

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

第 3.1.1.2 表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が蒸気外に放出されるため、炉心からの蒸気発生が早くなる観点から、高温側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
安全機能の喪失に 関する仮定	高圧注入機能、低圧注入機能 格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流 電源喪失 ・原子炉機械冷却機能喪失	炉心損傷を早期、低圧代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始までの時間余裕が要求される設備容量の観点から、厳しくなる条件として、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、外部電源喪失時に非常用所内交流電源の喪失及び原子炉機械冷却機能喪失の両方を考慮。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生的主要原因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

第 3.1.1.2.1 表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が蒸気外に放出されるため、炉心からの蒸気発生が早くなる観点から、高温側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
安全機能の喪失に 関する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・原子炉機械冷却機能喪失	炉心損傷を早期、低圧代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始までの時間余裕が要求される設備容量の観点から、厳しくなる条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、外部電源喪失時に非常用所内交流電源の喪失及び原子炉機械冷却機能喪失の両方を考慮。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生的主要原因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

第 3.1.2.2 表 主要解析条件（零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替側冷却却系を使用する場合））(2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉システム破断	原子炉システム破断 （破断時間：1.05 秒）	事故発生と同時にスクラム中、ドライウラム注水力でスクラムすることにより原子炉本体を冷却する旨に設計された設計
高圧側ポンプ	原子炉高圧側（1~4号）割断 時：停止	原子炉高圧側ポンプのインポートポンプとして設定 設計時に吸入配管の破断位置を考慮した破断として設定 （原本破断ポンプ1台による注水特性）
低圧代替注水（事故） （原本破断ポンプ）	事故直後の原子炉注水実施時： 最大 130kg/s 原子炉停止し冷却維持時： 設備容量による流量を確保する注水量 （最大 160kg/s）に調整	
代替側冷却却系	破断直後、空冷で 130kg/s とし、原子炉停止後 10kg/s、格納容器スプレイへ 30kg/s にて流量を調整	代替側冷却却系の設計値として設定
原子炉機械代替冷却系	代替側冷却却系からの原子炉機械冷却用注水への空断容量： 14.2MPa（サブプレッション）水温度 10℃、水素発生率 2% において	原子炉機械代替冷却系の設計値として設定
原子炉機械代替冷却系からの空断容量及び原子炉機械冷却系による原子炉停止条件	事故発生 25 分後	事故発生後冷却設備からの受電機、事故発生から 25 分後に動作を開始し、操作期間は十分に設定
原子炉機械代替冷却系による格納容器冷却動作	事故発生 24 時間後	原子炉機械代替冷却系の本質的時間を考慮し設定

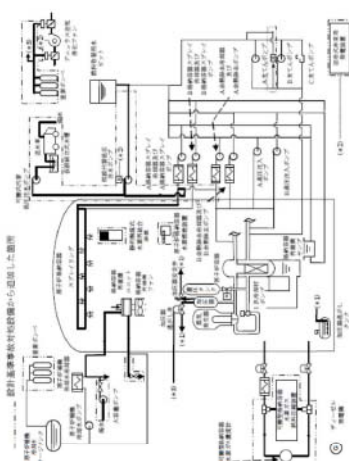
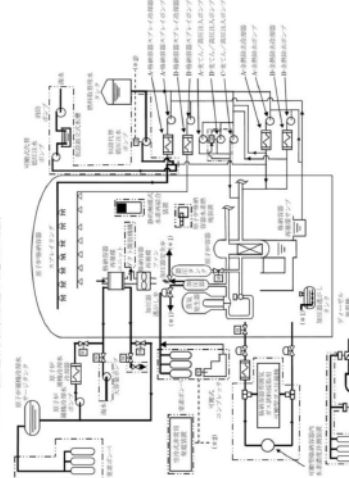
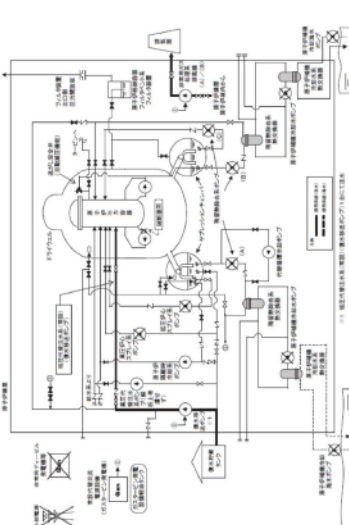
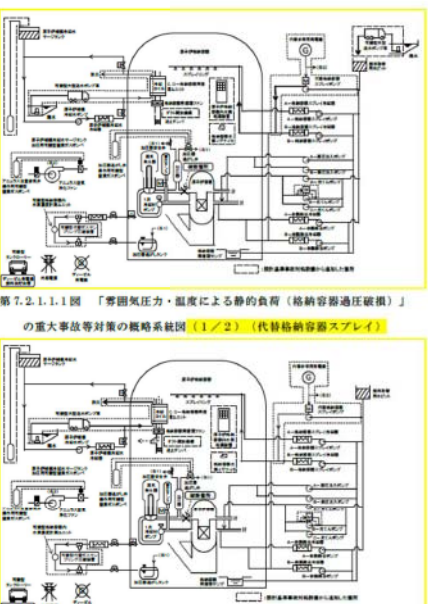
第 7.2.1.1.2 表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が蒸気外に放出されるため、事故直後から、炉心配管、原子炉配管破断などの主要な事故の発生時刻が早くなる観点から、高温側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
安全機能の喪失に 関する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交 流電源喪失 ・原子炉機械冷却機能喪失	炉心損傷を早期、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開始までの時間余裕が要求される設備容量の観点から、厳しくなる条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、外部電源喪失時に非常用所内交流電源の喪失及び原子炉機械冷却機能喪失の両方を考慮。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生的主要原因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

【大版、高詞】
 設計の相違
 ・注水側別構成であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる
 【大版、高詞】
 名称等の相違


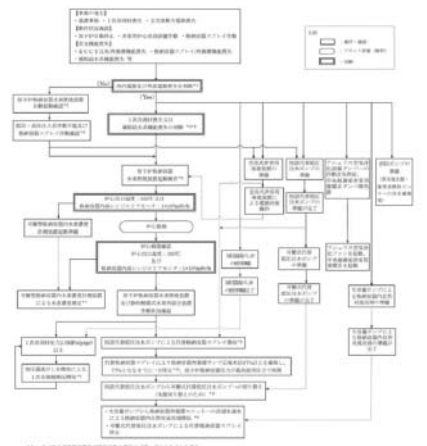
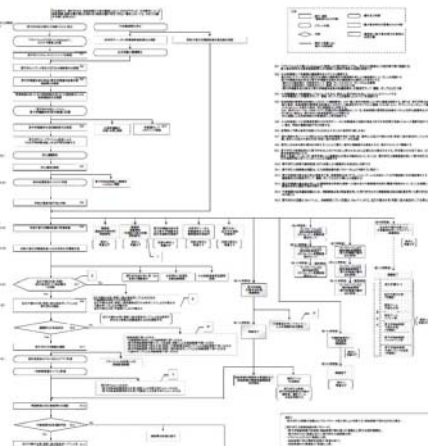
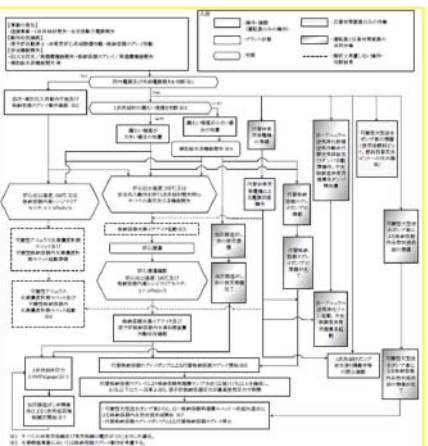
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>設計基準等事故対応設備から抽出した図例</p> <p>第 3.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>設計基準等事故対応設備から抽出した図例</p> <p>第 3.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第 3.1.2.2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉注水及び格納容器冷却）</p>	 <p>第 7.2.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図（1/2）（代替格納容器スプレイ）</p> <p>第 7.2.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図（2/2）（格納容器内自然対流冷却）</p>	<p>【大阪、高浜】 設備の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川図例の反映）</p> <p>・対応手段に忠じた概略系統図とし、図のタイトルで識別</p> <p>・外部電源、ディーゼル発電機を追加</p>

