時間を保守的に4時間と設定して、これらの事象による隔離失敗確率を算出すると<math>5 \times 10^{-6}</math>程度となると報告されており、<math>5 \times 10^{-3}</math>に比較して十分小さい値である。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> <li>・大飯は本資料を作成していない</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■資料名称の相違</li> <li>・別紙⇔補足</li> <li>■資料番号の相違</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設備名称の相違</li> <li>・PCV⇔原子炉格納容器</li> </ul> <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> <li>・NUREG/CR-4220では1965年から1984年のLERデータベースの事象を分析しており、そのうち1965年から1983年のデータによって算出される格納容器隔離失敗確率をレベル1.5PRAでは採用している。女川は前者の期間、泊は後者の期間を記載している。（大飯と同様）</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■炉型の相違（エアロック開閉に係る運用）</li> <li>・泊は作業等により定格運転</li> </ul>

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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 4.1.1.f-1 CV 隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応

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1 大規模漏えいとして抽出された事象 (NUREG/CR-4220)</p> <table border="1" data-bbox="701 339 1285 491"> <thead> <tr> <th>Reactor</th> <th>Year</th> <th>Event</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Oconee 1</td> <td>1973</td> <td>Isolation Valves Open</td> </tr> <tr> <td>San Onofre 1</td> <td>1977</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> <tr> <td>Palisades</td> <td>1979</td> <td>By-pass Valves Open</td> </tr> <tr> <td>Surry 1</td> <td>1980</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> </tbody> </table> <p>実プラントで想定される格納容器からの漏えい経路は2.に示す通りであり、NUREG/CR-4220で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の発生確率としてLERsデータベースに基づく値を使用することとした。</p> <p>なお、上記で用いたデータはPWRに対するものであるが、BWRでは格納容器内を窒素雰囲気として管理し漏えいを検出しやすいため、PWRのデータは、保守的であると考えられる。</p> <hr/> <p><sup>1</sup> U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220</p> <p>2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路</p> <p>実プラント（女川2号炉）で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示す通りである。</p> <p>(1) 機械的破損による隔離機能喪失</p> <p>a) 格納容器貫通部からの漏えい</p> <p>格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、格納容器内雰囲気は漏えいする可能性がある。</p>	Reactor	Year	Event	Oconee 1	1973	Isolation Valves Open	San Onofre 1	1977	Holes in Containment	Palisades	1979	By-pass Valves Open	Surry 1	1980	Holes in Containment	<p>第1表 大規模漏えいとして抽出された事象 (NUREG/CR-4220)</p> <table border="1" data-bbox="1308 331 1892 507"> <thead> <tr> <th>Reactor</th> <th>Year</th> <th>Event</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Oconee 1</td> <td>1973</td> <td>Isolation Valves Open</td> </tr> <tr> <td>San Onofre 1</td> <td>1977</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> <tr> <td>Palisades</td> <td>1979</td> <td>By-pass Valves Open</td> </tr> <tr> <td>Surry 1</td> <td>1980</td> <td>Holes in Containment</td> </tr> </tbody> </table> <p>実プラントで想定される格納容器からの漏えい経路は2.に示す通りであり、NUREG/CR-4220で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の発生確率としてLERデータベースに基づく値を使用することとした。</p> <hr/> <p><sup>1</sup> U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220</p> <p>2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路</p> <p>実プラント（泊3号炉）で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示す通りである。</p> <p>(1) 機械的破損による隔離機能喪失</p> <p>a) 格納容器貫通部からの漏えい</p> <p>原子炉格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、格納容器内雰囲気は漏えいする可能性がある。</p>	Reactor	Year	Event	Oconee 1	1973	Isolation Valves Open	San Onofre 1	1977	Holes in Containment	Palisades	1979	By-pass Valves Open	Surry 1	1980	Holes in Containment	<p>中の原子炉格納容器に立ち入る場合が想定される（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】              ■炉型の相違              ・女川の記載はPWRとの相違点を説明するものであり、泊への反映は不要（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】              ■名称の相違              ・申請プラント</p> <p>【女川】              ■設備名称の相違              ・格納容器⇔原子炉格納容器</p>
Reactor	Year	Event																															
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open																															
San Onofre 1	1977	Holes in Containment																															
Palisades	1979	By-pass Valves Open																															
Surry 1	1980	Holes in Containment																															
Reactor	Year	Event																															
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open																															
San Onofre 1	1977	Holes in Containment																															
Palisades	1979	By-pass Valves Open																															
Surry 1	1980	Holes in Containment																															



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37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 4.1.1.f-1 CV 隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応

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>b) 格納容器アクセス部等からの漏えい  <span style="color: red;">ドライウェル主フランジ</span>、<span style="color: red;">機器搬出入口</span>、<span style="color: red;">所員用エアロック</span>等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>c) 格納容器隔離弁からの漏えい  <span style="color: red;">可燃性ガス濃度制御系</span>等の隔離弁に異常な漏えいがある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>d) 格納容器外バウンダリからの漏えい  <span style="color: red;">格納容器調気系</span>等の格納容器内雰囲気と連通している部分のバウンダリが破損する場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>(2) 人的過誤による隔離機能喪失                      a) 漏えい試験配管からの漏えい                      定期点検時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管<span style="color: red;">隔離弁</span>の復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p>	<p>b) 格納容器アクセス部からの漏えい  <span style="color: red;">機器搬入口</span>、<span style="color: red;">通常用エアロック</span>、<span style="color: red;">非常用エアロック</span>等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>c) 格納容器隔離弁からの漏えい  <span style="color: red;">格納容器給気系</span>等の隔離弁に異常な漏えいがある場合には、<span style="color: red;">アニュラス部</span>、<span style="color: red;">補助建屋</span>等に格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>d) 格納容器外バウンダリからの漏えい  <span style="color: red;">格納容器再循環配管</span>等の格納容器内雰囲気と連通している部分のバウンダリが破損する場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>(2) 人的過誤による隔離機能喪失                      a) 漏えい試験配管からの漏えい                      定期点検時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管<span style="color: red;">フランジ</span>の復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。</p> <p>b) <span style="color: red;">燃料移送管</span>からの漏えい</p>	<p>【女川】  <span style="color: red;">■炉型の相違</span>                      ・女川はBWR特有の設備である                      ドライウェル主フランジを漏えい経路として想定している                      （大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】  <span style="color: green;">■設備名称の相違</span>                      ・機器搬出入口⇄機器搬入口                      ・所員用エアロック⇄通常用エアロック、非常用エアロック</p> <p>【女川】  <span style="color: green;">■名称の相違</span>                      ・代表的な系統を記載</p> <p>【女川】  <span style="color: blue;">■記載方針の相違</span>                      ・泊は格納容器隔離弁からここに漏えいするかについて記載している（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】  <span style="color: green;">■名称の相違</span>                      ・代表的な系統を記載</p> <p>【女川】  <span style="color: green;">■設備名称の相違</span>                      ・隔離弁⇄フランジ</p> <p>【女川】</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）

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 補足 4.1.1.f-1 CV 隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応

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>3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献                      レベル1.5PRAで適用した格納容器隔離失敗確率の文献(NUREG/CR-4220)では、1983年までのデータを基にしている。ここでは、最近の実績調査例として、米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書<sup>2</sup>(EPRI報告書と称す)の調査例を示す。                      EPRI報告書では、総合漏えい率試験(ILRT: Integrated Leak Rate Test)間隔を15年に延長することのリスク影響を評価しており、2007年時点までのILRTデータを調査している。この報告書では大規模漏えいに至る漏えいとして、設計漏えい率の35倍を基準としているが、大規模漏えいに至る隔離機能喪失事象の実績は0件となっている。                      なお、設計漏えい率の10倍より大きい漏えい事象として表2に示す3件が抽出されている。</p> <p>表2 EPRI 報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象<sup>2</sup></p> <table border="1" data-bbox="703 943 1288 1107"> <thead> <tr> <th>Date</th> <th>Plant</th> <th>Cause</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Aug-84</td> <td>不明</td> <td>記載なし</td> </tr> <tr> <td>Jun-85</td> <td>不明</td> <td>記載なし</td> </tr> <tr> <td>Dec-90</td> <td>Dresden 2 BWR Mark 1</td> <td>ILRT中に発見された真空破壊弁の漏えい</td> </tr> </tbody> </table> <p>EPRI報告書では、大規模漏えいに至る事象実績をILRT試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。即ち、大規模漏えいに至る事象実績0件(計算上0.5件としている)をILRT試験数217件で除すると隔離機能喪失の確率は0.0023(0.5/217=0.0023)となる。この値は、NUREG/CR-4220で評価された格納容器隔離失敗確率の<math>5 \times 10^{-3}</math>よりも小さい値となっており、EPRI報告書の結果を考慮してもNUREG/CR-4220の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。</p>	Date	Plant	Cause	Aug-84	不明	記載なし	Jun-85	不明	記載なし	Dec-90	Dresden 2 BWR Mark 1	ILRT中に発見された真空破壊弁の漏えい	<p>3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献                      レベル1.5PRAで適用した格納容器隔離失敗確率の文献(NUREG/CR-4220)では、1983年までのデータを基にしている。ここでは、最近の実績調査例として、米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書<sup>2</sup>(EPRI報告書と称す)の調査例を示す。                      EPRI報告書では、総合漏えい率試験(ILRT: Integrated Leak Rate Test)間隔を15年に延長することのリスク影響を評価しており、2007年時点までのILRTデータを調査している。この報告書では大規模漏えいに至る漏えいとして、設計漏えい率の35倍を基準としているが、大規模漏えいに至る隔離機能喪失事象の実績は0件となっている。                      なお、設計漏えい率の10倍より大きい漏えい事象として第2表に示す3件が抽出されている。</p> <p>第2表 EPRI 報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象<sup>2</sup></p> <table border="1" data-bbox="1314 935 1899 1099"> <thead> <tr> <th>Date</th> <th>Plant</th> <th>Cause</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Aug-84</td> <td>不明</td> <td>記載なし</td> </tr> <tr> <td>Jun-85</td> <td>不明</td> <td>記載なし</td> </tr> <tr> <td>Dec-90</td> <td>Dresden 2 BWR mark 1</td> <td>ILRT中に発見された真空破壊装置の漏えい</td> </tr> </tbody> </table> <p>EPRI報告書では、大規模漏えいに至る事象実績をILRT試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。すなわち、大規模漏えいに至る事象実績0件(計算上0.5件としている)をILRT試験数217件で除すると隔離機能喪失の確率は0.0023(0.5/217=0.0023)となる。この値は、NUREG/CR-4220で評価された格納容器隔離失敗確率の<math>5 \times 10^{-3}</math>よりも小さい値となっており、EPRI報告書の結果を考慮してもNUREG/CR-4220の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。</p>	Date	Plant	Cause	Aug-84	不明	記載なし	Jun-85	不明	記載なし	Dec-90	Dresden 2 BWR mark 1	ILRT中に発見された真空破壊装置の漏えい	<p>燃料取替の後に、燃料移送管のフランジカバー、隔離弁の復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。</p>	<p>■炉型の相違                      ・泊はPWR特有の設備である燃料移送管を漏えい経路として想定している(大飯に記載はないが、泊と同様となっている)</p>
Date	Plant	Cause																									
Aug-84	不明	記載なし																									
Jun-85	不明	記載なし																									
Dec-90	Dresden 2 BWR Mark 1	ILRT中に発見された真空破壊弁の漏えい																									
Date	Plant	Cause																									
Aug-84	不明	記載なし																									
Jun-85	不明	記載なし																									
Dec-90	Dresden 2 BWR mark 1	ILRT中に発見された真空破壊装置の漏えい																									

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37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 補足 4.1.1.f-1 CV 隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応

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>4. 格納容器隔離失敗事象への対応</p> <p>格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点でPCVの隔離に失敗している場合と、原子炉冷却材浄化系配管等の原子炉圧力容器(RPV)に繋がる高圧配管が格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合が含まれている。</p> <p>PRAでは、炉心損傷の時点でPCVの隔離に失敗している場合を考慮している。PRA上、具体的な隔離失敗(漏えい)箇所を設定しているものではないが、万一、炉心損傷の時点でPCVの隔離に失敗していた場合には、中央制御室からの隔離失敗(漏えい)箇所の隔離を試みることとなる。</p> <p>このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万一の重大事故発生時にPCVの隔離に失敗していることの無いよう、PCVの漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備や日常のPCVの圧力監視等で対応している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <hr/> <p><sup>2</sup> EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008</p>	<p>4. 格納容器隔離失敗事象への対応</p> <p>格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合と、1次冷却系につながる余熱除去系の格納容器隔離弁故障により余熱除去系配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合が含まれている。</p> <p>PRAでは、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA上、具体的な隔離失敗(漏えい)箇所を設定しているものではないが、万一、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗していた場合には、中央制御室からの隔離失敗(漏えい)箇所の隔離を試みることとなる。</p> <p>このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗していることの無いよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備や日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応している。</p> <hr/> <p><sup>2</sup> EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008</p>	<p>【女川】  <span style="color: red;">■</span>設計の相違</p> <p>【女川】  <span style="color: green;">■</span>記載表現の相違</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）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等を選定について  
 補足4.1.1.f-2 格納容器直接接触の分岐確率の設定について

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: right;">補足26</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器直接接触の分岐確率の設定について</u></p> <p>格納容器直接接触についてはヘディング格納容器破損(OP2)の分岐確率の1つとして、米国PWRドライ型プラントでの<b>デブリ</b>分散量が少なくCVへの負荷が小さいという評価を踏まえて、格納容器直接接触により格納容器破損に至る可能性は極めて小さいと想定し <input type="checkbox"/> という確率を採用している。</p> <p>米国の各プラントの格納容器直接接触に関する文献を調査した結果からは、Zion、Surryといったドライ型プラントについては直接接触の可能性は極めて低いとされている一方、アイスコンデンサ型プラントであるSequoyahでの直接接触のCCFPとして0.240と比較的大きい分岐確率が設定されている。</p> <p>具体的にはZion、Surryの両プラントを対象に評価結果を記載したNUREG/CR-6075、NUREG/CR-6109では、DCH評価に関する記載はあるものの、直接接触の影響は言及されていない。一方、Sequoyahを対象に評価結果をまとめたNUREG/CR-6427では、ドライ型プラントでは考慮不要とした直接接触の発生可能性が記載されており、アイスコンデンサ型プラントにおいては、<b>デブリ</b>分散放出先の区画がCVライナー部に近接しており、直接接触する可能性が比較的高いものと想定されている。</p> <p>大飯3号炉及び4号炉とZion、Surry、Sequoyahの各プラントの格納容器内の<b>デブリ</b>分散経路を比較した場合、大飯3号炉及び4号炉はZionに最も近い構造となっており、分散経路の観点からも格納容器ライナー部に<b>デブリ</b>が接触する可能性は極めて小さいものと判断できる。</p>		<p style="text-align: right;">補足4.1.1.f-2</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器直接接触の分岐確率の設定について</u></p> <p>格納容器直接接触についてはヘディング格納容器破損(OP2)の分岐確率の1つとして、米国PWRドライ型プラントでの<b>溶融炉心</b>分散量が少なくC/Vへの負荷が小さいという評価を踏まえて、格納容器直接接触により格納容器破損に至る可能性は極めて小さいと想定し <input type="checkbox"/> という確率を採用している。</p> <p>米国の各プラントの格納容器直接接触に関する文献を調査した結果からは、Zion、Surryといったドライ型プラントについては直接接触の可能性は極めて低いとされている一方、アイスコンデンサ型プラントであるSequoyahでの直接接触のCCFPとして0.240と比較的大きい分岐確率が設定されている。</p> <p>具体的にはZion、Surryの両プラントを対象に評価結果を記載したNUREG/CR-6075、NUREG/CR-6109では、DCH評価に関する記載はあるものの、直接接触の影響は言及されていない。一方、Sequoyahを対象に評価結果をまとめたNUREG/CR-6427では、ドライ型プラントでは考慮不要とした直接接触の発生可能性が記載されており、アイスコンデンサ型プラントにおいては、<b>溶融炉心</b>分散放出先の区画がC/Vライナー部に近接しており、直接接触する可能性が比較的高いものと想定されている。</p> <p>泊3号炉とZion、Surry、Sequoyahの各プラントの格納容器内の<b>溶融炉心</b>分散経路を比較した場合、泊3号炉はSurryに最も近い構造となっており、分散経路の観点からも格納容器ライナー部に<b>溶融炉心</b>が接触する可能性は極めて小さいものと判断できる。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■炉型の相違</li> <li>・PWR特有の評価に関する資料であり、女川では該当する資料が無いことから、本資料については大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■資料番号の相違</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> <li>・デブリ⇄溶融炉心</li> <li>・CV⇄C/V</li> </ul> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■名称の相違</li> <li>・申請プラント</li> </ul> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p>

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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。



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）

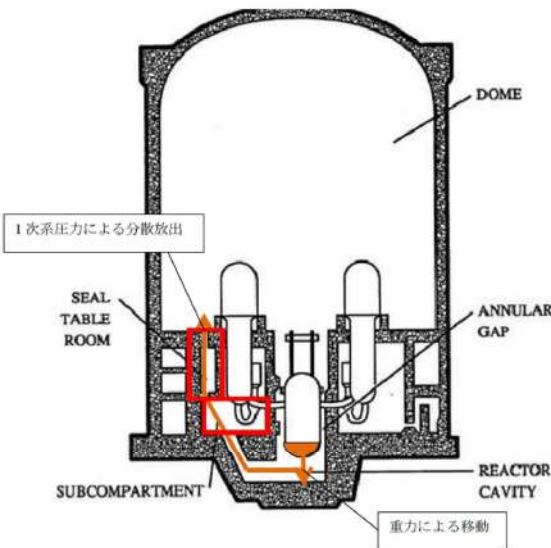
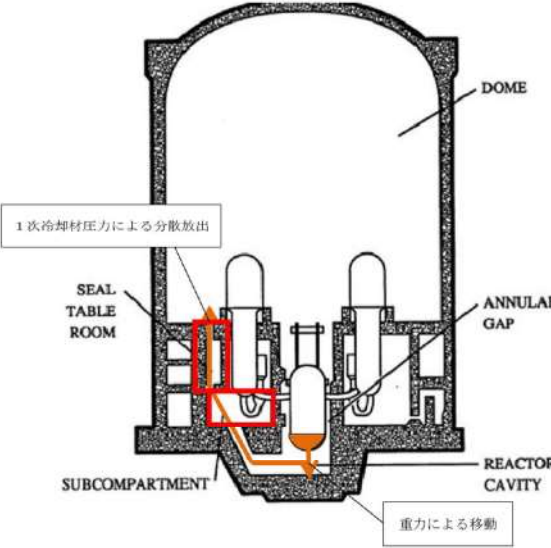
第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 補足 4.1.1.f-2 格納容器直接接触の分岐確率の設定について

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>*デブリ放出先の区画において、デブリ放出口からCV内壁までの距離が、大飯3号炉及び4号炉で約6m、Zionで約7m、Surryで約9m、Sequoyahで約3mとなっており、大飯3号炉及び4号炉はZionに最も近い構造となっている。</p>		<p>*熔融炉心放出先の区画において、熔融炉心放出口からC/V内壁までの距離が、泊3号炉で約10m、Zionで約7m、Surryで約9m、Sequoyahで約3mとなっており、泊3号炉はSurryに最も近い構造となっている。</p>	<p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊の格納容器はSurryに、大飯の格納容器はZionに最も近い構造となっている(高浜3/4と同様)</li> </ul> <p>(以下、相違理由説明を省略)</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足4.1.1.f-2 格納容器直接接触の分岐確率の設定について

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>図1 Zionプラント              出典：NUREG/CR-6075, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion"</p>		 <p>第1図 Zionプラント              出典：NUREG/CR-6075, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion"</p>	



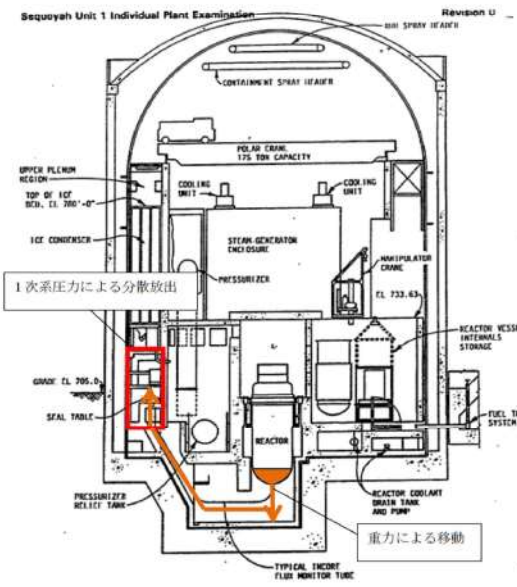
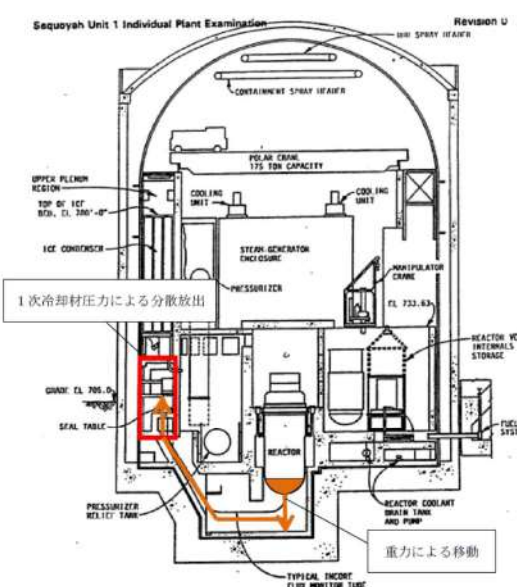
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 4.1.1.f-2 格納容器直接接触の分岐確率の設定について

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>図2 Westinghouse社製Surryプラント          出典：NUREG/CR-6109, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry"</p>		<p>第2図 Surryプラント          出典：NUREG/CR-6109, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry"</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）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 4.1.1.f-2 格納容器直接接触の分岐確率の設定について

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>図3 Westinghouse社製 Sequoyahプラント              (Westinghouse社製アイスコンデンサプラントを代表する)              出典：NUREG/CR-6427, "Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condenser Containments"</p>		 <p>第3図 Sequoyahプラント              出典：NUREG/CR-6427, "Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condenser Containments"</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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 4.1.1.f-2 格納容器直接接触の分岐確率の設定について

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>図4 大飯3,4号炉              出典：大飯発電所3,4号炉 原子炉設置許可申請書</p>		<p>第4図 泊3号炉              出典：泊発電所3号炉 原子炉設置許可申請書</p>	<p>【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 設計の相違</p>



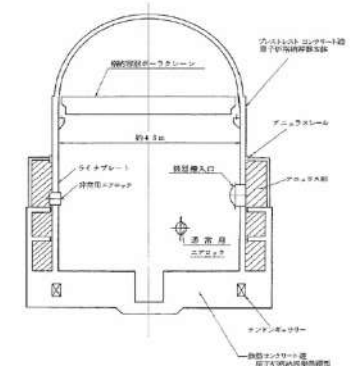
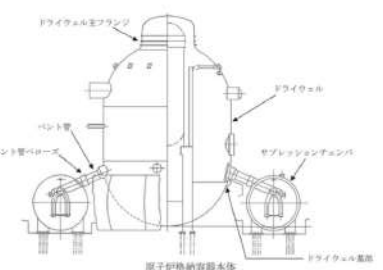
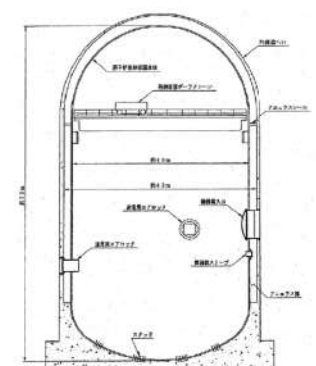
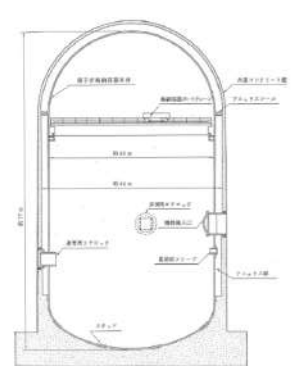
泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE9-9 r.11.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価  
比較表

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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。

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
<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>			
<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</b>			
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 : エアロック均圧弁のシール材について, PEEKに変更する計画であることからまとめ資料に反映した。			
<b>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</b>			
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			
<b>1-3) バックフィット関連事項</b>			
なし			
<b>1-4) その他</b>			
女川2号炉まとめ資料に合わせて記載の適正化を行った。			
<b>2. 大飯3 / 4号炉・女川2号炉まとめ資料との比較結果の概要</b>			
<b>2-1) 原子炉格納容器型式の相違</b>			
<p style="text-align: center;">大飯発電所3 / 4号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PWR プレストレストコンクリート製格納容器</li> <li>・評価温度：200℃</li> <li>・評価圧力：2Pd (0.78MPa[gage])</li> </ul> 	<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・BWR Mark-1改良型</li> <li>・限界温度：200℃</li> <li>・限界圧力：2Pd (0.854MPa[gage])</li> </ul> 	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PWR 鋼製格納容器</li> <li>・限界温度：200℃</li> <li>・限界圧力：2Pd (0.566MPa[gage])</li> </ul> 	<p style="text-align: center;">【参考】伊方発電所3号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PWR 鋼製格納容器</li> <li>・評価温度：200℃</li> <li>・評価圧力：2Pd (0.566MPa[gage])</li> </ul> 

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><b>2-2) 健全性確認に係る主な相違</b></p> <p>a. 評価対象機器</p> <p>評価対象機器の選定については、設備相違により以下の差異あり。</p> <p>泊3号炉は、大飯3/4号炉と比較し、配管貫通部（伸縮継手・短管）、原子炉格納容器隔離弁（真空逃がし弁）がある。</p> <p>泊3号炉は、女川2号炉と比較し、原子炉格納容器隔離弁（ゴムダイヤフラム弁）、原子炉格納容器隔離弁（真空逃がし弁）がある。</p> <p>b. 評価方法による評価対象機器の分類</p> <p>泊3号炉は、大飯3/4号炉、女川2号炉と比較し、分類方法に相違なし。</p> <p>c. 評価結果の概要</p> <p>泊3号炉と、大飯3/4号炉、女川2号炉において評価対象機器の評価方法が同等のものについては、相違ないことを確認した。</p> <p>また、原子炉格納容器型式の相違に伴い、評価対象機器の評価方法が異なるものについては、PWR鋼製格納容器である伊方3号炉、高浜3/4号炉（配管貫通部・貫通配管）と比較し、相違がないことを確認した。</p>			
<p><b>2-3) 比較表の構成について</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本体（比較表 p1/51～p51/51）は、原子炉格納容器の各部位の限界温度・圧力に対する評価の概要であり、大飯3/4号炉－女川2号炉－泊3号炉の3連比較表とした。</li> <li>・補足説明資料（比較表 p1/144～p144/144）は、原子炉格納容器の各部位の限界温度・圧力に対する評価の詳細であり、PWRとBWRでは原子炉格納容器の構造など設備が大きく異なるため、PWRとしての基準への適合性を網羅的に比較する観点から、泊と同じPWR鋼製格納容器を有する伊方3号炉を加えた、大飯3/4号炉－伊方3号炉－泊3号炉の3連比較表とした。ただし、BWRの審査実績も踏まえ、記載の充実化を図った。</li> <li>・参考資料（比較表 p 参-目-1～p 参-21-2）のうち参考資料-1～4は、PWR固有の資料のため大飯3/4号炉－伊方3号炉－泊3号炉の3連比較表とした。また、参考資料-5～21は、従来BWR固有の資料のため、女川2号炉－泊3号炉の2連比較表とした。</li> </ul>			



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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>付録2</p> <p>原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p style="text-align: right;">頁</p> <p>1. はじめに ..... 1</p> <p>2. 評価温度及び圧力の設定 ..... 1</p> <p>3. 健全性確認 ..... 1</p> <p>    (1) 評価対象 ..... 1</p> <p>    (2) 機能喪失要因 ..... 2</p> <p>    (3) 評価方法 ..... 3</p> <p>第1図 評価方法による評価対象機器の分類 ..... 5</p> <p>第1表 評価対象機器の分類及び評価内容 ..... 6</p> <p>    (4) 評価結果の概要 ..... 7</p> <p>        a. 原子炉格納容器本体 ..... 7</p> <p>        b. 機器搬入口 ..... 9</p> <p>        c. エアロック ..... 11</p> <p>        d. 配管貫通部 ..... 14</p> <p>        e. 電線貫通部 ..... 18</p> <p>        f. 原子炉格納容器隔離弁 ..... 19</p> <p>4. 結論 ..... 20</p> <p>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 ..... 21</p> <p>第2表 評価結果まとめ ..... 25</p>	<p>付録2</p> <p>原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>(本文)</p> <p>1. 評価の概要 ..... 1</p> <p>    (1) はじめに ..... 1</p> <p>    (2) 限界温度・圧力の評価 ..... 1</p> <p>    (3) 健全性確認 ..... 2</p> <p>        a. 評価対象 ..... 2</p> <p>        b. 機能喪失要因 ..... 4</p> <p>        c. 評価方法 ..... 6</p> <p>        d. 評価結果の概要 ..... 11</p> <p>    (4) 結論 ..... 27</p>	<p>付録2</p> <p>原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p style="text-align: right;">頁</p> <p>1. 評価の概要 ..... 1</p> <p>    (1) はじめに ..... 1</p> <p>    (2) 限界温度・圧力の評価 ..... 1</p> <p>    (3) 健全性確認 ..... 2</p> <p>        a. 評価対象 ..... 2</p> <p>        b. 機能喪失要因 ..... 4</p> <p>        c. 評価方法 ..... 5</p> <p>        d. 評価結果の概要 ..... 8</p> <p>    (4) 結論 ..... 28</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

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>1. はじめに</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ200℃、2Pd (0.78MPa[gage]、Pd：最高使用圧力 (0.39MPa[gage]))とされていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。</p> <p>2. 評価温度及び圧力の設定</p> <p>原子炉格納容器の評価温度及び圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとする。</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約144℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.43MPa[gage]であり、その後温度及び圧力は緩やかに低下する。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する評価温度及び圧力を200℃、2Pdとして設定する。</p> <p>(大飯発電所3号炉及び4号炉 原子炉格納容器 最高使用温度：144℃ 最高使用圧力：0.39MPa[gage])</p>	<p>1. 評価の概要</p> <p>(1) はじめに</p> <p>女川原子力発電所2号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ200℃、2Pd (0.854MPa[gage]、Pd：最高使用圧力 (0.427MPa[gage]))として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。</p> <table border="1" data-bbox="784 351 1366 582"> <caption>第1表 原子炉格納容器の設計条件と限界温度・圧力の比較</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>設計仕様 (最高使用温度・圧力)</th> <th>有効性評価で使用する 限界温度・圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度</td> <td>171℃<sup>※</sup></td> <td>200℃</td> </tr> <tr> <td>圧力</td> <td>0.427MPa[gage] (1Pd)</td> <td>0.854MPa[gage] (2Pd)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ドライウエルの最高使用温度を示す。サブプレッションチェンバの最高使用温度は104℃である。</p> <p>(2) 限界温度・圧力の評価</p> <p>原子炉格納容器の限界温度・圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを条件として設定する。放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器である原子炉格納容器本体、ハッチ類、貫通部、隔離弁等が、重大事故等時において著しい損傷が生じることなく、気密性を確保することが必要である。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能については、これまでに実施した電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）や、当時の（財）原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）」の研究成果を踏まえた評価等に加え、福島第一原子力発電所事故では原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失し、放射性物質の放出につながった可能性が高いことから、これまでの福島第一原子力発電所の事故の分析、評価によって得られている知見を考慮して、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器の機能が健全に維持できることが確認できる条件を設定する。</p> <p>これらを踏まえ、有効性評価における重大事故等時の原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ200℃、2Pdと設定していることに対し、上記に示す電共研やNUPECの研究成果、解析評価、福島第一原子力発電所の事故の知見等により妥当性を確認するものである。</p>		設計仕様 (最高使用温度・圧力)	有効性評価で使用する 限界温度・圧力	温度	171℃ <sup>※</sup>	200℃	圧力	0.427MPa[gage] (1Pd)	0.854MPa[gage] (2Pd)	<p>1. 評価の概要</p> <p>(1) はじめに</p> <p>泊発電所3号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ200℃、2Pd (0.566MPa[gage]、Pd：最高使用圧力 (0.283MPa[gage]))として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。</p> <table border="1" data-bbox="1422 391 2004 542"> <caption>第1表 原子炉格納容器の設計条件と限界温度・圧力の比較</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>設計仕様 (最高使用温度・圧力)</th> <th>有効性評価で使用する 限界温度・圧力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>温度</td> <td>132℃</td> <td>200℃</td> </tr> <tr> <td>圧力</td> <td>0.283MPa[gage] (1Pd)</td> <td>0.566MPa[gage] (2Pd)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 限界温度・圧力の評価</p> <p>原子炉格納容器の限界温度・圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを条件として設定する。放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器である原子炉格納容器本体、機器搬入口、エアロック、貫通部、隔離弁等が、重大事故等時において著しい損傷が生じることなく、気密性を確保することが必要である。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能については、これまでに実施した電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）や、当時の（財）原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）」の研究成果を踏まえた評価等を考慮し、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器の機能が健全に維持できることが確認できる条件を設定する。</p> <p>これらを踏まえ、有効性評価における重大事故等時の原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ200℃、2Pdと設定していることに対し、上記に示す電共研やNUPECの研究成果、解析評価により妥当性を確認するものである。</p>		設計仕様 (最高使用温度・圧力)	有効性評価で使用する 限界温度・圧力	温度	132℃	200℃	圧力	0.283MPa[gage] (1Pd)	0.566MPa[gage] (2Pd)	<p>【大飯】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。 【大飯、女川】 設備の相違 ・各プラントの有効性評価に基づく。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。 【女川】 設備名称の相違</p> <p>【女川】 設備の相違 ・女川は福島の見を考慮し原子炉格納容器バウンダリのシール材の仕様を変更する。泊では原子炉格納容器バウンダリに採用するシール材に対し200℃2Pd環境下での健全性を確認している。</p>
	設計仕様 (最高使用温度・圧力)	有効性評価で使用する 限界温度・圧力																			
温度	171℃ <sup>※</sup>	200℃																			
圧力	0.427MPa[gage] (1Pd)	0.854MPa[gage] (2Pd)																			
	設計仕様 (最高使用温度・圧力)	有効性評価で使用する 限界温度・圧力																			
温度	132℃	200℃																			
圧力	0.283MPa[gage] (1Pd)	0.566MPa[gage] (2Pd)																			



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）

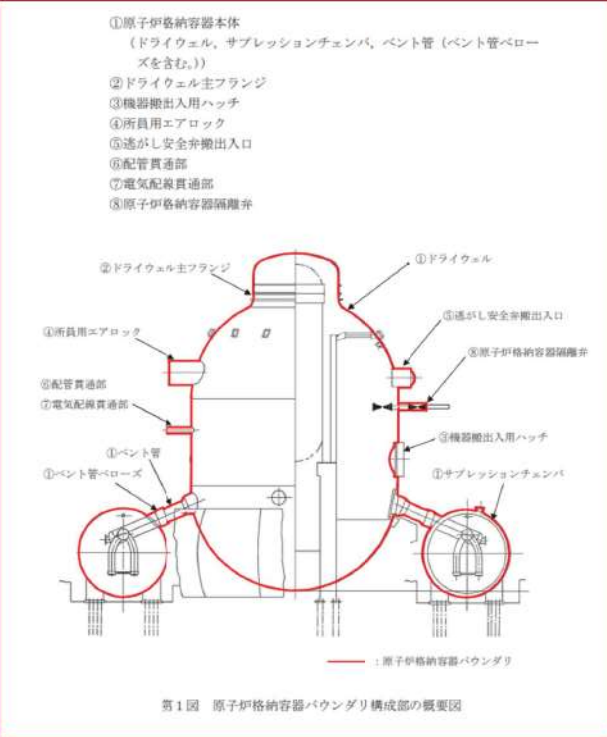
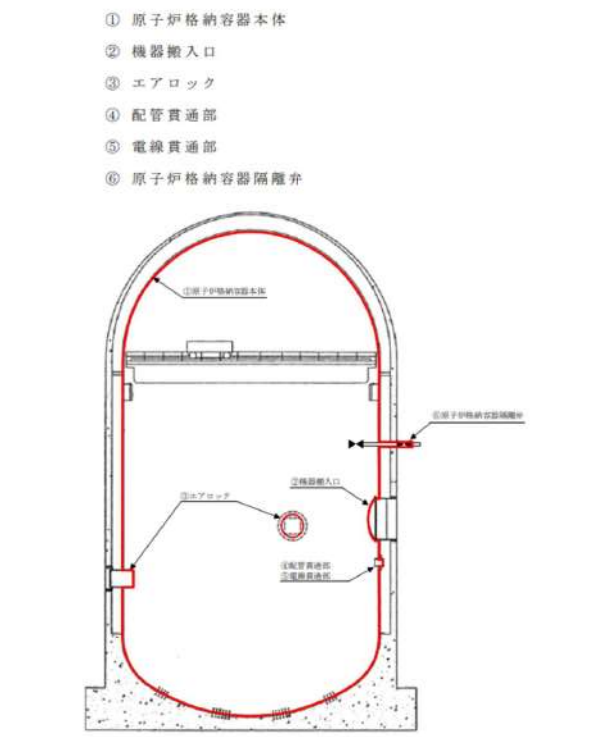
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>3. 健全性確認</p> <p>(1) 評価対象</p> <p>放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体、開口部等の構造健全性を確認する必要がある。</p> <p>さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認する必要がある。</p> <p>このことから原子炉格納容器本体のほかに、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成部品並びにガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。</p>	<p>(3) 健全性確認</p> <p>a. 評価対象</p> <p>放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。</p> <p>さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして推定されている原子炉格納容器に設置される<b>ドライウェル主フランジ部</b>、<b>ハッチフランジ部</b>、<b>電気配線貫通部</b>等のシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認する必要がある。</p> <p>このことから、原子炉格納容器本体のほかに、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成部品、また、ガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を第1図に示す。</p> <p>なお、原子炉格納容器に設置しているハッチ類は、原子炉格納容器の外側に開く外開き形式、原子炉格納容器内外に扉のあるエアロック形式、原子炉格納容器の内側に開く内開き形式の3つの形式があるが、外開き形式については逃がし安全弁搬出入口のみ、エアロック形式については所員用エアロックのみであるため、これらについて評価を行う。また、内開き形式については、機器搬出入用ハッチ及び制御棒駆動機構搬出入口があるが、円筒胴の板厚は同じであり、内径は機器搬出入用ハッチの方が大きいことから、原子炉格納容器内部の圧力増加の影響をより大きく受ける機器搬出入用ハッチについて評価を行う。</p> <p>原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、<b>電気配線貫通部</b>）については、貫通部の構成部品ごとに評価を行う。</p>	<p>(3) 健全性確認</p> <p>a. 評価対象</p> <p>放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。</p> <p>さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして推定されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認する必要がある。</p> <p>このことから、原子炉格納容器本体のほかに、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成部品、また、ガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を第1図に示す。</p> <p>原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、<b>電線貫通部</b>）については、貫通部の構成部品ごとに評価を行う。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯、女川】 記載表現の相違</p> <p>【女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</p> <p>【女川】 設備の相違 ・ハッチ類はエアロックと機器搬出入口のみであり代表選定は不要である。</p> <p>【女川】 設備名称の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>大飯発電所3/4号炉</p> <p>a. 原子炉格納容器本体（コンクリート部、ライナ）</p> <p>b. 機器搬入口</p> <p>c. エアロック</p> <p>d. 配管貫通部</p> <p>(a) 固定式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・貫通配管</li> <li>・スリーブ</li> <li>・端板</li> <li>・閉止フランジ</li> <li>・閉止板</li> </ul> <p>e. 電線貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本体</li> <li>・端板</li> <li>・モジュール</li> </ul> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>(2) 機能喪失要因</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、内圧条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、以下に示す要因が想定される。</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>①原子炉格納容器本体          (ドライウェル、サブプレッションチェンバ、ベント管(ベント管ペローズを含む))</p> <p>②ドライウェル主フランジ</p> <p>③機器搬出入用ハッチ</p> <p>④所員用エアロック</p> <p>⑤通がし安全弁搬出入口</p> <p>⑥配管貫通部</p> <p>⑦電気配線貫通部</p> <p>⑧原子炉格納容器隔離弁</p> <p>①ドライウェル</p> <p>⑤通がし安全弁搬出入口</p> <p>⑧原子炉格納容器隔離弁</p> <p>③機器搬出入用ハッチ</p> <p>①サブプレッションチェンバ</p> <p>①ベント管</p> <p>①ベント管ペローズ</p> <p>⑥配管貫通部</p> <p>⑦電気配線貫通部</p> <p>④所員用エアロック</p> <p>②ドライウェル主フランジ</p> <p>—：原子炉格納容器バウンダリ</p> <p>第1図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図</p> <p>b. 機能喪失要因</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、第2表に示す要因が想定される。</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>① 原子炉格納容器本体</p> <p>② 機器搬入口</p> <p>③ エアロック</p> <p>④ 配管貫通部</p> <p>⑤ 電線貫通部</p> <p>⑥ 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>①原子炉格納容器本体</p> <p>③機器搬入口</p> <p>④エアロック</p> <p>④配管貫通部</p> <p>⑤電線貫通部</p> <p>⑥原子炉格納容器隔離弁</p> <p>—：原子炉格納容器バウンダリ</p> <p>第1図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図</p> <p>b. 機能喪失要因</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、第2表に示す要因が想定される。</p>	<p>【大飯、女川】          設備の相違</p> <p>・原子炉格納容器型式の違いによる。</p> <p>大飯(PWR)          →プレストレストコンクリート製格納容器</p> <p>女川(BWR)          →Mark-1改良型          泊(PWR)          →鋼製格納容器</p> <p>【大飯】          記載表現の相違</p> <p>・女川実績を反映し図とした。</p> <p>【大飯】          記載表現の相違</p> <p>・女川実績を反映した。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>a. 原子炉格納容器本体（コンクリート部、ライナ）                      延性破壊</p> <p>b. 機器搬入口                      延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p> <p>c. エアロック                      延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p> <p>d. 配管貫通部                      (a) 固定式配管貫通部                      ・貫通配管                      延性破壊                      ・スリーブ                      延性破壊                      ・端板                      延性破壊                      ・閉止フランジ                      延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット）                      ・閉止板                      延性破壊</p> <p>e. 電線貫通部                      ・本体、端板                      延性破壊                      ・モジュール                      付着力低下（エポキシ樹脂）、変形（Oリング）</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁                      変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材）</p>	<p>第2表 評価対象における機能喪失要因 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価対象</th> <th colspan="2">機能喪失要因</th> </tr> <tr> <th>構造部</th> <th>シール部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">①原子炉格納容器本体</td> <td>胴部等及びドライウェル基部</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>ベント管ベローズ</td> <td>疲労破壊</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">②ドライウェルフランジ</td> <td>フランジ</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>締付ボルト</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">③機器搬出入用ハッチ</td> <td>円筒側取付部</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>円筒側</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>端板</td> <td>座屈</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">④所員用エアロック</td> <td>扉及び隔壁</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>円筒側</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>シール部（扉以外）</td> <td>シール能力低下</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">⑤遮りし安全弁搬出入口</td> <td>円筒側</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>端板</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>フランジ</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>ヒンジボルト</td> <td>延性破壊</td> </tr> </tbody> </table> <p>第2表 評価対象における機能喪失要因 (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価対象</th> <th colspan="2">機能喪失要因</th> </tr> <tr> <th>構造部</th> <th>シール部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">④配管貫通部</td> <td>貫通配管</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>スリーブ</td> <td>延性破壊、座屈</td> </tr> <tr> <td>端板</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>ボルト締付平板</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>フランジ</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>締付ボルト</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">⑦電気配管貫通部</td> <td>スリーブ</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>アダプタ</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>ヘッド</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>モジュール</td> <td>シール能力低下</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">⑧原子炉格納容器隔離弁</td> <td>耐圧部材</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>シール部</td> <td>シール能力低下</td> </tr> </tbody> </table>	評価対象	機能喪失要因		構造部	シール部	①原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウェル基部	延性破壊	ベント管ベローズ	疲労破壊	②ドライウェルフランジ	フランジ	延性破壊	締付ボルト	延性破壊	③機器搬出入用ハッチ	円筒側取付部	延性破壊	円筒側	延性破壊	端板	座屈	④所員用エアロック	扉及び隔壁	延性破壊	円筒側	延性破壊	シール部（扉以外）	シール能力低下	⑤遮りし安全弁搬出入口	円筒側	延性破壊	端板	延性破壊	フランジ	延性破壊	ヒンジボルト	延性破壊	評価対象	機能喪失要因		構造部	シール部	④配管貫通部	貫通配管	延性破壊	スリーブ	延性破壊、座屈	端板	延性破壊	ボルト締付平板	延性破壊	フランジ	延性破壊	締付ボルト	延性破壊	⑦電気配管貫通部	スリーブ	延性破壊	アダプタ	延性破壊	ヘッド	延性破壊	モジュール	シール能力低下	⑧原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	シール部	シール能力低下	<p>第2表 評価対象における機能喪失要因</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価対象</th> <th colspan="2">機能喪失要因</th> </tr> <tr> <th>構造部</th> <th>シール部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">①原子炉格納容器本体</td> <td>一般部及び局部</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>蓋</td> <td>座屈</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">②機器搬入口</td> <td>フランジ</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>ボルト</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>シール部</td> <td>変形、高温劣化</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">③エアロック</td> <td>隔壁</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>シール部</td> <td>変形、高温劣化</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">④配管貫通部</td> <td>貫通配管</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>スリーブ</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>端板</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>閉止フランジ</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>閉止板</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td>伸縮継手</td> <td>疲労破壊</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">⑤電線貫通部</td> <td>短管</td> <td>圧壊</td> </tr> <tr> <td>本体及び端板</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">⑥原子炉格納容器隔離弁</td> <td>モジュール</td> <td>エポキシ樹脂付着力低下、Oリング変形</td> </tr> <tr> <td>耐圧部材</td> <td>延性破壊</td> </tr> <tr> <td></td> <td>シール部</td> <td>変形</td> </tr> </tbody> </table>	評価対象	機能喪失要因		構造部	シール部	①原子炉格納容器本体	一般部及び局部	延性破壊	蓋	座屈	②機器搬入口	フランジ	延性破壊	ボルト	延性破壊	シール部	変形、高温劣化	③エアロック	隔壁	延性破壊	シール部	変形、高温劣化	④配管貫通部	貫通配管	延性破壊	スリーブ	延性破壊	端板	延性破壊	閉止フランジ	延性破壊	閉止板	延性破壊	伸縮継手	疲労破壊	⑤電線貫通部	短管	圧壊	本体及び端板	延性破壊	⑥原子炉格納容器隔離弁	モジュール	エポキシ樹脂付着力低下、Oリング変形	耐圧部材	延性破壊		シール部	変形	<p>【大飯、女川】                      設備の相違</p> <p>【大飯】                      記載表現の相違                      ・女川実績を反映し表とした。</p>
評価対象	機能喪失要因																																																																																																																								
	構造部	シール部																																																																																																																							
①原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウェル基部	延性破壊																																																																																																																							
	ベント管ベローズ	疲労破壊																																																																																																																							
②ドライウェルフランジ	フランジ	延性破壊																																																																																																																							
	締付ボルト	延性破壊																																																																																																																							
③機器搬出入用ハッチ	円筒側取付部	延性破壊																																																																																																																							
	円筒側	延性破壊																																																																																																																							
	端板	座屈																																																																																																																							
④所員用エアロック	扉及び隔壁	延性破壊																																																																																																																							
	円筒側	延性破壊																																																																																																																							
	シール部（扉以外）	シール能力低下																																																																																																																							
⑤遮りし安全弁搬出入口	円筒側	延性破壊																																																																																																																							
	端板	延性破壊																																																																																																																							
	フランジ	延性破壊																																																																																																																							
	ヒンジボルト	延性破壊																																																																																																																							
評価対象	機能喪失要因																																																																																																																								
	構造部	シール部																																																																																																																							
④配管貫通部	貫通配管	延性破壊																																																																																																																							
	スリーブ	延性破壊、座屈																																																																																																																							
	端板	延性破壊																																																																																																																							
	ボルト締付平板	延性破壊																																																																																																																							
	フランジ	延性破壊																																																																																																																							
	締付ボルト	延性破壊																																																																																																																							
⑦電気配管貫通部	スリーブ	延性破壊																																																																																																																							
	アダプタ	延性破壊																																																																																																																							
	ヘッド	延性破壊																																																																																																																							
	モジュール	シール能力低下																																																																																																																							
⑧原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊																																																																																																																							
	シール部	シール能力低下																																																																																																																							
評価対象	機能喪失要因																																																																																																																								
	構造部	シール部																																																																																																																							
①原子炉格納容器本体	一般部及び局部	延性破壊																																																																																																																							
	蓋	座屈																																																																																																																							
②機器搬入口	フランジ	延性破壊																																																																																																																							
	ボルト	延性破壊																																																																																																																							
	シール部	変形、高温劣化																																																																																																																							
③エアロック	隔壁	延性破壊																																																																																																																							
	シール部	変形、高温劣化																																																																																																																							
④配管貫通部	貫通配管	延性破壊																																																																																																																							
	スリーブ	延性破壊																																																																																																																							
	端板	延性破壊																																																																																																																							
	閉止フランジ	延性破壊																																																																																																																							
	閉止板	延性破壊																																																																																																																							
	伸縮継手	疲労破壊																																																																																																																							
⑤電線貫通部	短管	圧壊																																																																																																																							
	本体及び端板	延性破壊																																																																																																																							
⑥原子炉格納容器隔離弁	モジュール	エポキシ樹脂付着力低下、Oリング変形																																																																																																																							
	耐圧部材	延性破壊																																																																																																																							
	シール部	変形																																																																																																																							