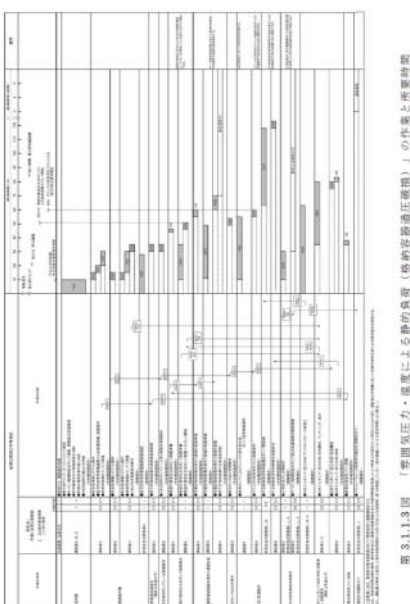
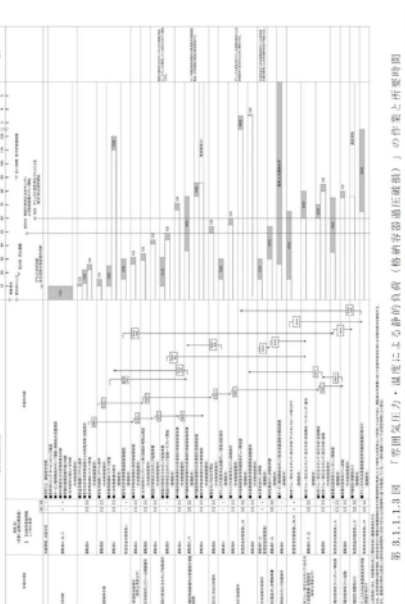
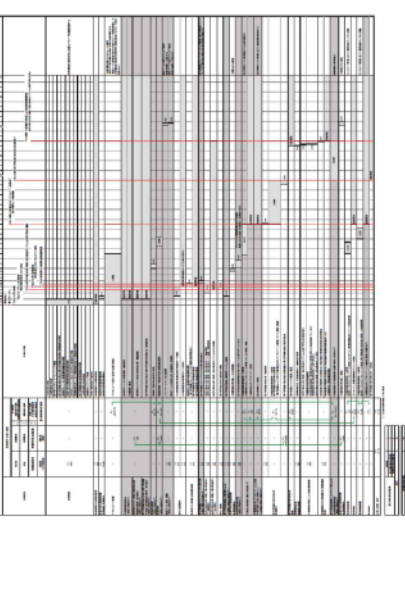
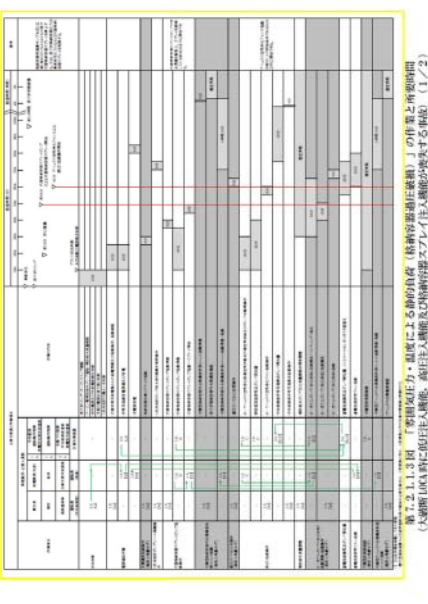
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	 <p>第 3.1.1.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	 <p>第 3.1.1.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	 <p>第 7.2.1.1-2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川 案議の反映） ・凡例に記載のとおり 通読員及び災害対策要 員が行う作業を分けて 記載 ・解析上考慮しない爆 作・半断結果を破線で 記載 ・有効性評価の対象と していないが、ほか に取り得る手段を記載</p> <p>【大飯、高浜】 設備の相違</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</p>

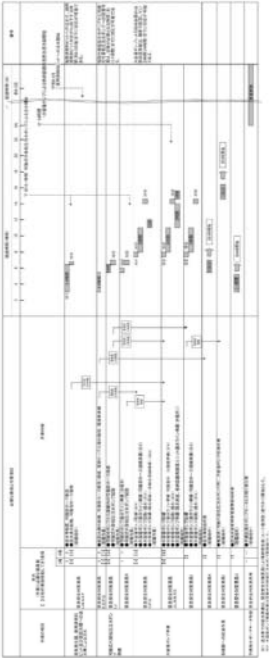
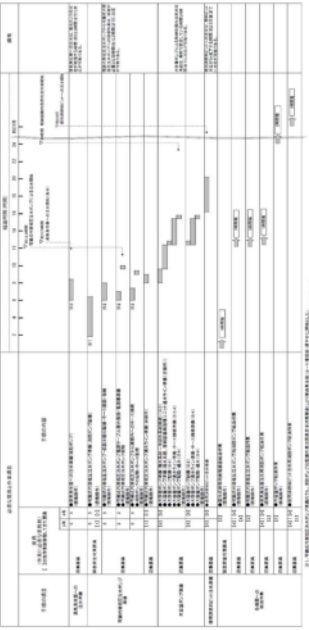
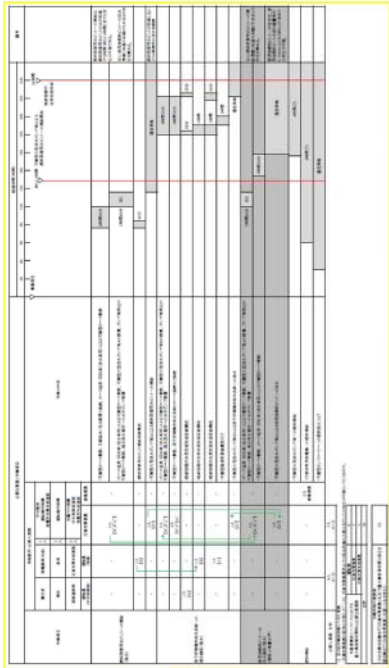
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.3 図 「常圧風圧力・風速による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 (大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/2)</p>	 <p>第 3.1.1.3 図 「常圧風圧力・風速による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/2)</p>	 <p>第 3.1.1.3 図 「常圧風圧力・風速による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)</p>	 <p>第 3.1.1.3 図 「常圧風圧力・風速による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/2)</p>	<p>【大飯、高岡】 記載方針の相違（女川 図説の反映） ・運転員を中央制御室 と現場に分けて記載 ・解析上考慮しない作 業を色分けして記載</p> <p>【大飯、高岡】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高岡】 名称等の相違</p>

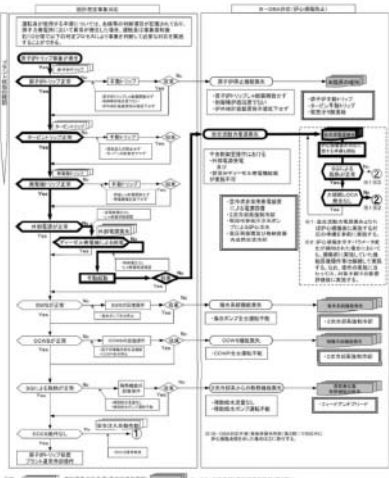
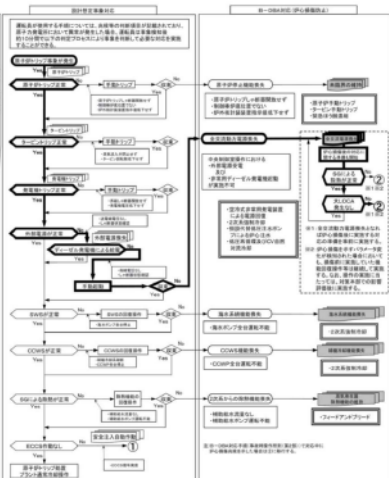

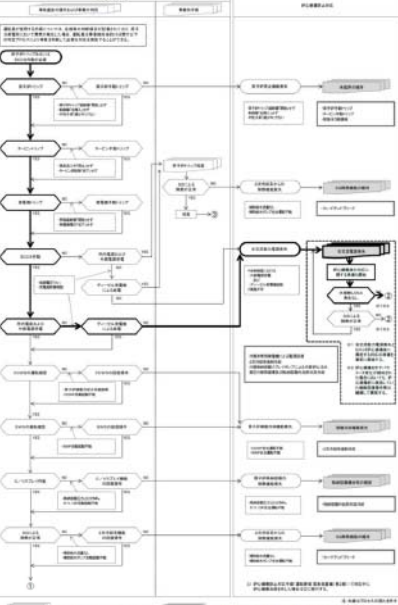
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.3 図 「蒸留気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/2）</p>	 <p>第 3.1.1.3 図 「蒸留気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/2）</p>		 <p>第 3.1.1.3 図 「蒸留気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/2）</p>	<p>【大阪、高岡】 記載方針の相違（女川 図表の反映） ・運転員を中央制御室 と現職に分けて記載 ・解析上考慮しない作 業を色分けして記載</p> <p>【大阪、高岡】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高岡】 名称等の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第3.1.1.4図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>	 <p>第3.1.1.2.1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>		 <p>第7.2.1.1.4図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判別プロセスとしての内容は同等</p>

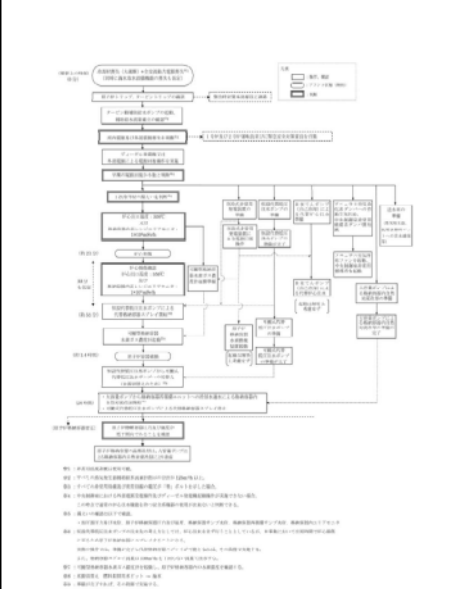
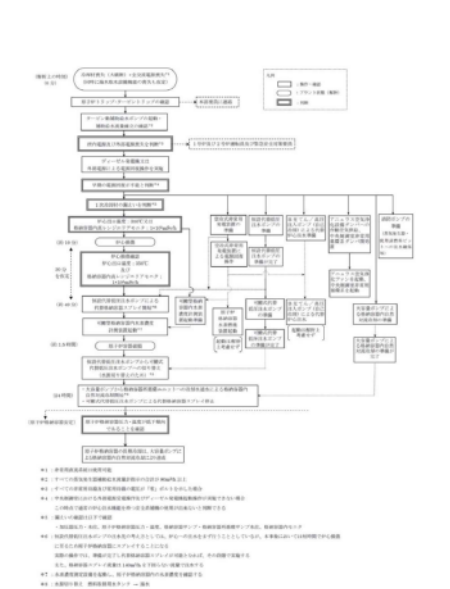

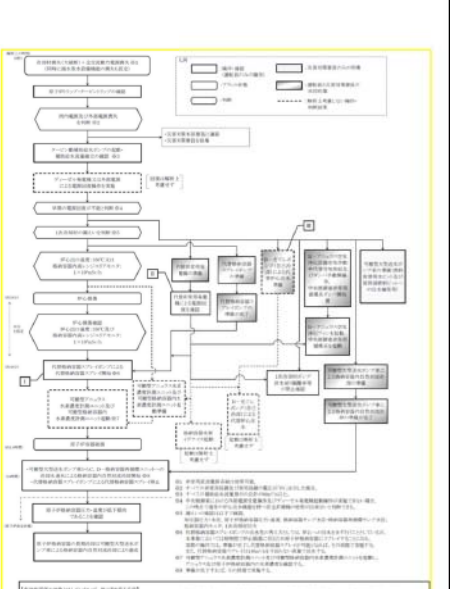
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） (大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/2)</p>	<p>第 3.1.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/2)</p>	<p>第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/2)</p>	<p>第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/2)</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判断プロセスとしての内容は同等</p>