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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>(3) 評価方法</p> <p>構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pdの環境下での健全性及び機能維持を確認する。</p> <p>a. 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果による評価</p> <p>b. 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。）」＜第1編軽水炉規格＞JSME S NC1-2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価</p> <p>c. 設計・建設規格の準用等による評価</p> <p>評価方法による評価対象機器の分類は第1図及び第1表参照。</p>	<p>c. 評価方法</p> <p>構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pdの環境下での健全性及び機能維持を確認する。</p> <p>(a) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む）JSME S NC1-2005/2007）（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書（以下「既工認」という。）等に準拠した評価</p> <p>(b) 設計・建設規格の準用等による評価</p> <p>(c) 電共研、NUPEC等での試験又は解析結果等を活用した評価</p> <p>評価方法による評価対象機器の分類を第2図に、評価対象機器の分類及び評価内容を第3表に示す。</p>	<p>c. 評価方法</p> <p>構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pdの環境下での健全性及び機能維持を確認する。</p> <p>(a) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む）JSME S NC1-2005/2007）（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価</p> <p>(b) 設計・建設規格の準用等による評価</p> <p>(c) 電共研、NUPEC等での試験又は解析結果等を活用した評価</p> <p>評価方法による評価対象機器の分類を第2図に、評価対象機器の分類及び評価内容を第3表に示す。</p>	<p>【大飯】 記載箇所の相違 ・女川実績を反映した。「a.」 「c)」</p> <p>【大飯、女川】 記載表現の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>評価対象機器の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器本体</li> <li>機器搬入口</li> <li>エアロック</li> <li>配管貫通部</li> <li>貫通配管、スリーブ、端板、閉止フランジ、閉止板</li> <li>電線貫通部</li> <li>原子炉格納容器隔離弁</li> <li>ゴムダイヤフラム弁、空調用パタフライ弁</li> </ul> <p>機能喪失要因の抽出と評価方法の設定</p> <p>規格を用いた評価      試験結果を用いた評価</p> <p>電共研等での試験結果による評価により確認</p> <p>第1表の a.項参照</p> <p>設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価により確認できる</p> <p>Yes</p> <p>第1表の b.項参照</p> <p>No</p> <p>設計・建設規格の準用等による評価により確認</p> <p>第1表の c.項参照</p> <p>第1図 評価方法による評価対象機器の分類</p>	<p>評価対象機器の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器本体</li> <li>ドライウェル主フランジ</li> <li>機器搬出入用ハッチ</li> <li>所員用エアロック</li> <li>逃がし安全弁搬出入口</li> <li>配管貫通部</li> <li>電気配線貫通部</li> <li>原子炉格納容器隔離弁</li> </ul> <p>機能喪失要因の抽出と評価方法の設定</p> <p>規格を用いた評価      試験又は解析結果を用いた評価</p> <p>電共研、NIPEC等での試験又は解析結果等を活用した評価により確認</p> <p>第3表 評価方法 c</p> <p>設計・建設規格又は既工認等に準拠した評価により確認できる</p> <p>NO</p> <p>設計・建設規格の準用等による評価により確認</p> <p>YES</p> <p>第3表 評価方法 a</p> <p>第3表 評価方法 b</p> <p>第2図 評価方法による評価対象機器の分類</p>	<p>評価対象機器の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器本体</li> <li>機器搬入口</li> <li>エアロック</li> <li>配管貫通部</li> <li>貫通配管、スリーブ、端板、閉止フランジ、閉止板、伸縮継手、短管</li> <li>電線貫通部</li> <li>原子炉格納容器隔離弁</li> <li>ゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁、空調用パタフライ弁</li> </ul> <p>機能喪失要因の抽出と評価方法の設定</p> <p>規格を用いた評価      試験又は解析結果を用いた評価</p> <p>電共研、NIPEC等での試験又は解析結果等を活用した評価により確認</p> <p>第3表 評価方法 c</p> <p>設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価により確認できる</p> <p>NO</p> <p>設計・建設規格の準用等による評価により確認</p> <p>YES</p> <p>第3表 評価方法 a</p> <p>第3表 評価方法 b</p> <p>第2図 評価方法による評価対象機器の分類</p>	<p>【大飯、女川】 設備の相違</p> <p>【大飯、女川】 記載表現の相違</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）

大飯発電所3 / 4号炉		
評価対象機器	評価項目	評価内容
評価に用いた手段	想定される機器損失原因	既設基準
	評価対象機器	原子炉、ガンダム、新設計対象機器等の主要な設置位置を調査する。
	機器構成	機架し、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし。
	機器構成	機架し、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし。
	機器構成	機架し、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし。
	機器構成	機架し、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし。
	機器構成	機架し、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし。
	機器構成	機架し、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし。
	機器構成	機架し、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし。
	機器構成	機架し、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし、機架しなし。

第3表 評価対象機器の分類及び評価内容 (1/3)			
評価対象機器	想定される機器損失原因	評価方法①**	判定基準①*
圧電変換器	圧電変換器 (高圧機軸、高圧機)	代表機器について、設計・建設機軸 (PC-3530) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。

第3表 評価対象機器の分類及び評価内容 (1/3)			
評価対象機器	想定される機器損失原因	評価方法①**	判定基準①*
圧電変換器	圧電変換器 (高圧機軸、高圧機)	代表機器について、設計・建設機軸 (PC-3530) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。
	圧電変換器 (スクリュー)	設計・建設機軸 (PC-2413) を参照し、200℃における275%が発生するまでの評価を行う。	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること。

【大飯、女川】  
 設備の相違

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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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;">第3表 評価対象機器の分類及び評価内容 (3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>評価対象機器</th> <th>想定される機能喪失要因</th> <th>評価方法<sup>※1</sup></th> <th>評価方法の概要<sup>※2, ※3</sup></th> <th>判定基準<sup>※4</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">⑤原子炉格納容器減圧装置系バスタライオン</td> <td>圧性破壊 (耐圧部材)</td> <td>*</td> <td>弁の圧力レーディング装置により、200℃における許容圧力を評価</td> <td>200℃における許容圧力が2 MPa以上であること</td> </tr> <tr> <td>シーム脆化低下</td> <td>○</td> <td>改良 EPDM 製シーム材の圧縮永久ひずみ試験結果及び窒素加熱漏えい試験結果により評価</td> <td>耐熱温度が 200℃以上であり、シーム機能を維持すること</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">⑥原子炉格納容器減圧装置系電線中</td> <td>圧性破壊 (耐圧部材)</td> <td>*</td> <td>弁の圧力レーディング装置により、200℃における許容圧力を評価</td> <td>200℃における許容圧力が2 MPa以上であること</td> </tr> <tr> <td>シーム脆化低下</td> <td>○</td> <td>改良 EPDM 製シーム材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価</td> <td>耐熱温度が 200℃以上であり、シーム機能を維持すること</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">移動式知能内計装系ケーブル中</td> <td>圧性破壊 (耐圧部材)</td> <td>*</td> <td>弁の圧力レーディング装置により、200℃における許容圧力を評価</td> <td>200℃における許容圧力が2 MPa以上であること</td> </tr> <tr> <td>シーム脆化低下</td> <td>○</td> <td>FEBC 製シーム材の材料特性及び改良 EPDM 製シーム材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価</td> <td>耐熱温度が 200℃以上であり、シーム機能を維持すること</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 a：設計・建設規格又は既工認等に準拠した評価              b：設計・建設規格の準用等による評価              c：電共研、NUPEC 等での試験又は解析結果等を活用した評価              ※2 許容圧力：設備の機能が維持される最大の負荷圧力              ※3 Su：設計引張強さ</p>	評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法 <sup>※1</sup>	評価方法の概要 <sup>※2, ※3</sup>	判定基準 <sup>※4</sup>	⑤原子炉格納容器減圧装置系バスタライオン	圧性破壊 (耐圧部材)	*	弁の圧力レーディング装置により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること	シーム脆化低下	○	改良 EPDM 製シーム材の圧縮永久ひずみ試験結果及び窒素加熱漏えい試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シーム機能を維持すること	⑥原子炉格納容器減圧装置系電線中	圧性破壊 (耐圧部材)	*	弁の圧力レーディング装置により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること	シーム脆化低下	○	改良 EPDM 製シーム材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シーム機能を維持すること	移動式知能内計装系ケーブル中	圧性破壊 (耐圧部材)	*	弁の圧力レーディング装置により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること	シーム脆化低下	○	FEBC 製シーム材の材料特性及び改良 EPDM 製シーム材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シーム機能を維持すること		【女川】 設備の相違
評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法 <sup>※1</sup>	評価方法の概要 <sup>※2, ※3</sup>	判定基準 <sup>※4</sup>																															
⑤原子炉格納容器減圧装置系バスタライオン	圧性破壊 (耐圧部材)	*	弁の圧力レーディング装置により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること																															
	シーム脆化低下	○	改良 EPDM 製シーム材の圧縮永久ひずみ試験結果及び窒素加熱漏えい試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シーム機能を維持すること																															
⑥原子炉格納容器減圧装置系電線中	圧性破壊 (耐圧部材)	*	弁の圧力レーディング装置により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること																															
	シーム脆化低下	○	改良 EPDM 製シーム材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シーム機能を維持すること																															
移動式知能内計装系ケーブル中	圧性破壊 (耐圧部材)	*	弁の圧力レーディング装置により、200℃における許容圧力を評価	200℃における許容圧力が2 MPa以上であること																															
	シーム脆化低下	○	FEBC 製シーム材の材料特性及び改良 EPDM 製シーム材の圧縮永久ひずみ試験結果により評価	耐熱温度が 200℃以上であり、シーム機能を維持すること																															



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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>(4) 評価結果の概要</p> <p>a. 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>(a) コンクリート部</p> <p>プレストレストコンクリート製格納容器は、コンクリート部（鉄筋コンクリート、テンドン（鋼線））、ライナ（ライナプレート）からなる構造であり、内圧の上昇に対しては主に鉄筋、テンドンが荷重を負担し、ライナで気密性を確保する。</p> <p>ライナ（ライナプレート）はライナアンカによってコンクリート部に定着され、コンクリート部分の変形およびコンクリートとの温度差や線膨張係数の差により強制されるようなひずみに対して漏えいを生じることなく追従できる変形性能を有している。</p> <p>評価にあたっては、このような複雑な構造のため、有限要素法を用いた弾塑性解析を用いる。ただし、解析により限界挙動を評価した実績がないため、実験による検証を行ったうえで、解析評価により限界圧力を算出する。</p> <p>許容値については、実験により構造特性を評価しており、コンクリート部が限界ひずみに対し過大な塑性変形が引き起こされない判定値（テンドン：1.0%、鉄筋コンクリート：</p>	<p>d. 評価結果の概要</p> <p>① 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉格納容器本体は、鋼製の上下部半球円筒形ドライウエル、円環形サブプレッションチェンバ、これらを連結するベント管及びベント管ペローズから構成されている。</p> <p>原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと及び圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形やドライウエル基部を固定端とする熱変形に伴う延性破壊が想定される。また、ベント管ペローズには、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加え、200℃、2Pdにより累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。</p> <p>このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p> <p>・胴部等</p> <p>電共研において、代表プラントのMARK-I改良型原子炉格納容器の全体構造の耐性評価を実施しており、これを用いて女川原子力発電所2号炉での原子炉格納容器の健全性を確認する。</p> <p>この解析結果において、2Pd以上の圧力において応力値が最大となる円筒部中心部について、200℃における許容圧力の評価を行い、許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p> <p>また、原子炉格納容器の一般構造部について、既工認と同様の評価手法である設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p>	<p>d. 評価結果の概要</p> <p>① 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p>	<p>【女川】 設備の相違 ・①原子炉格納容器本体の構成の違いによる。</p> <p>【女川】 設備の相違 ・①原子炉格納容器本体にはベント管ペローズはないため、疲労破壊を評価対象外としている。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。</p> <p>【大飯】 設備の相違 ・該当設備なし</p> <p>【女川】 評価方針の相違 ・原子炉格納容器型式の違いによる。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>1.5%) に達しないことを確認する。すなわち、テンドン及び鉄筋コンクリートに発生する歪が、それぞれ1.0%、1.5%以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この有限要素法による評価では、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器のコンクリート部の歪は200℃、2Pdにおいて、テンドン：0.6%、鉄筋コンクリート：0.16%で許容値以下であり、許容圧力は2Pd以上（□℃、□Pdにおいても破断しない結果）であった。</p> <p>なお、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、保守的な評価事例を確認した結果、最も早く破断するのはテンドン（円筒部の一般部）で2.6～2.7Pdであり、200℃、2.5Pd以上の耐圧性能を有すると結論づけられている。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 5px auto;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div> <p>(b) ライナ</p> <p>プレストレストレストコンクリート製格納容器は、耐圧性能をコンクリート部（主に鉄筋、テンドン）で、気密性をライナで主に担保する複合構造である。また、ライナはライナアンカを介してコンクリート部に一体化されている。また、鉄筋コンクリート構造にテンドンの締付け力が付加されるため、耐圧性能は大きく向上する。</p> <p>例えば、200℃、2Pd時点における、鉄筋及びテンドンの変形が弾性域内であるなど、変形の拘束効果も極めて高い。そのため、コンクリートと一体化して挙動するライナの変形は大きく抑制され、高い気密性維持が可能となる。</p> <p>評価にあたっては、このような複雑な構造のため、有限要素法を用いた弾塑性解析を用いる。ただし、解析により限界挙動を評価した実績がないため、実験による検証を行ったうえで、解析評価により限界圧力を算出する。</p> <p>許容値については、実験により構造特性を評価しており、ライナが限界ひずみに対し過大な塑性変形が引き起こされない判定値（ライナ：10%）に達しないことを確認する。すなわち、ライナに発生する歪が、10%以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>有限要素法による評価では、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器のライナの歪は200℃、2Pdにおいて約6%</p>			<p>【大飯】                  設備の相違                  ・該当設備なし。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>で許容値以下であり、許容圧力は2Pd以上（<input type="text"/>℃、<input type="text"/>Pd                      においてもライナは破断しない結果）であった。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 5px auto;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p>ここで、設計・建設規格の解説表PVB-3110-1において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することになっている。</p> <p>設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割引率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、上記割引率をPm（一次一般膜応力強さ）には1.5、PL+Pb（一次一般局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、Pmが2/3Su、PL+PbがSu以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように、供用状態DのPm、PL+Pbの許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全余裕を考慮して規定されている。</p> <p>前者は、膜応力であり断面の応力がSuに到達すると直ちに破損に至るため割引率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がSuに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割引率は1.0としている。</p>	<p>ここで、設計・建設規格の解説表PVB-3110-1において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割引率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、上記割引率をPm（一次一般膜応力強さ）には1.5、PL+Pb（一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、Pmが2/3Su、PL+PbがSu以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示されるように、供用状態DのPm、PL+Pbの許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全余裕を考慮して規定されている。</p> <p>前者は、膜応力であり断面の応力がSuに到達すると直ちに破損に至るため割引率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がSuに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割引率は1.0としている。</p>	<p>【女川】 記載表現の相違</p> <p>【女川】 記載の適正化</p> <p>【女川】 名称の相違</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）