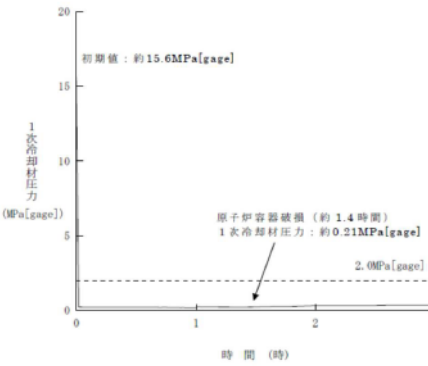
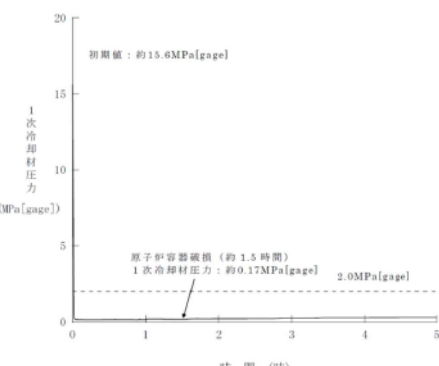
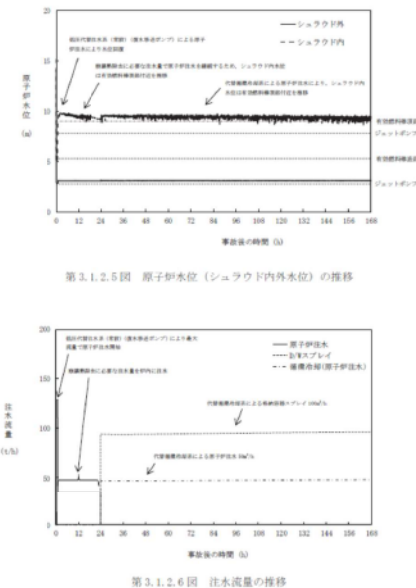
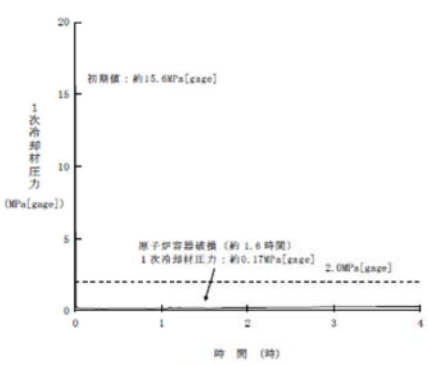
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.5 図 「空相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要） （大破断 LOC 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）</p>	 <p>第 3.1.1.2 図 「空相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要） （大破断 LOC 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）</p>	 <p>第 7.2.1.1 図 「空相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要） （大破断 LOC 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）</p>	 <p>第 7.2.1.1 図 「空相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要） （大破断 LOC 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川 図表の反映） ・凡例に記載のとおり 運転員及び災害対策要 員が行う作業を分けて 記載 ・解析上考慮しない操 作・判断結果を破線で 記載 ・有効性評価の対象と はしていないが、ほか に取り得る手段を記載</p> <p>【大飯、高浜】 設備の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</p>

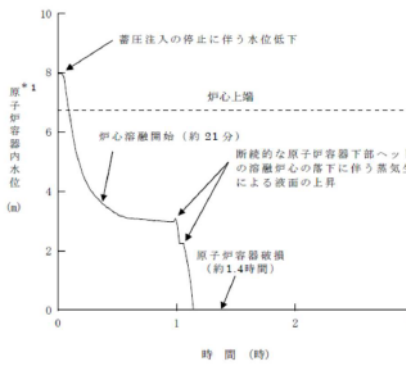
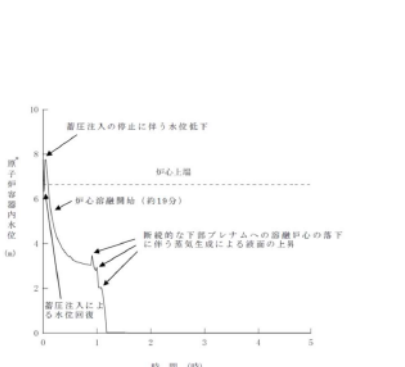
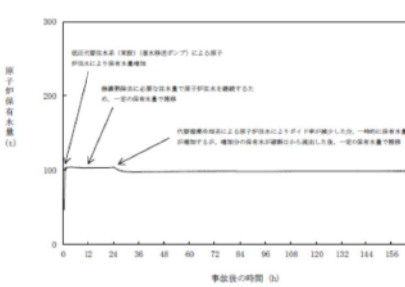
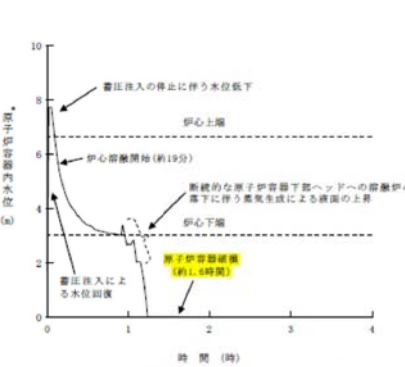
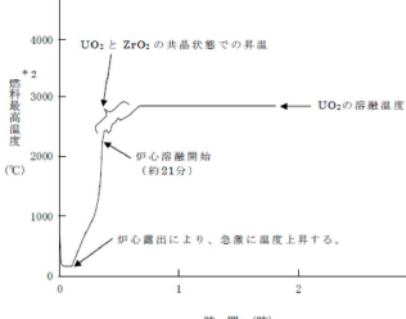
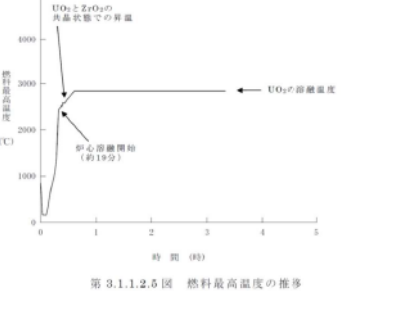
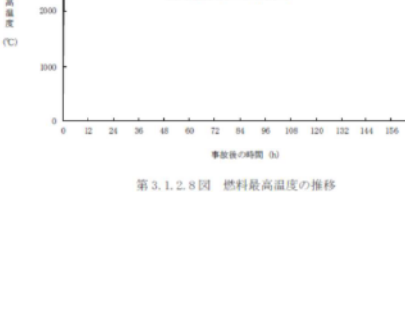
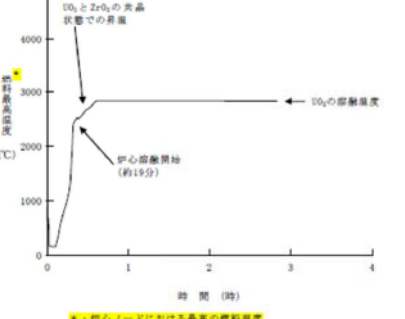
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>初期値：約15.6MPa[gage]</p> <p>原子炉容器破損（約1.4時間） 1次冷却材圧力：約0.21MPa[gage]</p> <p>2.0MPa[gage]</p> <p>時間（時）</p> <p>第3.1.1.6図 1次冷却材圧力の推移</p>	 <p>初期値：約15.6MPa[gage]</p> <p>原子炉容器破損（約1.5時間） 1次冷却材圧力：約0.17MPa[gage]</p> <p>2.0MPa[gage]</p> <p>時間（時）</p> <p>第3.1.1.2.3図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>（事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載）</p>  <p>第3.1.2.5図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p> <p>第3.1.2.6図 注水流量の推移</p>	 <p>初期値：約15.6MPa[gage]</p> <p>原子炉容器破損（約1.6時間） 1次冷却材圧力：約0.17MPa[gage]</p> <p>2.0MPa[gage]</p> <p>時間（時）</p> <p>第7.2.1.1.6図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第3.1.1.7図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*1: 1次冷却材低濃度配管下端を上限とした気泡水位を表示</p>	 <p>第3.1.1.2.4図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*: 1次冷却材低濃度配管下端を上限とした気泡水位を表示</p>	 <p>第3.1.2.7図 原子炉压力容器内保水量の推移</p>	 <p>第7.2.1.1.7図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*: 1次冷却材低濃度配管下端を上限とした気泡水位を表示</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第3.1.1.8図 燃料最高温度の推移</p> <p>*2: 炉心ノードにおける最高の燃料温度</p>	 <p>第3.1.1.2.5図 燃料最高温度の推移</p>	 <p>第3.1.2.8図 燃料最高温度の推移</p>	 <p>第7.2.1.1.8図 燃料最高温度の推移</p> <p>*: 炉心ノードにおける最高の燃料温度</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.9 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.1.1.2.6 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.1.2.9 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.9 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>第 3.1.1.2.7 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>第 3.1.2.10 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>破断流による圧力上昇 原子炉格納容器内ヒートシントの熱吸収による圧力低下</p> <p>断続的な下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴う蒸気発生 最高使用圧力の2倍：0.75MPa[gage]</p> <p>原子炉容器破損 約0.21MPa[gage] (約1.4時間)</p> <p>溶融燃料流出停止 約0.34MPa[gage] (約2.5時間)</p> <p>断続的な下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴う蒸気発生</p> <p>原子炉下部キャビティに落下 代替格納容器スプレイの開始 (約0.51分)</p> <p>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始 (約0.49分)</p> <p>時間 (時)</p> <p>第3.1.1.11図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）</p>	<p>破断流による圧力上昇 原子炉格納容器内のヒートシントの熱吸収による圧力低下</p> <p>断続的な下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴う蒸気発生</p> <p>最高使用圧力の2倍：0.566MPa[gage]</p> <p>溶融炉心流出停止 約0.262MPa[gage] (約3.4時間)</p> <p>原子炉容器破損 約0.166MPa[gage] (約1.5時間)</p> <p>原子炉下部キャビティへの溶融炉心が落下</p> <p>炉心露出開始 (約19分)</p> <p>代替格納容器スプレイの開始 (約0.49分)</p> <p>時間 (時)</p> <p>第3.1.1.2.8図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）</p>	<p>ベントライン満水 (約4.5m)</p> <p>最高静水頭水深 (約4.5m)</p> <p>代替格納容器スプレイ開始 (約0.49分)</p> <p>LOACAC炉心露出開始 (約19分)</p> <p>代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイ開始 (約0.49分)</p> <p>時間 (時)</p> <p>第3.1.2.11図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>破断流による圧力上昇 原子炉格納容器内ヒートシントの熱吸収による圧力低下</p> <p>断続的な下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴う蒸気発生</p> <p>最高使用圧力の2倍：0.566MPa[gage]</p> <p>溶融炉心流出停止 約0.260MPa[gage] (約3.4時間)</p> <p>原子炉容器破損 約0.170MPa[gage] (約1.4時間)</p> <p>原子炉下部キャビティへの溶融炉心が落下</p> <p>代替格納容器スプレイ開始 (約0.49分)</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始 (約0.49分)</p> <p>時間 (時)</p> <p>第7.2.1.1.11図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、原子炉設計許可申請書添付資料「3.5.1.原子炉炉心燃料喪失」の結果を参照 (最高温度：約132°C)</p> <p>原子炉格納容器内ヒートシントの熱吸収による温度低下</p> <p>200°C</p> <p>断続的な下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴う蒸気発生</p> <p>代替格納容器スプレイの開始 (約0.51分)</p> <p>炉心露出に伴う過熱蒸気の上昇</p> <p>原子炉容器破損 約116°C (約1.4時間)</p> <p>溶融燃料流出停止 約133°C (約2.5時間)</p> <p>断続的な下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴う蒸気発生</p> <p>時間 (時)</p> <p>第3.1.1.12図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）</p>	<p>MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、設計基準事故時の結果を参照 (最高温度：約125°C)</p> <p>格納容器内ヒートシントの熱吸収による温度低下</p> <p>200°C</p> <p>断続的な下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴う蒸気発生</p> <p>代替格納容器スプレイの開始 (約0.49分)</p> <p>炉心露出に伴う過熱蒸気の上昇</p> <p>原子炉容器破損 約107°C (約1.5時間)</p> <p>溶融燃料流出停止 約122°C (約3.4時間)</p> <p>断続的な下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴う蒸気発生</p> <p>時間 (時)</p> <p>第3.1.1.2.9図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）</p>	<p>LOCAC炉心露出開始 (約19分)</p> <p>代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイ開始 (約0.49分)</p> <p>時間 (時)</p> <p>第3.1.2.12図 サプレッションプール水温の推移</p>	<p>MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、原子炉設計許可申請書添付資料「3.5.1.原子炉炉心燃料喪失」の結果を参照 (事象初期の最高温度：約124°C)</p> <p>原子炉格納容器内ヒートシントの熱吸収による温度低下</p> <p>200°C</p> <p>断続的な下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴う蒸気発生</p> <p>代替格納容器スプレイ開始 (約0.49分)</p> <p>炉心露出に伴う過熱蒸気の上昇</p> <p>原子炉容器破損 約108°C (約1.4時間)</p> <p>溶融燃料流出停止 約123°C (約2.9時間)</p> <p>断続的な下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴う蒸気発生</p> <p>時間 (時)</p> <p>第7.2.1.1.12図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

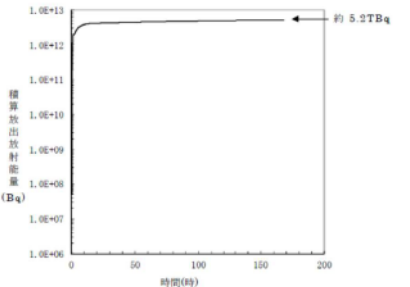
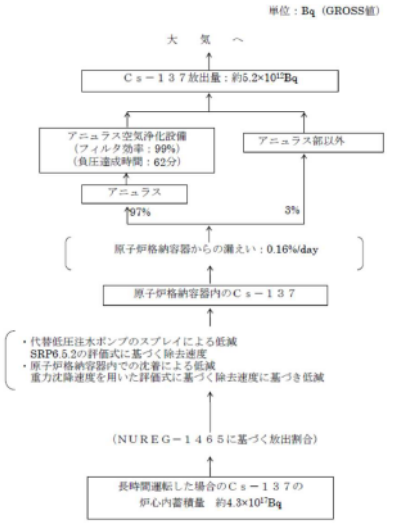
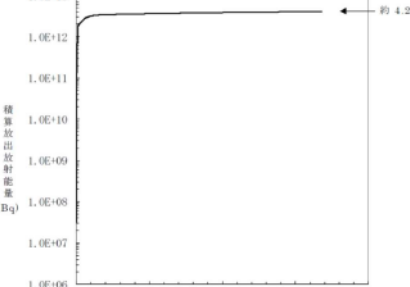
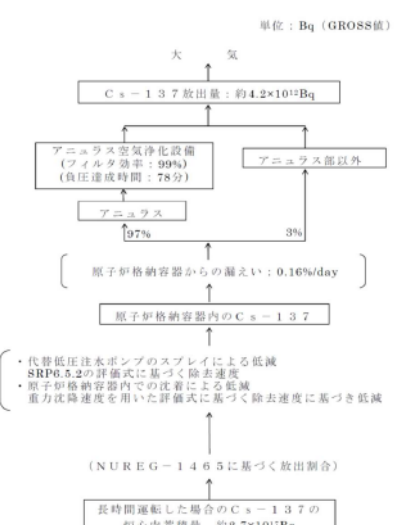
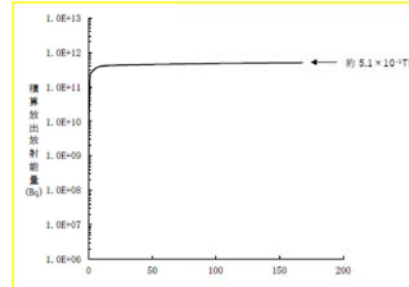
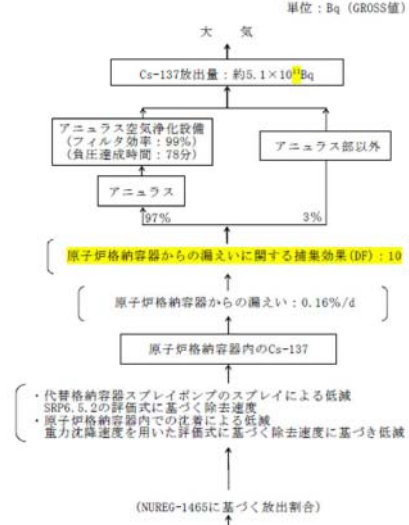
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3.1.1.13図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移</p>	<p>第3.1.1.10図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移</p>	<p>第3.1.2.13図 格納容器圧力の推移（E-LOCAの発生を考慮した場合）</p>	<p>第7.2.1.1.13図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
		<p>第3.1.2.14図 格納容器温度の推移（E-LOCAの発生を考慮した場合）</p>		