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>以上のことから、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器本体は200℃、2Pdの環境下において構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。</p>	<p>比較のため抜粋 伊方3号炉                  (4) 評価結果の概要 a. 原子炉格納容器本体 より                  さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (Su) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ (Su) とする。                  原子炉格納容器本体の一般部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格の PVE-3230 (2) a 項及び PVE-3323 (1) 項を準用し、許容引張応力に許容状態 D における一次一般膜応力の許容値である 200℃ の 2/3Su を与えることで許容圧力を算出（一次一般膜応力評価：簡易手法）する。                  この簡易手法による評価では、伊方3号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は 2Pd 以上（半球部及び円筒部ともに約 2.2Pd）であった。                  一方、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」(平成2年度～平成14年度)）において、判断基準を 200℃ の設計引張強さ (Su) とし代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）が実施されており、これに基づき伊方3号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されていない部位）の許容圧力を確認する。                  この有限要素法による評価では、代表プラントの原子炉格納容器本体の局部評価点として、弾性材下端点、リングガード部、半球部と円筒部の接続部及び大開口廻り（機器搬入口及びその周辺並びにエアロック周辺）が抽出されるが、大開口廻りの塑性ひずみが大きいため大開口廻りを選定した。大開口廻りに関して、設計引張強さ (Su) に到達する圧力を評価した結果、いずれも 2Pd 以上あり、最も早く到達するのは機器搬入口周辺で約 3.1Pd であった。</p>	<p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (Su) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ (Su) とする。                  原子炉格納容器本体の一般部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格の PVE-3230 (2) a 項及び PVE-3323 (1) 項を準用し、許容引張応力に供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である 200℃ の 2/3Su を与えることで許容圧力を算出（一次一般膜応力評価：簡易手法）する。                  この簡易手法による評価では、泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は 2Pd 以上（半球部及び円筒部ともに約 2.2Pd）であった。                  一方、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」(平成2年度～平成14年度)）において、判断基準を 200℃ の設計引張強さ (Su) とし代表プラントの原子炉格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）が実施されており、これに基づき泊発電所3号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されていない部位）の許容圧力を確認する。                  この有限要素法による評価では、代表プラントの原子炉格納容器本体の局部評価点として、弾性材下端点、リングガード部、半球部と円筒部の接続部及び大開口廻り（機器搬入口及びその周辺並びにエアロック周辺）が抽出されるが、大開口廻りの塑性ひずみが大きいため大開口廻りを選定した。大開口廻りに関して、設計引張強さ (Su) に到達する圧力を評価した結果、いずれも 2Pd 以上あり、最も早く到達するのは機器搬入口周辺で約 3.1Pd であった。</p> <p>以上のことから、泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体は200℃、2Pdの環境下において構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。</p>	<p>【大飯、女川】                  評価方針の相違                  ・鋼製格納容器の評価方針に基づく記載である。(伊方3号炉と同様)</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>・<b>ドライウェル基部</b></p> <p>ドライウェル基部について、既工認の評価値を用いて200℃、2Pdにおける発生応力を算出し、許容応力以下であることを確認した。</p> <p>・<b>ベント管ベローズ</b></p> <p>ベント管ベローズについて、設計・建設規格に示される疲労累積係数の評価式に準拠し、通常運転時及び試験状態における疲労累積係数に200℃、2Pdにおける疲労累積係数を加えた疲労累積係数の合計が1以下であることを確認した。</p> <p>② <b>ドライウェル主フランジ</b></p> <p>ドライウェル主フランジは、原子炉格納容器の上蓋フランジであり、締付ボルトで固定される構造である。また、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。</p> <p>ドライウェル主フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、ドライウェル主フランジの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p> <p>・<b>本体</b></p> <p>ドライウェル主フランジにおける構造健全性評価として、電共研において、代表プラントの主フランジについて軸対称の有限要素法モデルを用いて解析を実施しており、これを用いて女川原子力発電所2号炉での原子炉格納容器の健全性を確認する。</p>		<p>【女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</p> <p>【女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</p> <p>【女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</p> <p>【女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>この解析結果において、応力値が最大となる締付ボルトについて、200℃における許容圧力の評価を行い、許容圧力が2 Pd 以上であることを確認した。</p> <p>・シール機能</p> <p>ドライウエル主フランジのシール機能維持について、構造健全性確認のために、フランジの開口量評価を行った。</p> <p>原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM 解析を用いてドライウエル主フランジにおける開口量を評価した。その結果、2 Pd における開口量は、内側ガスケット部及び外側ガスケット部において許容開口量以下であることを確認した。</p> <p>・シール材</p> <p>シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、より事故環境での性能特性に優れた改良 EPDM 製（EPDM はエチレンプロピレンゴムを示す。）シール材に変更する。本評価では、改良 EPDM 製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、2 Pd の環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。</p> <p>以上の評価結果から、ドライウエル主フランジの耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島第一原子力発電所の事故の分析からも確認されており、福島第一原子力発電所事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良 EPDM 製シール材を用いることにより、機能を向上させる。</p> <p>シール材の機能確保に関しては、温度・圧力が低下するほど、漏えい、破損に対する裕度が増加することから、有効性評価に用いている原子炉格納容器の限界温度・圧力の条件である200℃、2 Pd は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であると考えられる。</p> <p>このことから、ドライウエル主フランジについて、原子炉格納容器の限界温度・圧力の200℃、2 Pd は、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。</p>		<p>【女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</p> <p>【女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>b. 機器搬入口</p> <p>機器搬入口は、フランジ付の銅板が原子炉格納容器の貫通部に固定され、この銅板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用した構造になっている。</p> <p>機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>また、球殻形状である蓋は、蓋板厚に対し、蓋板内半径が大きく、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、座屈が考えられる。</p> <p>このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p>	<p>③ 機器搬出入用ハッチ</p> <p>機器搬出入用ハッチは、フランジ付きの円筒銅が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この円筒銅のフランジに鏡板フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。</p> <p>機器搬出入用ハッチの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと及び繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>また、シール部は、原子炉格納容器内の圧力により鏡板を機器搬出入用ハッチ円筒銅に押し付ける構造であり、内圧により鏡板を開く荷重が作用しないことから、ピンジボルトの延性破壊は、評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、機器搬出入用ハッチの機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う耐圧部材の延性破壊、鏡板の座屈、原子炉格納容器本体の変形に伴う円筒銅の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>比較のため抜粋 伊方3号炉</p> <p>b. 機器搬入口 より</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器膨張による胴のひずみによる強制変位が顕著に作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p>	<p>② 機器搬入口</p> <p>機器搬入口は、フランジ付きの銅板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この銅板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、それぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。</p> <p>機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと及び繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器膨張による胴のひずみによる強制変位が顕著に作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>また、球殻形状である蓋は、蓋板厚に対し、蓋板内半径が大きく、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、座屈が考えられる。</p> <p>このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p>	<p>【女川】 設備名称の相違 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違 ・大飯はコンクリート部に銅板を固定している。</p> <p>【女川】 設備の相違 ・フランジのボルトについて、設計引張強さ(Su)以下であることを確認している点で同等である。(p20/51)</p> <p>【大飯】 設備の相違 ・鋼製格納容器の記載表現である。(伊方3号炉と同様)</p> <p>【女川】 記載表現の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>(a) 本体</p> <p>機器搬入口は、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用することから、強制変位による影響が顕著に作用する胴取付部について評価を実施した。また、外周囲をコンクリートに支持された機器搬入口の胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、既工事計画許可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行い、200℃、2Pdにおける健全性を確認した。</p>	<p>・本体</p> <p>機器搬出入用ハッチにおける構造健全性評価として、電共研において、代表プラントの原子炉格納容器本体を、機器搬出入用ハッチ取付部（円筒胴及び補強板）を含みモデル化し解析を実施しており、これを用いて女川原子力発電所2号炉での原子炉格納容器の健全性を確認する。</p> <p>この解析結果において、2Pd以上の圧力において応力値が最大となる機器搬出入用ハッチ取付部（円筒胴及び補強板）について、200℃における許容圧力の評価を行い、許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p> <p>また、機器搬出入用ハッチの部材において内圧による荷重を受け止める部位のうち円筒胴について、設計・建設規格に示される円筒胴の必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p> <p>比較のため抜粋 伊方3号炉                  b. 機器搬入口 (a) 本体 より</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価には機器搬入口の胴及び取付部も含めてモデル化されており、代表プラントと機器搬入口の基本構造は同様で、機器搬入口の胴及び取付部は、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。</p>	<p>・本体</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価には機器搬入口の胴及び取付部も含めてモデル化されている。</p> <p>機器搬入口の内径は代表プラントと比較し7%程度大きくなるが、機器搬入口の胴及び取付部は、代表プラントと同様に十分に補強されているとともに原子炉格納容器半球部と比較し評価圧力に対して十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。</p>	<p>【大飯、女川】                  評価方針の相違                  ・鋼製格納容器の評価方針に基づく記載である。（伊方3号炉と同様）</p>
<p>比較のため順序入替                  b. 機器搬入口 (a) 本体 より</p> <p>一方、蓋板の座屈の評価は、原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋（球殻）の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が2Pdを上回ることを確認した。</p>	<p>鏡板には、蓋を閉じる方向に原子炉格納容器の圧力が作用することから、外圧を受ける球殻の座屈応力の算出式を用いて座屈圧力（許容圧力）を算出し、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p>	<p>一方、蓋板の座屈の評価は、原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋（球殻）の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が2Pdを上回ることを確認した。</p>	<p>【伊方】                  設備の相違                  ・原子炉格納容器半球部破断時における、機器搬入口の胴及び取付部の発生応力には十分裕度がある。（補足説明資料図2-2参照）</p> <p>【女川】                  記載表現の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>(b) シール機能</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>フランジ部</li> </ul> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉の機器搬入口をモデル化した解析から、蓋の球殻部に原子炉格納容器内圧が外圧として作用することによりフランジ面間に発生する最大隙間が、漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。また、ボルトが健全であることを確認した。</p>	<p>・シール機能</p> <p>機器搬出入用ハッチのシール機能維持について、構造健全性確認のために、フランジの開口量評価を行った。</p> <p>また、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、FEM解析を用いて機器搬出入用ハッチにおける開口量を評価した。その結果、2Pdにおける開口量は、内側ガスケット部及び外側ガスケット部において許容開口量以下であることを確認した。</p> <hr/> <p>比較のため抜粋 伊方3号炉</p> <p>b. 機器搬入口 (b) シール機能 フランジ部 より</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位が顕著に作用する。このため、リーク性能に影響を及ぼすフランジの開口量を含むフランジの一般部及び局所の応力について、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態は同じであり原子炉格納容器内圧による変形モードも同傾向である代表プラントの有限要素法による一般部及び局所の解析評価結果（一次+二次応力評価）を基に換算評価を行い、フランジ及びボルトに発生する応力が設計引張強さ（Su）以下であることを確認した。</p>	<p>・シール機能</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位が顕著に作用する。このため、リーク性能に影響を及ぼすフランジの開口量を含むフランジの一般部及び局所の応力について、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態は同じであり原子炉格納容器内圧による変形モードも同傾向である代表プラントの有限要素法による一般部及び局所の解析評価結果（一次+二次応力評価）を基に換算評価を行い、フランジ及びボルトに発生する応力が設計引張強さ（Su）以下であることを確認した。</p>	<p>【大飯、女川】                  評価方針の相違</p> <p>・鋼製格納容器の評価方針に基づく記載である。（伊方3号炉と同様）</p>
<p>比較のため順序入替</p> <p>b. 機器搬入口 (a) 本体 より</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2 Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。</p>	<p>比較のため順序入替</p> <p>③ 機器搬入用ハッチ ・本体 より</p> <p>ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに、国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する機器搬出入用ハッチの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を Pm（一次一般膜応力強さ）には 1.5、PL+Pb（一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。</p>	<p>ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に、国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2 Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。</p>	<p>【大飯】                  記載表現の相違</p> <p>・女川実績を反映した。</p> <p>【女川】                  評価方針の相違</p> <p>・Pmの扱いは次ページ参照。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>比較のため順序入替</p> <p>b. 機器搬入口 (a) 本体 より</p> <p>すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ(Su)以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求(放射性物質の閉じ込め機能)を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態Dの <math>P_L+P_b</math> (一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ) の許容値と同等である。</p> <p>なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定(原子炉冷却材喪失事故を想定)に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全余裕を考慮して定めたものであるのに対し(設計・建設規格 解説 PVB-3111)、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態Dをはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に <math>P_L+P_b</math> の許容値として設計引張強さ(ただし、200℃における設計引張強さ)を適用することは妥当である。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力とあわせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ(Su)とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p>	<p>比較のため順序入替</p> <p>③ 機器搬入用ハッチ ・本体 より</p> <p>すなわち、機器搬入用ハッチに発生する応力が、<math>P_m</math> が <math>2/3Su</math>、<math>PL+Pb</math> が Su 以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求(放射性物質の閉じ込め機能)を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態Dの <math>P_m</math>、<math>PL+Pb</math> の許容値と同等である。</p> <p>なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定(原子炉冷却材喪失事故を想定)に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全余裕を考慮して定めたものであり、<math>P_m</math> は <math>2/3Su</math>、<math>PL+Pb</math> は <math>1.5 \times 2/3Su (=Su)</math> と規定されている。</p> <p>前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。</p>	<p>すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ(Su)以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求(放射性物質の閉じ込め機能)を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態Dの <math>P_L+P_b</math> (一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ) の許容値と同等である。</p> <p>なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定(一次冷却材喪失事故を想定)に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全余裕を考慮して定めたものであるのに対し(設計・建設規格 解説 PVB-3111)、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態Dをはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に <math>P_L+P_b</math> の許容値として設計引張強さ(ただし、200℃における設計引張強さ)を適用することは妥当である。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ(Su)とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p>	<p>【女川】 設備名称の相違</p> <p>【女川】 評価方針の相違</p> <p>・<math>P_m</math>の扱いは下記参照。</p> <p>【大飯、女川】 名称の相違</p> <p>【女川】 評価方針の相違</p> <p>・機器搬入口(エアロックも同様)は、原子炉格納器本体と比較して、胴内半径に対する板厚が厚い構造をしている。そのため、胴内半径/板厚の関係に比例する一次一般膜応力 <math>P_m</math> の評価は、原子炉格納器本体がより厳しいのが明確であるため、評価を省略している。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>・シール材</p> <p>シール材（ガスケット）については、機器搬入口のガスケットの取付状態を模擬した試験結果から200℃、2Pdでの健全性を確認した。</p>	<p>比較のため抜粋 伊方3号炉</p> <p>b. 機器搬入口 (b) シール機能 フランジ部 より</p> <p>また、蓋の球殻部に原子炉格納容器内圧が外圧として作用することによりフランジ面間に発生する最大隙間が、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。</p> <hr/> <p>・シール材</p> <p>シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、より高温耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。本評価では、改良EPDM製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、2Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。</p> <p>以上の評価結果から、機器搬出入用ハッチの耐性は、シール材の耐力が支配的となる。シール材が高温環境下で劣化することにより、放射性物質の閉じ込め機能を喪失する可能性については、福島第一原子力発電所の事故の分析からも確認されており、福島第一原子力発電所事故の経験と分析を踏まえ、高温環境下における耐性を強化した改良EPDM製シール材を用いることにより、機能を向上させる。</p> <p>シール材の機能確保に関しては、温度・圧力が低下するほど、漏えい、破損に対する裕度が増加することから、有効性評価に用いている原子炉格納容器の限界温度・圧力の条件である200℃、2Pdは、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であると考えられる。</p> <p>このことから、機器搬出入用ハッチについて、原子炉格納容器の限界温度・圧力の200℃、2Pdは、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。</p>	<p>また、蓋の球殻部に原子炉格納容器内圧が外圧として作用することによりフランジ面間に発生する最大隙間が、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。</p> <p>・シール材</p> <p>シール材（ガスケット）については、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果から200℃、2Pdでの健全性を確認した。</p>	<p>【大飯、女川】 評価方針の相違</p> <p>・鋼製格納容器の評価方針に基づく記載である。(伊方3号炉と同様)</p> <p>【女川】 設備の相違</p> <p>・代表プラントの試験結果より200℃2Pd環境下での健全性を確認している。</p> <p>【大飯】 設備の相違</p> <p>・個別ではなく代表プラントの試験結果により、健全性を確認している。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>c. エアロック</p> <p>エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。</p> <p>この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。</p> <p>また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。</p> <p>エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。</p> <p>そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p>	<p>④ 所員用エアロック</p> <p>所員用エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。</p> <p>この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールには従来はシリコンゴムのガスケットを使用している。</p> <p>なお、ドライウェル主フランジや逃がし安全弁搬出入口と異なり、原子炉格納容器加圧時は所員用エアロック扉が支持部に押しつけられる構造となっているため、扉板が開くことはない。</p> <p>また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。</p> <p>所員用エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が所員用エアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けることによる、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。</p> <p>そのため、所員用エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p>	<p>③ エアロック</p> <p>エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。</p> <p>この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。</p> <p>なお、原子炉格納容器加圧時はエアロック扉が支持部に押しつけられる構造となっているため、扉板が開くことはない。</p> <p>また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。</p> <p>エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けることによる、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。</p> <p>そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p>	<p>【女川】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違</p> <p>・大飯はコンクリート部に銅板を固定している。</p> <p>【女川】 設備の相違</p> <p>・エアロックのシール材にはシリコンゴムを採用する。</p> <p>【女川】 設備の相違</p> <p>・該当設備なし。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>・女川実績を反映した。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>(a) 本体</p> <p>エアロックは、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用することから、強制変位による影響が顕著に作用する胴取付部について評価を実施した。また、外周囲をコンクリートに支持されたエアロックの胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、既工事計画許可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行い、200℃、2Pdにおける健全性を確認した。</p> <p>また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書の添付資料「エアロックの強度計算書」において隔壁部が最も応力が厳しいことから、隔壁部を評価した。今回の評価は、発生応力が内圧に比例するため既工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力評価）から200℃の許容応力値が発生する時の圧力を算出し、2Pdを上回ることを確認した。</p> <p>なお、原子炉格納容器との取り付け部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施した。</p>	<p>・本体</p> <p>所員用エアロックにおける構造健全性評価として、所員用エアロックにおいて内圧による荷重を受け止める部位（扉及び隔壁）を評価対象として一次応力評価を実施する。扉及び隔壁の発生応力は圧力に比例することから、既工認の応力強さから許容値の応力が発生する時の圧力を算出し、扉及び隔壁の許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p> <p>また、所員用エアロックにおいて内圧による荷重を受け止める部位（円筒胴）を評価対象として、設計・建設規格に示される円筒胴の必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p> <p>比較のため抜粋 伊方3号炉                  c. エアロック (a) 本体 より</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）を実施し、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価にはエアロックの胴及び取付部も含めてモデル化されており、代表プラントとエアロックの基本構造は同様で、エアロックの胴及び取付部は、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。</p>	<p>・本体</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）を実施し、判定基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価にはエアロックの胴及び取付部も含めてモデル化されており、代表プラントとエアロックの基本構造は同様で、エアロックの胴及び取付部は、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。</p> <p>また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書の添付資料「エアロックの応力解析書」において隔壁部が最も応力が厳しいことから、隔壁部を評価した。今回の評価は、発生応力が内圧に比例するため既工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力評価）から200℃の許容応力値が発生する時の圧力を算出し、2Pdを上回ることを確認した。</p> <p>なお、原子炉格納容器との取り付け部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施した。</p>	<p>【大飯、女川】                  評価方針の相違                  ・鋼製格納容器の評価方針に基づく記載である。（伊方3号炉と同様）</p> <p>【大飯】                  資料名の相違</p> <p>【大飯】                  記載表現の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ(Su)に割下げ率を考慮して設定されたものである。(設計・建設規格 解説 GNR-2200)</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。</p> <p>すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ(Su)以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態Dの <math>P_L+P_0</math>（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。</p> <p>なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの温度及び圧力の状態は、供用状態Dをはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に <math>P_L+P_0</math> の許容値として設計引張強さ（ただし、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。</p>	<p>ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ(Su)に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR - 2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する所員用エアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を <math>P_m</math>（一次一般膜応力強さ）には 1.5、<math>PL+Pb</math>（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。</p> <p>すなわち、所員用エアロックに発生する応力が、<math>P_m</math> が <math>2/3Su</math>、<math>PL+Pb</math> が Su 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態Dの <math>P_m</math>、<math>PL+Pb</math> の許容値と同等である。</p> <p>なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、<math>P_m</math> は <math>2/3Su</math>、<math>PL+Pb</math> は <math>1.5 \times 2/3Su (=Su)</math> と規定されている。</p> <p>前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。</p>	<p>ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ(Su)に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。</p> <p>すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ(Su)以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態Dの <math>P_L+P_0</math>（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。</p> <p>なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの温度及び圧力の状態は、供用状態Dをはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に <math>P_L+P_0</math> の許容値として設計引張強さ（ただし、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。</p> <p>【女川】 設備名称の相違 【女川】 評価方針の相違 ・<math>P_m</math>の扱いは下記参照。</p> <p>【大飯、女川】 名称の相違</p> <p>【女川】 評価方針の相違 ・一次一般膜応力 <math>P_m</math> の評価は、原子炉格納容器本体がより脆しいのが明確であるため、評価を省略している。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>さらに、エアロック胴取付部の構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p> <p>なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ(Su)とする。</p> <p>ただし、隔壁については、設計・建設規格表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 <math>\alpha (=1.5)</math> を考慮して許容値 (<math>\alpha \times 2 / 3Su</math>) を設定する。</p>	<p>比較のため抜粋 伊方3号炉</p> <p>c. エアロック (a) 本体 より</p> <p>ただし、今回の評価部位である隔壁については、設計・建設規格表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 <math>\alpha (=1.395)</math> を考慮して許容値 (<math>\alpha \times 2 / 3Su</math>) を設定する。</p>	<p>ただし、今回の評価部位である隔壁については、設計・建設規格表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 <math>\alpha (=1.395)</math> を考慮して許容値 (<math>\alpha \times 2 / 3Su</math>) を設定する。</p>	<p>【大飯】 設備の相違</p> <p>・鋼製格納容器のため、原子炉格納容器温度変化によるコンクリートによる拘束が生じないことから、考慮しない。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違</p> <p>・鋼製格納容器の評価方針に基づく記載である。(伊方3号炉と同様)</p>
<p>比較のため順序入替</p> <p>c. エアロック (b) シール機能 ・扉 より</p> <p>(b) シール機能</p> <p>・扉</p> <p>エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押し付けられているため開くことはなく、隔壁側の2重のガスケットに扉側の突起部を押し付けてシールしている状態である。</p> <p>しかしながら、原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。</p>	<p>・シール機能</p> <p>所員用エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により扉板が支持部に押し付けられる構造であり、圧力により扉板が開くことはない。</p> <p>しかし、内圧が負荷される面積が大きいことから、この原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式に基づき評価した。</p>	<p>・シール機能</p> <p>エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押し付けられているため開くことはなく、隔壁側の2重のガスケットに扉側の突起部を押し付けてシールしている状態である。</p> <p>しかしながら、原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。</p>	<p>【女川】 設備名称の相違 記載表現の相違</p> <p>【女川】 設備の相違</p> <p>・女川は1重のガスケットであるが泊は2重である。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質及びシール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいがないとされる隙間以下であることを確認した。</p> <p>・シール材                      扉のシリコンガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材には以下がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①ハンドル軸貫通部Oリング・・・シリコンゴム</li> <li>②圧力計元弁Oリング・・・・・・EP ゴム</li> <li>③均圧弁・同配管ガスケット・・・PEEK、シリコンゴム</li> <li>④電線貫通部パッキン・・・・・・EP ゴム</li> </ul> <p>これらのシール材については、単体劣化試験でシリコンと同等又はそれ以上の耐環境特性を有していることが確認されていることから、扉ガスケット（シリコンゴム）について、エアロックと材質及びシール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果から、200℃、2Pdでの健全性を確認した。</p>	<p>扉に用いられているシール材は、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、より高温耐性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。本評価では、改良EPDM製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。</p> <p>その結果、200℃、2Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。</p> <p>・シール材                      扉のシリコンゴムのガスケット以外に所員用エアロックの扉板貫通部に使用しているシール材は以下のとおりである。</p> <p>扉開閉ハンドルメカニカルシール・・・フッ素ゴム                      圧力平衡弁・・・・・・・・・・フッ素樹脂、フッ素ゴム</p> <p>扉開閉ハンドルメカニカルシール及び圧力平衡弁に使われているシール材（フッ素ゴム）は、重大事故等環境下の放射線による影響で、シール機能が低下することが考えられるため、より耐環境性に優れた改良EPDM製シール材に変更する。</p> <p>圧力平衡弁に使われているシール材（フッ素樹脂）は、重大事故等環境下の放射線による影響で、シール機能が低下することが考えられるため、より耐環境性に優れたPEEK（PEEKはポリエーテルエーテルケトンを示す。）製シール材に変更する。</p>	<p>このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質及びシール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいがないとされる隙間以下であることを確認した。</p> <p>・シール材                      扉のシリコンゴムのガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材は以下のとおりである。</p> <p>ハンドル軸貫通部Oリング・・・シリコンゴム                      圧力計元弁Oリング・・・・・・EP ゴム                      均圧弁・同配管ガスケット・・・PEEK、シリコンゴム                      電線貫通部パッキン・・・・・・EP ゴム</p> <p>これらのシール材については、単体劣化試験でシリコンと同等又はそれ以上の耐環境特性を有していることが確認されていることから、扉ガスケット（シリコンゴム）について、エアロックと材質及びシール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果から、200℃、2Pdでの健全性を確認した。</p>	<p>【女川】                      設備の相違                      ・泊では原子炉格納容器バウンダリに採用するシール材に対し200℃2Pd環境下での健全性を確認している。</p> <p>【女川】                      設備名称の相違</p> <p>【大飯】                      記載表現の相違</p> <p>【女川】                      設備の相違</p> <p>【女川】                      設備の相違                      ・泊では原子炉格納容器バウンダリに採用するシール材に対し200℃2Pd環境下での健全性を確認している。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>⑤ 逃がし安全弁搬出入口</p> <p>逃がし安全弁搬出入口は、フランジ付きの円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この円筒胴のフランジに鏡板フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはガスケットを使用している。フランジにはシール溝が二重に配置されており、原子炉格納容器内側・外側のそれぞれのシール溝にガスケットを挟み込み、ヒンジボルトで締め付ける二重シール構造になっている。</p> <p>逃がし安全弁搬出入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、逃がし安全弁搬出入口の機能喪失要因は、原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>このため、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p> <p>・本体</p> <p>逃がし安全弁搬出入口における構造健全性評価として、逃がし安全弁搬出入口において内圧による荷重を受け止める部位のうち円筒胴及び鏡板について、設計・建設規格に示される円筒胴の内圧に対する必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p> <p>ここで、設計・建設規格の解説表PVB-3110-1において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する逃がし安全弁搬出入口の円筒胴及び鏡板の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率をPm（一次一般膜応力強さ）には1.5、PL+Pb（一</p>		<p>【女川】                      設備の相違                      ・該当設備なし。</p> <p>【女川】                      設備の相違                      ・該当設備なし。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、逃がし安全弁搬出入口の円筒胴及び鏡板に発生する応力が、<math>P_m</math> が <math>2/3S_u</math>、<math>PL+P_b</math> が <math>S_u</math> 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態Dの <math>P_m</math>、<math>PL+P_b</math> の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、<math>P_m</math> は <math>2/3S_u</math>、<math>PL+P_b</math> は <math>1.5 \times 2/3S_u (=S_u)</math> と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が <math>S_u</math> に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が <math>S_u</math> に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。</p> <p>・シール機能</p> <p>電共研において、代表プラントのハッチタイプフランジ構造の耐性評価を実施しており、これを用いて女川原子力発電所2号炉での原子炉格納容器の健全性を確認する。</p> <p>この解析結果において、応力値が最大となるヒンジボルトについて、ひずみと圧力の関係から、200℃における許容圧力の評価を行い、許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p> <p>・シール材</p> <p>シール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で当該シール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることも踏まえ、より事故環境での性能特性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。本評価では、改良 EPDM 製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。</p> <p>その結果、200℃、2Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。</p>		<p>【女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</p> <p>【女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>d. 配管貫通部</p> <p>(a) 固定式配管貫通部</p> <p>・貫通配管</p> <p>貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器は大きく変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。</p> <p>よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力とあわせて、一次+二次応力が制限値を満足することを確認する。</p> <p>このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について、3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、設計・建設規格 PPC-3530 に規定される一次+二次応力の制限値を満足することを確認する。</p> <p>なお、前述の一次+二次応力の制限値は既工事認可申請書でも採用しているものである。</p>	<p>⑥ 配管貫通部</p> <p>・貫通配管</p> <p>貫通配管に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器が変形すると考えられることから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。</p> <p>よって、貫通配管の機能喪失要因は、曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次+二次応力が許容値を満足することを確認する。許容値を超過する場合は、設計・建設規格に準拠し、疲労累積係数が許容値を満足することを確認する。</p> <p>このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、設計・建設規格の PPC-3530 に規定される一次+二次応力の許容値を超過したため、設計・建設規格の PPB-3535 に規定される疲労累積係数を算出した結果、許容値を満足することを確認した。</p> <p>比較のため抜粋 高浜発電所3 / 4号炉</p> <p>d. 配管貫通部 (a) 固定式配管貫通部・貫通配管 より</p> <p>また、PPC-3530 の評価を満足しない場合は、PPC-1210 の PPC 規定に従う代わりに PPB 規定に従ってもよいという規定に基づき、PPB-3531 に規定される一次+二次応力の制限値 (3Sm) を満足すること、又は PPB-3536 に基づく繰返しピーク応力強さが許容値を満足することを確認し、配管の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認する。</p>	<p>④ 配管貫通部</p> <p>・貫通配管</p> <p>貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、200℃、2Pdの環境下では原子炉格納容器が変形すると考えられることから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。</p> <p>よって、貫通配管の機能喪失要因は、曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次+二次応力が許容値を満足することを確認する。</p> <p>このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、設計・建設規格の PPC-3530 に規定される一次+二次応力の許容値を満足することを確認する。</p> <p>また、PPC-3530 の評価を満足しない場合は、PPC-1210 の PPC 規定に従う代わりに PPB 規定に従ってもよいという規定に基づき、PPB-3531 に規定される一次+二次応力の許容値 (3Sm) を満足すること、又は PPB-3536 に基づく繰返しピーク応力強さが許容値を満足することを確認し、配管の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認する。</p> <p>なお、前述の一次+二次応力の許容値は既工事認可申請書でも採用しているものである。</p>	<p>【女川】 記載表現の相違</p> <p>【女川】 評価方針の相違 ・設計・建設規格 PPC-3530 の評価を満足しない場合は、PPB-3531 又は PPB-3536 にて評価している。(高浜3 / 4号炉と同様)</p> <p>【大飯、女川】 評価方針の相違 【高浜】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>・スリーブ</p> <p>スリーブの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、<b>圧縮力に対して十分な剛性を有すること</b>から、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧及び原子炉格納容器の変形に伴う配管からの荷重を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、「設計・建設規格」の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p>	<p>・スリーブ</p> <p>スリーブ本体及び取付部（以下「スリーブ」という。）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと<b>及び</b>繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、スリーブの機能喪失要因は、<b>内面に圧力を受けるスリーブ</b>については、高温状態で内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。<b>また、外面に圧力を受けるスリーブ</b>については、座屈が想定される。</p> <p>ここで、許容応力が最小のスリーブとして、<b>内面に圧力を受けるスリーブ及び外面に圧力を受けるスリーブそれぞれを代表として選定し</b>、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 のとおり、延性破壊評価として一次応力の評価を実施した。</p>	<p>・スリーブ</p> <p>スリーブ本体及び取付部（以下「スリーブ」という。）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと<b>及び有意な圧縮力がスリーブに生じないこと</b>から、脆性破壊、疲労破壊及び<b>座屈</b>は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧及び原子炉格納容器の変形に伴う配管からの荷重を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。</p> <p>【大飯】 設備の相違 ・鋼製格納容器の 評価方針に基づく記載である。</p> <p>【女川】 記載表現の相違 ・原子炉格納容器内圧がスリーブ外面に圧力を受ける構造はあるが、同圧力により発生応力はわずかであるため、座屈を機能喪失要因より除外している。</p> <p>【女川】 記載表現の相違 ・座屈を機能喪失要因より除外しているため。 ・大飯実績を反映した。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ(Su)に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2 Pd の環境下でのスリーブの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を <math>P_m</math>（一次一般膜応力強さ）には 1.5、<math>P_L+P_b</math>（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、<math>P_m</math> が <math>2/3Su</math>、<math>P_L+P_b</math> が Su 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態Dの <math>P_m</math>、<math>P_L+P_b</math> の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、<math>P_m</math> は <math>2/3Su</math>、<math>P_L+P_b</math> は <math>1.5 \times 2/3Su (=Su)</math> と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。</p>	<p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するスリーブの限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を <math>P_m</math>（一次一般膜応力強さ）には 1.5、<math>P_L+P_b</math>（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、<math>P_m</math> が <math>2/3Su</math>、<math>P_L+P_b</math> が Su 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態Dの <math>P_m</math>、<math>P_L+P_b</math> の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、<math>P_m</math> は <math>2/3Su</math>、<math>P_L+P_b</math> は <math>1.5 \times 2/3Su (=Su)</math> と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。</p>	<p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2 Pd の環境下でのスリーブの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を <math>P_m</math>（一次一般膜応力強さ）には 1.5、<math>P_L+P_b</math>（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、<math>P_m</math> が <math>2/3Su</math>、<math>P_L+P_b</math> が Su 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態Dの <math>P_m</math>、<math>P_L+P_b</math> の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、<math>P_m</math> は <math>2/3Su</math>、<math>P_L+P_b</math> は <math>1.5 \times 2/3Su (=Su)</math> と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が Su に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。</p>	<p>【女川】 記載表現の相違</p> <p>【女川】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、女川】 名称の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>なお、スリーブ本体については、設計・建設規格表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 <math>\alpha</math> (<math>=1.3</math>) を考慮して <math>P_1 + P_2</math> 応力評価の許容値を設定する。</p> <p>また、貫通部アンカ等についても同様に、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変形に伴う配管からの荷重が作用するため、これらの荷重によって生じる応力が、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（2003年版）」（以下「CCV規格」という。）で規定される荷重状態Ⅳの制限値を満足することを確認する。</p> <p>以上から、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表とし、200℃、2Pdの環境下において、スリーブ本体は損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があること、並びにアンカ部はスリーブ本体の支持能力を有することを確認した。</p>	<p>比較のため抜粋 伊方3号炉</p> <p>d. 配管貫通部 (a) 固定式配管貫通部・スリーブ より</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (Su) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ (Su) とする。</p> <p>なお、上記はスリーブ取付部に関するものであり、スリーブ本体については、設計・建設規格表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 <math>\alpha</math> (<math>=1.3</math>) を考慮して一次+二次応力評価の許容値を設定する。</p> <p>今回の評価は、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し、200℃、2Pdの環境下において、原子炉格納容器内圧及び配管荷重によってスリーブに生じる一次+二次応力強さが、200℃における設計引張強さ (Su) 以下になることを確認した。また、一次一般膜応力強さは、許容状態 D における一次一般膜応力の許容値である <math>2/3Su</math> 以下であることも確認した。</p> <p>以上から、200℃、2Pdの環境下において、スリーブは損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。</p>	<p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (Su) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ (Su) とする。</p> <p>なお、上記はスリーブ取付部に関するものであり、スリーブ本体については、設計・建設規格表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 <math>\alpha</math> (<math>=1.3</math>) を考慮して一次+二次応力評価の許容値を設定する。</p> <p>その結果、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し、200℃、2Pdの環境下において、原子炉格納容器内圧及び配管荷重によってスリーブに生じる一次+二次応力強さが、200℃における設計引張強さ (Su) 以下になることを確認した。また、一次一般膜応力強さは、供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である <math>2/3Su</math> 以下であることも確認した。</p> <p>以上から、200℃、2Pdの環境下において、スリーブは損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。</p>	<p>【大飯、女川】 評価方針の相違 ・鋼製格納容器の評価方針に基づく記載である。(伊方3号炉と同様)</p> <p>【大飯】 評価方針の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違 ・該当設備なし。</p> <p>【伊方】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 評価方針の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>・端板</p> <p>今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、200℃、2Pd の環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p> <p>このため、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。</p> <p>考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次+二次応力が設計・建設規格 PVB-3112 に規定される一次+二次応力強さの制限値 (3S) を満足することを確認し、端板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。</p>	<p>・端板</p> <p>端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、許容圧力が最小の端板を代表として選定し、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 のとおり、延性破壊評価として一次応力の評価を実施した。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ (Su) に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する端板の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を Pm（一次一般膜応力強さ）には 1.5 とした評価を行う。すなわち、端板に発生する応力が、Pm が 2/3Su 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の Pm の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、Pm は 2/3Su と規定されている。Pm は、膜応力であり断面の応力が Su に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されている。</p>	<p>・端板</p> <p>端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び有意な圧縮力が端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、200℃、2Pd の環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p> <p>このため、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。</p> <p>考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次+二次応力が設計・建設規格 PVB-3112 に規定される一次+二次応力強さの許容値 (3S) を満足することを確認し、端板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。</p> <p>【女川】 記載表現の相違</p> <p>【女川】 代表選定の相違 ・女川では許容圧力が最小の端板、泊では発生応力の最も大きくなる端板を含む貫通部を選定している。いずれも最も厳しいものを選定する方法となっていることから同等である。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>・閉止フランジ</p> <p>今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、閉止フランジに対しては脆性破壊が生じる温度ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊及び座屈破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>閉止フランジに対して作用する外力としては原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LBの閉止フランジ、すなわち1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pd環境下で、ガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量に対し管理圧縮量が問題ないことを確認した。また、ガスケット材への放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認した。</p>	<p>・フランジ部</p> <p>フランジ部の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、フランジ部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。</p> <p>ここで、許容圧力が最小のフランジ部を代表として選定し、下記のとおり200℃、2Pdの環境下での健全性を確認した。</p> <p>フランジ部を構成するフランジ、ボルト締付平板及び締付ボルトのうち、ボルト締付平板については、設計・建設規格を準用した評価式を用いて、200℃におけるボルト締付平板の機能が維持される最大の負荷圧力（許容圧力）を算出し、2Pd以上であることを確認した。</p> <p>ここで、設計・建設規格の解説表PVB-3110-1において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するボルト締め平板の限界温度及び許容圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率をPm（一次一般膜応力強さ）には1.5とした評価を行う。</p> <p>すなわち、ボルト締め平板に発生する応力が、Pmが2/3Su以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111に示すように、供用状態DのPmの許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（原子炉冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを</p>	<p>・閉止フランジ</p> <p>閉止フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、閉止フランジに対しては脆性破壊が生じる温度ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>閉止フランジに対して作用する外力としては原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LBの閉止フランジ、すなわち1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pd環境下で、ガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量に対し管理圧縮量が問題ないことを確認した。また、ガスケット材への放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認した。</p>	<p>【女川】 設備名称の相違</p> <p>【女川】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 記載適正化</p> <p>【女川】 評価方針の相違</p> <p>・閉止フランジのレーティング設計には、閉止フランジに加え、ボルト締付平板、締付ボルトも含んでいるため、耐圧能力は確認されている。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>・閉止板</p> <p>閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p>	<p>基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、<math>P_m</math> は <math>2/3S_u</math> と規定されている。<math>P_m</math> は、膜応力であり断面の応力が <math>S_u</math> に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されている。</p> <p>フランジ及び締付ボルトについては、JIS B 8265「圧力容器の構造—一般事項」を用いて、2Pdにおけるフランジの発生応力が許容応力を下回ること及びボルトの必要総有効断面積がボルトの総有効断面積を下回ることを確認した。</p> <p>また、原子炉格納容器の重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価するために、一般式を用いてボルト締めフランジ部における開口量を評価した。その結果、2Pdにおける開口量は、許容開口量以下であることを確認した。</p> <p>フランジに用いているシール材（ガスケット）には、従来はシリコンゴムを使用しているが、福島第一原子力発電所事故で高温劣化した可能性があることも踏まえ、より高温耐性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更する。本評価では、改良 EPDM 製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価した。その結果、200℃、2Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。</p> <p>・閉止板</p> <p>閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p>	<p>・閉止板</p> <p>閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p>	<p>【女川】 設備の相違 ・泊では原子炉格納容器バウンダリに採用するシール材に対し、200℃2Pd環境下での健全性を確認している。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。</p> <p>【大飯】 記載適正化</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認した。</p> <p>比較のため抜粋 伊方3号炉                  d. 配管貫通部 (b) 伸縮式配管貫通部・伸縮継手 より</p> <p>200℃、2Pd の環境下では、原子炉格納容器が大きく変形することにより伸縮継手にも変形が生じる。</p> <p>また、伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用し、それらにより伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。</p> <p>伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり、伸縮継手に発生する一次+二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代表として選定し評価した。具体的には、一次+二次応力を考慮し、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認した。</p>	<p>このため、許容圧力が最小の閉止板を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd の環境下において、設計・建設規格の PVE-3410 に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd 以上であることを確認した。</p> <p>・伸縮継手</p> <p>伸縮継手は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、短管に溶接構造で取り付けられている。伸縮継手の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、伸縮継手の機能喪失要因は、通常運転時に累積される低サイクル疲労に加えて重大事故等時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊が想定される。</p> <p>200℃、2Pd での伸縮継手の構造部における健全性評価として、既工認と同様の評価式を用いて重大事故等時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との合計が最も大きい貫通部の伸縮継手を代表として選定し、設計・建設規格に示される伸縮継手の疲労評価の式を用いて疲労累積係数を算出し、許容値以下であることを確認した。</p>	<p>このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd 環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p>・伸縮継手</p> <p>伸縮継手は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、短管に溶接構造で取り付けられている。伸縮継手の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。</p> <p>今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないことから、脆性破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、200℃、2Pdの環境下では、原子炉格納容器が大きく変形することにより伸縮継手にも変形が生じる。</p> <p>また、伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用し、それらにより伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。</p> <p>伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり、伸縮継手に発生する一次+二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代表として選定し評価した。具体的には、一次+二次応力を考慮し、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認した。</p>	<p>【女川】                  代表選定の相違                  ・PVE-3410の評価式「<math>t_{req} = d \cdot K \cdot P/S^{1/2}</math>」を適用しており、S(応力項)若しくはP(圧力項)で整理する点異なるが、いずれの場合もd(閉止板の最小内径)が大きいものが選定されるため同等である。</p> <p>【伊方】                  記載表現の相違                  ・女川実績を反映した。</p> <p>【女川】                  記載表現の相違                  ・女川についても設計・建設規格 PVE-3800 により累積疲労係数を算出している。網格格納容器の評価方針に基づく記載とした。(伊方3号炉と同様)</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>比較のため抜粋 伊方3号炉</p> <p>d. 配管貫通部 (b) 伸縮式配管貫通部・短管 より</p> <p>200℃、2Pd の環境下では、短管に対し原子炉格納容器内圧が作用する。この時、短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が考えられる。</p> <p>200℃、2Pd の環境下で外圧作用による一次応力が生じた際、短管の厚さが、設計・建設規格PVE-3230に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。</p>	<p>・短管</p> <p>短管は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブと伸縮継手間、伸縮継手と端板間に溶接構造で取り付けられている。</p> <p>短管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、短管の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>このため、許容圧力が最小の短管を代表として選定し、200℃、2Pdの環境下において、設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p>	<p>・短管</p> <p>短管は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブと伸縮継手間、伸縮継手と端板間に溶接構造で取り付けられている。</p> <p>短管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、200℃、2Pdの環境下では、原子炉格納容器内圧が短管に対しては外圧として作用する。このとき、短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が想定される。</p> <p>200℃、2Pdの環境下で外圧作用による一次応力が生じた際、短管の厚さが、設計・建設規格PVE-3230に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。</p>	<p>【女川】 設備の相違</p> <p>・鋼製格納容器の評価方針に基づく記載である。(伊方3号炉と同様)</p> <p>【伊方】 記載表現の相違</p>
<p>e. 電線貫通部</p> <p>電線貫通部では、電線貫通部のうち本体、端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力が本体、端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、本体、端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>本体、端板の板厚が200℃、2Pdの環境下で内圧作用による応力が生じた際、最小厚さはJSMEの設計・建設規格（本体板厚：PVE-3230、端板板厚：PVE-3410）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。さらに端板については、既工事計画認可申請書評価結果を基に換算評価を行い、既工事計画認可申請書評価と同様にPVE-3270で規定している端</p>	<p>⑦ 電気配線貫通部</p> <p>・電気配線貫通部本体</p> <p>電気配線貫通部では、電気配線貫通部のうちアダプタ及びヘッダの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び過度の圧縮力がアダプタ及びヘッダに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、アダプタ及びヘッダの機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>アダプタ及びヘッダについては、設計・建設規格に示される必要厚さの評価式を準用し、許容圧力の評価を行い、200℃における許容圧力が2Pd以上であることを確認した。</p>	<p>⑤ 電線貫通部</p> <p>電線貫通部では、電線貫通部のうち本体、端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び過度の圧縮力が本体、端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、本体、端板の機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>本体、端板の板厚が200℃、2Pdの環境下で内圧作用による応力が生じた際、最小厚さはJSMEの設計・建設規格（本体板厚：PVE-3230、端板板厚：PVE-3410）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。さらに端板については、既工事計画認可申請書評価結果を基に換算評価を行い、既工事計画認可申請書評価と同様にPVE-3270で規定している端</p>	<p>【女川】 設備名称の相違</p> <p>【女川】 設備の相違</p> <p>【女川】 設備の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>板リガメント部に発生する一次+二次応力を評価する。結果、発生応力は許容値に対して十分小さいことから、健全性に問題ないことを確認した。</p> <p>電線貫通部モジュールのうち、エポキシ樹脂の接着力低下及びOリングの変形に起因するリークの発生において、最もリーク量が多くなると考えられる、動力用でケーブル収納本数の多いモジュールについて試験を実施した。モジュールが温度 292℃、圧力 1.12MPa[gage]到達時に破損（エポキシ樹脂の抜け）し、漏えいが発生した。このことより、200℃、2Pdにおいてシール性は維持され则认为。</p> <p>以上のことより、200℃、2Pd(0.78MPa[gage])において電線貫通部の気密性維持は可能と考えられる。</p>	<p>・シール材</p> <p>電気配線貫通部のシール材については、電共研「格納容器電気ベネトレーションの特性確認試験（昭和62年度）」において、実機電気配線貫通部と同等の試験体を用い、原子炉格納容器内側の電気配線貫通部端子箱部分の環境条件を200℃、約1.8Pd(約0.8MPa)とした条件下におけるモジュール部シール材の耐漏えい性を確認しており、実機のモジュール内部に封入している窒素の圧力を踏まえると、本試験が実機の200℃、2Pdの条件を包絡していることを確認している。</p> <p>また、NUPEC「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）（平成2年度～平成14年度）」において、実機電気配線貫通部モジュールと同等のモジュール試験体を用い、シール材からの漏えい限界圧力・温度の把握を行っている。この評価では、最大2.3Pd(1.0MPa)、約260℃までの耐漏えい性を確認している。</p> <p>さらに、過去の電気配線貫通部の環境試験において、原子炉格納容器内を200℃と模擬した試験において、電気配線貫通部の長期健全性を確認している。</p> <p>したがって、電気配線貫通部については、有効性評価における限界温度・圧力としている200℃、2Pd条件下でのシール機能を確認した。</p>	<p>板リガメント部に発生する一次+二次応力を評価する。結果、発生応力は許容値に対して十分小さいことから、健全性に問題ないことを確認した。</p> <p>電線貫通部モジュールのうち、エポキシ樹脂の接着力低下及びOリングの変形に起因するリークの発生において、最もリーク量が多くなると考えられる、動力用でケーブル収納本数の多いモジュールについて試験を実施した。モジュールが温度 <input type="text"/>℃、圧力 <input type="text"/>MPa[gage]到達時に破損し（エポキシ樹脂の抜け）し、漏えいが発生した。このことより、200℃、2Pdにおいてシール性は維持され则认为。</p> <p>以上のことより、200℃、2Pd(0.566MPa[gage])において電線貫通部の気密性維持は可能と考えられる。</p> <p><input type="text"/> 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】 設備の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>f. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pdの環境下でのゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため以下のとおり健全性を確認する。</p> <p>また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pdの環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下のとおり健全性を確認した。</p> <p>(a) ゴムダイヤフラム弁</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pdで弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。</li> <li>・隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EPゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pdの環境下でのダイヤフラム（EPゴム）への影響を、EPゴムの単体劣化試験結果より評価し、形状、寸法等の著しい変化はないことを確認した。</li> </ul>	<p>⑧ 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>原子炉格納容器隔離弁のうち原子炉格納容器調気系バタフライ弁、移動式炉心内計装系（Traversing Incore Probe、以下「TIP」という。）電磁弁及びボール弁について、事故環境下でのシール材の損傷（変形）が想定されるため、以下のとおり健全性を確認する。</p> <p>また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、200℃、2Pdの環境下では脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器隔離弁のうち原子炉格納容器調気系バタフライ弁、TIP電磁弁及びボール弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）による延性破壊が想定されるため、以下のとおり健全性を確認する。</p>	<p>⑥ 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pdの環境下でのゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため以下のとおり健全性を確認する。</p> <p>また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、200℃、2Pdの環境下では脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）による延性破壊が想定されるため、以下のとおり健全性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ゴムダイヤフラム弁                     <ul style="list-style-type: none"> <li>設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pdで弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。</li> <li>隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EPゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pdの環境下でのダイヤフラム（EPゴム）への影響をEPゴムの単体劣化試験結果より評価し、形状・寸法等の著しい変化はないことを確認した。</li> </ul> </li> </ul>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 設備名称の相違 記載表現の相違</p> <p>【大飯、女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違 ・変形により延性破壊が生じる。</p> <p>【女川】 設備名称の相違 【大飯、女川】 設備の相違 【大飯】 記載表現の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>比較のため抜粋 伊方3号炉</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁 ・真空逃がし弁 より</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・真空逃がし弁                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pdで弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。</li> <li>・隔離機能（気密性保持）に影響する部位である弁体及び弁体シート材（EP ゴム）について、原子炉格納容器内圧により弁体に一次応力が作用するが、設計・建設規格に基づく評価により有意な変形はなく耐圧強度を有することを確認した。弁体シート材は、200℃、2Pdの環境下での影響をEP ゴムの材料加速試験結果より形状及び寸法等の著しい変化はないことを確認した。</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器隔離弁（原子炉格納容器調気系バタフライ弁）                     <ul style="list-style-type: none"> <li>設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pdでの耐圧性能を有することを確認した。</li> <li>また、隔離機能（気密性保持）については、弁座シート部の耐環境性が支配的であり、今後、原子炉格納容器調気系バタフライ弁のシート部に改良 EPDM 製シール材を採用するため、改良 EPDM 製シール材の環境試験結果を確認し、事故環境下における放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。</li> </ul> </li> <li>・原子炉格納容器隔離弁（TIP 電磁弁及びボール弁）                     <ul style="list-style-type: none"> <li>設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pdでの耐圧性能を有することを確認した。</li> <li>従来から TIP ボール弁にはフッ素樹脂、シリコンゴムのシール材が使われている。これらは重大事故等環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、ドライウェル主フランジ及び機器搬出入用ハッチ等で採用したものと同様に改良 EPDM 製シール材又は所員用エアロックの圧力平衡弁で採用したものと同様に耐環境性に優れた PEEK 製シール材に変更する。</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・真空逃がし弁                     <ul style="list-style-type: none"> <li>設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pdで弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。</li> <li>隔離機能（気密性保持）に影響する部位である弁体及び弁体シート材（EP ゴム）について、原子炉格納容器内圧により弁体に一次応力が作用するが、設計・建設規格に基づく評価により有意な変形はなく耐圧強度を有することを確認した。弁体シート材は、200℃、2Pdの環境下での影響をEP ゴムの材料加速試験結果より形状及び寸法等の著しい変化はないことを確認した。</li> </ul> </li> <li>・空調用バタフライ弁                     <ul style="list-style-type: none"> <li>空調用バタフライ弁の供試体（24B）を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温及び高压条件下での漏えいがないことを確認した。</li> </ul> </li> </ul>	<p>【大飯、女川】 設備の相違</p> <p>・真空逃がし弁の評価方針に基づく記載である。（伊方3号炉と同様）</p> <p>【女川】 設備名称の相違</p> <p>【女川】 評価方針の相違</p> <p>・蒸気加熱漏えい試験により健全性を確認している。</p> <p>【女川】 設備の相違</p> <p>・該当設備なし。</p>
<p>(b) 空調用バタフライ弁</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・空調用バタフライ弁の供試体（24B）を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温及び高压条件下での漏えいがないことを確認した。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>上記以外の隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており (min. 1.03MPa [gage])、耐圧上問題となることはない。</li> <li>弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。</li> <li>弁シート部はすべて金属製である。</li> </ul>	<p>また、従来から TIP 電磁弁には EPDM 製シール材が使われている。EPDM 製シール材は重大事故等環境下の放射線によりシール機能が劣化することが考えられるため、金属製シート又はドライウェル主フランジ及び機器搬出入用ハッチ等で採用したものと同様に改良 EPDM 製シール材に変更する。</p> <p>なお、上記以外の隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>弁箱は各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（耐圧性能が最小のものでも 1.03MPa）、耐圧上問題になることはない。</li> <li>弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン又はガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。</li> <li>弁シート部は全て金属製である。</li> </ul>	<p>なお、上記以外の隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>弁箱は各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（耐圧性能が最小のものでも 1.03MPa）、耐圧上問題になることはない。</li> <li>弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン又はガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。</li> <li>弁シート部はすべて金属製である。</li> </ul>	<p>【大飯】 記載表現の相違 ・女川実績反映</p> <p>【女川】 記載表現の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>4. 結論</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。</p> <p>また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認した。</p>	<p>(4) 結論</p> <p>女川原子力発電所2号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器の開口部（ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ、所員用エアロック及び逃がし安全弁搬出入口）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁の構造健全性について、有効性評価における限界温度・圧力として設定する200℃、2Pdに対する妥当性を評価した。</p> <p>また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、同様に限界温度・圧力に対する妥当性を評価した。</p> <p>その結果、構造健全性については、限界温度・圧力環境下において想定される損傷モードにおける評価では、許容値に対して余裕があることから機器に著しい損傷が生じることなく、放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。</p> <p>一方、シール部については、シール材が高温環境下において劣化する特性を有していることを考慮しても、限界温度・圧力環境下において、シール材に耐環境性に優れた改良EPDM製シール材及びPEEK製シール材を用いることにより、少なくとも7日間の健全性を確保できることを確認した。</p> <p>評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度を第4表に示す。</p> <p>以上のことから、女川原子力発電所2号炉で設定した原子炉格納容器の限界温度・圧力の200℃、2Pdは、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。</p>	<p>(4) 結論</p> <p>泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器の開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁の構造健全性について、有効性評価における限界温度・圧力として設定する200℃、2Pdに対する妥当性を評価した。</p> <p>また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、同様に限界温度・圧力に対する妥当性を評価した。</p> <p>その結果、構造健全性については、限界温度・圧力環境下において想定される損傷モードにおける評価では、判定値に対して余裕があることから機器に著しい損傷が生じることなく、放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。</p> <p>一方、シール部については、シール材が高温環境下において劣化する特性を有していることを考慮しても、限界温度・圧力環境下において、シール材に耐環境性に優れたシリコンゴム、EPゴム及びPEEK製シール材を用いることにより、放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認した。</p> <p>評価対象機器の限界温度・圧力に対する評価結果を第4表に示す。</p> <p>以上のことから、泊発電所3号炉で設定した原子炉格納容器の限界温度・圧力の200℃、2Pdは、機器や材料が有する耐力に対して裕度を確保した設定であり、妥当である。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 設備の相違 ・該当設備なし。</p> <p>【女川】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違 ・女川実績反映</p> <p>【女川】 記載表現の相違 ・第4表の項目とりとした。</p> <p>【女川】 設備の相違 ・泊では原子炉格納容器パウンダリに採用するシール材に対し200℃2Pd環境下での健全性を確認している。</p> <p>【女川】 記載表現の相違</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）

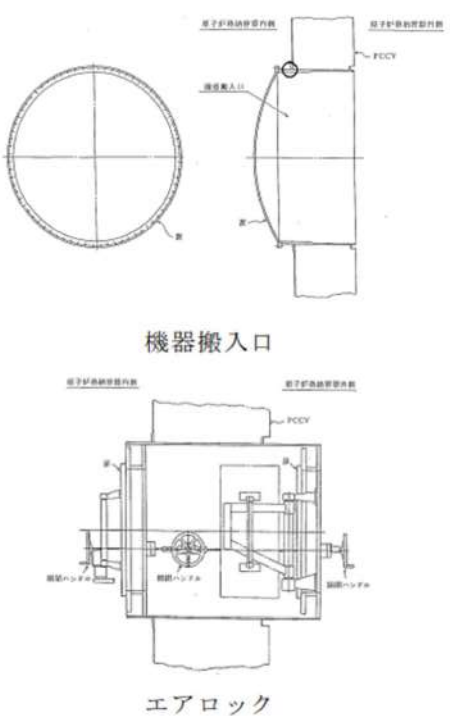
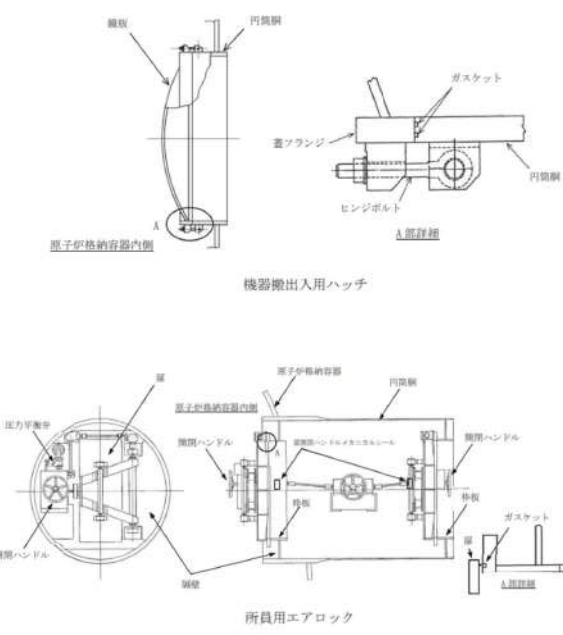
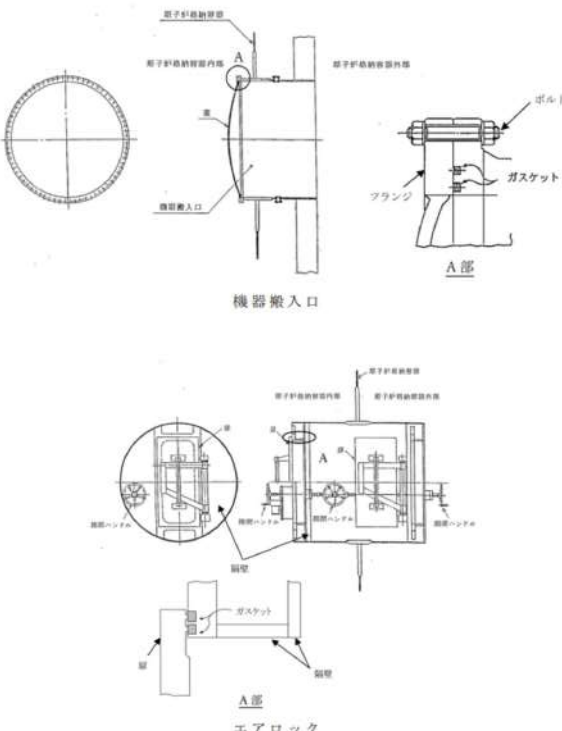
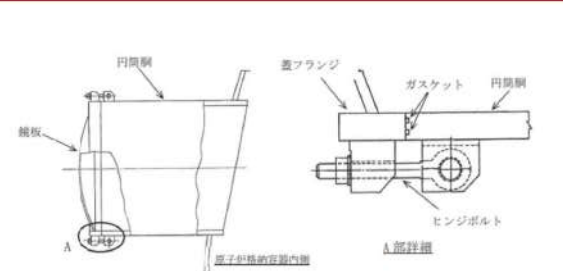
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>原子炉格納容器本体</p>	<p>原子炉格納容器本体</p>	<p>原子炉格納容器本体</p>	
<p>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(1/4)</p>	<p>ドライウェル主フランジ</p> <p>第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/7)</p>	<p>第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1 / 5)</p>	<p>【女川】                  設備の相違                  ・該当設備なし</p>



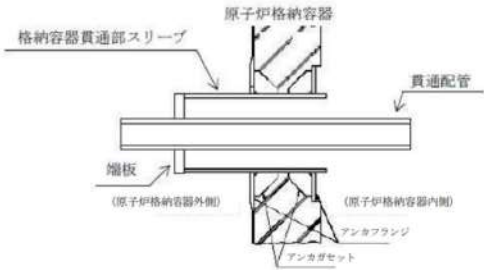
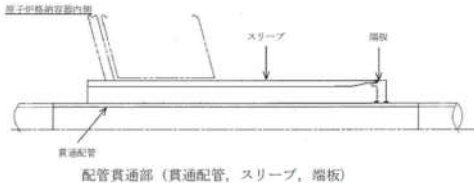
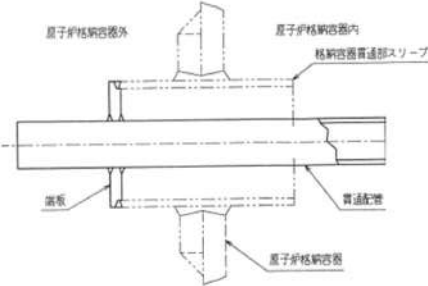
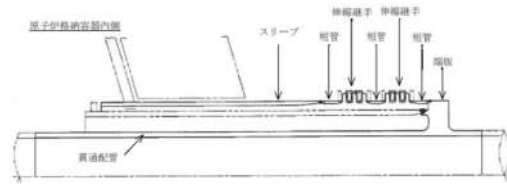
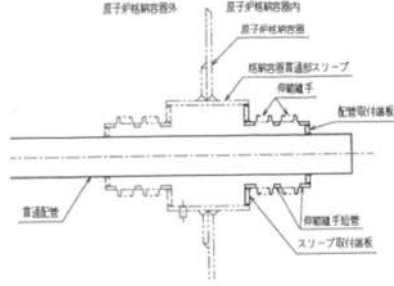
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>大飯発電所3/4号炉</p>  <p>機器搬入口</p> <p>エアロック</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>機器搬出入用ハッチ</p> <p>所員用エアロック</p> <p>第3図 原子炉格納容器バンドリ構成部概要図 (2/7)</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>機器搬入口</p> <p>エアロック</p> <p>第3図 原子炉格納容器バンドリ構成部概要図 (2/5)</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】                  設備の相違                  ・該当設備なし</p>
	 <p>逃がし安全弁搬出入口</p>		

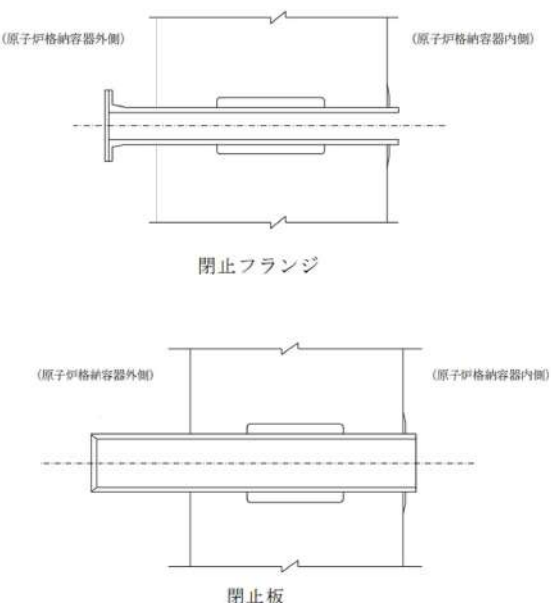
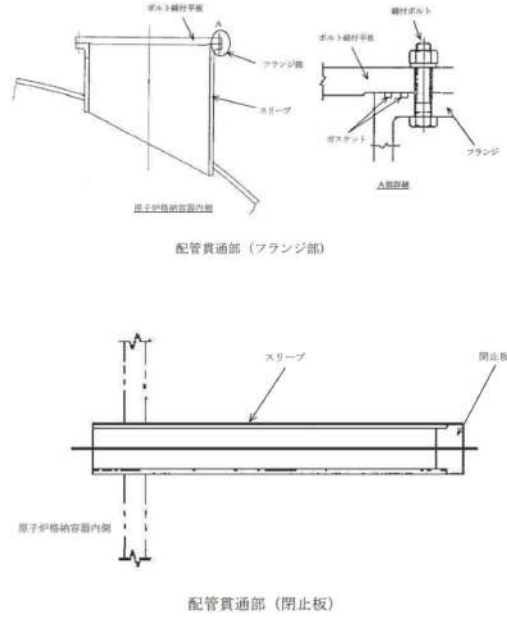
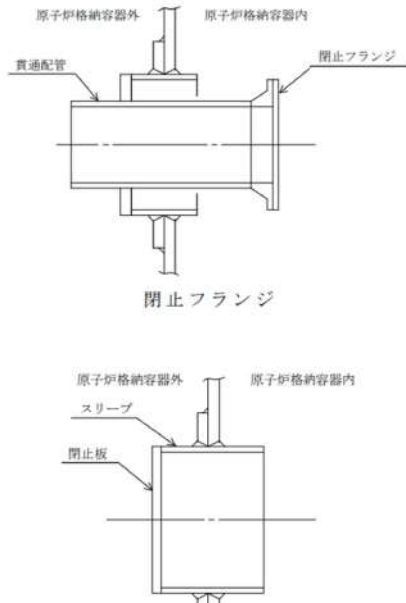
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>固定式配管貫通部</p> <p>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(2/4)</p>	 <p>配管貫通部（貫通配管、スリーブ、端板）</p> <p>第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（3/7）</p>	 <p>固定式配管貫通部</p>	
<p>比較のため順序入れ替え</p> <p>第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（5 / 7）より</p>  <p>配管貫通部（伸縮継手、短管）</p>		 <p>伸縮式配管貫通部</p>	
		<p>第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（3 / 5）</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）

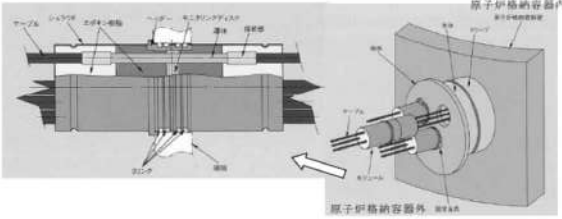
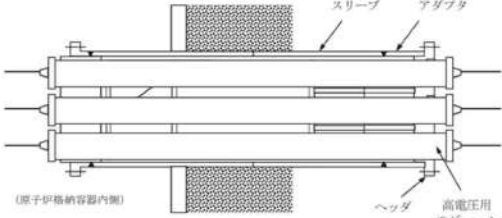
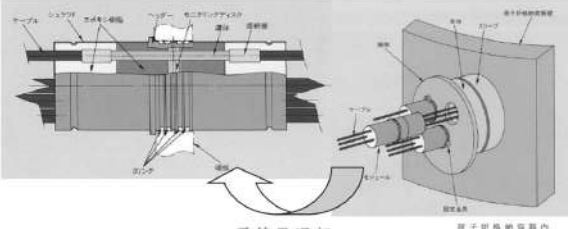
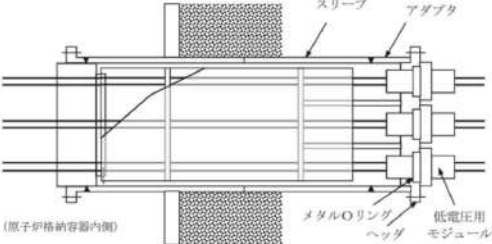
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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>閉止フランジ</p> <p>閉止板</p>	 <p>配管貫通部（フランジ部）</p> <p>配管貫通部（閉止板）</p>	 <p>閉止フランジ</p> <p>閉止板</p>	
<p>第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(3/4)</p>	<p>第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(4/7)</p>		



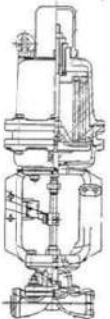
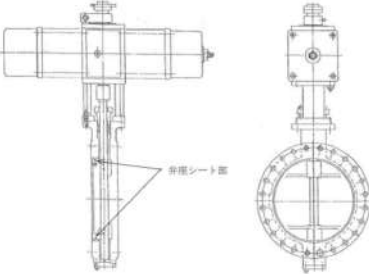
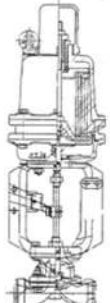
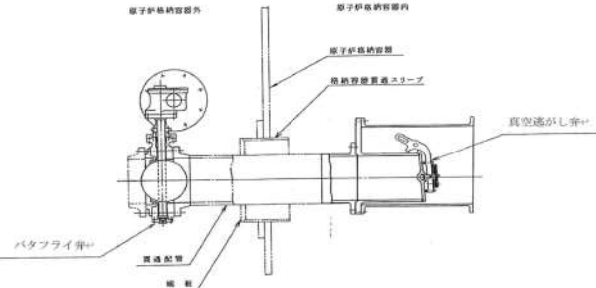
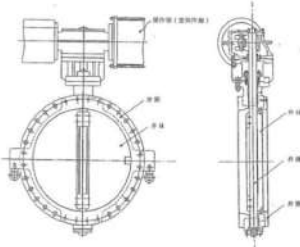
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