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.14 図 Cs-137 積算放出放射能の推移</p>  <p>第 3.1.1.15 図 Cs-137 の大気放出過程</p>	 <p>第 3.1.1.2.11 図 Cs-137 積算放出放射能の推移</p>  <p>第 3.1.1.2.12 図 Cs-137 の大気放出過程</p>	<p>第 7.2.1.1.14 図 Cs-137 積算放出放射能の推移</p>  <p>第 7.2.1.1.15 図 Cs-137 の大気放出過程</p>  <p>第 7.2.1.1.16 図 Cs-137 の大気放出過程</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊では DF10 を見込むことから大阪・高浜に比べ Cs-137 放出量評価の値が1桁低い</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊では DF10 を見込むことから大阪・高浜に比べ Cs-137 放出量評価の値が1桁低い</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.16 図 原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.1 図 原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.16 図 原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.17 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.2 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.17 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.18 図 原子炉格納容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.3 図 原子炉格納容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.18 図 原子炉格納容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>	
<p>第 3.1.1.19 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.4 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.19 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>	

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>*：1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示</p> <p>第 3.1.1.20 図 原子炉格納容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>*：1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示</p> <p>第 3.1.1.3.5 図 原子炉格納容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>*：1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示</p> <p>第 3.1.1.3.6 図 原子炉格納容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>*：1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示</p> <p>第 7.2.1.1.20 図 原子炉格納容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.6 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.6 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.22 図 原子炉容器内水位の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.7 図 原子炉容器内水位の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.22 図 原子炉容器内水位の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.8 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

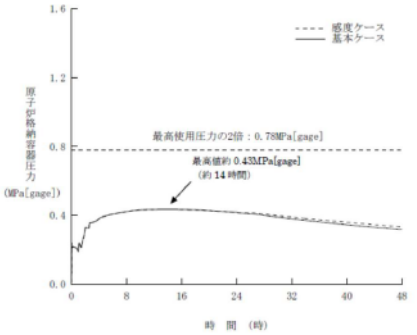
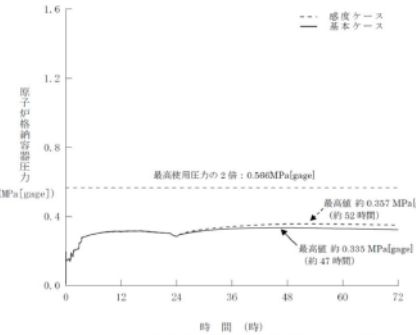
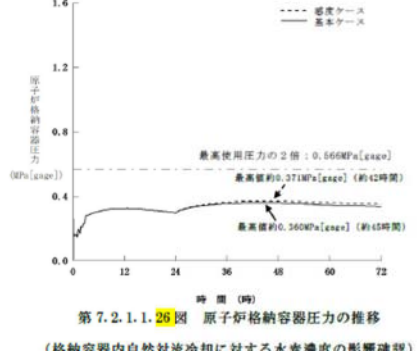
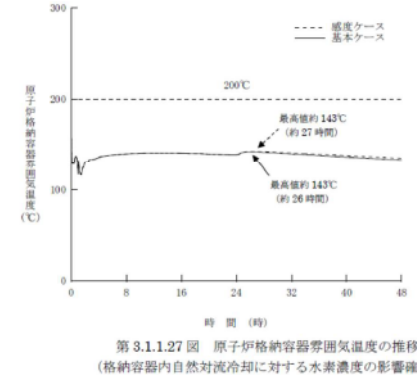
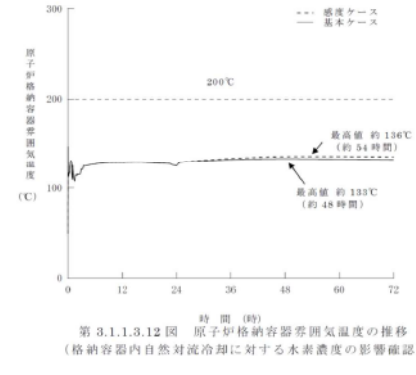
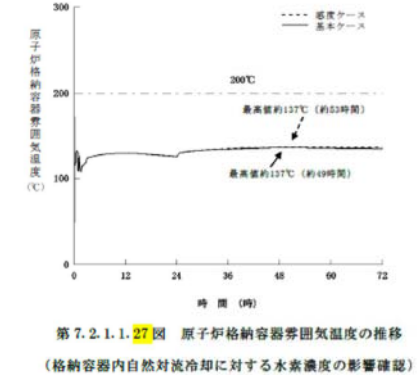
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.24 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.9 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.24 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・格納容器再循環ユニットの除熱特性の差異</p>
<p>第 3.1.1.25 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.25 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・格納容器再循環ユニットの除熱特性の差異</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.26 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	 <p>第 3.1.1.3.11 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>		 <p>第 7.2.1.1.26 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 3.1.1.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	 <p>第 3.1.1.3.12 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>		 <p>第 7.2.1.1.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3.1.1.28図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p> <p>第3.1.1.29図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第3.1.1.3.13図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p> <p>第3.1.1.3.14図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>Blank area for the Mutsu 2 reactor column.</p>	<p>第7.2.1.1.28図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p> <p>第7.2.1.1.29図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p style="text-align: center;">添付資料3.1.1.1</p> <p style="text-align: center;">炉心融融の判断基準の設定根拠等について</p> <p>(1) 炉心融融の判断基準の設定根拠等について 炉心融融の判断基準「炉心出口温度350℃、及び格納容器内高レンジエリアモニタ1×10⁶mSv/h」の設定根拠、検出器種類等は、以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="219 411 974 933"> <thead> <tr> <th></th> <th>炉心出口温度</th> <th>格納容器内高レンジエリアモニタ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設定根拠</td> <td>加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度が約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。</td> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ1×10⁶ mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）</td> </tr> <tr> <td>検出器種類</td> <td>熱電対</td> <td>電離箱</td> </tr> <tr> <td>測定範囲</td> <td>40～650℃</td> <td>10⁸～10⁸mSv/h</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>50個</td> <td>2個</td> </tr> <tr> <td>設置箇所</td> <td>原子炉圧力容器内上部炉心構造物（添付2）</td> <td>原子炉格納容器内 E.L.39m（添付3）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 炉心露出時と炉心融融時の格納容器内線量率の変化について 「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」事象発生時は、炉心露出から炉心融融に至る約15分間で、原子炉格納容器内線量率は100倍程度急激に増加すると考えられ、運転員は適切に炉心融融を判断することができる。</p> <p>原子炉格納容器内線量率の増加率の根拠は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子炉格納容器内線量率は、主に原子炉格納容器内に放出された希ガスの放射能濃度に比例する。 ○炉心露出時は、設置許可添付書類十の事故時被ばく評価の知見から、燃料パーストにより燃料ギャップ中の希ガスとして、炉心内蓄積量の1%相当量が原子炉格納容器内に放出される。 ○炉心融融時点では炉心内蓄積量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出される。 		炉心出口温度	格納容器内高レンジエリアモニタ	設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度が約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエリアモニタ1×10 ⁶ mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）	検出器種類	熱電対	電離箱	測定範囲	40～650℃	10 ⁸ ～10 ⁸ mSv/h	個数	50個	2個	設置箇所	原子炉圧力容器内上部炉心構造物（添付2）	原子炉格納容器内 E.L.39m（添付3）	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.1</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷の判断基準の設定根拠等について</p> <p>(1) 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について 炉心損傷の判断基準「炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁵mSv/h 以上」の設定根拠、検出器種類等は、以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1093 402 1926 949"> <thead> <tr> <th></th> <th>炉心出口温度</th> <th>格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設定根拠</td> <td>加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度は約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。</td> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁵mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）</td> </tr> <tr> <td>検出器種類</td> <td>熱電対</td> <td>電離箱</td> </tr> <tr> <td>測定範囲</td> <td>40～1,300℃</td> <td>10⁸～10⁸mSv/h</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>39個</td> <td>2個</td> </tr> <tr> <td>設置箇所</td> <td>原子炉容器内上部炉心構造物（添付2）</td> <td>原子炉格納容器内 T.P.40.2m（添付3）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 炉心露出時と炉心損傷時の原子炉格納容器内線量率の変化について 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事象」事象発生時は、炉心露出（約6分）から炉心融融（約19分）に至る約13分間で、原子炉格納容器内線量率は100倍程度急激に増加すると考えられ、速やかに上記判断基準を超過することから、運転員は適切に炉心損傷を判断することができる。</p> <p>原子炉格納容器内線量率の増加率の根拠は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子炉格納容器内線量率は、主に原子炉格納容器内に放出された希ガスの放射能濃度に比例する。 ○炉心露出時は、設置許可添付書類十の設計基準事故時被ばく評価の知見から、燃料パーストにより燃料ギャップ中の希ガスとして、炉心内蓄積量の1%相当量が原子炉格納容器内に放出される。 ○炉心融融時点では炉心内蓄積量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出される。 		炉心出口温度	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度は約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10 ⁵ mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）	検出器種類	熱電対	電離箱	測定範囲	40～1,300℃	10 ⁸ ～10 ⁸ mSv/h	個数	39個	2個	設置箇所	原子炉容器内上部炉心構造物（添付2）	原子炉格納容器内 T.P.40.2m（添付3）	<p>記載表現の相違 ・泊では炉心損傷が適切と判断</p> <p>解析結果の相違</p>
	炉心出口温度	格納容器内高レンジエリアモニタ																																				
設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度が約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエリアモニタ1×10 ⁶ mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）																																				
検出器種類	熱電対	電離箱																																				
測定範囲	40～650℃	10 ⁸ ～10 ⁸ mSv/h																																				
個数	50個	2個																																				
設置箇所	原子炉圧力容器内上部炉心構造物（添付2）	原子炉格納容器内 E.L.39m（添付3）																																				
	炉心出口温度	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																				
設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度は約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10 ⁵ mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）																																				
検出器種類	熱電対	電離箱																																				
測定範囲	40～1,300℃	10 ⁸ ～10 ⁸ mSv/h																																				
個数	39個	2個																																				
設置箇所	原子炉容器内上部炉心構造物（添付2）	原子炉格納容器内 T.P.40.2m（添付3）																																				

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 燃料露出に伴う直接線の格納容器高レンジエリアモニタへの影響について</p> <p>燃料露出に伴う直接線により、格納容器高レンジエリアモニタの検出値が上昇することで、炉心溶融よりも前に、炉心溶融の判断基準に到達することが考えられるが、以下のとおり、その影響はないことを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生直後に燃料有効部上端まで炉心水位が低下した場合、モニタの位置での線量率は約 $5.8 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ となり、炉心からの線量は炉心溶融の判断となる線量率 $1.0 \times 10^5 \text{mSv/h}$ に比べて十分に低い。なお、上記線量率は燃料有効部上端までの水位の低下のみの検討であるものの、燃料有効部上端以下では、水による減衰よりも燃料の自己遮蔽による減衰の方が支配的であるため、燃料有効部上端以下まで水位が低下したとしても、線量率が大きく上昇することはない。 ・これは、線源となる炉心の上方には、原子炉容器上蓋、上部炉内構造物である上部炉心支持板及び上部炉心板等があり、鉄50cm以上の遮蔽効果が見込めるため、7桁以上の線量率の減衰（鉄約7cmで1桁減衰）となる。加えて、炉心からモニタまでの距離も約18mと遠いため、結果として、$1.0 \times 10^5 \text{mSv/h}$ に比べて十分低くなる。 <p style="text-align: right;">以 上</p>	<p>(3) 燃料露出に伴う直接線の格納容器内高レンジエリアモニタへの影響について</p> <p>燃料露出に伴う直接線により、格納容器内高レンジエリアモニタの検出値が上昇することで、炉心損傷よりも前に、炉心損傷の判断基準に到達することが考えられるが、以下のとおり、その影響はないことを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生直後に燃料有効部上端まで炉心水位が低下した場合、モニタの位置での線量率は約 $8.4 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ となり、炉心からの線量は炉心損傷の判断となる線量率 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ に比べて十分に低い。なお、上記線量率は燃料有効部上端までの水位の低下のみの検討であるものの、燃料有効部上端以下では、水による減衰よりも燃料の自己遮蔽による減衰の方が支配的であるため、燃料有効部上端以下まで水位が低下したとしても、線量率が大きく上昇することはない。 ・これは、線源となる炉心の上方には、原子炉容器上蓋、上部炉内構造物である上部炉心支持板及び上部炉心板等があり、鉄50cm以上の遮蔽効果が見込めるため、7桁以上の線量率の減衰（鉄約7cmで1桁減衰）となる。加えて、炉心からモニタまでの距離も約18mと遠いため、結果として、$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ に比べて十分低くなる。 <p>(4) 炉心損傷の検知について</p> <p>炉心の冷却が損なわれ、炉心溶融に至るまでの過程としては、まず、1次冷却水が減少し、炉心の冠水が失われ炉心燃料上部が過熱状態に至る段階が発生する。この段階においては、炉心上部の温度は飽和蒸気温度を上回ることにより、炉心が直接蒸気を加熱している状態に至っていることを炉心出口温度にて検知することが可能である。</p> <p>炉心の冠水が失われた状態が継続すると、燃料のPCTが上昇することで被覆管がバーストし、被覆管内の間隙部のFPガスが原子炉格納容器内に拡散し原子炉格納容器内のエアモニタの指示値は通常時より大幅に上昇する。やがて炉心溶融が始まりベレット内のFPガスが放出されると、原子炉格納容器内の空間線量は被覆管バースト時の100倍オーダーに急激に上昇する。（添付1の図1～図4参照）</p> <p>以上のように、燃料露出から炉心溶融の過程においては、通常時の原子炉格納容器内の空間線量（1mSv/h以下）から $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 程度まで極めて短時間で上昇する。</p> <p>発生する事故シーケンスによっては、炉心溶融が発生した時点では、原子炉格納容器内の空間線量率が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ に達していない可能性もあるものの、炉心上部の温度が飽和蒸気温度以上の状態では、特に注意して原子炉格納容器内の線量率の上昇傾向を監視するため、炉心損傷を遅滞なく検知することは十分可能である。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	<p>評価結果の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