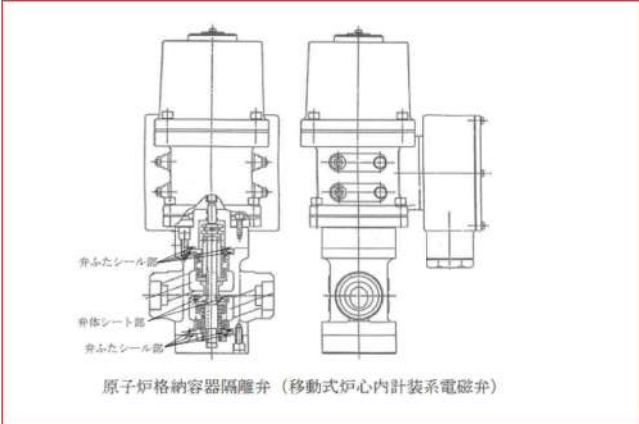
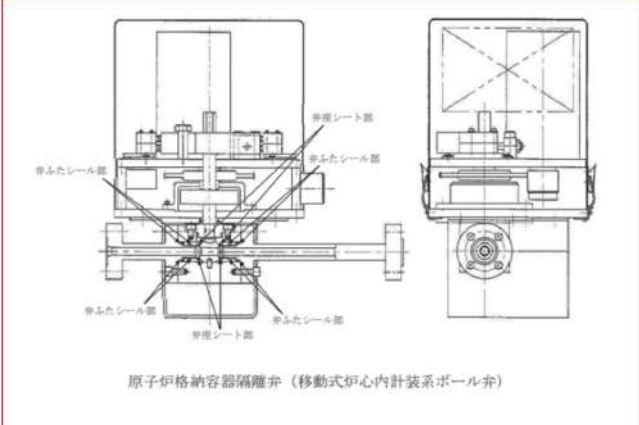
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>電線貫通部</p>	 <p>電気配線貫通部（高電圧）</p>	 <p>電線貫通部</p> <p>第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（4/5）</p>	
	<p>第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（5/7）</p>		
	 <p>電気配線貫通部（低電圧）</p>		

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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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 data-bbox="309 113 510 135">大飯発電所3 / 4号炉</p>  <p data-bbox="327 539 488 555">原子炉格納容器隔離弁</p> <p data-bbox="215 624 600 639">第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図(4/4)</p>	<p data-bbox="947 113 1171 135">女川原子力発電所2号炉</p>  <p data-bbox="864 1331 1267 1347">原子炉格納容器隔離弁（原子炉格納容器調気系バタフライ弁）</p> <p data-bbox="887 1378 1245 1394">第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（6/7）</p>	<p data-bbox="1641 113 1787 135">泊発電所3号炉</p>  <p data-bbox="1507 549 1933 564">原子炉格納容器隔離弁（ゴムダイヤフラム弁）</p>  <p data-bbox="1507 959 1899 975">原子炉格納容器隔離弁（真空逃がし弁）</p>  <p data-bbox="1507 1302 1944 1318">原子炉格納容器隔離弁（空調用バタフライ弁）</p> <p data-bbox="1417 1342 1989 1358">第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（5 / 5）</p>	<p data-bbox="2056 113 2130 135">相違理由</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>原子炉格納容器隔離弁（移動式炉心内計装系電磁弁）</p>		<p>【女川】                      設備の相違                      ・該当設備なし</p>
	 <p>原子炉格納容器隔離弁（移動式炉心内計装系ボール弁）</p> <p>第3図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（7/7）</p>		<p>【女川】                      設備の相違                      ・該当設備なし</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

第2表 評価結果まとめ

評価部位	評価点	評価式	評価条件	評価値*	判定値	評価結果
原子炉格納容器本体	胴部(アンドン)	実機評価	200℃	約0.6% (圧)	1.0% (圧)	破断せず
	鉄筋		2Pd	約0.5% (圧)	10% (圧)	破断せず
機器出入口	取付部	工総手法	200℃	約0.2% (圧)	1.5% (圧)	破断せず
	蓋板	機械工学 計算	200℃	232MPa (一次+二次応力)	422MPa以下 (Su)	破断せず/ シールの機能維持** (約240℃、約3Pd)
エアロロック	取付部	工総手法	200℃	229MPa (一次+二次応力)	422 MPa以下 (Su)	破断せず/ シールの機能維持** (約240℃、約3Pd)
	隔壁部	工総手法	200℃	1.10MPa[gage] (許容圧力)	0.78MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず
貫通配管	同左	PPC-3530	200℃	220MPa** (一次+二次応力)	300MPa**以下 (2Pd)	破断せず
	スリーブ	アンカガセット	200℃	129MPa** (一次応力)	≦312MPa** (1.5×F1.3)	破断せず
隔壁	配管取付部	工総手法	300℃**	72MPa** (一次+二次応力)	396 MPa**以下 (Su)	破断せず
	同左	レンジイ ング設計	200℃	1.03MPa[gage] <sup>#2</sup>	0.78MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シールの機能維持**
閉止フランジ	閉止板	PVE-3410	200℃	mm以上 (実物厚さ)	≧17.0mm (計算上必要な厚さ)	破断せず/ シールの機能維持** (約300℃、約3Pd)
	電源貫通部	PVE-3410	200℃	mm以上 (実物厚さ)	≧19mm (計算上必要な厚さ)	破断せず/ シールの機能維持** (約300℃、約3Pd)
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	レンジイ ング設計	200℃	1.03MPa[gage] <sup>#2</sup>	0.78MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シールの機能維持**

\*表1：複製評価している項目は最も厳しい値を記載  
 \*表2：レンジイニング設計による200℃での許容圧力  
 \*表3：内部流体温度（約300℃）と同一温度とみなした評価（放熱を考慮してはいない）  
 \*表4：フランジ間許容値以下を確認  
 \*表5：ガスケット必要な圧力値以上を確認

枠囲みの範囲は機器に係る事項ですので公開できません。

第4表 評価対象機器が有する境界温度・圧力に対する裕度 (1/3)

評価対象	評価部位	実物から複製された機器	実物の実寸	2Pdに対する裕度
圧縮空気供給設備	貯気缶	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と比較し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
冷却水供給設備	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
圧縮空気供給設備	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4

枠囲みの内容は複製機密の観点から公開できません。

第4表 評価対象機器が有する境界温度・圧力に対する裕度 (2/3)

評価対象	評価部位	実物から複製された機器	実物の実寸	2Pdに対する裕度
圧縮空気供給設備	貯気缶	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
冷却水供給設備	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
圧縮空気供給設備	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4

枠囲みの内容は複製機密の観点から公開できません。

第4表 評価対象機器が有する境界温度・圧力に対する裕度 (3/3)

評価対象	評価部位	実物から複製された機器	実物の実寸	2Pdに対する裕度
圧縮空気供給設備	貯気缶	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
冷却水供給設備	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
圧縮空気供給設備	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4
	フランジ	機械工学	設計・検証済 (PVE-3410) を参照し、200℃における23%増減するまでの許容圧力を評価し、実効応力を評価し、実効応力と裕度を比較する。	約1.4

第4表 評価結果まとめ

評価対象	評価式	評価条件	評価値*	判定値	評価結果
①原子炉格納容器本体	胴部：PVE-3230 手続部：PVE-3410 周部：代表PVE-3410	200℃	1.22MPa[gage] (許容圧力)	0.56MPa[gage]以上 (2 Pd)	破断せず
	蓋板	200℃	211MPa[gage] (一次+二次応力)	420MPa以下 (Su)	破断せず/ シールの機能維持**
②機器出入口	フランジ部	200℃	0.77MPa[gage] (許容圧力)	0.56MPa[gage]以上 (2 Pd)	破断せず/ シールの機能維持**
	隔壁部	200℃	316MPa (許容圧力)	399MPa以下 (1.1倍に必要厚さ)	破断せず
③エアロロック	貫通配管	200℃	256MPa (一次応力)	281MPa以下 (2.25倍)	破断せず
	フランジ部	200℃	267MPa (一次+二次応力)	395MPa以下 (2.3倍)	破断せず
④配管貫通部	同左	200℃	1.03MPa[gage] <sup>#2</sup>	0.56MPa[gage]以上 (2 Pd)	破断せず/ シールの機能維持**
	同左	200℃	mm以上 (実物厚さ)	19.3mm以上 (設計基準上必要厚さ)	破断せず
⑤電源貫通部	同左	200℃	mm以上 (実物厚さ)	15.6mm以上 (設計基準上必要厚さ)	破断せず
	同左	200℃	mm以上 (実物厚さ)	15.6mm以上 (設計基準上必要厚さ)	破断せず
格納容器隔離弁	弁箱	200℃	1.46MPa[gage] <sup>#2</sup>	0.56MPa[gage]以上 (2 Pd)	破断せず/ シールの機能維持**

\*表1：複製評価している項目は最も厳しい値を記載  
 \*表2：代表PVE-3410評価値の換算による評価  
 \*表3：273℃/設計許容値以下を確認  
 \*表4：1.1倍/設計許容値による圧力  
 \*表5：1.1倍/設計許容値以上を確認  
 \*表6：1.1倍/設計許容値による200℃での許容圧力

【大飯、女川】  
 設備の相違

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)

大飯発電所3 / 4号炉		伊方発電所3号炉		泊発電所3号炉		相違理由
目次		目次		目次		
	頁		頁		頁	
		1. 概要 .....	1-1			
1. 原子炉格納容器本体		2. 原子炉格納容器本体		1. 原子炉格納容器本体		
1.1 評価方針 .....	1-1	2.1 評価方針 .....	2-1	1.1 評価方針 .....	1-1	
1.2 評価 .....	1-1	2.2 簡易手法による評価 .....	2-2	1.2 簡易手法による評価 .....	1-2	
		2.3 有限要素法による評価 .....	2-2	1.3 有限要素法による評価 .....	1-2	
1.3 評価結果 .....	1-14	2.4 評価結果 .....	2-5	1.4 評価結果 .....	1-4	
2. 機器搬入口		3. 機器搬入口		2. 機器搬入口		
2.1 評価方針 .....	2-1	3.1 評価方針 .....	3-1	2.1 評価方針 .....	2-1	
2.2 評価 .....	2-4	3.2 評価 .....	3-4	2.2 評価 .....	2-6	
2.3 評価結果 .....	2-10	3.3 評価結果 .....	3-8	2.3 評価結果 .....	2-10	
3. エアロック		4. エアロック		3. エアロック		
3.1 評価方針 .....	3-1	4.1 評価方針 .....	4-1	3.1 評価方針 .....	3-1	
3.2 評価 .....	3-4	4.2 評価 .....	4-4	3.2 評価 .....	3-5	
3.3 評価結果 .....	3-11	4.3 評価結果 .....	4-6	3.3 評価結果 .....	3-7	
4. 配管貫通部 貫通配管		5. 配管貫通部 貫通配管		4. 配管貫通部 貫通配管		
4.1 評価方針 .....	4-1	5.1 評価方針 .....	5-1	4.1 評価方針 .....	4-1	
4.2 評価 .....	4-1	5.2 評価 .....	5-1	4.2 評価 .....	4-1	
4.2.1 解析条件 .....	4-2	5.2.1 解析条件 .....	5-2	4.2.1 解析条件 .....	4-2	
4.2.2 評価方法 .....	4-3	5.2.2 評価方法 .....	5-3	4.2.2 評価方法 .....	4-3	
4.3 評価結果 .....	4-4	5.3 評価結果 .....	5-6	4.3 評価結果 .....	4-8	
5. 配管貫通部 スリーブ		6. 配管貫通部 スリーブ		5. 配管貫通部 スリーブ		
5.1 評価方針 .....	5-1	6.1 評価方針 .....	6-1	5.1 評価方針 .....	5-1	
5.2 評価 .....	5-2	6.2 評価 .....	6-2	5.2 評価 .....	5-3	
5.2.1 貫通部スリーブの仕様 .....	5-2	6.2.1 スリーブ本体の仕様 .....	6-2	5.2.1 スリーブの仕様 .....	5-3	
5.2.2 評価荷重 .....	5-3	6.2.2 スリーブ本体の計算方法 .....	6-3	5.2.2 スリーブ本体 .....	5-4	
5.3 評価方法 .....	5-5	6.2.3 スリーブ取付部の計算方法 .....	6-11	5.2.3 スリーブ取付部 .....	5-16	
5.4 応力評価 .....	5-10	6.3 計算結果 .....	6-17			
		6.3.1 スリーブ本体の計算結果 .....	6-17			
		6.3.2 スリーブ取付部の計算結果 .....	6-23			
5.5 評価結果 .....	5-13	6.4 評価結果 .....	6-29	5.3 評価結果 .....	5-25	



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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
6. 配管貫通部 端板	7. 配管貫通部 端板	6. 配管貫通部 端板	
6.1 評価方針 ..... 6-1	7.1 評価方針 ..... 7-1	6.1 評価方針 ..... 6-1	
6.2 評価 ..... 6-1	7.2 評価 ..... 7-1	6.2 評価 ..... 6-1	
6.2.1 仕様 ..... 6-1	7.2.1 仕様 ..... 7-1	6.2.1 仕様 ..... 6-1	
6.2.2 強度計算に使用する記号の定義 ..... 6-4	7.2.2 強度計算に使用する記号の定義 ..... 7-4	6.2.2 強度計算に使用する記号の定義 ..... 6-4	
6.2.3 評価方法 ..... 6-5	7.2.3 評価方法 ..... 7-5	6.2.3 評価方法 ..... 6-5	
6.2.4 計算方法 ..... 6-5	7.2.4 計算方法 ..... 7-5	6.2.4 計算方法 ..... 6-5	
6.2.5 応力評価 ..... 6-5	7.2.5 応力評価 ..... 7-6	6.2.5 応力評価 ..... 6-6	
6.3 評価結果 ..... 6-7	7.3 評価結果 ..... 7-7	6.3 評価結果 ..... 6-7	
7. 配管貫通部 閉止フランジ	8. 配管貫通部 閉止フランジ	7. 配管貫通部 閉止フランジ	
7.1 評価方針 ..... 7-1	8.1 評価方針 ..... 8-1	7.1 評価方針 ..... 7-1	
7.2 評価 ..... 7-1	8.2 評価 ..... 8-1	7.2 評価 ..... 7-1	
7.2.1 評価条件 ..... 7-1	8.2.1 評価条件 ..... 8-1	7.2.1 評価条件 ..... 7-1	
7.2.2 評価に使用する記号の定義 ..... 7-2	8.2.2 評価に使用する記号の定義 ..... 8-2	7.2.2 評価に使用する記号の定義 ..... 7-2	
7.2.3 評価方法 ..... 7-2	8.2.3 評価方法 ..... 8-2	7.2.3 評価方法 ..... 7-2	
7.2.4 計算方法 ..... 7-2	8.2.4 計算方法 ..... 8-2	7.2.4 計算方法 ..... 7-2	
7.3 評価結果 ..... 7-2	8.3 評価結果 ..... 8-2	7.3 評価結果 ..... 7-2	
7.3.1 圧縮量評価 ..... 7-2	8.3.1 圧縮量評価 ..... 8-2	7.3.1 圧縮量評価 ..... 7-2	
7.3.2 耐放射性及び耐熱性評価 ..... 7-3	8.3.2 耐放射性及び耐熱性評価 ..... 8-3	7.3.2 耐放射性及び耐熱性評価 ..... 7-3	
8. 配管貫通部 閉止板	9. 配管貫通部 閉止板	8. 配管貫通部 閉止板	
8.1 評価方針 ..... 8-1	9.1 評価方針 ..... 9-1	8.1 評価方針 ..... 8-1	
8.2 評価 ..... 8-1	9.2 評価 ..... 9-1	8.2 評価 ..... 8-1	
8.2.1 記号の定義 ..... 8-1	9.2.1 記号の定義 ..... 9-1	8.2.1 記号の定義 ..... 8-1	
8.2.2 計算方法 ..... 8-1	9.2.2 計算方法 ..... 9-1	8.2.2 計算方法 ..... 8-1	
8.3 評価結果 ..... 8-2	9.3 評価結果 ..... 9-2	8.3 評価結果 ..... 8-2	
	10. 配管貫通部 伸縮継手	9. 配管貫通部 伸縮継手	
	10.1 評価方針 ..... 10-1	9.1 評価方針 ..... 9-1	
	10.2 評価 ..... 10-1	9.2 評価 ..... 9-1	
	10.2.1 評価条件 ..... 10-1	9.2.1 評価条件 ..... 9-1	
	10.2.2 評価部位 ..... 10-2	9.2.2 評価部位 ..... 9-2	
	10.2.3 強度計算に使用する記号の定義 ..... 10-3	9.2.3 強度計算に使用する記号の定義 ..... 9-3	
	10.2.4 評価方法 ..... 10-4	9.2.4 評価方法 ..... 9-4	
	10.2.5 計算方法 ..... 10-4	9.2.5 計算方法 ..... 9-4	
	10.2.6 疲労評価 ..... 10-5	9.2.6 疲労評価 ..... 9-5	
	10.3 評価結果 ..... 10-5	9.3 評価結果 ..... 9-5	



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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	11. 配管貫通部 短管	10. 配管貫通部 短管	
	11.1 評価方針 ..... 11-1	10.1 評価方針 ..... 10-1	
	11.2 評価 ..... 11-1	10.2 評価 ..... 10-1	
	11.2.1 評価条件 ..... 11-1	10.2.1 評価条件 ..... 10-1	
	11.2.2 評価部位 ..... 11-2	10.2.2 評価部位 ..... 10-2	
	11.2.3 強度計算に使用する記号の定義 ..... 11-2	10.2.3 強度計算に使用する記号の定義 ..... 10-3	
	11.2.4 評価方法 ..... 11-3	10.2.4 評価方法 ..... 10-3	
	11.3 評価結果 ..... 11-3	10.3 評価結果 ..... 10-3	
9. 電線貫通部	12. 電線貫通部	11. 電線貫通部	
9.1 評価方針 ..... 9-1	12.1 評価方針 ..... 12-1	11.1 評価方針 ..... 11-1	
9.2 評価 ..... 9-1	12.2 評価 ..... 12-1	11.2 評価 ..... 11-1	
9.2.1 本体・端板の評価 ..... 9-1	12.2.1 モジュールの評価 ..... 12-1	11.2.1 モジュールの評価 ..... 11-1	
9.2.2 モジュールの評価 ..... 9-6	12.2.2 モジュールの長期高温健全性評価 ..... 12-3	11.2.2 モジュールの長期高温健全性評価 ..... 11-3	
9.2.3 モジュールの長期高温健全性評価 ..... 9-8	12.2.3 本体・端板の評価 ..... 12-5	11.2.3 本体・端板の評価 ..... 11-5	
9.3 評価結果 ..... 9-9	12.3 評価結果 ..... 12-10	11.3 評価結果 ..... 11-10	
10. 原子炉格納容器隔離弁	13. 原子炉格納容器隔離弁	12. 原子炉格納容器隔離弁	
10.1 はじめに ..... 10-1	13.1 はじめに ..... 13-1	12.1 はじめに ..... 12-1	
10.2 ゴムダイヤフラム弁 ..... 10-2	13.2 ゴムダイヤフラム弁 ..... 13-2	12.2 ゴムダイヤフラム弁 ..... 12-2	
10.2.1 評価方針 ..... 10-2	13.2.1 評価方針 ..... 13-2	12.2.1 評価方針 ..... 12-2	
10.2.2 評価 ..... 10-3	13.2.2 評価結果 ..... 13-3	12.2.2 評価結果 ..... 12-3	
10.2.3 評価結果 ..... 10-3	13.3 真空逃がし弁 ..... 13-4	12.3 真空逃がし弁 ..... 12-4	
	13.3.1 評価方針 ..... 13-4	12.3.1 評価方針 ..... 12-4	
	13.3.2 評価結果 ..... 13-5	12.3.2 評価結果 ..... 12-6	
10.3 空調用バタフライ弁 ..... 10-4	13.4 空調用バタフライ弁 ..... 13-7	12.4 空調用バタフライ弁 ..... 12-8	
10.3.1 評価方針 ..... 10-4	13.3.1 評価方針 ..... 13-7	12.4.1 評価方針 ..... 12-8	
10.3.2 評価 ..... 10-5	13.3.2 評価結果 ..... 13-8	12.4.2 評価結果 ..... 12-9	
10.3.3 評価結果 ..... 10-5			

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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>1. 概要</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器の最高温度、最高圧力は、設計基準事故時における最高使用圧力、最高使用温度を超えることから、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行う。重大事故等時の原子炉格納容器の評価温度、評価圧力については、重大事故等時の最高温度、最高圧力を上回るように評価温度 200℃、評価圧力 2Pd (0.566MPa [gage]) を設定し、原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性並びにフランジ等のシール部の機能維持を確認する。</p> <p>また、経年劣化による影響や評価温度及び圧力が負荷された後の耐震性への影響等について確認する。</p>		<p>【伊方】                      記載表現の相違                      ・大飯実績を反映した。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. 原子炉格納容器本体</p> <p>1.1 評価方針</p> <p>原子炉格納容器本体の破損は放射性物質の飛散に関し、甚大な事象となるため、限界となる内圧を評価する。プレストレストコンクリート製格納容器は、鉄筋コンクリート、テンドン（鋼線）、ライナからなる構造であり、内圧の上昇に対しては主に鉄筋、テンドンが荷重を負担し、ライナで気密性を確保する。（第1-1図）ライナ（ライナプレート）はライナアンカによってコンクリート部に定着され、コンクリート部分の変形およびコンクリートとの温度差や線膨張係数の差により強制されるようなひずみに対して漏えいを生じることなく追従できる変形性能を有している。また、ライナは外面塗装とともにコンクリートを保護する。</p> <p>評価にあたっては、このような複雑な構造のため、有限要素法を用いた弾塑性解析を用いる。ただし、解析により限界挙動を評価した実績がないため、実験による検証を行ったうえで、解析評価により限界圧力を算出する。</p> <p>なお、解析評価は事業者の取り組みに基づくが、より保守的に行った、旧原子力発電技術機構（NUPEC）の評価事例も確認し、有効性評価で使用する評価温度・圧力に十分な保守性が確保されていることを確認する。</p> <p>また、コンクリートが一定の期間高温になることが原子炉格納容器の機能維持に対し問題ないことを文献データ等により確認する。</p>  <p>第1-1図 PCCV構造イメージ図</p>	<p>2. 原子炉格納容器本体</p> <p>2.1 評価方針</p> <p>原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））（第I編 軽水炉規格）JSME S NC1-2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）の解説表PVB-3110-1において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割引率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下での原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、上記割引率を<math>P_m</math>（一次一般膜応力強さ）には1.5、<math>P_L+P_b</math>（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、<math>P_m</math>が<math>2/3Su</math>、<math>P_L+P_b</math>がSu以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説PVB-3111に示されるように、供用状態Dの<math>P_m</math>、<math>P_L+P_b</math>の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、<math>P_m</math>は<math>2/3Su</math>、<math>P_L+P_b</math>は<math>1.5 \times 2/3Su (=Su)</math>と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力がSuに到達すると直ちに破損に至るため割引率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がSuに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割引率は1.0としている。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価</p>	<p>1. 原子炉格納容器本体</p> <p>1.1 評価方針</p> <p>原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>ここで、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））（第I編 軽水炉規格）JSME S NC1-2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）の解説表PVB-3110-1において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。</p> <p>一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割引率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下での原子炉格納容器本体の構造健全性を確認するものであるため、上記割引率を<math>P_m</math>（一次一般膜応力強さ）には1.5、<math>P_L+P_b</math>（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、<math>P_m</math>が<math>2/3Su</math>、<math>P_L+P_b</math>がSu以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。</p> <p>この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説PVB-3111に示されるように、供用状態Dの<math>P_m</math>、<math>P_L+P_b</math>の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、<math>P_m</math>は<math>2/3Su</math>、<math>P_L+P_b</math>は<math>1.5 \times 2/3Su (=Su)</math>と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力がSuに到達すると直ちに破損に至るため割引率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がSuに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割引率は1.0としている。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価</p>	<p>【大飯】 設備の相違 ・原子炉格納容器型式は、大飯がプレストレストコンクリート製、泊・伊方が鋼製であり、評価方針が異なる。</p> <p>【伊方】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。</p> <p>【伊方】 記載表現の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2 評価</p> <p>1.2.1 本体（コンクリート部・ライナ部）</p> <p>(1) 評価手法構築のためのモックアップ試験（限界耐圧試験）</p> <p>a. 試験結果の紹介</p> <p>シビアアクシデント対策の一環として、原子炉格納容器の耐圧限界性能の評価・検討のため、通産省（現経済産業省）と米国原子力規制委員会との協同で、PCCVを対象とした限界耐圧試験が実施された。[1] また、同時に、解析技術向上の観点から破壊部位と限界圧力の推定等を目的としたコンペティションが、各国の研究機関の参加のもと実施された。</p> <p>耐圧試験は、気体の加圧による限界状態試験（LST）および、構造体の限界挙動を把握するための構造破壊モード試験（SFMT）の2種類が実施された。また、試験体は、大飯発電所3号炉及び4号炉のPCCVを1/4の縮尺で忠実に模擬したものとし、機器ハッチ（E/H：最大の開口部）、エアロック（A/L）、主蒸気管（M/S：配管で最大）、主給水管（F/W）等も設置された。</p> <p>LSTは、常温の窒素ガスを用いて静的加圧のもと実施された。試験は、約2.5Pdで、機器ハッチ近傍でのライナ損傷による漏えいが発生し、約3.3Pdで昇圧不能となり終了した。試験後の調査では、ライナ溶接部近傍の十数か所で亀裂が確認され、その全てが現地溶接の補修部に生じていることが判明した。</p> <p>この破損は、ライナ板厚が実機の1/4と薄いことによるものであり、実機では想定されない事象である。（実機のライナが厚さ約6mmに対し、モックアップでは厚さ1.6mmであり、補修時のグラインダによる削り込みや継ぎ手部の熱影響が実機と比べて極めて大きく、部材の破</p>	<p>では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p> <p>原子炉格納容器本体の一般部（設計・建設規格PVE-3010で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格のPVE-3230（2）a項及びPVE-3323（1）項を準用し、許容引張応力に許容状態Dにおける一次一般膜応力の許容値である200℃の2/3Suを与えることで許容圧力を算出（一次一般膜応力評価：簡易手法）する（添付2-1）。</p> <p>また、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として代表プラントの原子炉格納容器をモデル化し、有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）が実施されており、これに基づき伊方3号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格PVE-3010で規定されていない部位）の許容圧力を確認する（添付2-2）。</p> <p>2.2 簡易手法による評価</p> <p>伊方3号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は2Pd以上（半球部及び円筒部ともに約2.2Pd）であった。</p>	<p>では、一次+二次応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p> <p>原子炉格納容器本体の一般部（設計・建設規格PVE-3010で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格のPVE-3230（2）a項及びPVE-3323（1）項を準用し、許容引張応力に供用状態Dにおける一次一般膜応力の許容値である200℃の2/3Suを与えることで許容圧力を算出（一次一般膜応力評価：簡易手法）する（添付1-1）。</p> <p>また、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として代表プラントの原子炉格納容器をモデル化し、有限要素法による応力評価（一次+二次応力評価）が実施されており、これに基づき泊発電所3号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格PVE-3010で規定されていない部位）の許容圧力を確認する（添付1-2）。</p> <p>1.2 簡易手法による評価</p> <p>泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は2Pd以上（半球部及び円筒部ともに約2.2Pd）であった。</p>	<p>【大飯】                  設備の相違                  ・原子炉格納容器                  型式の相違による。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>断伸びを大きく低下させたことが主要因と推定されている。ライナはマクロ的に見れば2.5Pdでも弾性であった）</p> <p>なお、モックアップのライナには最大で板厚の50%程度の減肉が認められたが、実機の施工管理では、溶接部は溶接を行っていない母材の表面より低くなく、かつ母材表面と段差が付いていないことを確認しており（余盛の高さで管理）、同様の事象は想定されない。</p> <p>SFMTは、上記LSTによるライナ破損箇所等を樹脂で修復（封止）後、構造体の限界挙動を把握するため、水圧による加圧で実施された。破壊は開口部近傍ではなく、円筒壁一般部（機器搬入口とエアロックの中間部位）で発生し、限界圧力は約3.6Pdであった。</p> <p>本試験により得られた知見である、破断位置（機器搬入口とエアロックの中間部位）や限界圧力（約3.6Pd）は、次項以降の限界耐圧評価手法（再現解析）の検証にあたり、活用している。</p> <p>なお、開放容器を水圧により加圧した場合、気圧によるものに比較し、PCCV底部に静水頭分の圧力が加わることとなるが、試験ではPCCVはほぼ密閉されており、PCCV内一様加圧となっている可能性はあること、また、水頭圧が加算されたとしても破断圧力に大きな影響を与えるものでないことから（破断した3.6Pdに対し1割程度）、破断箇所の確認という観点では有効な手法と考えており、破断箇所も胴の底部近傍ではないことから得られた成果に妥当性はあるものと考えている。</p> <p>b. 限界耐圧評価手法の構築</p> <p>PCCVの限界耐圧評価手法は、各国間のコンペティション（限界耐圧試験に対する事前及び事後評価）等を通じて、電気事業者[2]、NUPECのそれぞれにおいて検討された。評価手法は、3次元有限要素法を基本として構築され、SFMT結果の限界耐圧（約3.6Pd）および破壊部位（円筒部の一般部）をほぼ特定できるものとなった。開口のモデル化については、耐圧性能に影響を及ぼすと考えられるもの（機器搬入口、エアロック）を設置し、その妥当性は限界耐圧試験の再現解析にて確認されている。</p> <p>また、電気事業者は、上記評価手法と実機スケールの解析モデルを用いて、国内の実機PCCVに対する評価やCV内の温度影響を考慮した評価等も実施している。</p> <p>国内の実機PCCVに対する評価では、限界耐圧値および破壊部位とも1/4スケール評価とほぼ同じ結果となった。[3]このことから、1/4スケール評価で実機評価が可能であることが確認された。</p> <p>また、温度影響の検討では、構成部材の温度による物性変化を考慮した評価が実施された。[4]</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）

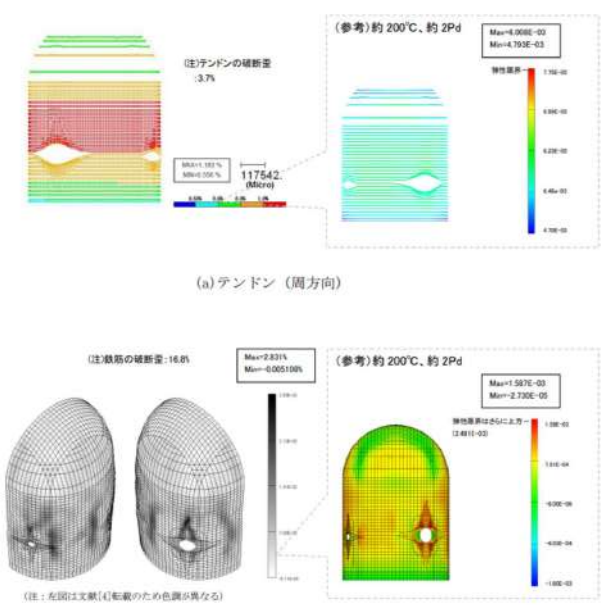
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>今回の大阪発電所3号炉及び4号炉 PCCV の限界温度・圧力の検討には、これらの成果を活用した評価を行っている。モックアップ試験から解析評価（高温）に至るまでの検討の流れを第1-2図に示す。</p> <div data-bbox="123 287 689 475" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><b>実験による検証</b></p> <p><b>限界耐圧試験（大阪3/4号の1/4縮約モックアップ）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 製作性等を勘案し、1/4スケールに縮約</li> <li>・ 開口部については、口径の影響を見るため、機器搬入口（最大の開口）、エアロック（機器搬入口に次ぐもの）、主蒸気管（配管で最大）、主給水管（主蒸気管に次ぐもの）を設置</li> <li>・ 破損は一般部（開口部近傍の応力集中による破損は無し）</li> <li>・ 破損圧力は常温で3.6Pd</li> <li>・ 途中で製作時不具合（削り込み）に起因するライナリークを経験</li> </ul> </div> <p>再現解析（1/4スケールモデルによる解析。常温での解析）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 配管貫通部を設けたモデルで再現解析を行い、解析手法を検証。（破断箇所が一致することを確認）</li> <li>・ モックアップ試験より、貫通部の詳細モデルは不要と判断し、全体モデルで解析することとする。（破損が機器搬入口、エアロックの中間であったため、これらはモデル化）</li> <li>・ 高温解析における材料物性の設定等を検討</li> <li>・ 実機スケール解析も行い、1/4スケールモデルで評価することの妥当性を確認した上で、1/4スケールモデルで評価</li> </ul> <div data-bbox="179 662 448 790" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>評価部位は機器搬入口とエアロックの間（除荷時は解析手法の特性上乖離が大きい）</p> </div> <div data-bbox="123 798 689 829" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><b>高温解析（1/4スケールモデル）</b></p> </div> <p>第1-2図 モックアップ試験結果とその知見の活用</p> <p>(2) 破断に至る内圧の確認</p> <p>a. 事業者の評価</p> <p>事業者で実施した高温時の解析[4]のうち、解析終了時の結果（約300℃、約3Pd）をテンドンおよび鉄筋のひずみコンター図として第1-3図に示す。また、その際、PCCV 躯体内の温度分布は解析を実施し実状に即して第1-4図のとおり設定した。</p> <p>解析の結果、約300℃、約3Pd（317℃、3.4Pd）においても、鉄筋およびテンドンが破断せず、常温時の場合の限界耐圧性能（約3.6Pd）と同等の性能を有する結果となったことから、耐圧性能の限界として3.4Pd以上となると評価した。</p> <p>また、通産省（現経済産業省）と米国原子力規制委員会の共同で実施された試験にて実施されたテンドンの引張試験（テンドンシステム試験）及び鉄筋の引張試験にて得られた結果[1]を基に、NUPEC 報告書記載のデータをグラフ化した第1-3図(a)(c)参考によれば、試験で得られた破断歪の下限をもとに設定したテンドン、鉄筋の限界ひずみはテンドン3.7%、鉄筋16.8%になると考えられるが、限界ひずみに対して過大な塑性変形が起らず、かつ試験結果のばらつきも考慮した200℃、2Pd条件における判定値を設定する。テンドン・鉄筋ともに、</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>試験で得られた破断ひずみのばらつきを考慮した 99%信頼区間下限は テンドン 3.0%、鉄筋 13.5%であり、これらの下限値に対して余裕を見た点として、テンドンについては 1.0%、鉄筋については 1.5%を判定値として設定する。なお、引張試験に用いられた試験体は大飯3、4号炉原子炉格納容器のテンドン・鉄筋と同じ材料規格（JIS）に基づき製作されているものであり、上記試験結果より設定した判定値が今回の評価に適用可能なことを確認した。</p> <p>200℃、2Pdにおける解析結果は、テンドン 0.6%、鉄筋 0.2%となり、テンドン、鉄筋の変形は双方とも判定値以下であることから、健全性が維持されることを確認した。</p>  <p>(a) テンドン（周方向）</p> <p>(b) 鉄筋（PCCV 外面側周方向）</p> <p>第 1-3 図 約 300℃、3Pd におけるテンドン、鉄筋のひずみ状況</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="179 231 616 550"> <p>10<sup>3</sup>MPa</p> <p>弾性限界</p> <p>0.775%</p> <p>1.1%</p> <p>3.7%(破断歪)</p> <p>試験結果の99%信頼下限</p> <p>判定値</p> <p>歪 (%)</p> </div> <div data-bbox="212 566 593 598"> <p>第1-3図 (a)参考 テンドンの構造特性</p> </div> <div data-bbox="179 598 716 853"> <p>第1-3図 (b)参考 テンドンシステム試験計測機器概要</p> </div> <div data-bbox="123 885 672 1204"> <p>10<sup>2</sup>MPa</p> <p>弾性限界</p> <p>0.248%</p> <p>1.53%</p> <p>4.00%</p> <p>6.00%</p> <p>16.8%(破断歪)</p> <p>試験結果の99%信頼下限</p> <p>判定値</p> <p>歪 (%)</p> </div> <div data-bbox="235 1204 571 1236"> <p>第1-3図 (c)参考 鉄筋の構造特性</p> </div>			

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）

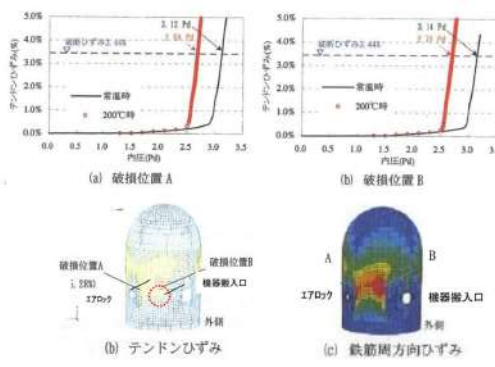
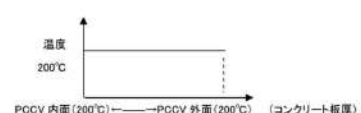
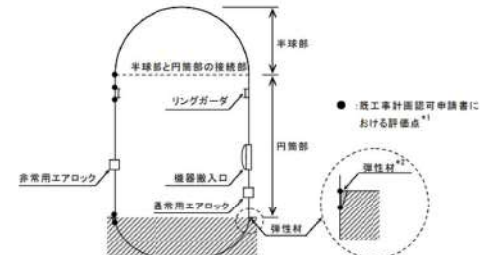
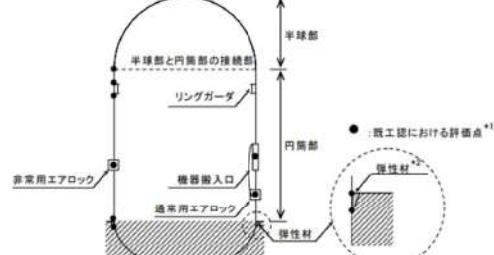
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="107 156 707 544" style="border: 1px solid black; height: 243px; width: 268px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="273 555 533 576">第1-4図 PCCV 躯体内温度分布</p> <p data-bbox="118 625 734 751">常温時と高温時で限界耐圧性能に大きな差異が無いのは、第1-4図に示すとおり、内圧に対し主たる抵抗部材となるテンドンについて、PCCV 内面が約 300℃でもテンドンの近傍は 100℃未満のためテンドンの強度影響が小さくなるためである。</p> <p data-bbox="118 762 734 888">なお、解析のモデルと実機（大飯発電所3号炉及び4号炉）の差異として、応力-歪線図は（1）項の1/4スケールモックアップに実際に使用された材料のものを使用していること、および配管の貫通部が設けられていないことがある。</p> <p data-bbox="118 900 734 1058">応力-歪線図については、1/4スケールモデルと実機では同一 JIS規格 材料を使用していることから同等なものとする。なお、応力-歪線図を規格値で保守的に与えるという手法も考えられるが、設備の実力を評価するという点では実際に使用された材料のものを採用することは有効な手法と考えている。</p> <p data-bbox="118 1069 734 1195">また、配管の貫通部がモデル上設けられていないことについては、貫通部は設計上、適切に補強されており、相対的に強度が低くなる一般部で限界圧力が決定されることから、評価用のモデルとして有効である。</p> <p data-bbox="118 1206 734 1262">以上より、評価温度・圧力(200℃、2Pd)が保守的であることが確認された。</p> <div data-bbox="342 1310 725 1331" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <p data-bbox="365 1313 703 1327">本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p> </div>			



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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><b>b. 国の安全研究経過の考察（より保守的な評価に対する検討）</b></p> <p>旧 NUPEC 事業内でも限界耐圧試験を踏まえた解析評価が行われ[1]、高温時（200℃）における限界耐圧性能は、2.6～2.7Pd（テンドン破断）と評価され、実機 PCCV は、200℃、2.5Pd 以上の耐圧性能を有すると結論づけられている。（第1-5図）</p> <p>この結果は、事業者よりも保守的なものであるが、その主な要因として、PCCV 本体コンクリート部の温度に対する考慮の違いが挙げられる。</p> <p>すなわち、事象者がコンクリート部内部の温度分布（第1-4図）を考慮することにより、コンクリート内部に設置されているテンドン等の温度影響を実情に即して考慮しているのに対し（テンドン等の温度による強度低下の割合が小さい）、旧 NUPEC は躯体内の材料強度をより保守的に、一律 200℃のものに低下させて評価しているためと考えられる。（第1-6図）</p> <p>コンクリート外部が、重大事故時等の PCCV 内温度と同一となることは考えにくいことから、事業者としては、大きな保守性を含んだ評価とされており、NUPEC 事業の結果を踏まえても、有効性評価において原子炉格納容器の評価温度、圧力として 200℃、2Pd を用いることは十分に保守的であることを確認した。</p>  <p>第1-5図 解析による評価結果抜粋（NUPEC 事業）      (200℃における破損予想位置例およびひずみ（構造不連続部のひずみ集中効果含））</p>  <p>第1-6図 NUPEC 事業内で想定されているコンクリート内部の温度分布のイメージ</p>	<p>2.3 有限要素法による評価</p> <p>代表プラントにおける解析モデルは、構造不連続部に生じる局所的な応力を評価できるよう、原子炉格納容器本体、リングガード及びエアロックをシェル要素でモデル化し、最も大きな開口部である機器搬入口及びその周辺は、内圧負荷時の原子炉格納容器挙動による影響をより詳細に評価するためソリッド要素でモデル化している。また、境界条件として、原子炉格納容器円筒下部に設置している弾性材下端点で完全固定としている。モデル化部位を図2-1に示す。なお、代表プラントと伊方3号炉の原子炉格納容器仕様はほぼ同じことから、伊方3号炉に対し本結果が適用可能である（添付2-3）。また、これらのモデル化により、伊方3号炉の既工事計画認可申請書における評価点の評価が可能である。</p>  <p>図2-1 有限要素法によるモデル化部位と伊方3号炉の既工事計画認可申請書評価点</p> <p>*1：既工事計画認可申請書における原子炉格納容器本体の局部評価点は、構造不連続部で一次（膜、曲げ）応力及び二次応力が発生する以下の部位である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・半球部と円筒部の接続部</li> <li>・リングガード上端部及びリングガード下端部</li> <li>・弾性材上端部及び弾性材下端部</li> </ul> <p>また、機器搬入口及びエアロックについても構造不連続部で局部応力が発生する原子炉格納容器本体との取付部について既工事計画認可申請書で評価している。</p> <p>*2：内圧及び熱荷重が作用した際にコンクリートに埋め込まれている円筒部の変位を拘束しないように、発泡ポリプロピレンを設置している。なお、本解析では下端点で完全固定としている。</p> <p>代表プラントの解析結果の 2.95Pd における塑性ひずみコンタ図を図2-2に示す。代表プラントの原子炉格納容器本体の局部評価点として、弾性材下端点、リングガード部、半球部と円筒部の接続部及び大開口廻り（機器搬入口及びその周辺並びにエアロック周辺）が考えられ、本コンタ図によると、弾性材下端点、リングガード部及び半球部と円筒部の接続部よりも大開口廻りの塑性ひずみが大いことから、局部評価点として大開口廻りが選定されていることは妥当と考える。</p>	<p>1.3 有限要素法による評価</p> <p>代表プラントにおける解析モデルは、構造不連続部に生じる局所的な応力を評価できるよう、原子炉格納容器本体、リングガード及びエアロックをシェル要素でモデル化し、最も大きな開口部である機器搬入口及びその周辺は、内圧負荷時の原子炉格納容器挙動による影響をより詳細に評価するためソリッド要素でモデル化している。また、境界条件として、原子炉格納容器円筒下部に設置している弾性材下端点で完全固定としている。モデル化部位を図1-1に示す。なお、代表プラントと泊発電所3号炉の原子炉格納容器仕様はほぼ同じことから、泊発電所3号炉に対し本結果が適用可能である（添付1-3）。また、これらのモデル化により、泊発電所3号炉の既工事計画認可申請書における評価点の評価が可能である。</p>  <p>図1-1 有限要素法によるモデル化部位と泊発電所3号炉の既工事計画認可申請書評価点</p> <p>*1 既工事計画認可申請書における原子炉格納容器本体の局部評価点は、構造不連続部で一次（膜、曲げ）応力および二次応力が発生する以下の部位である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・半球部と円筒部の接続部</li> <li>・リングガード上端部及びリングガード下端部</li> <li>・弾性材上端部及び弾性材下端部</li> </ul> <p>また、機器搬入口及びエアロックについても構造不連続部で局部応力が発生する原子炉格納容器本体との取付部について既工事計画認可申請書で評価している。</p> <p>*2 内圧及び熱荷重が作用した際にコンクリートに埋め込まれている円筒部の変位を拘束しないよう、発泡ポリプロピレンを設置している。なお、本解析では下端点で完全固定としている。</p> <p>代表プラントの解析結果の 2.95Pd における塑性ひずみコンタ図を図1-2に示す。代表プラントの原子炉格納容器本体の局部評価点として、弾性材下端点、リングガード部、半球部と円筒部の接続部及び大開口廻り（機器搬入口及びその周辺並びにエアロック周辺）が考えられ、本コンタ図によると、弾性材下端点、リングガード部及び半球部と円筒部の接続部よりも大開口廻りの塑性ひずみが大いことから、局部評価点として大開口廻りが選定されていることは妥当と考える。</p>	<p>【大飯】          ・設備の相違          ・原子炉格納容器型式の相違による。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉
<p>大阪</p> <p>c. コンクリートが高温になることの考察</p> <p>コンクリートに関しては、一定期間高温に曝された場合、結晶水の逸散等により、物性変化の可能性が懸念されるが、PCCVのコンクリート部はライナと塗装（外面）により封緘された状態であるとともに、加熱されるのは約1.3m厚のコンクリートの片側であり、水分の逸散はしにくい状況である。</p> <p>封緘されたコンクリートに対する高温加熱試験のデータ[5]からは175℃程度であれば長期間曝された場合においても、PCCVコンクリート部のコンクリートの物性は著しく低下することはないと言える。（第1-7図）また、PCCV本体の構成部材である、鉄筋、テンドンの物性変化についても、コンクリートと併せて、参考-1に纏める。</p> <div data-bbox="201 1212 616 1372"> <p>(a) 加熱期間と圧縮強度の関係 (b) 加熱期間と弾性係数の関係</p> <p>第1-7図 加熱時のコンクリートの物性変化</p> </div>	<p>伊方</p> <p>本解析結果では、大開口廻りに関して、設計引張強さ(Su)に到達する圧力を評価した結果、いずれも2Pd以上あり、最も早く到達するのは機器搬入口周辺で約3.1Pdであった。これは、代表プラントの解析結果が伊方3号炉に適用可能であることから、伊方3号炉の原子炉格納容器本体の局部評価でも同様であると考えられる。</p> <div data-bbox="761 438 1355 662"> <p>図2-2 代表プラントの塑性ひずみコンタ図 (2.95Pd)              (左：内面 右：外面)</p> <p>出典：平成14年度 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する報告書              （平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構）</p> </div>	<p>泊</p> <p>また、半球部等については、おおむね代表プラントと泊発電所3号炉で応力に影響を与えるような寸法等の違いはないことから、同様の評価となると考えられる。</p> <p>本解析結果では、大開口廻りに関して、設計引張強さ(Su)に到達する圧力を評価した結果、いずれも2Pd以上あり、最も早く到達するのは機器搬入口周辺で約3.1Pdであった。これは、代表プラントの解析結果が泊発電所3号炉にも適用可能であることから、泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体の局部評価でも同様であると考えられる。</p> <div data-bbox="1400 438 1993 662"> <p>図1-2 代表プラントの塑性ひずみコンタ図 (2.95Pd)              (左：内面 右：外面)</p> <p>出典：平成14年度 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する報告書              （平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構）</p> </div>
		<p>相違理由</p> <p>【伊方】              ・設備の相違              ・原子炉格納容器仕様がほぼ同じであるが、機器搬入口の主要寸法とリングガード主要寸法に違いがある。代表プラントの解析評価が適用可能であることを（添付1-4）により確認した。</p> <p>【大阪】              ・設備の相違              ・原子炉格納容器型式の相違による。</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）

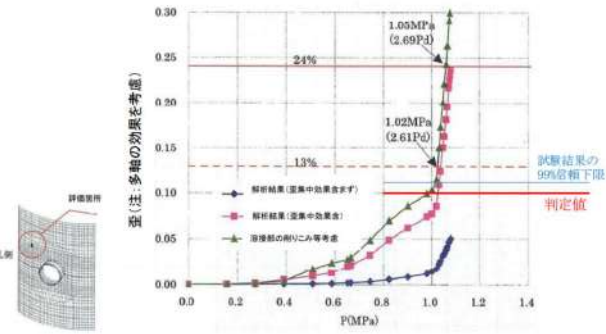
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>一方、有効性評価で使用している評価温度は 200℃であるが、PCCV 内表面が 200℃となった場合でもコンクリート内部で 175℃を超えるのは約 40mm の範囲であり、全体壁厚約 1300mm と比較すればわずかなことから（第 1-8 図）、原子炉格納容器の機能維持に問題はないことを確認した。</p> <div data-bbox="85 363 721 847" style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">第 1-8 図 コンクリート内部温度分布</p> <p><b>(3) 原子炉格納容器の気密性の確認</b></p> <p>PCCV は、耐圧性能をコンクリート部（主に鉄筋、テンドン）で、気密性をライナで主に担保する複合構造であり、ライナはアンカを介してコンクリート部に一体化されている。また、鉄筋コンクリート構造にテンダンの締付け力が付加されるため、耐圧性能は大きく向上する。例えば、200℃、2 Pd 時点における、鉄筋及びテンダンの変形が弾性域内であるなど、変形の拘束効果も極めて高い。そのため、コンクリートと一体して挙動するライナの変形は大きく抑制され、高い気密性維持が可能となる。</p> <p>前述の事業者の評価（文献[4]）では PCCV 本体が破断に至る内圧は確認していないが、データを確認し、317℃、約 3.4Pd でもライナが破断に至っていないことを確認した。</p> <div data-bbox="342 1378 725 1401" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;">                 本資料のうち、特記の内容は機密事項に属しますので公開できません。             </div>			<p>【大飯】                  設備の相違                  ・原子炉格納容器                  型式の相違による。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>一方、ライナに関しても旧 NUPEC により、保守的な評価が実施されており、第 1-9 図はライナ歪が最も大きくなると考えられる機器搬入口周辺部の詳細解析の結果である。実機の構造不連続部における歪の増大（歪集中）を考慮するとともに、モックアップ試験で経験した溶接部の削りこみ等の影響については、実機製作時に生じる可能性のある若干の薄肉化（数%）の影響を解析や実験を基に考慮されている。具体的には、実機ライナと同一 JIS 規格材料を用いて溶接部の削り込み（実機以上の削り込みも考慮）を施し、ひずみ集中を想定した試験体を用いてネッキング時点を判断点として見なす保守的な試験（第 1-9 図(a) 参考参照）を実施[1]しており、当該試験における破断ひずみは、下限値が 13% となった。このときの PCCV 内圧は 200℃時では約 2.6Pd と評価される。これは、NUPEC の評価におけるコンクリート部の限界耐力とほぼ同程度以上であり、ライナの破損による気密性喪失が先行しないことが確認されている。</p> <p>また、ライナの判定値については、NUPEC の試験において、ライナが破断すると考えられるひずみ量データにばらつきがあるため、99%信頼区間を考慮し、破断ひずみ量の下限値 13% に対し 11.2% という目安値が得られる。これに、解析により求められる第 1-9 図の結果を考慮して、破断ひずみに対して過大な塑性変形が起こらず、かつ 99%信頼下限にも余裕をみた 10% を判定値として設定する。</p> <p>200℃、2Pd の条件におけるひずみ量は、約 6% であってライナの判定値の 10% 以下であり、破断に対して十分な余裕があることから、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることが確認できた。</p>  <p>第 1-9 図 歪によるライナが破断する PCCV 内圧の評価</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1-9図 (a)参考 ライナプレートの引張試験と破断ひずみ算定のための解析モデル</p>  <p>第1-9図 (b)参考 実機ライナプレートでの削り込み量に係る破断ひずみ分布</p>	<p>2.4 評価結果</p> <p>簡易手法を用いた伊方3号炉原子炉格納容器本体の一般部での許容圧力は約2.2Pdであった。また、有限要素法による応力評価において局部での許容圧力は2Pd以上（局部評価点のうち最も塑性ひずみが進展する機器搬入口周辺で約3.1Pd）であった。</p> <p>以上より、原子炉格納容器本体は200℃、2Pdにおいて構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。</p> <p>なお、原子炉格納容器本体の一般部の評価として、有限要素法による評価では許容圧力は半球部で約3Pdであるのに対し、簡易手法による許容圧力は半球部及び円筒部で約2.2Pdであった。簡易手法による算出結果は有限要素法による評価結果に比べて保守的であり、簡易手法によって許容圧力を評価可能と考える。また、原子炉格納容器本体の局部については、構造不連続部に生じる局所的な応力を評価することができる有限要素法により評価している。</p>	<p>1.4 評価結果</p> <p>簡易手法を用いた泊発電所3号炉原子炉格納容器本体の一般部での許容圧力は約2.2Pdであった。また、有限要素法による応力評価において局部での許容圧力は2Pd以上（局部評価点のうち最も塑性ひずみが進展する機器搬入口周辺で約3.1Pd）であった。</p> <p>以上より、原子炉格納容器本体は200℃、2Pdにおいて構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。</p> <p>なお、原子炉格納容器本体の一般部の評価として、有限要素法による評価では許容圧力は半球部で約3Pdであるのに対し、簡易手法による許容圧力は半球部及び円筒部で約2.2Pdであった。簡易手法による算出結果は有限要素法による評価結果に比べて保守的であり、簡易手法によって許容圧力を評価可能と考える。また、原子炉格納容器本体の局部については、構造不連続部に生じる局所的な応力を評価することができる有限要素法により評価している。</p>	<p>【大飯】                  設備の相違                  ・原子炉格納容器型式の相違による。</p>
<p>1.3 評価結果</p> <p>原子炉格納容器評価温度・圧力（200℃、2Pd）において、ライナを含めて原子炉格納容器が事業者の解析評価、モックアップ試験結果等を基に破断に至らないことを確認し、その妥当性を確認した。この評価温度・圧力はNUPEC事業の結果を勘案しても保守的であることを確認している。また、気密性について、事業者の研究データを基に、評価温度・圧力（200℃、2Pd）においてその機能が維持されることを確認した。</p> <p>以上より、原子炉格納容器本体は200℃、2Pdにおいて構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>代表プラント（最高使用圧力 Pd=0.283MPa）の有限要素法による応力評価に関し、200℃での2Pdに至るまでの原子炉格納容器の応力挙動について、圧力が低い段階では、構造不連続部に局部応力が発生しており、機器搬入口内面の応力が高く、同部は約1.3Pd（0.368MPa）から局部的に降伏する。これは、構造不連続部に二次応力が主として生じているためであり、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化されることにより同部の応力増加はなくなる。また、一般部である半球部、円筒部については、圧力増加に伴い一次応力が増加しほぼ一様に変形し、半球部の応力が最も厳しくなる。</p> <p>また、全断面が降伏となる時点は、半球部及び開口部（エアロック）周辺において約1.8Pd（0.509MPa）で、他部位においても約2.2Pd（0.623MPa）までに到達しており、それまでは局部的に降伏（ひずみ）が発生している。200℃、2Pdの状態、一次応力のみで降伏する部位もあるが、発生応力は設計降伏点を僅かに超える程度（残留ひずみ1%未満）である。</p> <p>また、二次応力を加えた一次+二次応力で降伏する部位もあるが、発生応力は2Sy（452MPa）以下である。そのため、荷重を減じていくと残留ひずみが生じるが、以後は弾性的な挙動を示すことになる（参考資料-2）。</p> <p>したがって、温度及び圧力低下後は200℃、2Pd負荷前と同様の挙動を示すこと、また、発生した応力による破損もないことから、リークパスは生じない。</p> <p><b>【参考文献】</b></p> <p>[1] 原子力発電技術機構、溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）及び重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）報告書（平成2年度～平成14年度）</p> <p>[2] 井本他 1/4PCCVの耐圧限界挙動に関するラウンドロビン解析，コンクリート工学会，2003.1</p> <p>[3] 秋田他，PCCV耐圧限界性能評価手法の開発，火力原子力発電 55(7)，746-753，2004-07-15</p> <p>[4] Ohba, Kawasato, Kato, Shimizu, Ogata, Hino, Kitani, Murazumi, Analysis Results of a 1:4-Scale Prestressed Concrete Containment Vessel (PCCV) Model Subjected to Pressure and Thermal Loading, NEA/CSNI/R(2005)5, INTERNATIONAL STANDARD PROBLEM NO.48 CONTAINMENT CAPACITY Appendix H, 2005 (ISP48)</p> <p>[5] 長尾ほか，高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究，日本建築学会構造系論文集，第457号，1994</p>	<p>代表プラント（最高使用圧力 Pd=0.283MPa）の有限要素法による応力評価に関し、200℃での2Pdに至るまでの原子炉格納容器の応力挙動について、圧力が低い段階では、構造不連続部に局部応力が発生しており、機器搬入口内面の応力が高く、同部は約1.3Pd（0.368MPa）から局部的に降伏する。これは、構造不連続部に二次応力が主として生じているためであり、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化されることにより同部の応力増加はなくなる。また、一般部である半球部、円筒部については、圧力増加に伴い一次応力が増加しほぼ一様に変形し、半球部の応力が最も厳しくなる。</p> <p>また、全断面が降伏となる時点は、半球部及び開口部（エアロック）周辺において約1.8Pd（0.509MPa）で、他部位においても約2.2Pd（0.623MPa）までに到達しており、それまでは局部的に降伏（ひずみ）が発生している。200℃、2Pdの状態、一次応力のみで降伏する部位もあるが、発生応力は設計降伏点を僅かに超える程度（残留ひずみ1%未満）である。</p> <p>また、二次応力を加えた一次+二次応力で降伏する部位もあるが、発生応力は2Sy（452MPa）以下である。そのため、荷重を減じていくと残留ひずみが生じるが、以後は弾性的な挙動を示すことになる（参考資料-2）。</p> <p>したがって、温度及び圧力低下後は200℃、2Pd負荷前と同様の挙動を示すこと、また、発生した応力による破損もないことから、リークパスは生じない。</p>	<p>代表プラント（最高使用圧力 Pd=0.283MPa）の有限要素法による応力評価に関し、200℃での2Pdに至るまでの原子炉格納容器の応力挙動について、圧力が低い段階では、構造不連続部に局部応力が発生しており、機器搬入口内面の応力が高く、同部は約1.3Pd（0.368MPa）から局部的に降伏する。これは、構造不連続部に二次応力が主として生じているためであり、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化されることにより同部の応力増加はなくなる。また、一般部である半球部、円筒部については、圧力増加に伴い一次応力が増加しほぼ一様に変形し、半球部の応力が最も厳しくなる。</p> <p>また、全断面が降伏となる時点は、半球部及び開口部（エアロック）周辺において約1.8Pd（0.509MPa）で、他部位においても約2.2Pd（0.623MPa）までに到達しており、それまでは局部的に降伏（ひずみ）が発生している。200℃、2Pdの状態、一次応力のみで降伏する部位もあるが、発生応力は設計降伏点を僅かに超える程度（残留ひずみ1%未満）である。</p> <p>また、二次応力を加えた一次+二次応力で降伏する部位もあるが、発生応力は2Sy（452MPa）以下である。そのため、荷重を減じていくと残留ひずみが生じるが、以後は弾性的な挙動を示すことになる（参考資料-2）。</p> <p>したがって、温度及び圧力低下後は200℃、2Pd負荷前と同様の挙動を示すこと、また、発生した応力による破損もないことから、リークパスは生じない。</p>	<p>【大飯】                  記載箇所の相違                  ・図1-2内に同様の記載があり。</p> <p>【大飯】                  資料名の相違                  ・当該文献の参照なし。</p>

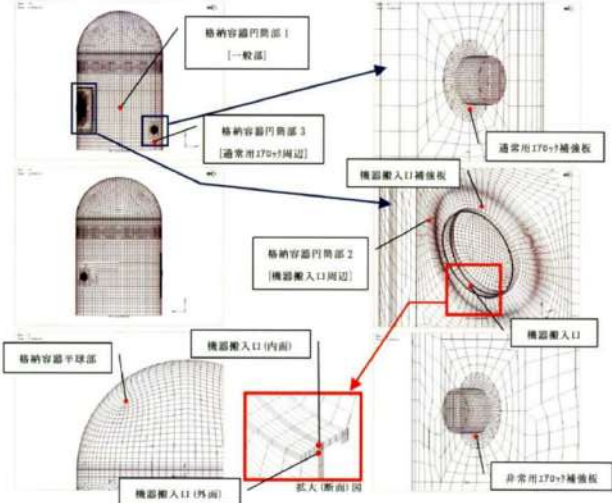
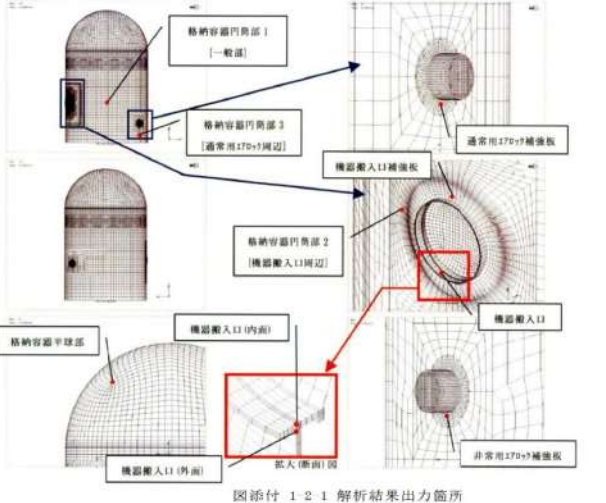
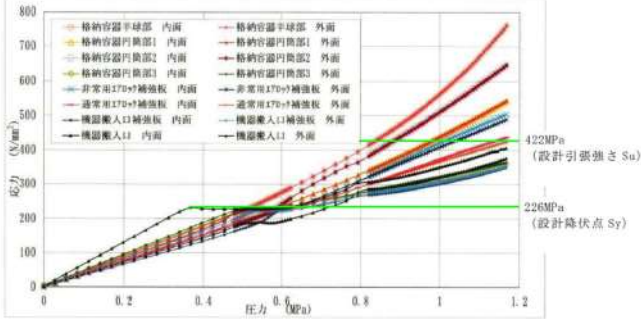
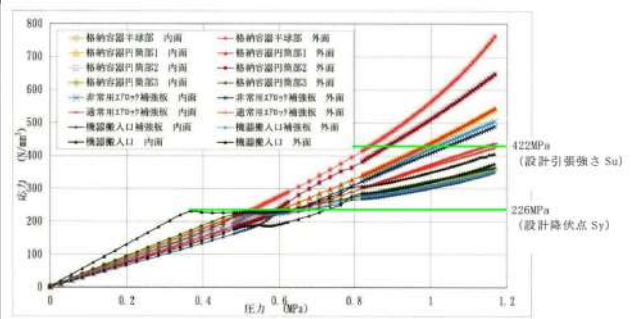


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																				
	<p style="text-align: right;">添付 2-1</p> <p>伊方3号炉原子炉格納容器円筒部及び半球部の必要板厚は、設計・建設規格のPVE-3230(2)a項及びPVE-3323(1)項を用いて求めることができる。そこで、伊方3号炉の許容圧力は、上記式の許容引張応力に200℃での2/3Suを与えることで算出する。</p> <p>①円筒部許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用  <math display="block">P a = 2 S \eta t / (D i + 1.2 t)</math></p> <table border="1"> <tr><td>S</td><td>200℃における設計引張強さ (MPa)</td><td>281</td></tr> <tr><td><math>\eta</math></td><td>継手効率 (-)</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>t</td><td>円筒部板厚 (mm)</td><td>44.5</td></tr> <tr><td>D i</td><td>円筒部の内径 (mm)</td><td>40,000</td></tr> <tr><td>P a</td><td>200℃における許容圧力 (MPa)</td><td>0.624</td></tr> <tr><td>P d</td><td>最高使用圧力 (MPa)</td><td>0.283</td></tr> <tr><td>P a / P d</td><td>最高使用圧力に対する許容圧力の比</td><td>2.20</td></tr> </table> <p>②半球部許容圧力算定式：PVE-3323(1)項を準用  <math display="block">P b = 2 S \eta t / (R + 0.2 t)</math></p> <table border="1"> <tr><td>S</td><td>200℃における設計引張強さ (MPa)</td><td>281</td></tr> <tr><td><math>\eta</math></td><td>継手効率 (-)</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>t</td><td>鏡板厚さ (mm)</td><td>22.5</td></tr> <tr><td>R</td><td>鏡板の内半径 (mm)</td><td>20,011</td></tr> <tr><td>P b</td><td>200℃における許容圧力 (MPa)</td><td>0.631</td></tr> <tr><td>P d</td><td>最高使用圧力 (MPa)</td><td>0.283</td></tr> <tr><td>P b / P d</td><td>最高使用圧力に対する許容圧力の比</td><td>2.22</td></tr> </table>	S	200℃における設計引張強さ (MPa)	281	$\eta$	継手効率 (-)	1.0	t	円筒部板厚 (mm)	44.5	D i	円筒部の内径 (mm)	40,000	P a	200℃における許容圧力 (MPa)	0.624	P d	最高使用圧力 (MPa)	0.283	P a / P d	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.20	S	200℃における設計引張強さ (MPa)	281	$\eta$	継手効率 (-)	1.0	t	鏡板厚さ (mm)	22.5	R	鏡板の内半径 (mm)	20,011	P b	200℃における許容圧力 (MPa)	0.631	P d	最高使用圧力 (MPa)	0.283	P b / P d	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.22	<p style="text-align: right;">添付 1-1</p> <p>原子炉格納容器一般部の一次一般膜応力評価</p> <p>泊発電所3号炉原子炉格納容器円筒部及び半球部の必要板厚は、設計・建設規格のPVE-3230(2)a項及びPVE-3323(1)項を用いて求めることができる。そこで、泊発電所3号炉の許容圧力は、上記式の許容引張応力に200℃での2/3Suを与えることで算出する。</p> <p>表添付 1-1-1 円筒部許容圧力算定式：PVE-3230(2)a項を準用  <math display="block">P a = 2 S \eta t / (D i + 1.2 t)</math></p> <table border="1"> <tr><td>S</td><td>200℃における設計引張強さ (MPa)</td><td>281</td></tr> <tr><td><math>\eta</math></td><td>継手効率 (-)</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>t</td><td>円筒部板厚 (mm)</td><td>44.5</td></tr> <tr><td>D i</td><td>円筒部の内径 (mm)</td><td>40,000</td></tr> <tr><td>P a</td><td>200℃における許容圧力 (MPa)</td><td>0.624</td></tr> <tr><td>P d</td><td>最高使用圧力 (MPa)</td><td>0.283</td></tr> <tr><td>P a / P d</td><td>最高使用圧力に対する許容圧力の比</td><td>2.20</td></tr> </table> <p>表添付 1-1-2 半球部許容圧力算定式：PVE-3323(1)項を準用  <math display="block">P b = 2 S \eta t / (R + 0.2 t)</math></p> <table border="1"> <tr><td>S</td><td>200℃における設計引張強さ (MPa)</td><td>281</td></tr> <tr><td><math>\eta</math></td><td>継手効率 (-)</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>t</td><td>鏡板厚さ (mm)</td><td>22.5</td></tr> <tr><td>R</td><td>鏡板の内半径 (mm)</td><td>20,011</td></tr> <tr><td>P b</td><td>200℃における許容圧力 (MPa)</td><td>0.631</td></tr> <tr><td>P d</td><td>最高使用圧力 (MPa)</td><td>0.283</td></tr> <tr><td>P b / P d</td><td>最高使用圧力に対する許容圧力の比</td><td>2.22</td></tr> </table>	S	200℃における設計引張強さ (MPa)	281	$\eta$	継手効率 (-)	1.0	t	円筒部板厚 (mm)	44.5	D i	円筒部の内径 (mm)	40,000	P a	200℃における許容圧力 (MPa)	0.624	P d	最高使用圧力 (MPa)	0.283	P a / P d	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.20	S	200℃における設計引張強さ (MPa)	281	$\eta$	継手効率 (-)	1.0	t	鏡板厚さ (mm)	22.5	R	鏡板の内半径 (mm)	20,011	P b	200℃における許容圧力 (MPa)	0.631	P d	最高使用圧力 (MPa)	0.283	P b / P d	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.22	<p>【伊方】 資料名の相違</p>
S	200℃における設計引張強さ (MPa)	281																																																																																					
$\eta$	継手効率 (-)	1.0																																																																																					
t	円筒部板厚 (mm)	44.5																																																																																					
D i	円筒部の内径 (mm)	40,000																																																																																					
P a	200℃における許容圧力 (MPa)	0.624																																																																																					
P d	最高使用圧力 (MPa)	0.283																																																																																					
P a / P d	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.20																																																																																					
S	200℃における設計引張強さ (MPa)	281																																																																																					
$\eta$	継手効率 (-)	1.0																																																																																					
t	鏡板厚さ (mm)	22.5																																																																																					
R	鏡板の内半径 (mm)	20,011																																																																																					
P b	200℃における許容圧力 (MPa)	0.631																																																																																					
P d	最高使用圧力 (MPa)	0.283																																																																																					
P b / P d	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.22																																																																																					
S	200℃における設計引張強さ (MPa)	281																																																																																					
$\eta$	継手効率 (-)	1.0																																																																																					
t	円筒部板厚 (mm)	44.5																																																																																					
D i	円筒部の内径 (mm)	40,000																																																																																					
P a	200℃における許容圧力 (MPa)	0.624																																																																																					
P d	最高使用圧力 (MPa)	0.283																																																																																					
P a / P d	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.20																																																																																					
S	200℃における設計引張強さ (MPa)	281																																																																																					
$\eta$	継手効率 (-)	1.0																																																																																					
t	鏡板厚さ (mm)	22.5																																																																																					
R	鏡板の内半径 (mm)	20,011																																																																																					
P b	200℃における許容圧力 (MPa)	0.631																																																																																					
P d	最高使用圧力 (MPa)	0.283																																																																																					
P b / P d	最高使用圧力に対する許容圧力の比	2.22																																																																																					

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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	伊方発電所3号炉 添付 2-2	泊発電所3号炉 添付 1-2【伊方】 資料名の相違	
	 <p>添付図 2-2-1 解析結果出力箇所</p>	<p style="color: green;">原子炉格納容器の有限要素法による応力評価</p>  <p>図添付 1-2-1 解析結果出力箇所</p>	
	 <p>添付図 2-2-2 圧力-応力関係</p>	 <p>図添付 1-2-2 圧力-応力関係図</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
	<p style="text-align: center;">添付表 2-2-1 各部の降伏、破断圧力</p> <table border="1" data-bbox="757 183 1361 319"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器 半球部</th> <th>格納容器 円筒部1</th> <th>格納容器 円筒部2</th> <th>格納容器 円筒部3</th> <th>非常用170℃ 補強板</th> <th>通常用170℃ 補強板</th> <th>機器搬入口 補強板</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>局 部 解 析</td> <td>降伏荷重 0.517 MPa (1.83Pd)</td> <td>0.587 MPa (2.08Pd)</td> <td>0.587 MPa (2.08Pd)</td> <td>0.509 MPa (1.80Pd)</td> <td>0.538 MPa (1.90Pd)</td> <td>0.538 MPa (1.90Pd)</td> <td>0.623 MPa (2.20Pd)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>破断荷重 0.835 MPa (2.95Pd)</td> <td>0.976 MPa (3.45Pd)</td> <td>0.877 MPa (3.10Pd)</td> <td>— (—)</td> <td>1.033 MPa (3.65Pd)</td> <td>1.160 MPa (4.10Pd)</td> <td>— (—)</td> </tr> </tbody> </table> <p>—：引張強さに到達せず</p> <p>出典：平成14年度 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する報告書                      （平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構）</p>		格納容器 半球部	格納容器 円筒部1	格納容器 円筒部2	格納容器 円筒部3	非常用170℃ 補強板	通常用170℃ 補強板	機器搬入口 補強板	局 部 解 析	降伏荷重 0.517 MPa (1.83Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.509 MPa (1.80Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.623 MPa (2.20Pd)		破断荷重 0.835 MPa (2.95Pd)	0.976 MPa (3.45Pd)	0.877 MPa (3.10Pd)	— (—)	1.033 MPa (3.65Pd)	1.160 MPa (4.10Pd)	— (—)	<p style="text-align: center;">表添付 1-2-1 各部の降伏、破断圧力</p> <table border="1" data-bbox="1429 183 1989 319"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器 半球部</th> <th>格納容器 円筒部1</th> <th>格納容器 円筒部2</th> <th>格納容器 円筒部3</th> <th>非常用170℃ 補強板</th> <th>通常用170℃ 補強板</th> <th>機器搬入口 補強板</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>局 部 解 析</td> <td>降伏荷重 0.517 MPa (1.83Pd)</td> <td>0.587 MPa (2.08Pd)</td> <td>0.587 MPa (2.08Pd)</td> <td>0.509 MPa (1.80Pd)</td> <td>0.538 MPa (1.90Pd)</td> <td>0.538 MPa (1.90Pd)</td> <td>0.623 MPa (2.20Pd)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>破断荷重 0.835 MPa (2.95Pd)</td> <td>0.976 MPa (3.45Pd)</td> <td>0.877 MPa (3.10Pd)</td> <td>— (—)</td> <td>1.033 MPa (3.65Pd)</td> <td>1.160 MPa (4.10Pd)</td> <td>— (—)</td> </tr> </tbody> </table> <p>—：引張強さに到達せず</p> <p>出典：平成14年度 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する報告書                      （平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構）</p>		格納容器 半球部	格納容器 円筒部1	格納容器 円筒部2	格納容器 円筒部3	非常用170℃ 補強板	通常用170℃ 補強板	機器搬入口 補強板	局 部 解 析	降伏荷重 0.517 MPa (1.83Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.509 MPa (1.80Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.623 MPa (2.20Pd)		破断荷重 0.835 MPa (2.95Pd)	0.976 MPa (3.45Pd)	0.877 MPa (3.10Pd)	— (—)	1.033 MPa (3.65Pd)	1.160 MPa (4.10Pd)	— (—)	
	格納容器 半球部	格納容器 円筒部1	格納容器 円筒部2	格納容器 円筒部3	非常用170℃ 補強板	通常用170℃ 補強板	機器搬入口 補強板																																												
局 部 解 析	降伏荷重 0.517 MPa (1.83Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.509 MPa (1.80Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.623 MPa (2.20Pd)																																												
	破断荷重 0.835 MPa (2.95Pd)	0.976 MPa (3.45Pd)	0.877 MPa (3.10Pd)	— (—)	1.033 MPa (3.65Pd)	1.160 MPa (4.10Pd)	— (—)																																												
	格納容器 半球部	格納容器 円筒部1	格納容器 円筒部2	格納容器 円筒部3	非常用170℃ 補強板	通常用170℃ 補強板	機器搬入口 補強板																																												
局 部 解 析	降伏荷重 0.517 MPa (1.83Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.509 MPa (1.80Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.623 MPa (2.20Pd)																																												
	破断荷重 0.835 MPa (2.95Pd)	0.976 MPa (3.45Pd)	0.877 MPa (3.10Pd)	— (—)	1.033 MPa (3.65Pd)	1.160 MPa (4.10Pd)	— (—)																																												



大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉 添付 2-3 伊方3号炉と代表プラントの仕様比較	泊発電所3号炉 添付 1-3 泊発電所3号炉と代表プラントの仕様比較	相違理由 【伊方】 資料名の相違																																																																																																																																																																																	
	<p>①原子炉格納容器本体主要寸法比較表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>伊方3号炉</th> <th>代表プラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高使用圧力 (MPa)</td> <td>0.283</td> <td>0.283</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">半球部</td> <td>板厚 (mm)</td> <td>22.5</td> </tr> <tr> <td>内半径 (mm)</td> <td>20,011</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">円筒部</td> <td>板厚 (mm)</td> <td>44.5</td> </tr> <tr> <td>内径 (mm)</td> <td>40,000</td> </tr> <tr> <td></td> <td>円筒部高さ (mm)</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">リング ガード</td> <td>板厚 (mm)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>せい (mm)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>固定端からの設置高さ (mm)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器本体材質</td> <td>SGV49 (SGV480)</td> <td>SGV49 (SGV480)</td> </tr> </tbody> </table> <p>②機器搬入口主要寸法比較表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>伊方3号炉</th> <th>代表プラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴内径 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>胴長 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>フランジ外径 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓋鏡内半径 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>補強板外径 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>胴板厚 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓋板厚 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>フランジ板厚 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>補強板板厚 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>耐圧部材質</td> <td>SGV49 (SGV480)</td> <td>SGV49 (SGV480)</td> </tr> </tbody> </table> <p>③エアロック主要寸法比較表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>伊方3号炉</th> <th>代表プラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴長 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>胴内径(1)*1 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>胴内径(2)*2 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>胴板厚(1)*1 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>胴板厚(2)*2 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>補強板外径 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>補強板板厚 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>耐圧部材質</td> <td>SGV49 (SGV480)</td> <td>SGV49 (SGV480)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：原子炉格納容器胴板取付部                  *2：張り出し部</p>	項目	伊方3号炉	代表プラント	最高使用圧力 (MPa)	0.283	0.283	半球部	板厚 (mm)	22.5	内半径 (mm)	20,011	円筒部	板厚 (mm)	44.5	内径 (mm)	40,000		円筒部高さ (mm)		リング ガード	板厚 (mm)		せい (mm)		固定端からの設置高さ (mm)		原子炉格納容器本体材質	SGV49 (SGV480)	SGV49 (SGV480)	項目	伊方3号炉	代表プラント	胴内径 (mm)			胴長 (mm)			フランジ外径 (mm)			蓋鏡内半径 (mm)			補強板外径 (mm)			胴板厚 (mm)			蓋板厚 (mm)			フランジ板厚 (mm)			補強板板厚 (mm)			耐圧部材質	SGV49 (SGV480)	SGV49 (SGV480)	項目	伊方3号炉	代表プラント	胴長 (mm)			胴内径(1)*1 (mm)			胴内径(2)*2 (mm)			胴板厚(1)*1 (mm)			胴板厚(2)*2 (mm)			補強板外径 (mm)			補強板板厚 (mm)			耐圧部材質	SGV49 (SGV480)	SGV49 (SGV480)	<p>① 原子炉格納容器本体主要寸法比較表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>泊発電所3号炉</th> <th>代表プラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高使用圧力 (MPa)</td> <td>0.283</td> <td>0.283</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">半球部</td> <td>板厚 (mm)</td> <td>22.5</td> </tr> <tr> <td>内半径 (mm)</td> <td>20,011</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">円筒部</td> <td>板厚 (mm)</td> <td>44.5</td> </tr> <tr> <td>内径 (mm)</td> <td>40,000</td> </tr> <tr> <td></td> <td>円筒部高さ (mm)</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">リング ガード</td> <td>板厚 (mm)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>せい (mm)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>固定端からの設置高さ (mm)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器本体材質</td> <td>SGV480</td> <td>SGV49 (SGV480 相当)</td> </tr> </tbody> </table> <p>② 機器搬入口主要寸法比較表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>泊発電所3号炉</th> <th>代表プラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴内径 (mm)</td> <td>6,400</td> <td>6,000</td> </tr> <tr> <td>胴長 (mm)</td> <td>1,000</td> <td>1,000</td> </tr> <tr> <td>フランジ外径 (mm)</td> <td>6,820</td> <td>6,420</td> </tr> <tr> <td>蓋鏡内半径 (mm)</td> <td>7,000</td> <td>7,000</td> </tr> <tr> <td>補強板外径 (mm)</td> <td>9,600</td> <td>9,200</td> </tr> <tr> <td>胴板厚 (mm)</td> <td>110</td> <td>110</td> </tr> <tr> <td>蓋板厚 (mm)</td> <td>38</td> <td>38</td> </tr> <tr> <td>フランジ板厚 (mm)</td> <td>75</td> <td>75</td> </tr> <tr> <td>補強板板厚 (mm)</td> <td>110</td> <td>110</td> </tr> <tr> <td>耐圧部材質</td> <td>SGV480</td> <td>SGV49 (SGV480 相当)</td> </tr> </tbody> </table> <p>③ エアロック主要寸法比較表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>泊発電所3号炉</th> <th>代表プラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴長 (mm)</td> <td>3,000</td> <td>3,000</td> </tr> <tr> <td>胴内径(1)*1 (mm)</td> <td>2,542</td> <td>2,542</td> </tr> <tr> <td>胴内径(2)*2 (mm)</td> <td>2,800</td> <td>2,800</td> </tr> <tr> <td>胴板厚(1)*1 (mm)</td> <td>80</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>胴板厚(2)*2 (mm)</td> <td>22</td> <td>22</td> </tr> <tr> <td>補強板外径 (mm)</td> <td>4,500</td> <td>4,500</td> </tr> <tr> <td>補強板板厚 (mm)</td> <td>80</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>耐圧部材質</td> <td>SGV480</td> <td>SGV49 (SGV480 相当)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 原子炉格納容器胴板取付部                  *2 張り出し部</p> <p>特記の内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	項目	泊発電所3号炉	代表プラント	最高使用圧力 (MPa)	0.283	0.283	半球部	板厚 (mm)	22.5	内半径 (mm)	20,011	円筒部	板厚 (mm)	44.5	内径 (mm)	40,000		円筒部高さ (mm)		リング ガード	板厚 (mm)		せい (mm)		固定端からの設置高さ (mm)		原子炉格納容器本体材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)	項目	泊発電所3号炉	代表プラント	胴内径 (mm)	6,400	6,000	胴長 (mm)	1,000	1,000	フランジ外径 (mm)	6,820	6,420	蓋鏡内半径 (mm)	7,000	7,000	補強板外径 (mm)	9,600	9,200	胴板厚 (mm)	110	110	蓋板厚 (mm)	38	38	フランジ板厚 (mm)	75	75	補強板板厚 (mm)	110	110	耐圧部材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)	項目	泊発電所3号炉	代表プラント	胴長 (mm)	3,000	3,000	胴内径(1)*1 (mm)	2,542	2,542	胴内径(2)*2 (mm)	2,800	2,800	胴板厚(1)*1 (mm)	80	80	胴板厚(2)*2 (mm)	22	22	補強板外径 (mm)	4,500	4,500	補強板板厚 (mm)	80	80	耐圧部材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)
項目	伊方3号炉	代表プラント																																																																																																																																																																																		
最高使用圧力 (MPa)	0.283	0.283																																																																																																																																																																																		
半球部	板厚 (mm)	22.5																																																																																																																																																																																		
	内半径 (mm)	20,011																																																																																																																																																																																		
円筒部	板厚 (mm)	44.5																																																																																																																																																																																		
	内径 (mm)	40,000																																																																																																																																																																																		
	円筒部高さ (mm)																																																																																																																																																																																			
リング ガード	板厚 (mm)																																																																																																																																																																																			
	せい (mm)																																																																																																																																																																																			
	固定端からの設置高さ (mm)																																																																																																																																																																																			
原子炉格納容器本体材質	SGV49 (SGV480)	SGV49 (SGV480)																																																																																																																																																																																		
項目	伊方3号炉	代表プラント																																																																																																																																																																																		
胴内径 (mm)																																																																																																																																																																																				
胴長 (mm)																																																																																																																																																																																				
フランジ外径 (mm)																																																																																																																																																																																				
蓋鏡内半径 (mm)																																																																																																																																																																																				
補強板外径 (mm)																																																																																																																																																																																				
胴板厚 (mm)																																																																																																																																																																																				
蓋板厚 (mm)																																																																																																																																																																																				
フランジ板厚 (mm)																																																																																																																																																																																				
補強板板厚 (mm)																																																																																																																																																																																				
耐圧部材質	SGV49 (SGV480)	SGV49 (SGV480)																																																																																																																																																																																		
項目	伊方3号炉	代表プラント																																																																																																																																																																																		
胴長 (mm)																																																																																																																																																																																				
胴内径(1)*1 (mm)																																																																																																																																																																																				
胴内径(2)*2 (mm)																																																																																																																																																																																				
胴板厚(1)*1 (mm)																																																																																																																																																																																				
胴板厚(2)*2 (mm)																																																																																																																																																																																				
補強板外径 (mm)																																																																																																																																																																																				
補強板板厚 (mm)																																																																																																																																																																																				
耐圧部材質	SGV49 (SGV480)	SGV49 (SGV480)																																																																																																																																																																																		
項目	泊発電所3号炉	代表プラント																																																																																																																																																																																		
最高使用圧力 (MPa)	0.283	0.283																																																																																																																																																																																		
半球部	板厚 (mm)	22.5																																																																																																																																																																																		
	内半径 (mm)	20,011																																																																																																																																																																																		
円筒部	板厚 (mm)	44.5																																																																																																																																																																																		
	内径 (mm)	40,000																																																																																																																																																																																		
	円筒部高さ (mm)																																																																																																																																																																																			
リング ガード	板厚 (mm)																																																																																																																																																																																			
	せい (mm)																																																																																																																																																																																			
	固定端からの設置高さ (mm)																																																																																																																																																																																			
原子炉格納容器本体材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)																																																																																																																																																																																		
項目	泊発電所3号炉	代表プラント																																																																																																																																																																																		
胴内径 (mm)	6,400	6,000																																																																																																																																																																																		
胴長 (mm)	1,000	1,000																																																																																																																																																																																		
フランジ外径 (mm)	6,820	6,420																																																																																																																																																																																		
蓋鏡内半径 (mm)	7,000	7,000																																																																																																																																																																																		
補強板外径 (mm)	9,600	9,200																																																																																																																																																																																		
胴板厚 (mm)	110	110																																																																																																																																																																																		
蓋板厚 (mm)	38	38																																																																																																																																																																																		
フランジ板厚 (mm)	75	75																																																																																																																																																																																		
補強板板厚 (mm)	110	110																																																																																																																																																																																		
耐圧部材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)																																																																																																																																																																																		
項目	泊発電所3号炉	代表プラント																																																																																																																																																																																		
胴長 (mm)	3,000	3,000																																																																																																																																																																																		
胴内径(1)*1 (mm)	2,542	2,542																																																																																																																																																																																		
胴内径(2)*2 (mm)	2,800	2,800																																																																																																																																																																																		
胴板厚(1)*1 (mm)	80	80																																																																																																																																																																																		
胴板厚(2)*2 (mm)	22	22																																																																																																																																																																																		
補強板外径 (mm)	4,500	4,500																																																																																																																																																																																		
補強板板厚 (mm)	80	80																																																																																																																																																																																		
耐圧部材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)																																																																																																																																																																																		

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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
		<p style="text-align: right;">添付1-4</p> <p style="text-align: center;">代表プラントの解析結果の適用性について</p> <p>代表プラントの解析結果を泊発電所3号炉の原子炉格納容器圧力評価に適用できることを示す。</p> <p>【泊発電所3号炉と代表プラントの原子炉格納容器仕様の違いによる影響】</p> <p>泊発電所3号炉と代表プラントでは、原子炉格納容器仕様がほぼ同じであるが、機器搬入口の主要寸法とリングガード主要寸法に違いがあることから、代表プラントの有限要素法による評価を適用することに関し、以下に述べる。</p> <p>機器搬入口は円筒部の大開口であり、その周辺に応力集中が生じるため開口部の補強を行っている。表添付1-4-1より、泊発電所3号炉と代表プラントは、開口に対してほぼ同等の補強がなされており、圧力により当該部位には同程度の局部応力が発生すると考えられる。なお、泊発電所3号炉の機器搬入口の補強に有効な面積は若干小さいが、代表プラントの当該位置での許容圧力は約3.1Pdであり、2Pdに対して十分に余裕があるため問題ないと考える。</p> <p>また、リングガードは、代表プラントに比べ板厚が小さく剛性が小さくなるため、リングガードによる半球部への拘束力が小さくなる傾向であり、半球部の局部応力への影響が小さくなると考える。</p> <p>以上から、泊発電所3号炉の原子炉格納容器と代表プラントの原子炉格納容器における主要寸法の相違による発生応力への影響は問題とならないと考える。</p> <p style="text-align: center;">表添付1-4-1 機器搬入口の補強に有効な面積の比較                      （既工事計画認可申請書添付資料における補強計算値）</p> <table border="1" data-bbox="1429 1177 1995 1278"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>泊発電所3号炉</th> <th>代表プラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 補強に必要な面積 (mm<sup>2</sup>)</td> <td>277,120</td> <td>259,140</td> </tr> <tr> <td>② 補強に有効な面積 (mm<sup>2</sup>)</td> <td>323,901</td> <td>325,385</td> </tr> <tr> <td>②/①</td> <td>1.17</td> <td>1.26</td> </tr> </tbody> </table> <p>（注）設計・建設規格のPVE-3281に従い算出</p>	項目	泊発電所3号炉	代表プラント	① 補強に必要な面積 (mm <sup>2</sup> )	277,120	259,140	② 補強に有効な面積 (mm <sup>2</sup> )	323,901	325,385	②/①	1.17	1.26	<p>【伊方】                      設備の相違                      ・代表プラント寸法は伊方同様である。一方、泊とは若干異なることから、添付1-4にて解析結果の適用性を評価し、問題無いことを確認した。</p>
項目	泊発電所3号炉	代表プラント													
① 補強に必要な面積 (mm <sup>2</sup> )	277,120	259,140													
② 補強に有効な面積 (mm <sup>2</sup> )	323,901	325,385													
②/①	1.17	1.26													

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）

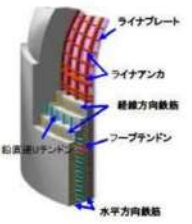
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>なお、伊方3号炉と代表プラントの機器搬入口及びエアロックの配置は、原子炉格納容器固定端からの高さは同じであるが、平面的な位置が若干異なる。しかしながら、各々の機器は、設計・建設規格 解説 PVB-3530 に記載されている局部応力が相互に影響を及ぼす範囲 (<math>2.5\sqrt{RT}</math>) 以上の位置に設置されているため、互いの開口周辺挙動に影響を与えない。したがって、平面的な配置の違いによる影響は無視できる。</p> <p> <math>2.5\sqrt{RT} = \text{約 } 2.4\text{m}</math>  <math>R</math> : 原子炉格納容器平均半径  <math>t</math> : 原子炉格納容器板厚                 </p> <p>(注) 高さは、弾性材上端からの高さ</p>	<p>なお、泊発電所3号炉と代表プラントの機器搬入口及びエアロックの配置は、原子炉格納容器固定端からの高さは同じであるが、平面的な位置が若干異なる。しかしながら、各々の機器は、設計・建設規格 解説 PVB-3530 に記載されている局部応力が相互に影響を及ぼす範囲 (<math>2.5\sqrt{RT}</math>) 以上の位置に設置されているため、互いの開口周辺挙動に影響を与えない。したがって、平面的な配置の違いによる影響は無視できる。</p> <p> <math>2.5\sqrt{RT} = \text{約 } 2.4\text{m}</math>  <math>R</math> : 原子炉格納容器平均半径  <math>t</math> : 原子炉格納容器板厚                 </p> <p>(注) 設置高さは、弾性材上端からの高さ</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">参考-1</p> <p style="text-align: center;">高温時の材料物性の変化がPCCVに及ぼす影響について</p> <p>1. 目的                      PCCVのシビアアクシデント時の限界温度・圧力については、事業者の評価（本文中文献[4]：ISP48）をもとに検討した。また、ISP48ではPCCV構成部材の高温時の物性変化を考慮しているが、実施機関により設定されたものである。PCCV構成部材のうち主に耐圧性能を担保するコンクリート部（コンクリート、鉄筋、テンドン）について、高温時（CV内温度200℃程度）の材料物性の変化が耐圧・耐震性能に及ぼす影響について検討する。</p> <p>2. PCCVの概要とコンクリート断面内の温度分布                      コンクリート部は、内面をライナにて内張りされ、約1,300mmの壁厚を有していることから、加熱時に水分逸散がほとんどなく、物性変化が小さいことが予測される。その概要を参考第1-1図に示す。また、限界耐圧試験の破壊位置（一般部）におけるコンクリート断面内の温度分布（内面200℃）を、鉄筋およびテンドンの配置とともに参考第1-2図に示す。コンクリートの断熱効果により、鉄筋は85℃程度、テンドンは27℃程度であり、コンクリートの熱影響範囲もごく一部に限られている。</p> <div style="display: flex; align-items: flex-start;"> <div style="margin-right: 20px;">  <p>参考第1-1図 PCCVの概要</p> </div> <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 150px; margin-right: 20px;"></div> <div style="margin-right: 20px;"> <p>参考第1-2図 破断位置の温度分</p> </div> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px; width: fit-content;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p> </div>			<p>【大飯】                      設備の相違                      ・原子炉格納容器型式の相違による。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 既往文献の調査</p> <p>PCCV 構成部材のうち、コンクリート、鉄筋およびテンドンのそれぞれを対象に、高温時の物性変化に関して、日本建築学会等を対象に既往文献調査を行い、ISP48 設定値との比較検討を行った。また、コンクリートについては、電力中央研究所の知見に対する検討も参考として添付している。</p> <p>(1) コンクリートについて</p> <p>コンクリートの加熱試験に使用するテストピースには、熱による水分逸散を許容しない封緘状態（シール）のもの、水分逸散を許容する暴露状態の2種類がある。PCCV コンクリート部はライナが内張りされ、1 m以上の壁厚を有する構造形式である。そのため、当該コンクリートの試験体としては、実規模の試験体のものや、テストピースにおいてはシール状態のものが適切と考えられる。</p> <p>a. テストピースを用いた試験での加熱による影響について</p> <p>(a) 主にアンシール状態のテストピースを対象に各種知見が取りまとめられており、温度増加に伴う強度低下が示されている。（参考第1-3図）</p> <div data-bbox="85 730 728 970" style="border: 1px solid black; height: 150px; margin: 10px 0;"></div> <p>参考第1-3図 加熱時のコンクリートの物性変化(1)                  （日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック」に加筆）</p> <p>(b) シール状態では、20～600℃で7日間コンクリートを加熱した試験において、175℃までは強度および弾性係数に低下が認められない。（参考第1-4図）<sup>1)</sup></p> <div data-bbox="85 1177 728 1369" style="border: 1px solid black; height: 120px; margin: 10px 0;"></div> <p>a. 加熱温度と圧縮強度の関係      b. 加熱温度と弾性係数の関係</p> <p>参考第1-4図 加熱時のコンクリートの物性変化(2)      （文献<sup>1)</sup>に加筆）</p> <div data-bbox="342 1449 728 1469" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;">                     本資料のうち、特開の内容は機密事項に属しますので公開できません。                 </div>			

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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 長期間加熱による影響について</p> <p>(a) 20～175℃で 91 日間コンクリートを加熱した試験において、長期にわたって、明確なコンクリートの強度低下は認められない。また、弾性係数は110℃で低下は認められず、175℃では初期に低下するものの、その後の低下は認められない（参考第 1-5 図）。<sup>2)</sup></p> <div data-bbox="89 363 721 545" style="border: 1px solid black; height: 114px; width: 282px;"></div> <p>a. 加熱温度と圧縮強度の関係      b. 加熱温度と弾性係数の関係</p> <p>参考第 1-5 図 加熱時のコンクリートの物性変化(3)（文献<sup>2)</sup>に加筆）</p> <p>(b) 1 辺 1.5m のコンクリート模擬部材の 1 面から 175℃で 91 日間加熱した試験において、部材内部の強度および弾性係数は常温で養生した供試体の強度から大きく低下しない<sup>3)</sup>。</p> <p>(c) 110℃で約 2 年間コンクリートを加熱した試験において、強度は増加する傾向にあり、弾性係数に低下は認められない<sup>4)</sup>。</p> <p>b. 加熱後の材料物性の還元について</p> <p>火災等により気中で加熱されたコンクリートについて、加熱により低下した強度は、被災後のある期間を経ると回復し、受熱温度が 500℃以内であれば、再使用に耐えられる状態にまで復元（200℃加熱後について、強度でほぼ 100%、弾性係数で約 95%まで回復）する<sup>5)</sup>とされている。</p> <p>(2) 鋼材（鉄筋・テンドン）について</p> <p>鉄筋およびテンドンのシビアアクシデント時（内面 200℃）の想定温度（鉄筋：85℃程度、テンドン：27℃程度）を考慮すれば、温度による物性値は変化せず、健全性に問題はない（参考第 1-6、1-7 図）。</p> <div data-bbox="342 1273 725 1294" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content;"> <p>本資料のうち、特許目の内容は機密事項に属しますので公開できません。</p> </div>			



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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="138 153 674 368" style="border: 1px solid black; height: 135px; width: 239px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="215 373 586 443" style="font-size: small;">                     a. 圧縮強度残存比                      b. 弾性係数残存比                      参考第1-6図 加熱時の鉄筋の物性変化                      （日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック」に加筆）                 </div> <div data-bbox="183 496 645 895" style="border: 1px solid black; height: 250px; width: 206px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="91 922 710 949" style="font-size: small;">                     参考第1-7図 加熱時のテンドンの物性変化（文献<sup>6)</sup>に加筆）                 </div> <p>4. 高温時における部材の物性変化が及ぼす影響</p> <p>シビアアクシデント時の躯体内部温度評価から、構成部材の想定温度は、鉄筋およびテンドンについて、それぞれ85℃程度および27℃程度であり、物性変化はほとんど発生しないと考えられる。コンクリートについては熱影響を受ける範囲は極一部で限定的であり、コンクリート躯体全体への影響はほとんどない。</p> <p>また、事業者の解析（ISP48）で設定された構成部材の物性変化は、各部材が対象とすべき温度領域において、既往文献と符合するよう設定されている。</p> <p>以上のことから、シビアアクシデント時においてPCCVの健全性は維持され、耐圧性能、耐震性への影響はほとんどないと考えられる。</p> <div data-bbox="342 1412 725 1433" style="border: 1px solid black; font-size: x-small; padding: 2px; margin-top: 10px;">                     本資料のうち、特記の内容は機密事項に属しますので公開できません。                 </div>			

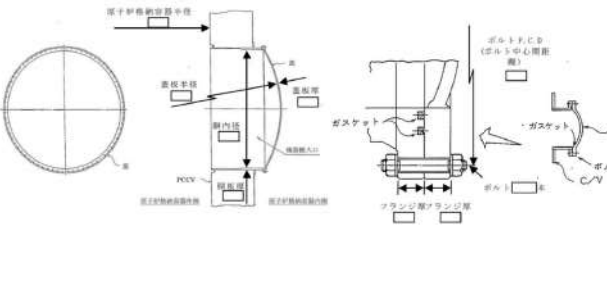
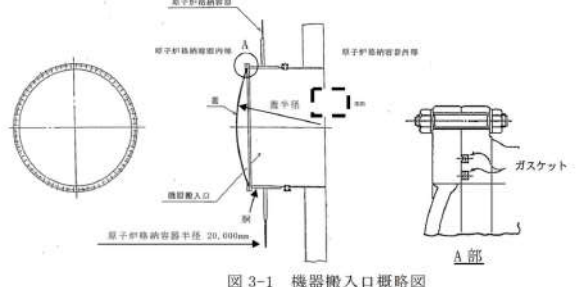
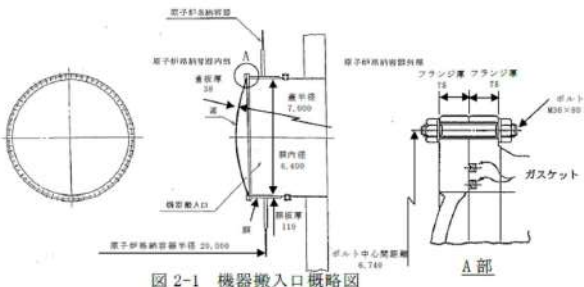
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考文献】</p> <p>1)長尾ほか、高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究、日本建築学会 構造系論文集、第457号、1994</p> <p>2)中根ほか、加熱されるコンクリート部材の諸物性に関する研究（その4. 110℃、175℃加熱後の強度・弾性係数の試験結果）、日本建築学会大会学術講演梗概集（関東）、1988</p> <p>3)松下ほか、高温を受けるコンクリートの諸物性に関する研究（その4. 強度・弾性係数の試験結果）、日本建築学会大会学術講演梗概集（北海道）、1986</p> <p>4)池内ほか、長期間加熱を受けたコンクリートの物性変化に関する実験的研究、日本建築学会大会学術講演梗概集（中国）、1999</p> <p>5)コンクリート診断技術'05、(社)日本コンクリート工学協会、2005</p> <p>6)高温時におけるPC鋼より線の弾塑性的性質について、プレストレストコンクリート Vol.7, No.6, Dec. 1965</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 機器搬入口</p> <p>2.1 評価方針</p> <p>機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。<b>（第2-1図）</b></p> <p>機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、<b>原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用する</b>。この変位及び高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、変形が生じ過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる。</p> <p>また、球殻形状である蓋は、蓋板厚に対し、蓋板内半径が大きいため、その座屈が機能喪失要因と想定される。このため、蓋の座屈、並びにフランジ部の延性破壊及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 本体の耐圧</li> <li>• シール部の健全性</li> </ul>  <p>第2-1図 機器搬入口概略図</p> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>3. 機器搬入口</p> <p>3.1 評価方針</p> <p>機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定している。フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。</p> <p>機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができ、<b>高温状態で内圧を受けるため変形が生じ、過度な塑性変形に伴う延性破壊が</b>考えられる。</p> <p>また、球殻形状である蓋は、蓋の板厚に対し、蓋板の内半径が大きいため、その座屈が機能喪失要因として想定される。このため、蓋の座屈、並びにフランジ部の延性破壊及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 本体の耐圧</li> <li>• フランジ固定部の強度</li> <li>• ガスケットの健全性</li> </ul>  <p>図3-1 機器搬入口概略図</p>	<p>2. 機器搬入口</p> <p>2.1 評価方針</p> <p>機器搬入口は、フランジ付きの胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している<b>（図2-1）</b>。  <b>フランジにはシール溝が二重に配置されており、それぞれのシール溝にガスケットを取り付ける二重シール構造になっている。</b></p> <p>機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと<b>及び</b>繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊<b>及び</b>疲労破壊は評価対象外と考えることができる。機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、<b>原子炉格納容器膨張による胴のひずみによる強制変位が顕著に作用する</b>。この変位及び高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、変形が生じ過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる。</p> <p>また、球殻形状である蓋は、蓋板厚に対し、蓋板内半径が大きいため、その座屈が機能喪失要因として想定される。このため、蓋の座屈、並びにフランジ部の延性破壊及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ、200℃、2Pdでの健全性確認には以下の評価が必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 本体の耐圧</li> <li>• フランジ固定部の強度</li> <li>• ガスケットの健全性</li> </ul>  <p>図2-1 機器搬入口概略図</p>	<p>【大飯、伊方】 記載表現の相違 ・<b>女川実績を反映した。</b></p> <p>【大飯】 設備の相違 ・<b>原子炉格納容器型式の相違による。</b></p> <p>【伊方】 記載充実</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

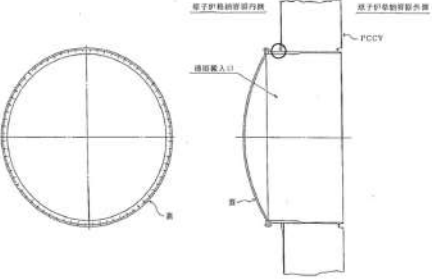
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) 本体の耐圧</p> <p>既工事計画認可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行う。機器搬入口は、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用する。また、外周囲をコンクリートに支持された機器搬入口の胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、200℃、2Pdにおける健全性を確認する。評価点を第2-2図に示す。</p> <p>一方、蓋板の座屈の評価は、原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋（球殻）の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が2Pdを上回ることを確認する。</p>	<p>(1) 本体の耐圧</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。</p> <p>具体的には代表プラントの原子炉格納容器本体に機器搬入口の胴及び取付部、エアロックの胴及び取付部を含みモデル化し、200℃の条件で解析を行った結果、原子炉格納容器半球部が最も早く破断の基準に達し、その際の原子炉格納容器の内圧は約3Pd（0.835MPa[gage]）であった。</p> <p>伊方3号炉の機器搬入口の基本構造は代表プラントと同様であり、機器搬入口の胴及び取付部は、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。</p> <p>また、蓋板の座屈の評価は、原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋（球殻）の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が2Pdを上回ることを確認する。</p>	<p>(1) 本体の耐圧</p> <p>機器搬入口の胴において、一次一般膜応力は原子炉格納容器本体円筒部と比べ、板厚が大きく、内径が小さいので発生応力も十分小さい。</p> <p>また、重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。</p> <p>具体的には代表プラントの原子炉格納容器本体に機器搬入口の胴及び取付部、エアロックの胴及び取付部を含みモデル化し、200℃の条件で解析を行った結果、原子炉格納容器半球部が最も早く破断の基準に達し、その際の原子炉格納容器の内圧は約3Pd（0.835MPa[gage]）であった。</p> <p>泊発電所3号炉は、機器搬入口の内径が代表プラントと比較し7%程度大きくなるが、機器搬入口の胴及び取付部は、代表プラントと同様に十分に補強されているとともに、原子炉格納容器半球部と比較し限界圧力に対して十分裕度があるものであり（図2-2参照）、その評価結果に包絡される。</p> <p>一方、蓋板の座屈の評価は、原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋（球殻）の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が2Pdを上回ることを確認する。</p>	<p>【伊方】記載充実          【大飯】設備の相違          原子炉格納容器型式の相違による。          【伊方】設備の相違          ・代表プラントにおける機器搬入口の内径は、伊方と同じであり泊と若干異なる。機器搬入口本体の耐圧は、図2-2の通り、原子炉格納容器半球部の評価結果に包絡されることから、寸法差の影響は軽微といえる点で同等である。          【伊方】記載表現の相違</p>

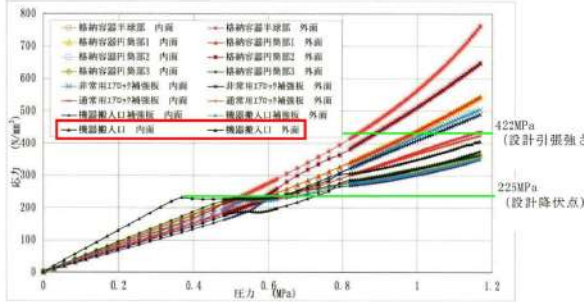
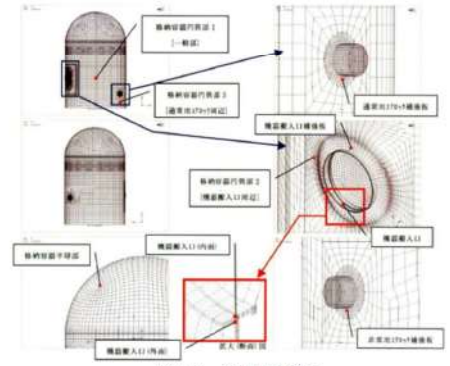
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
 <p>第2-2図 機器搬入口本体の評価点（図中、○印）</p>		<p>表 2-1 原子炉格納容器主要寸法比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>泊発電所3号炉</th> <th>代表プラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高使用圧力 (MPa)</td> <td>0.283</td> <td>0.283</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">半球部</td> <td>板厚 (mm)</td> <td>22.5</td> </tr> <tr> <td>内半径 (mm)</td> <td>20,011</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">円筒部</td> <td>板厚 (mm)</td> <td>44.5</td> </tr> <tr> <td>内径 (mm)</td> <td>40,000</td> </tr> <tr> <td>円筒部高さ (mm)</td> <td style="border: 2px solid black;">[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器本体材質</td> <td>SGV480</td> <td>SGV49 (SGV480 相当)</td> </tr> </tbody> </table> <p>表 2-2 機器搬入口主要寸法比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>泊発電所3号炉</th> <th>代表プラント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>胴内径 (mm)</td> <td>6,400</td> <td>6,000</td> </tr> <tr> <td>胴長 (mm)</td> <td>1,000</td> <td>1,000</td> </tr> <tr> <td>フランジ外径 (mm)</td> <td>6,820</td> <td>6,420</td> </tr> <tr> <td>蓋鏡内半径 (mm)</td> <td>7,000</td> <td>7,000</td> </tr> <tr> <td>補強板外径 (mm)</td> <td>9,600</td> <td>9,200</td> </tr> <tr> <td>胴板厚 (mm)</td> <td>110</td> <td>110</td> </tr> <tr> <td>蓋板厚 (mm)</td> <td>38</td> <td>38</td> </tr> <tr> <td>フランジ板厚 (mm)</td> <td>75</td> <td>75</td> </tr> <tr> <td>補強板板厚 (mm)</td> <td>110</td> <td>110</td> </tr> <tr> <td>耐圧部材質</td> <td>SGV480</td> <td>SGV49 (SGV480 相当)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">[Redacted] 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>	項目	泊発電所3号炉	代表プラント	最高使用圧力 (MPa)	0.283	0.283	半球部	板厚 (mm)	22.5	内半径 (mm)	20,011	円筒部	板厚 (mm)	44.5	内径 (mm)	40,000	円筒部高さ (mm)	[Redacted]	原子炉格納容器本体材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)	項目	泊発電所3号炉	代表プラント	胴内径 (mm)	6,400	6,000	胴長 (mm)	1,000	1,000	フランジ外径 (mm)	6,820	6,420	蓋鏡内半径 (mm)	7,000	7,000	補強板外径 (mm)	9,600	9,200	胴板厚 (mm)	110	110	蓋板厚 (mm)	38	38	フランジ板厚 (mm)	75	75	補強板板厚 (mm)	110	110	耐圧部材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)	<p>【大飯】                  設備の相違                  ・原子炉格納容器                  型式の相違による。</p> <p>【伊方】                  ・代表プラントと                  主要寸法の比較を掲載した。</p>
項目	泊発電所3号炉	代表プラント																																																							
最高使用圧力 (MPa)	0.283	0.283																																																							
半球部	板厚 (mm)	22.5																																																							
	内半径 (mm)	20,011																																																							
円筒部	板厚 (mm)	44.5																																																							
	内径 (mm)	40,000																																																							
	円筒部高さ (mm)	[Redacted]																																																							
原子炉格納容器本体材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)																																																							
項目	泊発電所3号炉	代表プラント																																																							
胴内径 (mm)	6,400	6,000																																																							
胴長 (mm)	1,000	1,000																																																							
フランジ外径 (mm)	6,820	6,420																																																							
蓋鏡内半径 (mm)	7,000	7,000																																																							
補強板外径 (mm)	9,600	9,200																																																							
胴板厚 (mm)	110	110																																																							
蓋板厚 (mm)	38	38																																																							
フランジ板厚 (mm)	75	75																																																							
補強板板厚 (mm)	110	110																																																							
耐圧部材質	SGV480	SGV49 (SGV480 相当)																																																							

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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>図 2-2 圧力-応力線図</p>  <p>図 2-3 結果出力箇所</p> <p>出典：平成 14 年度 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する報告書（平成 15 年 3 月 財団法人原子力発電技術機構）</p>	<p>【伊方】                  ・図 2-2、図 2-3                  より、機器搬入                  口本体の耐圧                  は、原子炉格納                  容器半球部の                  評価結果に包                  絡されること                  を示す。</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）

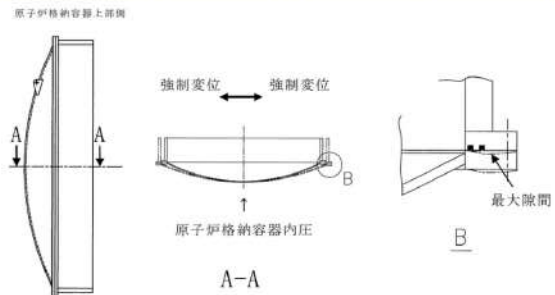
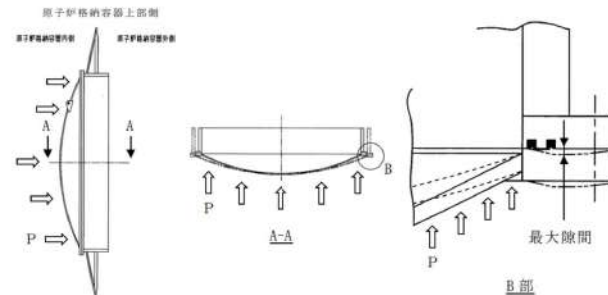
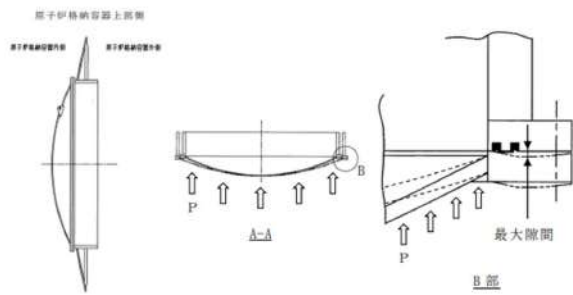
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2)シール部の健全性</p> <p>解析により、機器搬入口のフランジの開口量を評価し（第2-3図）、これがシール機能維持に問題ないことをガasketに関する実験結果から評価する。また、構造健全性上フランジより応力の厳しいボルトが健全であることも確認する。</p> <p>なお、解析はシール部の限界の検討に資するべく、200℃より厳しい条件で実施している。</p>	<p>(2)フランジ固定部の強度</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位が顕著に作用する。このため、リーク性能に影響を及ぼすフランジの開口量を含む一般部及び局所の応力評価（一次＋二次応力評価）を行う。</p> <p>具体的には、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態は同じであり原子炉格納容器内圧による変形モードも同傾向である代表プラントの有限要素法による一般部及び局所の解析評価結果（一次＋二次応力評価）を基に換算評価を行い、フランジ及びボルトに発生する応力が設計引張強さ（Su）以下であることを確認する。なお、代表プラントにおける解析では、原子炉格納容器との取り合い部からの胴部を含む機器搬入口本体を取り出し、軸対象モデル化して温度、圧力、原子炉格納容器本体円筒部の膨張による機器搬入口胴部への強制変位を付与して弾塑性解析を実施している。</p>	<p>(2)フランジ固定部の強度</p> <p>機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位が顕著に作用する。このため、リーク性能に影響を及ぼすフランジの開口量を含む一般部及び局所の応力評価（一次＋二次応力評価）を行う。</p> <p>具体的には、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態は同じであり原子炉格納容器内圧による変形モードも同傾向である代表プラントの有限要素法による一般部及び局所の解析評価結果（一次＋二次応力評価）を基に換算評価を行い、フランジ及びボルトに発生する応力が設計引張強さ（Su）以下であることを確認する。なお、代表プラントにおける解析では、原子炉格納容器との取り合い部からの胴部を含む機器搬入口本体を取り出し、軸対象モデル化して温度、圧力、原子炉格納容器本体円筒部の膨張による機器搬入口胴部への強制変位を付与して弾塑性解析を実施している。</p>	<p>【大飯】                  設備の相違                  ・原子炉格納容器型式の相違による。</p>
<p>比較のため順序入替 2. 機器搬入口 2.1 評価方針 (1) 本体の耐圧</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、機器搬入口の <b>評価温度及び評価圧力</b>の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に、PL+Pb の許容値として設計引張強さ（<b>但し、評価温度における設計引張強さ</b>）を適用することは妥当である。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回</p>	<p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に<b>示されるように</b>、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1 次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に PL+Pb の許容値として設計引張強さ（ただし、<b>評価温度における設計引張強さ</b>）を適用することは妥当である。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回</p>	<p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである（設計・建設規格 解説 GNR-2200）。</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、機器搬入口の<b>限界温度及び限界圧力</b>の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に PL+Pb の許容値として設計引張強さ（ただし、<b>限界温度における設計引張強さ</b>）を適用することは妥当である。</p>	<p>【伊方】                  記載表現の相違</p> <p>【大飯、伊方】                  記載表現の相違                  ・女川実績を反映し、限界温度・限界圧力に記載を統一した。</p>



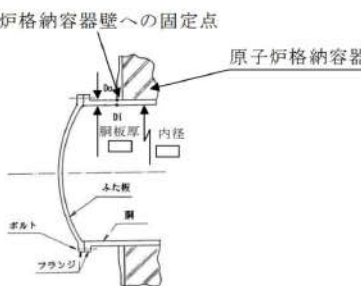
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>の評価では、すべての応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p>  <p>第2-3図 機器搬入口変形概念図</p> <p>〔蓋に原子炉格納容器内圧が外圧として作用し、押付けられることにより、蓋フランジの外側が跳ね上がろうとするが、外側がボルトで固定されていることから、最大隙間がフランジ中央に発生する。〕</p>	<p>の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p>  <p>図3-2 機器搬入口変形概念図</p> <p>〔蓋の球殻部に原子炉格納容器内圧が外圧として作用し、押付けられることにより、蓋フランジの外側が跳ね上がろうとするが、外側がボルトで固定されていることから、最大隙間がフランジ中央に発生する。〕</p> <p>(3) ガasketの健全性                  機器搬入口のガasketの取付状態が同じである代表プラントの試験結果から評価する。</p>	<p>の評価では、すべての応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p>  <p>図2-4 機器搬入口変形概念図</p> <p>〔蓋の球殻部に原子炉格納容器内圧が外圧として作用し、押付けられることにより、蓋フランジの外側が跳ね上がろうとするが、外側がボルトで固定されていることから、最大隙間がフランジ中央に発生する。〕</p> <p>(3) ガasketの健全性                  機器搬入口のガasketの取付状態が同じである代表プラントの試験結果から評価する。</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）

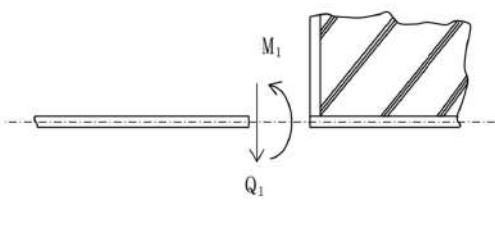
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大阪発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.2 評価</p> <p>(1) 本体の耐圧【大阪発電所3号炉及び4号炉評価結果】</p> <p>a. 本体の応力評価</p> <p>評価は、既工事計画認可申請書と同様のモデルを用い、算出した200℃、2Pdにおける応力値を基に健全性を確認する。評価点を第2-4図に示す。</p>  <p>第2-4図 機器搬入口本体の耐圧の評価に関する評価点</p> <p>(a) 外圧による応力</p> <p>i. 一次一般膜応力</p> <p>原子炉格納容器内圧力 (0.78MPa) の等分布荷重が、厚さ <input type="text"/> mm の胴の板心半径 <input type="text"/> mm に作用するとして、胴の長手軸方向の応力 (<math>\sigma_x</math>)、胴の周方向応力 (<math>\sigma_y</math>)、胴の板厚方向応力 (<math>\sigma_z</math>) を算出する。</p> <p>ii. 一次局部膜応力の計算</p> <p>一次局部膜応力は胴の周方向にのみ生じ、その値は次式による。</p> $\sigma_y = \frac{E \cdot \delta}{Rm}$ <p>E : 191,000MPa (at200℃)              Rm : 胴の板心半径 (mm) = <input type="text"/>  <math>\delta</math> : 外圧による胴の半径方向の変位で内向きを正とし、次式による。(mm)</p> $\delta = \frac{P_2 \cdot Rm^2}{E \cdot t} \left(1 - \frac{\nu}{2}\right) = $ <p><math>P_2</math> : 外圧 (MPa) = 0.78 (原子炉格納容器内圧)              t : 胴の板厚 (mm) = <input type="text"/>  <math>\nu</math> : 胴のポアソン比 = 0.3</p> <p>計算の結果を第2-1表に示す。</p> <p style="text-align: center; font-size: small;">本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>3.2 評価</p> <p>(1) 本体の耐圧【伊方3号炉評価結果】</p>	<p>2.2 評価</p> <p>(1) 本体の耐圧【泊発電所3号炉評価結果】</p>	<p>【大阪】              設備の相違              ・原子炉格納容器              型式の相違による。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉						伊方発電所3号炉				泊発電所3号炉		相違理由
第2-1表 外圧による応力 (単位：MPa)												
応力の種類	軸方向応力 $\sigma_x$		周方向応力 $\sigma_y$		板厚方向応力 $\sigma_z$							
	一次一般膜応力	一次一般膜応力	一次局部膜応力	合計	一次一般膜応力							
計算点	$\frac{P_i \cdot R_m}{2t}$	$\frac{P_i \cdot R_m}{t}$	$\frac{E \cdot \delta}{R_m}$		- P <sub>2</sub> , 0							
D i	-14.9	-29.8	25.3	-4.5	0							
D o	-14.9	-29.8	25.3	-4.5	-0.8							
						一次応力強さ						
	$\sigma_x - \sigma_y$		$\sigma_y - \sigma_z$		$\sigma_x - \sigma_z$							
D i	-14.4		-4.5		14.9							
D o	-14.4		-3.7		14.1							
<p>(b) 二次応力</p> <p>イ. 機器搬入口胴の温度（200℃）と既工事計画書における評価温度（14.2℃）との温度差  <math>\Delta T = 200 - 14.2 = 185.8^\circ\text{C}</math></p> <p>ロ. 応力の計算                  この応力はD i及びD o点にのみ生じる。</p> <p>(i) 不連続荷重の計算                  Timoshenko 著「Theory of Plates and Shells」によって不連続荷重M1, Q1を求め応力を計算する。ここで、不連続荷重M1, Q1は図示の方向を正とする。                  また、変位は機器搬入口内向きを正、回転角は右廻りを正とする。</p>												
												
不連続荷重												

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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																				
<p>D点における連続の条件より、原子炉格納容器と機器搬入口胴の変位差と不連続荷重による胴部変位（<math>\omega_1</math>）の和、および温度差 <math>\Delta T</math> による胴の回転角と不連続荷重による胴部回転角の和が0となることから、不連続荷重 <math>M_1</math>、<math>Q_1</math> を算出する。（<math>M_1 : 2.060 \times 10^5 [N \cdot mm/mm]</math>、<math>Q_1 : 1.074 \times 10^8 [N/mm]</math>）</p> <p>なお、原子炉格納容器の変位は、文献[1]にある1/4スケール試験体に対する弾塑性解析結果（約200℃、約2Pd）に基づき5mmとする。</p> <p>(*) 応力不連続荷重による応力の計算は次式による。</p> $\sigma_x = \pm \frac{6 M_1}{t^2}$ $\sigma_y = -\frac{E \cdot \omega_1}{R m} \pm \frac{6 \nu \cdot M_1}{t^2}$ $\sigma_z = 0$ <p>計算の結果を第2-2表に示す。</p> <p>第2-2表 二次応力 (単位：MPa)</p> <table border="1" data-bbox="100 810 705 973"> <thead> <tr> <th rowspan="3">応力の種類 計算点</th> <th colspan="2">軸方向応力 <math>\sigma_x</math></th> <th colspan="2">周方向応力 <math>\sigma_y</math></th> <th rowspan="3">板厚方向応力 <math>\sigma_z</math></th> </tr> <tr> <th>二次応力 (曲げ)</th> <th>二次応力 (膜)</th> <th>二次応力 (曲げ)</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th><math>\pm \frac{6 M_1}{t^2}</math></th> <th><math>-\frac{E \cdot \omega_1}{R m}</math></th> <th><math>\pm \frac{6 \nu \cdot M_1}{t^2}</math></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>D i</td> <td>193.1</td> <td>-106.4</td> <td>57.9</td> <td>-48.5</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>D o</td> <td>-193.1</td> <td>-106.4</td> <td>-57.9</td> <td>-164.3</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>第2-3表 一次+二次応力の組合せにおける胴の応力及び応力強さ (単位：MPa)</p> <table border="1" data-bbox="152 1069 645 1189"> <thead> <tr> <th rowspan="2">応力 計算点</th> <th colspan="3">一次+二次応力</th> <th colspan="3">一次+二次応力強さ</th> </tr> <tr> <th><math>\sigma_x</math></th> <th><math>\sigma_y</math></th> <th><math>\sigma_z</math></th> <th><math>\sigma_x - \sigma_y</math></th> <th><math>\sigma_y - \sigma_x</math></th> <th><math>\sigma_x + \sigma_y</math></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>D i</td> <td>178.2</td> <td>-53.0</td> <td>0</td> <td>232</td> <td>-53</td> <td>-179</td> </tr> <tr> <td>D o</td> <td>-208.0</td> <td>-168.8</td> <td>-0.8</td> <td>-40</td> <td>-168</td> <td>208</td> </tr> </tbody> </table> <p>応力強さは許容値 <math>S_u</math> (SGV49 (SGV480) に対し 422MPa, at200℃) より小さいため放射性物質の閉じ込め機能が維持されることが確認された。</p>	応力の種類 計算点	軸方向応力 $\sigma_x$		周方向応力 $\sigma_y$		板厚方向応力 $\sigma_z$	二次応力 (曲げ)	二次応力 (膜)	二次応力 (曲げ)	合計	$\pm \frac{6 M_1}{t^2}$	$-\frac{E \cdot \omega_1}{R m}$	$\pm \frac{6 \nu \cdot M_1}{t^2}$	D i	193.1	-106.4	57.9	-48.5	0	D o	-193.1	-106.4	-57.9	-164.3	0	応力 計算点	一次+二次応力			一次+二次応力強さ			$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_x$	$\sigma_x + \sigma_y$	D i	178.2	-53.0	0	232	-53	-179	D o	-208.0	-168.8	-0.8	-40	-168	208			
応力の種類 計算点		軸方向応力 $\sigma_x$		周方向応力 $\sigma_y$			板厚方向応力 $\sigma_z$																																																
		二次応力 (曲げ)	二次応力 (膜)	二次応力 (曲げ)	合計																																																		
	$\pm \frac{6 M_1}{t^2}$	$-\frac{E \cdot \omega_1}{R m}$	$\pm \frac{6 \nu \cdot M_1}{t^2}$																																																				
D i	193.1	-106.4	57.9	-48.5	0																																																		
D o	-193.1	-106.4	-57.9	-164.3	0																																																		
応力 計算点	一次+二次応力			一次+二次応力強さ																																																			
	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_x$	$\sigma_x + \sigma_y$																																																	
D i	178.2	-53.0	0	232	-53	-179																																																	
D o	-208.0	-168.8	-0.8	-40	-168	208																																																	

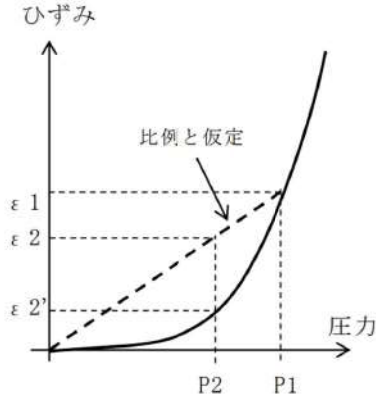
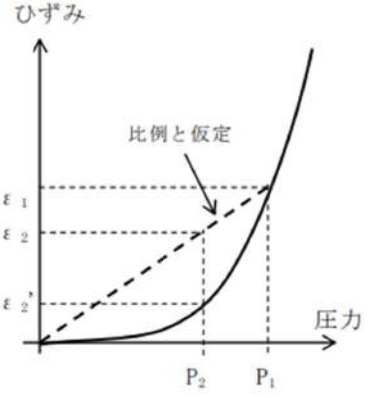
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																				
<p>b. 蓋板の座屈評価【大飯発電所3号炉及び4号炉評価結果】                      機械工学便覧に記載の下式で蓋（球殻）の許容座屈圧力 <math>P_{cr}</math> を算出した。</p> $P_{cr} = 16.70E(t/2a)^{2.5}$ <table border="1" data-bbox="331 252 703 368"> <tr><td>内半径 a (mm)</td><td></td></tr> <tr><td>板厚 t (mm)</td><td></td></tr> <tr><td>ヤング率 E (MPa)</td><td>191,000</td></tr> <tr><td><math>P_{cr}</math> (MPa [gage])</td><td>2.43</td></tr> </table> <p>以上より、本体耐圧 2.43MPa [gage] &gt; 2Pd (0.78MPa [gage])</p>	内半径 a (mm)		板厚 t (mm)		ヤング率 E (MPa)	191,000	$P_{cr}$ (MPa [gage])	2.43	<p>蓋（球殻）の許容座屈圧力 <math>P_{cr}</math> を算出（機械工学便覧）</p> $P_{cr} = 16.70E(t/2a)^{2.5}$ <table border="1" data-bbox="969 261 1312 395"> <tr><td>蓋板の内半径 a (mm)</td><td></td></tr> <tr><td>板厚 t (mm)</td><td></td></tr> <tr><td>ヤング率 E (MPa)</td><td></td></tr> <tr><td><math>P_{cr}</math> (MPa)</td><td>1.22</td></tr> </table> <p>以上より、本体耐圧 1.22MPa &gt; 2Pd (0.566MPa)</p>	蓋板の内半径 a (mm)		板厚 t (mm)		ヤング率 E (MPa)		$P_{cr}$ (MPa)	1.22	<p>蓋（球殻）の許容座屈圧力 <math>P_{cr}</math> を算出（機械工学便覧）</p> $P_{cr} = 16.70E(t/2a)^{2.5}$ <table border="1" data-bbox="1610 261 1968 395"> <tr><td>蓋板の内半径 a (mm)</td><td>7,000</td></tr> <tr><td>板厚 t (mm)</td><td>38</td></tr> <tr><td>ヤング率 E (MPa)</td><td>191,000</td></tr> <tr><td><math>P_{cr}</math> (MPa)</td><td>1.22</td></tr> </table> <p>以上より、本体耐圧 1.22MPa &gt; 2Pd (0.566MPa)</p>	蓋板の内半径 a (mm)	7,000	板厚 t (mm)	38	ヤング率 E (MPa)	191,000	$P_{cr}$ (MPa)	1.22	<p>【大飯】 記載表現の相違</p>																																																																																																																												
内半径 a (mm)																																																																																																																																																							
板厚 t (mm)																																																																																																																																																							
ヤング率 E (MPa)	191,000																																																																																																																																																						
$P_{cr}$ (MPa [gage])	2.43																																																																																																																																																						
蓋板の内半径 a (mm)																																																																																																																																																							
板厚 t (mm)																																																																																																																																																							
ヤング率 E (MPa)																																																																																																																																																							
$P_{cr}$ (MPa)	1.22																																																																																																																																																						
蓋板の内半径 a (mm)	7,000																																																																																																																																																						
板厚 t (mm)	38																																																																																																																																																						
ヤング率 E (MPa)	191,000																																																																																																																																																						
$P_{cr}$ (MPa)	1.22																																																																																																																																																						
<p>(2) シール部の健全性【大飯発電所3号炉及び4号炉解析及び試験結果】                      機器搬入口をモデル化し、汎用プログラム MARC により弾塑性解析を実施した。解析モデルは、上下フランジの接触面及びボルト、ナットとフランジの接触面にはギャップ要素を配し、蓋の移動によるボルトへの荷重負荷を考慮した。解析条件を第2-4表に示す。                      フランジ部の隙間量、ボルトの応力を解析した結果は第2-5表の通りである。</p> <table border="1" data-bbox="145 882 582 1193"> <caption>第2-4表 解析条件</caption> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件 (300℃、2.8Pd)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>機器搬入口</td><td></td></tr> <tr><td>胴内径</td><td></td></tr> <tr><td>胴材質</td><td></td></tr> <tr><td>ボルトサイズ</td><td></td></tr> <tr><td>ボルト中心間距離</td><td></td></tr> <tr><td>ボルト本数</td><td></td></tr> <tr><td>ボルト材質</td><td></td></tr> <tr><td>フランジ厚</td><td></td></tr> <tr><td>フランジ材質</td><td></td></tr> <tr><td>評価条件</td><td></td></tr> <tr><td>圧力</td><td>1.12MPa (2.8Pd)</td></tr> <tr><td>温度</td><td>300℃</td></tr> <tr><td>CV 強制変位</td><td>11.4</td></tr> </tbody> </table> <p>※CV、機器搬入口各部寸法については機器搬入口概略図を参照のこと。                      ※CV 強制変位については、累加強度法で簡便に求めたものを入力条件としているが、文献[1]にある 1/4 スケール試験体に対する弾塑性解析結果により保守的であることを確認している（機器搬入口位置の原子炉格納容器半径方向周方向変位は 5mm 程度）</p>	項目	解析条件 (300℃、2.8Pd)	機器搬入口		胴内径		胴材質		ボルトサイズ		ボルト中心間距離		ボルト本数		ボルト材質		フランジ厚		フランジ材質		評価条件		圧力	1.12MPa (2.8Pd)	温度	300℃	CV 強制変位	11.4	<p>(2) フランジ固定部の強度【代表プラント解析結果より換算評価】                      代表プラントからの形状換算における比較項目</p> <table border="1" data-bbox="813 644 1339 1019"> <thead> <tr> <th>比較項目</th> <th>代表プラント</th> <th>伊方3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉格納容器</td><td>PCCV</td><td>SCV</td></tr> <tr><td>内径</td><td>43,000mm</td><td>40,000mm</td></tr> <tr><td>機器搬入口</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>胴内径</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>ボルトサイズ</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>ボルトPCD</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>ボルト本数</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>ボルト材</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>フランジ厚</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>フランジ材</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>評価条件</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>圧力</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>CV 強制変位</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>温度</td><td>300℃</td><td>300℃</td></tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="775 1050 1330 1209"> <caption>換算評価</caption> <thead> <tr> <th>評価箇所</th> <th>代表プラント</th> <th>伊方3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>フランジのひずみ (%)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>フランジ応力 (MPa)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>ボルト応力 (MPa)</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>フランジ開口量 (mm)</td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>※：発生応力は温度に依存せず内圧に依存するため、評価温度が異なっても発生応力は同等になると考えられる。そのため、代表プラントの解析は 300℃であるが、材料の降伏応力は温度上昇とともに減少し、より低い圧力にて塑性化する（クライテリアが下がる）ことから、今回の 200℃の評価において高温度を使用することは保守的な評価と考える。</p>	比較項目	代表プラント	伊方3号炉	原子炉格納容器	PCCV	SCV	内径	43,000mm	40,000mm	機器搬入口			胴内径			ボルトサイズ			ボルトPCD			ボルト本数			ボルト材			フランジ厚			フランジ材			評価条件			圧力			CV 強制変位			温度	300℃	300℃	評価箇所	代表プラント	伊方3号炉	フランジのひずみ (%)			フランジ応力 (MPa)			ボルト応力 (MPa)			フランジ開口量 (mm)			<p>(2) フランジ固定部の強度【代表プラント解析結果より換算評価】                      代表プラントからの形状換算における比較項目</p> <table border="1" data-bbox="1408 649 2007 1019"> <thead> <tr> <th>比較項目</th> <th>代表プラント</th> <th>泊発電所3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉格納容器</td><td>PCCV</td><td>SCV</td></tr> <tr><td>内径</td><td>43,000mm</td><td>40,000mm</td></tr> <tr><td>機器搬入口</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>胴内径</td><td>6,000mm</td><td>6,400mm</td></tr> <tr><td>ボルトサイズ</td><td>M42</td><td>M36</td></tr> <tr><td>ボルトPCD</td><td>6,360mm</td><td>6,740mm</td></tr> <tr><td>ボルト本数</td><td>72</td><td>80</td></tr> <tr><td>ボルト材</td><td>SNB23-3</td><td>SNB21-5</td></tr> <tr><td>フランジ厚</td><td>75mm</td><td>75mm</td></tr> <tr><td>フランジ材</td><td>SGV49 (SGV480 相当)</td><td>SGV480</td></tr> <tr><td>評価条件</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>圧力</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>CV 強制変位</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>温度</td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1408 1050 2007 1209"> <caption>換算評価</caption> <thead> <tr> <th>評価箇所</th> <th>代表プラント</th> <th>泊発電所3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>フランジの歪 (%)</td><td>0.48 (圧力 1.12MPa)</td><td></td></tr> <tr><td>フランジ応力 (MPa)</td><td>247 (圧力 1.12MPa)</td><td></td></tr> <tr><td>ボルト応力 (MPa)</td><td>532 (M42, 72本, 圧力 1.12MPa, 内径:6000)</td><td></td></tr> <tr><td>フランジ開口量 (mm)</td><td>0.07 (中心間距離:6360, 内径:6000, 圧力:1.12MPa, M42, 72本)</td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>※：発生応力は温度に依存せず内圧に依存するため、評価温度が異なっても発生応力は同等になると考えられる。そのため、代表プラントの解析は 300℃であるが、材料の降伏応力は温度上昇とともに減少し、より低い圧力にて塑性化する（クライテリアが下がる）ことから、今回の 200℃の評価において高温度を使用することは保守的な評価と考える。</p>	比較項目	代表プラント	泊発電所3号炉	原子炉格納容器	PCCV	SCV	内径	43,000mm	40,000mm	機器搬入口			胴内径	6,000mm	6,400mm	ボルトサイズ	M42	M36	ボルトPCD	6,360mm	6,740mm	ボルト本数	72	80	ボルト材	SNB23-3	SNB21-5	フランジ厚	75mm	75mm	フランジ材	SGV49 (SGV480 相当)	SGV480	評価条件			圧力			CV 強制変位			温度			評価箇所	代表プラント	泊発電所3号炉	フランジの歪 (%)	0.48 (圧力 1.12MPa)		フランジ応力 (MPa)	247 (圧力 1.12MPa)		ボルト応力 (MPa)	532 (M42, 72本, 圧力 1.12MPa, 内径:6000)		フランジ開口量 (mm)	0.07 (中心間距離:6360, 内径:6000, 圧力:1.12MPa, M42, 72本)		<p>【大飯】 設備の相違 ・評価値を満足している点で同等である。 【大飯】 設備の相違 ・原子炉格納容器型式の相違による。</p>
項目	解析条件 (300℃、2.8Pd)																																																																																																																																																						
機器搬入口																																																																																																																																																							
胴内径																																																																																																																																																							
胴材質																																																																																																																																																							
ボルトサイズ																																																																																																																																																							
ボルト中心間距離																																																																																																																																																							
ボルト本数																																																																																																																																																							
ボルト材質																																																																																																																																																							
フランジ厚																																																																																																																																																							
フランジ材質																																																																																																																																																							
評価条件																																																																																																																																																							
圧力	1.12MPa (2.8Pd)																																																																																																																																																						
温度	300℃																																																																																																																																																						
CV 強制変位	11.4																																																																																																																																																						
比較項目	代表プラント	伊方3号炉																																																																																																																																																					
原子炉格納容器	PCCV	SCV																																																																																																																																																					
内径	43,000mm	40,000mm																																																																																																																																																					
機器搬入口																																																																																																																																																							
胴内径																																																																																																																																																							
ボルトサイズ																																																																																																																																																							
ボルトPCD																																																																																																																																																							
ボルト本数																																																																																																																																																							
ボルト材																																																																																																																																																							
フランジ厚																																																																																																																																																							
フランジ材																																																																																																																																																							
評価条件																																																																																																																																																							
圧力																																																																																																																																																							
CV 強制変位																																																																																																																																																							
温度	300℃	300℃																																																																																																																																																					
評価箇所	代表プラント	伊方3号炉																																																																																																																																																					
フランジのひずみ (%)																																																																																																																																																							
フランジ応力 (MPa)																																																																																																																																																							
ボルト応力 (MPa)																																																																																																																																																							
フランジ開口量 (mm)																																																																																																																																																							
比較項目	代表プラント	泊発電所3号炉																																																																																																																																																					
原子炉格納容器	PCCV	SCV																																																																																																																																																					
内径	43,000mm	40,000mm																																																																																																																																																					
機器搬入口																																																																																																																																																							
胴内径	6,000mm	6,400mm																																																																																																																																																					
ボルトサイズ	M42	M36																																																																																																																																																					
ボルトPCD	6,360mm	6,740mm																																																																																																																																																					
ボルト本数	72	80																																																																																																																																																					
ボルト材	SNB23-3	SNB21-5																																																																																																																																																					
フランジ厚	75mm	75mm																																																																																																																																																					
フランジ材	SGV49 (SGV480 相当)	SGV480																																																																																																																																																					
評価条件																																																																																																																																																							
圧力																																																																																																																																																							
CV 強制変位																																																																																																																																																							
温度																																																																																																																																																							
評価箇所	代表プラント	泊発電所3号炉																																																																																																																																																					
フランジの歪 (%)	0.48 (圧力 1.12MPa)																																																																																																																																																						
フランジ応力 (MPa)	247 (圧力 1.12MPa)																																																																																																																																																						
ボルト応力 (MPa)	532 (M42, 72本, 圧力 1.12MPa, 内径:6000)																																																																																																																																																						
フランジ開口量 (mm)	0.07 (中心間距離:6360, 内径:6000, 圧力:1.12MPa, M42, 72本)																																																																																																																																																						
<p>本資料のうち、特記の内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>本資料のうち、特記の内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>本資料のうち、特記の内容は機密事項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）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(評価方法)</p> <p>・フランジ応力</p> <p>① ひずみが圧力比に比例</p> <p>代表プラントのフランジの発生応力結果は塑性変形内になっている。ここで、発生するひずみ <math>\epsilon</math> には、温度 <math>t</math>、原子炉格納容器の変位 <math>u</math>、原子炉格納容器圧力 <math>p</math> が作用している。[<math>\epsilon = f(t, u, p)</math>]</p> <p>原子炉格納容器変位も圧力の影響により変形したものであり、圧力の関数となる。[<math>u = f(t, p)</math>]</p> <p>温度が同じ場合 (300°C)、<math>t</math> が一定となり、ひずみは圧力の関数となる。[<math>\epsilon = f(p)</math>]</p> <p>ここで、下図（塑性時の圧力とひずみの関係）に示すように、塑性化する場合、弾性範囲での挙動に比べ、内圧による応力の増大傾向は減少する一方、ひずみは非線形に増大する。</p> <p>したがって、内圧 <math>P_1</math> とひずみ <math>\epsilon_1</math> が既知の時に、ひずみが圧力に比例すると仮定することで、<math>P_1</math> より低い内圧 <math>P_2</math> に対応するひずみを求める場合には、<math>\epsilon_2'</math> よりも大きい <math>\epsilon_2</math> を求めることとなる。</p>  <p>(比例と仮定すると <math>\epsilon_2 &gt; \epsilon_2'</math>)</p> <p>図 3-3 塑性時の圧力とひずみの関係</p>	<p>(評価方法)</p> <p>・フランジ応力</p> <p>① ひずみが圧力比に比例</p> <p>代表プラントのフランジの発生応力結果は塑性変形内になっている。ここで、発生するひずみ <math>\epsilon</math> には、温度 <math>t</math>、原子炉格納容器の変位 <math>u</math>、原子炉格納容器圧力 <math>p</math> が作用している。[<math>\epsilon = f(t, u, p)</math>]</p> <p>原子炉格納容器変位も圧力の影響により変形したものであり、圧力の関数となる。[<math>u = f(t, p)</math>]</p> <p>温度が同じ場合 ( <span style="border: 1px solid black; padding: 0 2px;">  </span> °C)、<math>t</math> が一定となり、ひずみは圧力の関数となる。[<math>\epsilon = f(p)</math>]</p> <p>ここで、下図（塑性時の圧力とひずみの関係）に示すように、塑性化する場合、弾性範囲での挙動に比べ、内圧による応力の増大傾向は減少する一方、ひずみは非線形に増大する。</p> <p>したがって、内圧 <math>P_1</math> とひずみ <math>\epsilon_1</math> が既知の時に、ひずみが圧力に比例すると仮定することで、<math>P_1</math> より低い内圧 <math>P_2</math> に対応するひずみを求める場合には、<math>\epsilon_2'</math> よりも大きい <math>\epsilon_2</math> を求めることとなる。</p>  <p>(比例と仮定すると <math>\epsilon_2 &gt; \epsilon_2'</math>)</p> <p>図 2-5 塑性時の圧力とひずみの関係</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。

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	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>②応力・ひずみ線図より発生応力を概算</p> <p>図 3-4 フランジ材 [ ] の応力・ひずみ線図（電共研試験結果）</p> <p>・ボルト応力</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①ボルトサイズ比の2乗に反比例</li> <li>②ボルト本数比に反比例</li> <li>③圧力比に比例（代表プラントの結果が弾性変形内のため）</li> <li>④胴内径比の2乗に比例</li> </ul> <p>ボルト応力＝</p> <hr style="border-top: 1px dashed black;"/> <p>・フランジ開口量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①胴内径からボルト位置までの距離の比に比例</li> <li>②胴内径比の2乗に比例</li> <li>③圧力比に比例</li> <li>④ボルトサイズ比の2乗に反比例</li> <li>⑤ボルト本数比に反比例</li> </ul> <p>フランジ開口量＝</p> <hr style="border-top: 1px dashed black;"/> <p>評価結果は表 3-1 のとおりであり、フランジ及びボルトの発生応力は設計引張強さ (Su) 以下であり延性破壊することはない。また、フランジの発生応力は 2Sy を下回るため残留ひずみは生じない。ボルトに発生する応力は、設計降伏点 (Sy) 以下であり弾性変形内であることから、フランジ面の固定は確保されるため、フランジ部のシール性能に影響を与えることはない。</p> <p>以上より、機器搬入口本体の 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。</p>	<p>②応力・ひずみ線図より発生応力を概算</p> <p>図 2-6 フランジ材 (SGV480) の応力・ひずみ線図（電共研試験結果）</p> <p>・ボルト応力</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①ボルトサイズ比の2乗に反比例</li> <li>②ボルト本数比に反比例</li> <li>③圧力比に比例（代表プラントの結果が弾性変形内のため）</li> <li>④胴内径比の2乗に比例</li> </ul> <p>ボルト応力＝</p> $\square / (36/42)^2 / (80/72) \times (0.566/1.12) \times (6400/6000)^2$ <p>・フランジ開口量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①内径からボルト位置までの距離の比に比例</li> <li>②胴内径比の2乗に比例</li> <li>③圧力比に比例</li> <li>④ボルトサイズ比の2乗に反比例</li> <li>⑤ボルト本数比に反比例</li> </ul> <p>フランジ開口量＝</p> $\square \times ((6740-6400)/2) / ((6360-6000)/2) \times (6400/6000)^2 \times (0.566/1.12) / (36/42)^2 / (80/72)$ <p>評価結果は表 2-3 のとおりであり、フランジ及びボルトの発生応力は設計引張強さ (Su) 以下であり延性破壊することはない。また、フランジの発生応力は 2Sy を下回るため残留ひずみは生じない。ボルトに発生する応力は、設計降伏点 (Sy) 以下であり弾性変形内であることから、フランジ面の固定は確保されるため、フランジ部のシール性能に影響を与えることはない。</p> <p>以上より、機器搬入口本体の 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。</p> <p style="text-align: right;">□ 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）

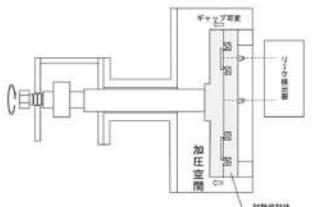

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																												
<p>第2-5表 解析結果</p> <table border="1" data-bbox="224 191 582 335"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ボルト部応力 (MPa)</td> <td>532</td> </tr> <tr> <td>フランジ隙間 (mm)</td> <td>0.07</td> </tr> </tbody> </table> <p>ボルトに発生する応力は、設計降伏点 (Sy=753MPa@300℃) 以下であり弾性範囲内であることから、ボルトの健全性は確認された。</p> <p>また、前述のフランジ隙間が問題ないことは、実機におけるガスケットの締め付け面からの漏えい挙動を模擬して実施した漏えい試験の結果を活用し、評価する。</p> <p>試験体の実機胴フランジ模擬部には、実機と同間隔、同断面形状を有する二重ガスケット溝を設け、この中に実機と同材質、同製造方法、同断面形状のガスケットを配し、実機と同間隔、同断面形状の突起部を設けた実機蓋フランジ模擬部を、上記胴フランジ模擬部の上面から実機初期状態と同じフランジ締結状態が確保できるようフランジボルトにて締結した（試験装置の制限によりシール面長さは実機の約〇〇）。これにより、試験体ガスケットに実機同様の初期押込み状態を設定した。</p> <p>また、放射線による影響も考慮されている。（第2-6表、第2-7表）</p> <p>解析により算出された内圧によるフランジ開口量(0.07mm)は、下表の条件(240℃)での試験の結果、約〇〇以下の隙間で有意な漏えいが無かったことから問題ない。</p> <p>試験の方案上、機能維持が確認された時間は十数時間程度であるが、別途実施された試験結果を確認し、同程度の温度で約170時間経過後、寸法、硬度に大きな変化がないことから、大飯発電所3、4号炉の有効性評価の範囲でシール機能が維持されるものと評価している。</p> <p>なお、設備は原子炉容器から離れて設置されていること、また、ガスケットは金属部材間で圧縮の状態が維持されることから、実際にはシーケンスで示される条件に対し、シール機能の維持に関する裕度はさらに大きいものと評価している。</p> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	項目	解析値	ボルト部応力 (MPa)	532	フランジ隙間 (mm)	0.07	<p>表3-1 伊方3号炉評価結果</p> <table border="1" data-bbox="739 175 1366 335"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">設計・建設規格</th> </tr> <tr> <th>伊方3号炉 換算値(300℃)</th> <th>Sy(300℃)</th> <th>Su(300℃)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フランジ応力 (MPa)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ボルト応力 (MPa)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>フランジ開口量 (mm)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) ガスケットの健全性【代表プラント試験結果を適用及び代表プラント解析結果より換算評価】</p> <p>ガスケットの締め付け面からの蒸気の漏えい挙動確認のため、実機胴フランジ模擬部には、実機と同間隔、同断面形状を有する二重ガスケット溝を設け、この中に実機と同材質、同製造方法、同断面形状のガスケットを配し、実機蓋フランジ模擬部には、実機と同間隔、同断面形状の突起部(タング)を設け、実機初期状態と同じフランジ締結状態が確保できるようにした試験体(試験装置の制限によりシール面長さは約〇〇)において、フランジ面間のギャップ開口量を変化させた時の蒸気の漏えいの有無を確認する試験を実施した。</p> <p>その結果、以下の試験条件において、フランジ隙間可変試験で〇〇以下の隙間では有意な漏えいが無かったことから、(2)で算出した伊方3号炉フランジ開口量0.05mmは問題ない。</p>	項目	設計・建設規格			伊方3号炉 換算値(300℃)	Sy(300℃)	Su(300℃)	フランジ応力 (MPa)				ボルト応力 (MPa)				フランジ開口量 (mm)				<p>表2-3 泊発電所3号炉評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1388 175 2016 335"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">設計・建設規格</th> </tr> <tr> <th>泊発電所3号炉</th> <th>Sy(300℃)</th> <th>Su(300℃)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フランジ応力 (MPa)</td> <td>211</td> <td>199</td> <td>420</td> </tr> <tr> <td>ボルト応力 (MPa)</td> <td>375</td> <td>607</td> <td>728</td> </tr> <tr> <td>フランジ開口量 (mm)</td> <td>0.05</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) ガスケットの健全性【代表プラント試験結果を適用及び代表プラント解析結果より換算評価】</p> <p>フランジ隙間が問題ないことは、実機におけるガスケットの締め付け面からの漏えい挙動を模擬して実施した漏えい試験の結果を活用し、評価する。</p> <p>ガスケットの締め付け面からの蒸気の漏えい挙動確認のため、実機胴フランジ模擬部には、実機と同間隔、同断面形状を有する二重ガスケット溝を設け、この中に実機と同材質、同製造方法、同断面形状のガスケットを配し、実機蓋フランジ模擬部には、実機と同間隔、同断面形状の突起部(タング)を設け、実機初期状態と同じフランジ締結状態が確保できるようにした試験体(試験装置の制限によりシール面長さは実機の約〇〇)において、フランジ面間のギャップ開口量を変化させた時の蒸気の漏えいの有無を確認する試験を実施した。</p> <p>なお、試験体には事故解析結果及びフランジ厚による減衰効果を考慮した放射線を照射して試験を実施した。</p> <p>その結果、以下の試験条件において、フランジ隙間可変試験で〇〇mm以下の隙間では有意な漏えいが無かったことから、(2)で算出した泊発電所3号炉のフランジ開口量0.05mmは問題ない。</p> <p>試験の方案上、機能維持が確認された時間は十数時間程度であるが、別途実施された試験結果を確認し、同程度の温度で約〇〇時間経過後、寸法、硬度に大きな変化がないことから、泊発電所3号炉の有効性評価の範囲でシール機能が維持されるものと評価している。</p> <p>なお、設備は原子炉容器から離れて設置されていること、また、ガスケットは金属部材間で圧縮の状態が維持されることから、実際にはシーケンスで示される条件に対し、シール機能の維持に関する裕度はさらに大きいものと評価している。</p> <p>〇〇 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>	項目	設計・建設規格			泊発電所3号炉	Sy(300℃)	Su(300℃)	フランジ応力 (MPa)	211	199	420	ボルト応力 (MPa)	375	607	728	フランジ開口量 (mm)	0.05	-	-	<p>【大飯】 記載表現の相違 ・表2-3でボルト応力がSy以下であることを確認している点で同等である。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【伊方】 記載充実</p> <p>【伊方】 記載充実</p>
項目	解析値																																														
ボルト部応力 (MPa)	532																																														
フランジ隙間 (mm)	0.07																																														
項目	設計・建設規格																																														
	伊方3号炉 換算値(300℃)	Sy(300℃)	Su(300℃)																																												
フランジ応力 (MPa)																																															
ボルト応力 (MPa)																																															
フランジ開口量 (mm)																																															
項目	設計・建設規格																																														
	泊発電所3号炉	Sy(300℃)	Su(300℃)																																												
フランジ応力 (MPa)	211	199	420																																												
ボルト応力 (MPa)	375	607	728																																												
フランジ開口量 (mm)	0.05	-	-																																												



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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																	
<p>第2-6表 試験条件</p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>試験圧力</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> </tr> <tr> <td>照射量</td> </tr> </table>  <p>第2-5図 試験体図</p> <p>第2-7表 ガスケット比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>図記号</th> <th>試験</th> <th>大飯3,4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>ガスケット取付溝深さ(mm)</td><td>a</td><td rowspan="8"></td><td rowspan="8"></td></tr> <tr><td>ガスケット取付溝幅(mm)</td><td>b</td></tr> <tr><td>内外ガスケット取付ピッチ(mm)</td><td>c</td></tr> <tr><td>ガスケット押付け突起幅(mm)</td><td>d</td></tr> <tr><td>ガスケット押付け突起高さ(mm)</td><td>e</td></tr> <tr><td>ガスケット押付け突起先端形状</td><td>f</td></tr> <tr><td>ガスケット断面幅(mm)</td><td>g</td></tr> <tr><td>ガスケット断面高さ(mm)</td><td>h</td></tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 100px; margin: 10px 0;"></div> <div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 100px; margin: 10px 0;"></div> <p style="font-size: small; text-align: center;">本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	試験条件	試験圧力		試験温度	照射量	項目	図記号	試験	大飯3,4号炉	ガスケット取付溝深さ(mm)	a			ガスケット取付溝幅(mm)	b	内外ガスケット取付ピッチ(mm)	c	ガスケット押付け突起幅(mm)	d	ガスケット押付け突起高さ(mm)	e	ガスケット押付け突起先端形状	f	ガスケット断面幅(mm)	g	ガスケット断面高さ(mm)	h	<table border="1"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>集積放射線量</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>試験圧力</td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">ガスケット比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>図記号</th> <th>伊方3号炉</th> <th>試験体</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>ガスケット取付溝深さ(mm)</td><td>a</td><td rowspan="8"></td><td rowspan="8"></td></tr> <tr><td>ガスケット取付溝幅(mm)</td><td>b</td></tr> <tr><td>内外ガスケット取付ピッチ(mm)</td><td>c</td></tr> <tr><td>ガスケット押付け突起幅(mm)</td><td>d</td></tr> <tr><td>ガスケット押付け突起高さ(mm)</td><td>e</td></tr> <tr><td>ガスケット押付け突起先端形状</td><td>f</td></tr> <tr><td>ガスケット断面幅(mm)</td><td>g</td></tr> <tr><td>ガスケット断面高さ(mm)</td><td>h</td></tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px dashed black; width: 100%; height: 100%;"></div>	試験条件	集積放射線量		試験圧力	試験温度	項目	図記号	伊方3号炉	試験体	ガスケット取付溝深さ(mm)	a			ガスケット取付溝幅(mm)	b	内外ガスケット取付ピッチ(mm)	c	ガスケット押付け突起幅(mm)	d	ガスケット押付け突起高さ(mm)	e	ガスケット押付け突起先端形状	f	ガスケット断面幅(mm)	g	ガスケット断面高さ(mm)	h	<table border="1"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>集積放射線量</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>試験圧力</td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> </tr> </table> <p>※ 代表4ループプラントにおいて、炉心が溶融し、原子炉容器が破損した状態における原子炉格納容器内の積算線量を算出している。その値は7日時点での積算線量であり、試験条件の集積放射線量に比べ十分小さい。また、運転時の集積線量(10<sup>6</sup> Gy)については、事故時の線量に対して、微小であるため考慮しない。</p>  <p>図2-7 試験体図</p> <p style="text-align: center;">ガスケット比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>図記号</th> <th>泊発電所3号炉</th> <th>試験体</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>ガスケット取付溝深さ(mm)</td><td>a</td><td rowspan="8"></td><td rowspan="8"></td></tr> <tr><td>ガスケット取付溝幅(mm)</td><td>b</td></tr> <tr><td>内外ガスケット取付ピッチ(mm)</td><td>c</td></tr> <tr><td>ガスケット押付け突起幅(mm)</td><td>d</td></tr> <tr><td>ガスケット押付け突起高さ(mm)</td><td>e</td></tr> <tr><td>ガスケット押付け突起先端形状</td><td>f</td></tr> <tr><td>ガスケット断面幅(mm)</td><td>g</td></tr> <tr><td>ガスケット断面高さ(mm)</td><td>h</td></tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="font-size: small; 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>	試験条件	集積放射線量		試験圧力	試験温度	項目	図記号	泊発電所3号炉	試験体	ガスケット取付溝深さ(mm)	a			ガスケット取付溝幅(mm)	b	内外ガスケット取付ピッチ(mm)	c	ガスケット押付け突起幅(mm)	d	ガスケット押付け突起高さ(mm)	e	ガスケット押付け突起先端形状	f	ガスケット断面幅(mm)	g	ガスケット断面高さ(mm)	h	
試験条件		試験圧力																																																																																		
		試験温度																																																																																		
	照射量																																																																																			
項目	図記号	試験	大飯3,4号炉																																																																																	
ガスケット取付溝深さ(mm)	a																																																																																			
ガスケット取付溝幅(mm)	b																																																																																			
内外ガスケット取付ピッチ(mm)	c																																																																																			
ガスケット押付け突起幅(mm)	d																																																																																			
ガスケット押付け突起高さ(mm)	e																																																																																			
ガスケット押付け突起先端形状	f																																																																																			
ガスケット断面幅(mm)	g																																																																																			
ガスケット断面高さ(mm)	h																																																																																			
試験条件	集積放射線量																																																																																			
	試験圧力																																																																																			
	試験温度																																																																																			
項目	図記号	伊方3号炉	試験体																																																																																	
ガスケット取付溝深さ(mm)	a																																																																																			
ガスケット取付溝幅(mm)	b																																																																																			
内外ガスケット取付ピッチ(mm)	c																																																																																			
ガスケット押付け突起幅(mm)	d																																																																																			
ガスケット押付け突起高さ(mm)	e																																																																																			
ガスケット押付け突起先端形状	f																																																																																			
ガスケット断面幅(mm)	g																																																																																			
ガスケット断面高さ(mm)	h																																																																																			
試験条件	集積放射線量																																																																																			
	試験圧力																																																																																			
	試験温度																																																																																			
項目	図記号	泊発電所3号炉	試験体																																																																																	
ガスケット取付溝深さ(mm)	a																																																																																			
ガスケット取付溝幅(mm)	b																																																																																			
内外ガスケット取付ピッチ(mm)	c																																																																																			
ガスケット押付け突起幅(mm)	d																																																																																			
ガスケット押付け突起高さ(mm)	e																																																																																			
ガスケット押付け突起先端形状	f																																																																																			
ガスケット断面幅(mm)	g																																																																																			
ガスケット断面高さ(mm)	h																																																																																			

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

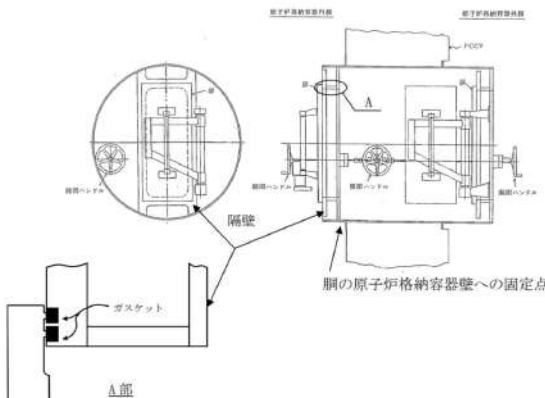
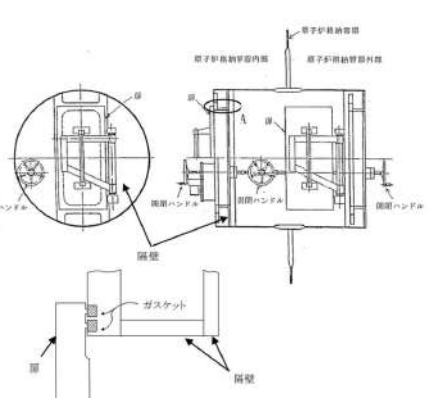
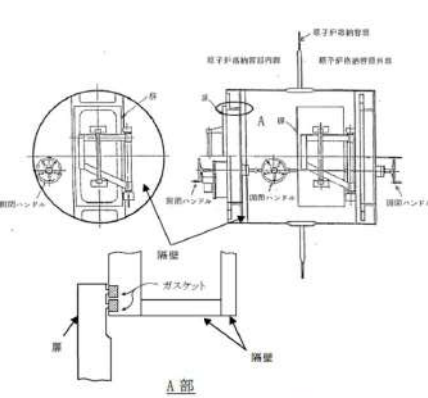
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.3 評価結果</p> <p>200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能を期待できる。</p> <p>【参考文献】</p> <p>[1] "International Standard Problem No.48 Phase 3 Report Analysis Results of a 1:4-Scale Prestressed Concrete Containment Vessel (PCCV) Model Subjected to Pressure and Thermal Loading" (NEA/CSNI/R(2005)5 "INTERNATIONAL STANDARD PROBLEM NO.48 CONTAINMENT CAPACITY Appendix H")</p>	<p>3.3 評価結果</p> <p>以上より、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p>	<p>2.3 評価結果</p> <p>以上より、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 資料名の相違</p> <p>・当該文献の参照なし。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. エアロック</p> <p>3.1 評価方針</p> <p>エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に固定されており、円筒胴の両端に、人が出入りする開口部を設けた平板（隔壁）を溶接している。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。（第3-1図）</p> <p>また、平板には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。</p> <p>エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ、200℃、2Pdでの健全性の確認には、以下の評価が必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本体の耐圧</li> <li>・シール部の健全性</li> </ul>  <p>第3-1図 エアロック概略図</p>	<p>4. エアロック</p> <p>4.1 評価方針</p> <p>エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、円筒胴の両端に、人が出入りする開口部を設けた平板（隔壁）を溶接している。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。</p> <p>また、平板には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。</p> <p>エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ、200℃、2Pdでの健全性の確認には、以下の評価が必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本体の耐圧</li> <li>・シール部の健全性</li> </ul>  <p>図4-1 エアロック概略図</p>	<p>3. エアロック</p> <p>3.1 評価方針</p> <p>エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、円筒胴の両端に<b>平板（隔壁）を溶接し</b>、人が出入りできる開口部を<b>設けている</b>。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している（図3-1）。</p> <p>なお、原子炉格納容器加圧時はエアロック扉が支持部に押しつけられる構造となっているため、扉板が開くことはない。</p> <p>また、<b>隔壁</b>には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。</p> <p>エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと<b>及び</b>有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、<b>高温状態で原子炉格納容器内圧を受けることによる</b>、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられ、200℃、2Pdでの健全性の確認には、以下の評価が必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本体の耐圧</li> <li>・シール部の健全性</li> </ul>  <p>図3-1 エアロック概略図</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】              設備の相違              ・大飯はコンクリート部に胴板を固定はしている。</p> <p>【大飯、伊方】              記載表現の相違              ・女川実績を反映した。</p> <p>【伊方】              記載表現の相違              ・大飯実績を反映した。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) 本体の耐圧</p> <p>既工事計画認可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行う。エアロックは機器搬入口同様、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器円筒部の内圧変形に伴う強制変位が作用する。</p> <p>また、外周囲をコンクリートに支持されたエアロックの胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、200℃、2Pdにおける健全性を確認する。</p> <p>また、その他の局所的な部位について、昭和62年3月28日付62資庁第1627号にて認可された工事計画の添付資料7-9「エアロックの強度計算書」（以下、本章では「大飯発電所3号炉エアロック既工事添付資料」と言う。）、昭和62年3月28日付62資庁第1628号にて認可された工事計画の添付資料7-9「エアロックの強度計算書」（以下、本章では「大飯発電所4号炉エアロック既工事添付資料」と言う。）にて応力が最も厳しい隔壁について検討する。（添付3-1）</p> <p>具体的には、隔壁の発生応力が圧力に比例するため、工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力）から許容値（<math>\sigma_a</math>）の応力が発生する時の圧力を算出し、本体耐圧として評価する。なお、原子炉格納容器との取り合い部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施する。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下でのエアロックの構造健全性を確認するため、上記割下げ率を1.0とした評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態DのPL+Pb（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の</p>	<p>(1) 本体の耐圧</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。具体的には代表プラントの原子炉格納容器本体に機器搬入口の胴及び取付部、エアロックの胴及び取付部を含みモデル化し、200℃の条件で解析を行った結果、原子炉格納容器半球部が最も早く破断の基準に達し、その際の原子炉格納容器の内圧は約3Pd（0.835MPa[gage]）であった。伊方3号炉のエアロックの基本構造は代表プラントと同様であり、エアロックの胴及び取付部は、その評価結果に包絡される。</p> <p>また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書にて応力が最も厳しい隔壁について検討する。（添付4-1 既工事計画認可申請書分割第3次申請の添付資料9-4「エアロックの応力解析書」）</p> <p>具体的には、隔壁の発生応力が内圧に比例するため、工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力）から許容応力値が発生する時の圧力を算出し、本体耐圧として評価する。なお、原子炉格納容器との取り合い部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施する。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下でのエアロックの構造健全性を確認するため、上記割下げ率を1.0とした評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示されるように、供用状態DのPL+Pb（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の</p>	<p>(1) 本体の耐圧</p> <p>重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、代表プラントの鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。具体的には代表プラントの原子炉格納容器本体に機器搬入口の胴及び取付部、エアロックの胴及び取付部を含めてモデル化し、200℃の条件で解析を行った結果、原子炉格納容器半球部が最も早く破断の基準に達し、その際の原子炉格納容器の内圧は約3Pd（0.835MPa[gage]）であった。泊発電所3号炉のエアロックの基本構造は代表プラントと同様であり、エアロックの胴及び取付部の評価は、その評価結果に包絡される。</p> <p>また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書にて応力が最も厳しい隔壁について検討する。（添付3-1 既工事計画認可申請書分割第4次申請の添付資料5-9-4「エアロックの応力解析書」）</p> <p>具体的には、隔壁の発生応力が圧力に比例するため、工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力）から許容値（<math>\sigma_a</math>）の応力が発生する時の圧力を算出し、本体耐圧として評価する。なお、原子炉格納容器との取り合い部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施する。</p> <p>ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度ごとに材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）</p> <p>今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する200℃、2Pdの環境下でのエアロックの構造健全性を確認するため、上記割下げ率を1.0とした評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態DのPL+Pb（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の</p>	<p>【大飯】 設備の相違</p> <p>・原子炉格納容器型式の相違による。</p> <p>【伊方】 記載表現の相違</p> <p>・付録2 p.15 の記載と統一した。</p> <p>【大飯】 資料名の相違</p> <p>【伊方】 記載表現の相違</p> <p>・大飯実績を反映した。</p> <p>【大飯、伊方】 記載表現の相違</p> <p>【伊方】 記載表現の相違</p> <p>・大飯実績を反映した。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの<b>評価温度</b>及び<b>評価圧力</b>の状態は、供用状態Dをはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に <math>P_L + P_b</math> の許容値として設計引張強さ（<b>但し、評価温度における設計引張強さ</b>）を適用することは妥当である。</p> <p>さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p> <p>ただし、隔壁については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 <math>\alpha</math> を考慮して許容値（<math>\alpha \times 2/3Su</math>）を設定する。</p> <p>(2) シール部の健全性</p> <p>扉のシリコンガスケット以外に<b>エアロック内部の小口径部</b>に使用しているシール材には以下がある。</p> <p>①ハンドル軸貫通部Oリング・・・シリコンゴム                  ②圧力計元弁Oリング・・・EP ゴム                  ③均圧弁・同配管ガスケット・・・PEEK・シリコンゴム                  ④電線貫通部パッキン・・・EP ゴム</p> <p>これらのシール材のうち、PEEK を使用した均圧弁については<b>第3-1表</b>の条件で漏えい試験を実施して有意な漏えいがないことから、200℃、2Pd 環境下での閉じ込め機能の健全性が確認されている。また、シリコンゴム及びEP ゴムに対して同一条件での単体劣化試験を<b>第3-2表</b>の条件で実施した結果、EP ゴムはシリコンゴム以上の耐環境特性を有していることを確認した（<b>第3-3表</b>）ことから、扉ガスケット（シリコンゴム）の評価を行う。さらに、扉ガスケットは、以下の観点から機器搬入口の試験を代表として評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>シール材料は同一で、機器搬入口と断面形状が類似している。</li> <li>シール突起部の押込み量はエアロック扉の方が大きく、気密性が高い。</li> <li>エアロック扉は二重扉であり一重の機器搬入口より気密性が高い。</li> </ul>	<p>材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの<b>温度</b>及び<b>圧力</b>の状態は、供用状態Dをはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に <math>P_L + P_b</math> の許容値として設計引張強さ（ただし、<b>許容温度における設計引張強さ</b>）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p> <p>ただし、今回の評価部位である隔壁については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 <math>\alpha</math>（=1.395）を考慮して許容値（<math>\alpha \times 2/3Su</math>）を設定する。</p> <p>(2) シール部の健全性</p> <p>扉のシリコンガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材には以下がある。</p> <p>①ハンドル軸貫通部Oリング・・・シリコンゴム                  ②圧力計元弁Oリング・・・EP ゴム                  ③均圧弁・同配管ガスケット・・・<b>ふっ素ゴム</b>・シリコンゴム                  ④電線貫通部パッキン・・・EP ゴム</p> <p>これら①～④のシール材について、<b>単体劣化試験を表4-1の試験条件で実施した結果</b>、EP ゴム及び<b>ふっ素ゴム</b>はシリコンゴム以上の耐環境特性を有していることから（<b>表4-2</b>）、シール材は扉ガスケット（シリコンゴム）の評価を行う。さらに、扉ガスケットは、以下の観点から機器搬入口の試験を代表として評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>シール材料は同一で、機器搬入口と断面形状が類似している。</li> <li>シール突起部の押込み量はエアロック扉の方が大きく、気密性が高い。</li> <li>エアロック扉は二重扉であり一重の機器搬入口より気密性が高い。</li> </ul>	<p>究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの<b>限界温度</b>及び<b>限界圧力</b>の状態は、供用状態Dをはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に <math>P_L + P_b</math> の許容値として設計引張強さ（<b>ただし、限界温度における設計引張強さ</b>）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ（Su）とする。</p> <p>ただし、<b>今回の評価部位である隔壁</b>については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 <math>\alpha</math>（=1.395）を考慮して許容値（<math>\alpha \times 2/3Su</math>）を設定する。</p> <p>(2) シール部の健全性</p> <p>扉のシリコンガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材には以下がある。</p> <p>①ハンドル軸貫通部Oリング・・・シリコンゴム                  ②圧力計元弁Oリング・・・EP ゴム                  ③均圧弁・同配管ガスケット・・・PEEK・シリコンゴム                  ④電線貫通部パッキン・・・EP ゴム</p> <p>これらのシール材のうち、PEEK を使用した均圧弁については<b>表3-1の条件</b>で漏えい試験を実施して有意な漏えいがないことから、200℃、2Pd 環境下での閉じ込め機能の健全性が確認されている。また、シリコンゴム及びEP ゴムに対して同一条件での単体劣化試験を<b>表3-2の条件</b>で実施した結果、EP ゴムはシリコンゴム以上の耐環境特性を有していることを確認した（<b>表3-3</b>）ことから、シール材は扉ガスケット（シリコンゴム）の評価を行う。さらに、扉ガスケットは、以下の観点から機器搬入口の試験を代表として評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>シール材料は同一で、機器搬入口と断面形状が類似している。</li> <li>シール突起部の押込み量はエアロック扉の方が大きく、気密性が高い。</li> <li>エアロック扉は二重扉であり一重の機器搬入口より気密性が高い。</li> </ul>	<p>【大阪、伊方】                  記載表現の相違                  ・<b>女川実績を反映</b>し、<b>限界温度・限界圧力に記載を統一した。</b>                  【大阪】                  設備の相違                  ・<b>鋼製格納容器のため、原子炉格納容器温度変化によるコンクリートによる拘束が生じないことから、考慮しない。</b>                  ・大阪は形状係数 <math>\alpha = 1.5</math> となるため、<b>添付3-2にて補足している。</b>                  【伊方】                  設備の相違                  ・<b>ふっ素ゴム→PEEK。</b>                  【伊方】                  記載表現の相違</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																													
<p>なお、①～④のシール部は、圧力による変形の影響が及ばない構造となっている。</p> <p>第3-1表 漏えい試験条件（PEEKを使用した均圧弁）</p> <table border="1" data-bbox="156 300 577 391"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>集積放射線量</td> <td rowspan="3">[ ]</td> </tr> <tr> <td>試験圧力</td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> </tr> </table> <p>※代表4ルーブリュプラントにおいて、炉心が溶融し、原子炉容器が破損した状態における原子炉格納容器内の積算線量を算出している。その値は7日時点で約 [ ] Gy程度であり、試験条件の集積放射線量に比べ十分小さい。また、運転時の集積線量（ [ ] Gy）については、事故時の線量に対して微小であるため考慮しない。</p> <p>第3-2表 試験条件（材料単体劣化試験）</p> <table border="1" data-bbox="235 577 548 646"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>集積放射線量</td> <td rowspan="3">[ ]</td> </tr> <tr> <td>試験圧力</td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> </tr> </table> <p>第3-3表 劣化環境条件（温度・水蒸気・放射線）経過材料の計測結果比較</p> <table border="1" data-bbox="145 726 638 829"> <thead> <tr> <th></th> <th>寸法変化</th> <th>硬度</th> <th>強さ・伸び</th> <th>圧縮永久歪</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>シリコンゴム</td> <td rowspan="3">[ ]</td> <td rowspan="3">[ ]</td> <td rowspan="3">[ ]</td> <td rowspan="3">[ ]</td> </tr> <tr> <td>EPゴム</td> </tr> <tr> <td>ふっ素ゴム<sup>®</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>（優位順：1&gt;2&gt;3）</p> <p>※材料単体劣化試験においてはシリコンゴム、EPゴム、ふっ素ゴムの比較を行っていることから、今回の評価部位（エアロックシール部）には使用箇所のないふっ素ゴムの評価結果も合わせて記載している。</p> <p>エアロック扉閉止時は隔壁側の2重のガスケットに扉側の突起（タンク）を押付けている状態であり、原子炉格納容器内圧によりさらに押付けられる構造としているため、扉が開くことはない。</p> <p>しかし、隔壁側のガスケット取付面に押付けられ周囲4辺支持の状態の扉は、原子炉格納容器内圧を受けることにより変形する。この変形によりシール部に発生する隙間を評価する。</p> <p>扉は隔壁側の部材で4辺支持されているが保守的かつ簡易的に扉の上下のみで支持されているモデルとして評価し、先端に発生する変位量（隙間）が、機器搬入口の隙間可変試験の結果において漏えいがないとされる [ ] mm以下であることを確認する。</p> <p>なお、均圧弁のシール材としてPEEKを使用するにあたり、200℃、2Pd環境下での閉じ込め機能健全性以外の観点でも適用性の確認を行っていることから、その内容を添付3-3に示す。</p> <p style="text-align: center;">本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	試験条件	集積放射線量	[ ]	試験圧力	試験温度	試験条件	集積放射線量	[ ]	試験圧力	試験温度		寸法変化	硬度	強さ・伸び	圧縮永久歪	シリコンゴム	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]	EPゴム	ふっ素ゴム <sup>®</sup>	<p>なお、①～④のシール部は、圧力による変形の影響が及ばない構造となっている。</p> <p>表4-1 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="907 571 1220 646"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>集積放射線量</td> <td rowspan="3">[ ]</td> </tr> <tr> <td>試験圧力</td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> </tr> </table> <p>表4-2 劣化環境条件（温度・水蒸気・放射線）経過材料の計測結果比較</p> <table border="1" data-bbox="817 726 1332 853"> <thead> <tr> <th></th> <th>寸法変化</th> <th>硬度</th> <th>強さ・伸び</th> <th>圧縮永久ひずみ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>シリコンゴム</td> <td rowspan="3">[ ]</td> <td rowspan="3">[ ]</td> <td rowspan="3">[ ]</td> <td rowspan="3">[ ]</td> </tr> <tr> <td>EPゴム</td> </tr> <tr> <td>ふっ素ゴム</td> </tr> </tbody> </table> <p>（優位順：1&gt;2&gt;3）</p> <p>エアロック扉閉止時は隔壁側の二重のガスケットに扉側の突起（タンク）を押付けている状態であり、原子炉格納容器内圧によりさらに押付けられる構造としているため、扉が開くことはない。</p> <p>しかし、隔壁側のガスケット取付面に押付けられ周囲4辺支持の状態の扉は、原子炉格納容器内圧を受けることにより変形する。この変形によりシール部に発生する隙間を評価する。</p> <p>扉は隔壁側の部材で4辺支持されているが保守的かつ簡易的に扉の上下のみで支持されているモデルとして評価し、先端に発生する変位量（隙間）が、代表プラントの機器搬入口の隙間可変試験の結果において漏えいがないとされる [ ] mm以下であることを確認する。</p>	試験条件	集積放射線量	[ ]	試験圧力	試験温度		寸法変化	硬度	強さ・伸び	圧縮永久ひずみ	シリコンゴム	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]	EPゴム	ふっ素ゴム	<p>なお、①～④のシール部は、圧力による変形の影響が及ばない構造となっている。</p> <p>表3-1 漏えい試験条件（PEEKを使用した均圧弁）</p> <table border="1" data-bbox="1523 311 1870 391"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>集積放射線量</td> <td rowspan="3">[ ]</td> </tr> <tr> <td>試験圧力</td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> </tr> </table> <p>※代表4ルーブリュプラントにおいて、炉心が溶融し、原子炉容器が破損した状態における原子炉格納容器内の積算線量を算出している。その値は7日時点で約 [ ] Gy程度であり、試験条件の集積放射線量に比べ十分小さい。また、運転時の集積線量（ [ ] Gy）については、事故時の線量に対して、微小であるため考慮しない。</p> <p>表3-2 試験条件（材料単体劣化試験）</p> <table border="1" data-bbox="1545 555 1892 638"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>集積放射線量</td> <td rowspan="3">[ ]</td> </tr> <tr> <td>試験圧力</td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> </tr> </table> <p>表3-3 劣化環境条件（温度・水蒸気・放射線）経過材料の計測結果比較</p> <table border="1" data-bbox="1489 742 1960 837"> <thead> <tr> <th></th> <th>寸法変化</th> <th>硬度</th> <th>強さ・伸び</th> <th>圧縮永久歪</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>シリコンゴム</td> <td rowspan="3">[ ]</td> <td rowspan="3">[ ]</td> <td rowspan="3">[ ]</td> <td rowspan="3">[ ]</td> </tr> <tr> <td>EPゴム</td> </tr> <tr> <td>ふっ素ゴム<sup>®</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>（優位順：1&gt;2&gt;3）</p> <p>※材料単体劣化試験においてはシリコンゴム、EPゴム、ふっ素ゴムの比較を行っていることから、今回の評価部位（エアロックシール部）には使用箇所のないふっ素ゴムの評価結果も合わせて記載している。</p> <p>エアロック扉閉止時は隔壁側の二重のガスケットに扉側の突起（タンク）を押付けている状態であり、原子炉格納容器内圧によりさらに押付けられる構造としているため、扉が開くことはない。</p> <p>しかし、隔壁側のガスケット取付面に押付けられ周囲4辺支持の状態の扉は、原子炉格納容器内圧を受けることにより変形する。この変形によりシール部に発生する隙間を評価する。</p> <p>扉は隔壁側の部材で4辺支持されているが保守的かつ簡易的に扉の上下のみで支持されているモデルとして評価し、先端に発生する変位量（隙間）が、代表プラントの機器搬入口の隙間可変試験の結果において漏えいがないとされる [ ] mm以下であることを確認する。</p> <p>なお、均圧弁のシール材としてPEEKを使用するにあたり、200℃、2Pd環境下での閉じ込め機能健全性以外の観点でも適用性の確認を行っていることから、その内容を添付3-2に示す。</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>	試験条件	集積放射線量	[ ]	試験圧力	試験温度	試験条件	集積放射線量	[ ]	試験圧力	試験温度		寸法変化	硬度	強さ・伸び	圧縮永久歪	シリコンゴム	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]	EPゴム	ふっ素ゴム <sup>®</sup>	<p>相違理由</p> <p>設備の相違          ・ふっ素ゴム→PEEK。</p>
試験条件		集積放射線量		[ ]																																																												
		試験圧力																																																														
	試験温度																																																															
試験条件	集積放射線量	[ ]																																																														
	試験圧力																																																															
	試験温度																																																															
	寸法変化	硬度	強さ・伸び	圧縮永久歪																																																												
シリコンゴム	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]																																																												
EPゴム																																																																
ふっ素ゴム <sup>®</sup>																																																																
試験条件	集積放射線量	[ ]																																																														
	試験圧力																																																															
	試験温度																																																															
	寸法変化	硬度	強さ・伸び	圧縮永久ひずみ																																																												
シリコンゴム	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]																																																												
EPゴム																																																																
ふっ素ゴム																																																																
試験条件	集積放射線量	[ ]																																																														
	試験圧力																																																															
	試験温度																																																															
試験条件	集積放射線量	[ ]																																																														
	試験圧力																																																															
	試験温度																																																															
	寸法変化	硬度	強さ・伸び	圧縮永久歪																																																												
シリコンゴム	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]																																																												
EPゴム																																																																
ふっ素ゴム <sup>®</sup>																																																																



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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.2 評価</p> <p>(1) 本体の耐圧【大飯発電所3号炉及び4号炉評価結果】</p> <p>a. 本体の応力評価</p> <p>評価は、既工事計画認可申請書と同様のモデルを用い、算出した200℃、2Pdにおける応力値を基に健全性を確認する。評価点を第3-2図に示す。</p>  <p>第3-2図 エアロック本体の耐圧の評価に関する評価点</p> <p>(a) 外圧による応力</p> <p>i. 一次一般膜応力</p> <p>原子炉格納容器内圧力 (0.78MPa) の等分布荷重が、厚さ <input type="text"/> の胴の板心半径 <input type="text"/> に作用するとして、胴の長手軸方向の応力 (<math>\sigma_x</math>)、胴の周方向応力 (<math>\sigma_y</math>)、胴の板厚方向応力 (<math>\sigma_z</math>) を算出する。</p> <p>ii. 一次局部膜応力の計算</p> <p>一次局部膜応力は胴の周方向にのみ生じ、その値は次式による。</p> $\sigma_y = \frac{E \cdot \delta}{R_m}$ <p>E : 191,000MPa (at200℃)              Rm : 胴の板心半径 (mm) = <input type="text"/>              δ : 外圧による胴の半径方向の変位で内向きを正とし、次式による。(mm)</p> $\delta = \frac{P_2 \cdot R_m^2}{E \cdot t} \left(1 - \frac{\nu}{2}\right) = \text{$ <p>P<sub>2</sub> : 外圧 (MPa) = 0.78 (原子炉格納容器内圧)              t : 胴の板厚 (mm) = <input type="text"/>              ν : 胴のポアソン比=0.3</p> <p>計算の結果を第3-4表に示す。</p> <p style="text-align: center; font-size: small;">本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>4.2 評価</p> <p>(1) 本体の耐圧【伊方3号炉評価結果】</p>	<p>3.2 評価</p> <p>(1) 本体の耐圧【泊発電所3号炉評価結果】</p>	<p>【大飯】              設備の相違              ・原子炉格納容器型式の相違による。</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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉						伊方発電所3号炉			泊発電所3号炉		相違理由
第3-4表 外圧による応力											
(単位：MPa)											
応力の種類	軸方向応力	周方向応力			板厚方向応力						
	$\sigma_x$	$\sigma_y$			$\sigma_z$						
計算点	一次一般膜応力	一次一般膜応力	一次局部膜応力	合計	一次一般膜応力						
	$-\frac{P_g \cdot R m}{2 t}$	$-\frac{P_g \cdot R m}{t}$	$\frac{E \cdot \delta}{R m}$		$-P_g, 0$						
B i	-23.4	-46.7	39.7	-7.0	0						
B o	-23.4	-46.7	39.7	-7.0	-0.8						
一次応力強さ											
	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$								
B i	-16.4	-7.0	23.4								
B o	-16.4	-6.2	22.6								
<p>(b) 二次応力</p> <p>イ. エアロック胴の温度 (200℃) と既工事計画書における評価温度 (14.2℃) との温度差</p> $\Delta T = 200 - 14.2 = 185.8^\circ\text{C}$ <p>ロ. 応力の計算</p> <p>この応力はB i 及びB o点にのみ生じる。</p> <p>(i) 不連続荷重の計算</p> <p>Timoshenko 著「Theory of Plates and Shells」によって不連続荷重M1, Q1を求め応力を計算する。</p> <p>ここで、不連続荷重M1, Q1は図示の方向を正とする。また、変位はエアロック内向きを正、回転角は右廻りを正とする。</p>											
<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 0 auto;">                     本資料のうち、特記の内容は機密事項に属しますので公開できません。                 </div>											


付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="161 178 645 370" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="353 437 479 466" data-label="Section-Header"> <p>不連続荷重</p> </div> <div data-bbox="129 488 734 788" data-label="Text"> <p>B点における連続の条件より、原子炉格納容器とエアロック胴の変位差と不連続荷重による胴部変位 (<math>\omega_1</math>) の和、および温度差 <math>\Delta T</math> による胴の回転角と不連続荷重による胴部回転角の和が0となることから、不連続荷重 <math>M_1</math>、<math>Q_1</math> を算出する。<math>(M_1: 1.534 \times 10^4 [Nmm/mm]</math>、<math>Q_1: 232.2 [N/mm]</math>) なお、原子炉格納容器の変位は、文献[1]にある1/4スケール試験体に対する弾塑性解析結果に基づき、算出する。              (エアロック位置より変位が大きくなる機器搬入口位置の原子炉格納容器半径方向変位を選定の上、原子炉格納容器周方向変位を <input type="checkbox"/> 値し、内径比 <input type="checkbox"/> 用して算出している。)</p> </div> <div data-bbox="129 826 546 890" data-label="Text"> <p>(v) 応力              不連続荷重による応力の計算は次式による。</p> </div> <div data-bbox="161 906 452 1088" data-label="Equation-Block"> <math display="block">\sigma_x = \pm \frac{6 M_1}{t^2}</math> <math display="block">\sigma_y = - \frac{E \cdot \omega_1}{R m} \pm \frac{6 \nu \cdot M_1}{t^2}</math> <math display="block">\sigma_z = 0</math> </div> <div data-bbox="152 1136 430 1161" data-label="Text"> <p>計算の結果を第3-5表に示す。</p> </div> <div data-bbox="340 1203 725 1225" data-label="Text"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p> </div>			



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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																
<p>第3-5表 二次応力 (単位: MPa)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">応力の種類</th> <th colspan="2">軸方向応力 <math>\sigma_x</math></th> <th colspan="2">周方向応力 <math>\sigma_y</math></th> <th rowspan="3">板厚方向応力 <math>\sigma_z</math></th> </tr> <tr> <th>二次応力 (曲げ)</th> <th>二次応力 (膜)</th> <th>二次応力 (曲げ)</th> <th rowspan="2">合計</th> </tr> <tr> <th><math>\pm \frac{6 M_x}{t^2}</math></th> <th><math>-\frac{E \cdot \omega_1}{R m}</math></th> <th><math>\pm \frac{6 \nu \cdot M_y}{t^2}</math></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計算点</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>B i</td> <td>190.2</td> <td>-104.8</td> <td>57.0</td> <td>-47.8</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>B o</td> <td>-190.2</td> <td>-104.8</td> <td>-57.0</td> <td>-161.8</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table> <p>以上の結果より、第 3-6 表の通り一次+二次応力強さは許容値 Su (SGV49(SGV480)に対し 422MPa, 200℃) より小さいため放射性物質の閉じ込め機能が維持されることが確認された。</p> <p>第3-6表 一次+二次応力の組合せにおける胴の応力及び応力強さ (単位: MPa)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">応力</th> <th colspan="3">一次+二次応力</th> <th colspan="3">一次+二次応力強さ</th> </tr> <tr> <th><math>\sigma_x</math></th> <th><math>\sigma_y</math></th> <th><math>\sigma_z</math></th> <th><math>\sigma_x - \sigma_y</math></th> <th><math>\sigma_y - \sigma_z</math></th> <th><math>\sigma_z - \sigma_x</math></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計算点</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>B i</td> <td>166.8</td> <td>-54.8</td> <td>0</td> <td>222</td> <td>-55</td> <td>-167</td> </tr> <tr> <td>B o</td> <td>-213.6</td> <td>-168.8</td> <td>-0.8</td> <td>-45</td> <td>-168</td> <td>213</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. その他部位（隔壁）の評価</p> <p>その他の局所的な部位である隔壁について、許容値 (<math>\sigma_a</math>) の応力が発生するときの圧力 Pcr を算出した結果、隔壁の許容圧力 (Pcr) は 1.19MPa であり、2Pd (0.78MPa) より大きいことを確認した。</p> <p><math>P_{cr} = \sigma_a \cdot P / \sigma_b = 1.19MPa</math></p> <p><math>\sigma_a</math> : 材料の許容値 (SGV49 (SGV480)) (200℃)  <math>\sigma_a = 2/3 \cdot Su \cdot \alpha</math>                  Su : 材料の設計引張強さ = 422MPa (SGV49 (SGV480)) (200℃)  <math>\alpha</math> : 形状係数 = 1.5 (設計・建設規格 解説 PVB-3111 による)  <math>\sigma_b</math> : 内圧 P が作用した場合の隔壁の応力 = 139MPa                  P : 最高使用圧力 = 0.39MPa</p>	応力の種類	軸方向応力 $\sigma_x$		周方向応力 $\sigma_y$		板厚方向応力 $\sigma_z$	二次応力 (曲げ)	二次応力 (膜)	二次応力 (曲げ)	合計	$\pm \frac{6 M_x}{t^2}$	$-\frac{E \cdot \omega_1}{R m}$	$\pm \frac{6 \nu \cdot M_y}{t^2}$	計算点					B i	190.2	-104.8	57.0	-47.8	0	B o	-190.2	-104.8	-57.0	-161.8	0	応力	一次+二次応力			一次+二次応力強さ			$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	計算点							B i	166.8	-54.8	0	222	-55	-167	B o	-213.6	-168.8	-0.8	-45	-168	213	<p>許容値 (<math>\sigma_a</math>) の応力が発生する時の圧力 Pcr を算出する。</p> <p><math>P_{cr} = \sigma_a \cdot P / \sigma_b</math></p> <p><math>\sigma_a</math> : 材料  の許容値 (200℃)  <math>\sigma_a = 2/3 \cdot Su \cdot \alpha</math>                  Su : 材料の設計引張強さ (200℃)  <math>\alpha</math> : 形状係数 = 1.395  <math>\sigma_b</math> : 内圧 P が作用した場合の隔壁の応力                  P : 最高使用圧力</p> <table border="1"> <tbody> <tr> <td>Su (MPa)</td> <td>422</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_b</math> (MPa)</td> <td>142.7</td> </tr> <tr> <td>P (MPa)</td> <td>0.283</td> </tr> <tr> <td>P<sub>cr</sub> (MPa)</td> <td>0.77</td> </tr> </tbody> </table> <p>以上より、本体耐圧 0.77MPa &gt; 2Pd (0.566MPa)</p>	Su (MPa)	422	$\sigma_b$ (MPa)	142.7	P (MPa)	0.283	P <sub>cr</sub> (MPa)	0.77	<p>許容値 (<math>\sigma_a</math>) の応力が発生する時の圧力 Pcr を算出する。</p> <p><math>P_{cr} = \sigma_a \cdot P / \sigma_b</math></p> <p><math>\sigma_a</math> : 材料 (SGV480) の許容値 (200℃)  <math>\sigma_a = 2/3 \cdot Su \cdot \alpha</math>                  Su : 材料の設計引張強さ (200℃)  <math>\alpha</math> : 形状係数 = 1.395  <math>\sigma_b</math> : 内圧 P が作用した場合の隔壁の応力                  P : 最高使用圧力</p> <table border="1"> <tbody> <tr> <td>Su (MPa)</td> <td>422</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_b</math> (MPa)</td> <td>143</td> </tr> <tr> <td>P (MPa)</td> <td>0.283</td> </tr> <tr> <td>P<sub>cr</sub> (MPa)</td> <td>0.77</td> </tr> </tbody> </table> <p>以上より、本体耐圧 0.77MPa &gt; 2Pd (0.566MPa)</p>	Su (MPa)	422	$\sigma_b$ (MPa)	143	P (MPa)	0.283	P <sub>cr</sub> (MPa)	0.77	<p>【大飯】                  記載表現の相違                  【大飯】                  設備の相違                  ・評価値を満足している点で同等である。                  【大飯】                  設備の相違                  ・大飯は形状係数 <math>\alpha = 1.5</math> となるため、添付 3-2 にて補足している。</p>
応力の種類		軸方向応力 $\sigma_x$		周方向応力 $\sigma_y$			板厚方向応力 $\sigma_z$																																																																												
		二次応力 (曲げ)	二次応力 (膜)	二次応力 (曲げ)	合計																																																																														
	$\pm \frac{6 M_x}{t^2}$	$-\frac{E \cdot \omega_1}{R m}$	$\pm \frac{6 \nu \cdot M_y}{t^2}$																																																																																
計算点																																																																																			
B i	190.2	-104.8	57.0	-47.8	0																																																																														
B o	-190.2	-104.8	-57.0	-161.8	0																																																																														
応力	一次+二次応力			一次+二次応力強さ																																																																															
	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$																																																																													
計算点																																																																																			
B i	166.8	-54.8	0	222	-55	-167																																																																													
B o	-213.6	-168.8	-0.8	-45	-168	213																																																																													
Su (MPa)	422																																																																																		
$\sigma_b$ (MPa)	142.7																																																																																		
P (MPa)	0.283																																																																																		
P <sub>cr</sub> (MPa)	0.77																																																																																		
Su (MPa)	422																																																																																		
$\sigma_b$ (MPa)	143																																																																																		
P (MPa)	0.283																																																																																		
P <sub>cr</sub> (MPa)	0.77																																																																																		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

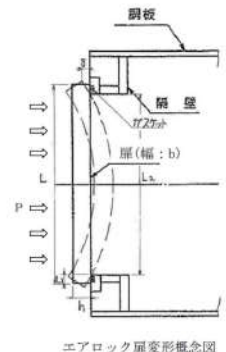
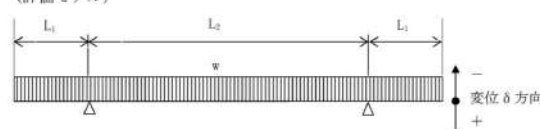
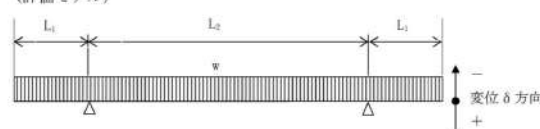
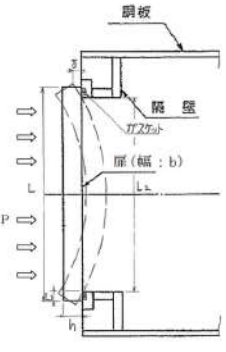


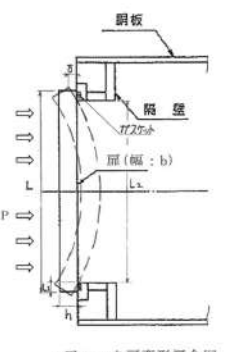
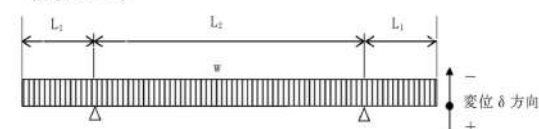
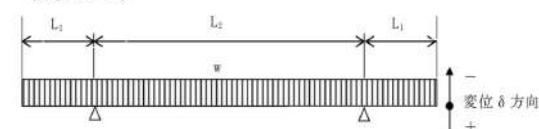
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																				
<p>(2) シール部の健全性【機器搬入口の試験結果を適用】</p> <p>a. ガasketの健全性</p> <p>機器搬入口を模擬した試験体で実施した試験結果を活用して評価を行う。</p>	<p>(2) シール部の健全性【代表プラント試験結果（機器搬入口）を適用】</p> <p>① ガasketの健全性</p> <p>上述の代表プラントの機器搬入口とガasket部の形状がほぼ同等であることから、3. 機器搬入口でのガasket試験結果を適用し、問題ないことを確認した。</p>	<p>(2) シール部の健全性【代表プラント試験結果（機器搬入口）を適用】</p> <p>① ガasketの健全性</p> <p>上述の代表プラントの機器搬入口とガasket部の形状がほぼ同等であることから、2. 機器搬入口でのガasket試験結果を適用し、問題ないことを確認した。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p>																																																																				
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>図記号</th> <th>機器搬入口</th> <th>エアロック</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>ガasket取付溝深さ(mm)</td><td>a</td><td rowspan="9" style="border: 1px solid black;"></td><td rowspan="9" style="border: 1px solid black;"></td></tr> <tr><td>ガasket取付溝幅(mm)</td><td>b</td></tr> <tr><td>内外ガasket取付ピッチ(mm)</td><td>c</td></tr> <tr><td>ガasket押付け突起幅(mm)</td><td>d</td></tr> <tr><td>ガasket押付け突起高さ(mm)</td><td>e</td></tr> <tr><td>ガasket押付け突起先端形状</td><td>f</td></tr> <tr><td>ガasket断面幅(mm)</td><td>g</td></tr> <tr><td>ガasket断面高さ(mm)</td><td>h</td></tr> </tbody> </table>	項目	図記号	機器搬入口	エアロック	ガasket取付溝深さ(mm)	a			ガasket取付溝幅(mm)	b	内外ガasket取付ピッチ(mm)	c	ガasket押付け突起幅(mm)	d	ガasket押付け突起高さ(mm)	e	ガasket押付け突起先端形状	f	ガasket断面幅(mm)	g	ガasket断面高さ(mm)	h	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>図記号</th> <th>機器搬入口</th> <th>エアロック</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>ガasket取付溝深さ(mm)</td><td>a</td><td rowspan="9" style="border: 1px dashed black;"></td><td rowspan="9" style="border: 1px dashed black;"></td></tr> <tr><td>ガasket取付溝幅(mm)</td><td>b</td></tr> <tr><td>内外ガasket取付ピッチ(mm)</td><td>c</td></tr> <tr><td>ガasket押付け突起幅(mm)</td><td>d</td></tr> <tr><td>ガasket押付け突起高さ(mm)</td><td>e</td></tr> <tr><td>ガasket押付け突起先端形状</td><td>f</td></tr> <tr><td>ガasket断面幅(mm)</td><td>g</td></tr> <tr><td>ガasket断面高さ(mm)</td><td>h</td></tr> </tbody> </table>	項目	図記号	機器搬入口	エアロック	ガasket取付溝深さ(mm)	a			ガasket取付溝幅(mm)	b	内外ガasket取付ピッチ(mm)	c	ガasket押付け突起幅(mm)	d	ガasket押付け突起高さ(mm)	e	ガasket押付け突起先端形状	f	ガasket断面幅(mm)	g	ガasket断面高さ(mm)	h	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>図記号</th> <th>機器搬入口</th> <th>エアロック</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>ガasket材</td><td>-</td><td rowspan="10" style="border: 1px solid black;"></td><td rowspan="10" style="border: 1px solid black;"></td></tr> <tr><td>ガasket取付溝深さ(mm)</td><td>a</td></tr> <tr><td>ガasket取付溝幅(mm)</td><td>b</td></tr> <tr><td>内外ガasket取付ピッチ(mm)</td><td>c</td></tr> <tr><td>ガasket押付け突起幅(mm)</td><td>d</td></tr> <tr><td>ガasket押付け突起高さ(mm)</td><td>e</td></tr> <tr><td>ガasket押付け突起先端形状</td><td>f</td></tr> <tr><td>ガasket断面幅(mm)</td><td>g</td></tr> <tr><td>ガasket断面高さ(mm)</td><td>h</td></tr> </tbody> </table>	項目	図記号	機器搬入口	エアロック	ガasket材	-			ガasket取付溝深さ(mm)	a	ガasket取付溝幅(mm)	b	内外ガasket取付ピッチ(mm)	c	ガasket押付け突起幅(mm)	d	ガasket押付け突起高さ(mm)	e	ガasket押付け突起先端形状	f	ガasket断面幅(mm)	g	ガasket断面高さ(mm)	h	
項目	図記号	機器搬入口	エアロック																																																																				
ガasket取付溝深さ(mm)	a																																																																						
ガasket取付溝幅(mm)	b																																																																						
内外ガasket取付ピッチ(mm)	c																																																																						
ガasket押付け突起幅(mm)	d																																																																						
ガasket押付け突起高さ(mm)	e																																																																						
ガasket押付け突起先端形状	f																																																																						
ガasket断面幅(mm)	g																																																																						
ガasket断面高さ(mm)	h																																																																						
項目	図記号			機器搬入口	エアロック																																																																		
ガasket取付溝深さ(mm)	a																																																																						
ガasket取付溝幅(mm)	b																																																																						
内外ガasket取付ピッチ(mm)	c																																																																						
ガasket押付け突起幅(mm)	d																																																																						
ガasket押付け突起高さ(mm)	e																																																																						
ガasket押付け突起先端形状	f																																																																						
ガasket断面幅(mm)	g																																																																						
ガasket断面高さ(mm)	h																																																																						
項目	図記号			機器搬入口	エアロック																																																																		
ガasket材	-																																																																						
ガasket取付溝深さ(mm)	a																																																																						
ガasket取付溝幅(mm)	b																																																																						
内外ガasket取付ピッチ(mm)	c																																																																						
ガasket押付け突起幅(mm)	d																																																																						
ガasket押付け突起高さ(mm)	e																																																																						
ガasket押付け突起先端形状	f																																																																						
ガasket断面幅(mm)	g																																																																						
ガasket断面高さ(mm)	h																																																																						
<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 2px;">本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<div style="border: 1px dashed black; width: 100%; height: 100%;"></div>			<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 2px;">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>																																																																			

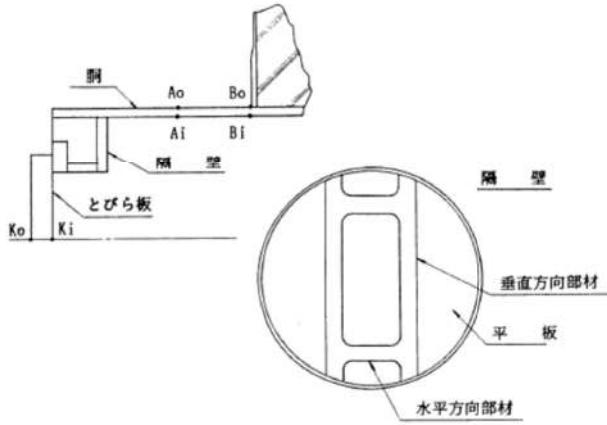
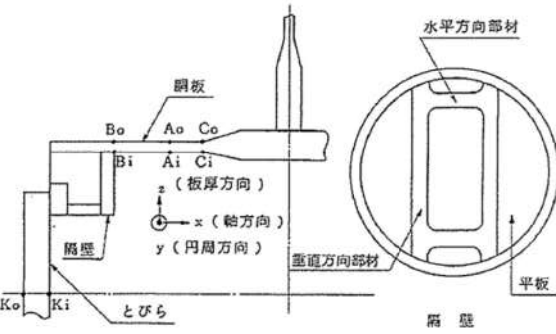
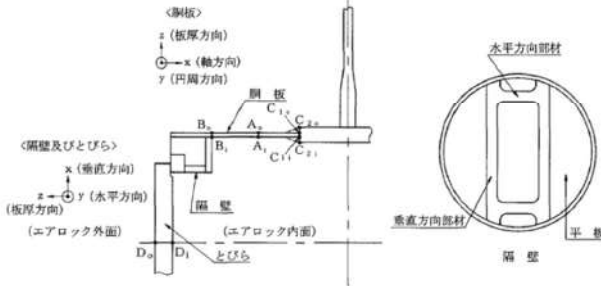
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所 3 / 4号炉	伊方発電所 3号炉	泊発電所 3号炉	相違理由																																										
<p>b. 扉の変形による隙間の評価【大飯発電所 3号炉及び4号炉評価結果】</p> <p>扉の上下のみで支持されている以下の評価モデルにて扉上端の変位量 <math>\delta</math> を算出する。</p> <p>2. 機器搬入口でのフランジ隙間可変試験で <math>\square</math> 以下の隙間では有意な漏えいが無かったことから、エアロックでの算出した変位量 2.3mm は問題ない。</p> $\delta = \frac{w \times L_1}{24 \times E \times I} \times (3 \times L_1^3 + 6 \times L_1^2 \times L_2 - L_2^3) \quad (\text{機械実用便覧})$ <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>w: 単位荷重  <math>w = P \times b</math>                      P: 2Pd                      b: 扉幅                      I: 断面二次モーメント  <math>I = \frac{b \times h^3}{12}</math>                      h: 扉板厚</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr><td>P (MPa [gauge])</td><td>0.78</td></tr> <tr><td>b (mm)</td><td></td></tr> <tr><td>E (MPa)</td><td>191,000</td></tr> <tr><td>h (mm)</td><td></td></tr> <tr><td>L<sub>1</sub> (mm)</td><td></td></tr> <tr><td>L<sub>2</sub> (mm)</td><td></td></tr> <tr><td><math>\delta</math> (mm)</td><td>-2.3</td></tr> </table> </div> <div style="width: 45%;">  <p>エアロック扉変形概念図</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 20px;"> <div style="width: 45%;"> <p>(評価モデル)</p>  </div> <div style="width: 45%;">  </div> </div> <p>3.3 評価結果</p> <p>200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能を期待できる。</p> <p>【参考文献】</p> <p>[1] "International Standard Problem No.48 Phase 3 Report Analysis Results of a 1:4-Scale Prestressed Concrete Containment Vessel (PCCV) Model Subjected to Pressure and Thermal Loading" (NEA/CSNI/R(2005)5 "INTERNATIONAL STANDARD PROBLEM NO.48 CONTAINMENT CAPACITY Appendix H")</p> <p style="font-size: small; text-align: center;">本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	P (MPa [gauge])	0.78	b (mm)		E (MPa)	191,000	h (mm)		L <sub>1</sub> (mm)		L <sub>2</sub> (mm)		$\delta$ (mm)	-2.3	<p>② 扉の変形による隙間の評価</p> <p>扉の上下のみで支持されている以下の評価モデルにて扉上端の変位量 <math>\delta</math> を算出する。</p> <p>3. 機器搬入口でのフランジ隙間可変試験で <math>\square</math> 以下の隙間では有意な漏えいが無かったことから、エアロックでの算出した変位量 1.7mm は問題ない。</p> $\delta = \frac{w \times L_1}{24 \times E \times I} \times (3 \times L_1^3 + 6 \times L_1^2 \times L_2 - L_2^3) \quad (\text{機械実用便覧})$ <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>w: 単位荷重  <math>w = P \times b</math>                      P: 2Pd                      b: 扉幅                      I: 断面二次モーメント  <math>I = \frac{b \times h^3}{12}</math>                      h: 扉板厚</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr><td>P (MPa)</td><td>0.566</td></tr> <tr><td>b (mm)</td><td>900</td></tr> <tr><td>E (MPa)</td><td>191,000</td></tr> <tr><td>h (mm)</td><td></td></tr> <tr><td>L<sub>1</sub> (mm)</td><td></td></tr> <tr><td>L<sub>2</sub> (mm)</td><td></td></tr> <tr><td><math>\delta</math> (mm)</td><td>-1.7</td></tr> </table> </div> <div style="width: 45%;">  <p>エアロック扉変形概念図</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 20px;"> <div style="width: 45%;"> <p>(評価モデル)</p>  </div> <div style="width: 45%;">  </div> </div> <p>3.4 評価結果</p> <p>以上より、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p>	P (MPa)	0.566	b (mm)	900	E (MPa)	191,000	h (mm)		L <sub>1</sub> (mm)		L <sub>2</sub> (mm)		$\delta$ (mm)	-1.7	<p>② 扉の変形による隙間の評価</p> <p>扉の上下のみで支持されている以下の評価モデルにて扉上端の変位量 <math>\delta</math> を算出する。</p> <p>2. 機器搬入口でのフランジ隙間可変試験で <math>\square</math>mm 以下の隙間では有意な漏えいが無かったことから、エアロックでの算出した変位量 1.7mm は問題ない。</p> $\delta = \frac{w \times L_1}{24 \times E \times I} \times (3 \times L_1^3 + 6 \times L_1^2 \times L_2 - L_2^3) \quad (\text{機械実用便覧})$ <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>w: 単位荷重  <math>w = P \times b</math>                      P: 2Pd                      b: 扉幅                      I: 断面二次モーメント  <math>I = \frac{b \times h^3}{12}</math>                      h: 扉板厚</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr><td>P (MPa)</td><td>0.566</td></tr> <tr><td>b (mm)</td><td>900</td></tr> <tr><td>E (MPa)</td><td>191,000</td></tr> <tr><td>h (mm)</td><td>75</td></tr> <tr><td>L<sub>1</sub> (mm)</td><td>75</td></tr> <tr><td>L<sub>2</sub> (mm)</td><td>1,850</td></tr> <tr><td><math>\delta</math> (mm)</td><td>-1.7</td></tr> </table> </div> <div style="width: 45%;">  <p>エアロック扉変形概念図</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 20px;"> <div style="width: 45%;"> <p>(評価モデル)</p>  </div> <div style="width: 45%;">  </div> </div> <p>また、扉の変形による支点の移動を考慮した場合においても本評価が保守的であることを確認した（添付 3-3）。</p> <p>3.3 評価結果</p> <p>以上より、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p style="font-size: small; text-align: center;">本資料のうち、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 (MPa)	0.566	b (mm)	900	E (MPa)	191,000	h (mm)	75	L <sub>1</sub> (mm)	75	L <sub>2</sub> (mm)	1,850	$\delta$ (mm)	-1.7	<p>【大飯】                  設備の相違                  ・評価値を満足している点で同等である。</p> <p>【大飯、伊方】                  記載充実                  ・BWR の審査実績に基づき本評価を追加した。</p> <p>【大飯】                  記載の適正化</p> <p>【大飯】                  資料名の相違                  ・当該文献の参照なし。</p>
P (MPa [gauge])	0.78																																												
b (mm)																																													
E (MPa)	191,000																																												
h (mm)																																													
L <sub>1</sub> (mm)																																													
L <sub>2</sub> (mm)																																													
$\delta$ (mm)	-2.3																																												
P (MPa)	0.566																																												
b (mm)	900																																												
E (MPa)	191,000																																												
h (mm)																																													
L <sub>1</sub> (mm)																																													
L <sub>2</sub> (mm)																																													
$\delta$ (mm)	-1.7																																												
P (MPa)	0.566																																												
b (mm)	900																																												
E (MPa)	191,000																																												
h (mm)	75																																												
L <sub>1</sub> (mm)	75																																												
L <sub>2</sub> (mm)	1,850																																												
$\delta$ (mm)	-1.7																																												



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	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付 3-1</p> <p style="text-align: center;">大飯発電所3号炉及び4号炉エアロック既工認添付資料</p> <p>3. 評価点</p> <p>3.1 胴、隔壁、とびら板の応力評価点</p> <p>応力評価点は次のとおりとする。</p> <p>(1) 胴の一般部 (A<sub>i</sub>及びA<sub>o</sub>点)                  (2) 胴の格納容器壁への固定点 (B<sub>i</sub>及びB<sub>o</sub>点)                  (3) 隔壁 (垂直方向部材、水平方向部材及び平板)                  (4) とびら板 (K<sub>i</sub>及びK<sub>o</sub>点)</p>  <p style="text-align: center;">第3-1図 胴、隔壁、とびら板の応力評価点</p>	<p style="text-align: right;">添付 4-1</p> <p style="text-align: center;">既工事計画認可申請書分割第3次申請 添付資料9-4「エアロックの応力解析書」</p> <p>2. 応力解析</p> <p>2.1 計算点</p> <p>計算点は、次のとおりとする。</p> <p>胴板一般部 (A点)                  胴板と隔壁との接続部 (B点)                  胴板の厚さの変化部 (C点)                  隔壁 (垂直方向部材、水平方向部材及び平板)                  とびら (K点)</p> <p>なお、A点～C点及びK点の計算点は、胴板又はとびらの内外面とし、第2図のとおりとする。また、A点～C点の計算点における応力の方向は、第2図に示すとおりである。</p>  <p style="text-align: center;">第2図 計算点</p>	<p style="text-align: right;">添付 3-1</p> <p style="text-align: center;">既工事計画認可申請書分割第4次申請 添付資料5-9-4「エアロックの応力解析書」</p> <p>3. 応力解析</p> <p>3.1 計算点</p> <p>計算点は、次のとおりとする。</p> <p>胴板一般部 (A点)                  胴板と隔壁との接続部 (B点)                  胴板厚さの変化部 (C点)                  胴板厚さ 22.0 mm (C<sub>1</sub>点)                  胴板厚さ 80.0 mm (C<sub>2</sub>点)                  なお、胴板厚さの変化部における勾配部分は安全側に無視する。                  隔壁 (垂直方向部材、水平方向部材及び平板)                  とびら (D点)</p> <p>各点の計算点及び応力の方向は、第2図のとおりとする。</p>  <p style="text-align: center;">第2図 計算点</p>	<p>【大飯、伊方】 資料名の相違</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)

### 大飯発電所 3 / 4号炉

第 7-3 表 D+O+L の荷重の組合せにおける隔壁の応力及び応力差 (単位: kg/mm<sup>2</sup>)

計算点	応力の和												応力差				
	一次一般壁応力				一次隔壁応力				一次応力の和				一次一般壁応力差		一次隔壁応力差		
	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\tau_{xy}$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\tau_{xy}$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\tau_{xy}$	$\sigma_{max}$	$\sigma_{min}$	$\sigma_{max}$	$\sigma_{min}$	
側一般壁	Ai	-1.19	-2.39	0	-	-	-	-	-1.19	-2.39	0	1.2	-2.4	1.2	1.2	-2.4	1.2
側一般壁	Ao	-1.19	-2.39	-0.04	-	-	-	-	-1.19	-2.39	-0.04	1.2	-2.4	1.2	1.2	-2.4	1.2
頭・格納容器	Bi	-1.19	-2.39	0	0	0	0	0	-1.19	-2.39	0	1.2	-2.4	1.2	-0.9	-0.4	1.2
頭・格納容器	Bo	-1.19	-2.39	-0.04	0	2.03	0	0	-1.19	-0.35	-0.04	1.2	-2.4	1.2	-0.9	-0.4	1.2
壁への固定部	Ci	-1.19	-2.39	0	0	2.03	0	0	-1.19	-0.35	-0.04	1.2	-2.4	1.2	-0.9	-0.4	1.2
許容値									許容壁応力差			S = 11.4		1.5S = 20.1			

第 7-5 表 各荷重の組合せにおける隔壁及びびら板の応力 (単位: kg/mm<sup>2</sup>)

計算点	荷重の組合せ			
	D+O+L	D+P <sub>T1</sub>	D+P <sub>T2</sub>	
隔壁	垂直方向部材	14.1	12.7	16.2
	水平方向部材	1.7	1.5	1.9
	エアロック内側	6.7	6.0	7.7
	エアロック外側	-6.7	-6.0	-7.7
とびら板	Ki	2.5	2.3	2.9
	Ko	-2.5	-2.3	-2.9
許容値	1.5S=20.1	3S=40.2	1.125Sy=30.3	

### 伊方発電所 3号炉

第 8 表 D+O+L の荷重の組合せにおける隔壁の応力 (単位: kg/mm<sup>2</sup>)

計算点	一次応力												二次応力								
	一次一般壁応力				一次隔壁応力				一次応力の和				圧力による曲げ応力			熱による応力			一次+二次応力		
	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\tau_{xy}$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\tau_{xy}$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\tau_{xy}$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$
A	Ai	-0.87	-1.73	0	0	0	0	0	-0.87	-1.73	0	0	0	0	0	7.88	7.88	0	7.01	6.15	0
	Ao	-0.87	-1.73	-0.03	0	0	0	0	-0.87	-1.73	-0.03	0	0	0	0	7.88	7.88	0	-8.75	-9.61	-0.03
B	Bi	-0.87	-1.73	0	0	1.47	0	0	-0.87	-0.25	0	0	-2.86	-0.80	0	7.88	7.88	0	4.35	6.82	0
	Bo	-0.87	-1.73	-0.03	0	1.47	0	0	-0.87	-0.25	-0.03	2.86	0.80	0	7.88	7.88	0	-6.09	-7.34	-0.03	
C	Ci	-0.87	-1.73	0	0	0.81	0	0	-0.87	-0.92	0	-1.17	-0.25	0	7.88	7.88	0	3.84	6.61	0	
	Co	-0.87	-1.73	-0.03	0	0.81	0	0	-0.87	-0.92	-0.03	-1.17	0.25	0	7.88	7.88	0	-7.58	-8.45	-0.03	

第 9 表 D+O+L の荷重の組合せにおける隔壁の応力差 (単位: kg/mm<sup>2</sup>)

計算点		応力差			
		一次一般壁応力差 (Pa)	一次隔壁応力差 (P <sub>1</sub> )	一次+二次応力差 (P <sub>1</sub> +P <sub>b</sub> )	一次+二次応力差 (P <sub>1</sub> +P <sub>b</sub> +Q)
A	Ai	0.9	-1.8	0.9	0.9
	Ao	0.9	-1.7	0.9	0.9
B	Bi	0.9	-1.8	0.9	-0.7
	Bo	0.9	-1.7	0.9	-0.7
C	Ci	0.9	-1.8	0.9	0.1
	Co	0.9	-1.7	0.9	0.1
許容値	S	11.4	1.5S=20.1	1.5S=20.1	3S=40.2

第 10 表 D+O+L の荷重の組合せにおける隔壁及びびらの応力 (単位: kg/mm<sup>2</sup>)

計算点	応力	圧力による応力		
		熱による応力	合計	
隔壁	垂直方向部材	-14.6	-7.9	-22.5
	水平方向部材	-1.6	-7.9	-9.5
とびら板	エアロック内面	10.0	7.9	17.9
	エアロック外面	-10.0	-7.9	-17.9
K	Ki	1.8	8.4	10.2
	Ko	-1.8	-8.4	-10.2
許容値		1.5S=20.1	-	3S=40.2

### 泊発電所 3号炉

第 9 表 D+O+L の荷重の組合せにおける隔壁の応力 (単位: kg/mm<sup>2</sup>)

計算点	一次応力												二次応力								
	一次一般壁応力				一次隔壁応力				一次応力の和				圧力による曲げ応力			熱による応力			一次+二次応力		
	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\tau_{xy}$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\tau_{xy}$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\tau_{xy}$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$	$\sigma_x$	$\sigma_y$	$\sigma_z$
A	Ai	-8.4	-16.9	0	0	0	0	0	-8.4	-16.9	0	0	0	0	14.9	14.9	0	48.5	48.0	0	
	Ao	-8.4	-16.9	-0.3	0	0	0	0	-8.4	-16.9	-0.3	0	0	0	14.9	14.9	0	-43.3	-43.9	-0.3	
B	Bi	-8.4	-16.9	0	0	14.9	0	0	-8.4	-0.4	0	0	-35.6	-7.8	0	14.9	14.9	0	22.5	44.9	0
	Bo	-8.4	-16.9	-0.3	0	14.9	0	0	-8.4	-0.4	-0.3	25.8	7.8	0	-14.9	-14.9	0	-24.3	-31.7	-0.3	
C	Ci	-8.4	-16.9	0	0	7.9	0	0	-8.4	-9.8	0	-11.4	-0.4	0	14.9	14.9	0	19.5	42.0	0	
	Co	-8.4	-16.9	-0.3	0	7.9	0	0	-8.4	-9.8	-0.3	-11.4	0.4	0	14.9	14.9	0	-25.7	-33.0	-0.3	
D	Di	-8.4	-16.9	0	0	-8.4	0	0	-8.4	-16.9	0	-8.4	-16.9	0	14.9	14.9	0	182	182	0	
	Do	-8.4	-16.9	0	0	-8.4	0	0	-8.4	-16.9	0	-8.4	-16.9	0	14.9	14.9	0	182	182	0	
許容値		S = 131	1.5S = 196	1.5S = 196	3S = 399																

(注: 1. 本表は第 1 表、第 2 表、第 3 表、第 4 表及び第 5 表の応力を基に算出している。)

第 11 表 D+O+L の荷重の組合せにおける隔壁及びびらの応力 (単位: N/mm<sup>2</sup>)

計算点	応力	圧力による応力	
		熱による応力	合計
隔壁	垂直方向部材	-143	
	水平方向部材	-15	
許容値		1.395S = 182	
とびら板	エアロック内面	98	
	エアロック外面	-98	
D	Di	18	
	Do	-18	
許容値		1.5S = 196	