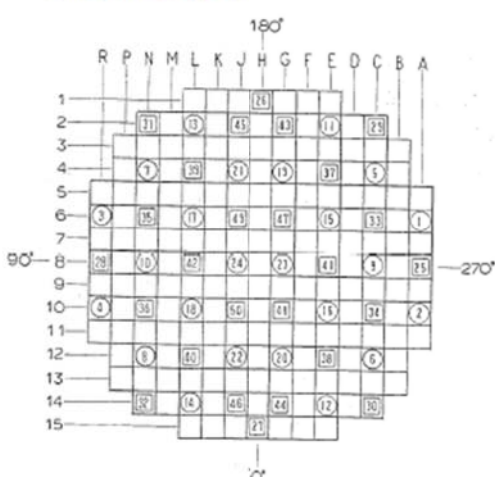
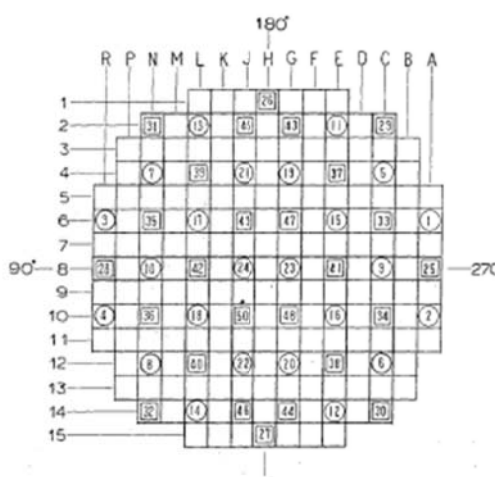
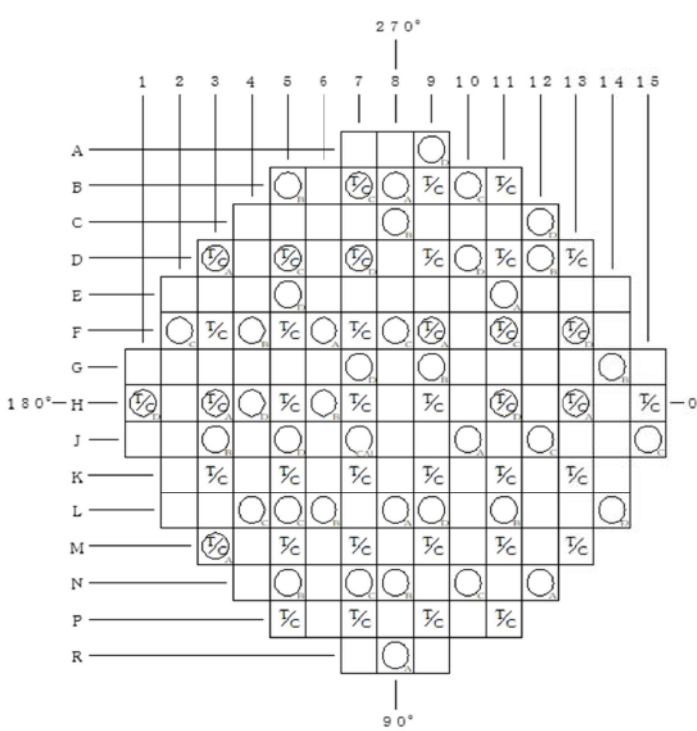
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p style="text-align: center;">添付1</p> <p style="text-align: center;">炉心融融開始時の原子炉格納容器内線量率 （アクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果）</p> <table border="1" data-bbox="206 312 1001 743"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>線量率 (mSv/h)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大LOCA+ECCS再循環失敗</td> <td>4.9×10^6</td> </tr> <tr> <td>中LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ失敗</td> <td>1.1×10^7</td> </tr> <tr> <td>小LOCA+ECCS再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>1.4×10^6</td> </tr> <tr> <td>全交流電源喪失+補助給水失敗</td> <td>1.2×10^5</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンス	線量率 (mSv/h)	大LOCA+ECCS再循環失敗	4.9×10^6	中LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ失敗	1.1×10^7	小LOCA+ECCS再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗	1.4×10^6	全交流電源喪失+補助給水失敗	1.2×10^5	<p style="text-align: center;">添付1</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷開始時の原子炉格納容器内線量率 （アクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果）</p> <table border="1" data-bbox="1117 320 1912 703"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>線量率 (mSv/h) *1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>1.4×10^6</td> </tr> <tr> <td>小LOCA+ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗</td> <td>1.1×10^6</td> </tr> <tr> <td>小LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>9.4×10^4 *2</td> </tr> <tr> <td>全交流電源喪失 +補助給水失敗</td> <td>3.8×10^4 *2</td> </tr> </tbody> </table> <p>（各解析結果を図1～4に示す。）</p> <p>*1：破断口のサイズや非常用炉心冷却系（ECCS）の有無等の相違により原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物（FP）の量が異なるため、原子炉格納容器内の線量率は異なってくる。例えば、大破断LOCAと小破断LOCAでは、1次系の開口部の大きさが異なり、開口部の大きな大破断LOCAの方が原子炉格納容器内にFPが放出されやすい。1次系の開口部が大きい場合、開口部が小さい事象に比べて水蒸気や放射性物質の流出量が大きく、炉心から放出された放射性物質は、原子炉格納容器内へ放出されやすくなる。</p> <p>また、ECCS注入失敗とECCS再循環失敗ではECCS注入失敗の方が炉心融融開始のタイミングが早く、FPの放射性崩壊による減衰が異なる。</p> <p>*2：炉心融融開始後、原子炉格納容器内の線量率が急激に増加することから炉心損傷の判断基準「格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10^6 mSv/h」に到達する。</p> <p style="text-align: right;">記載方針の相違</p>	事故シーケンス	線量率 (mSv/h) *1	大LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	1.4×10^6	小LOCA+ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	1.1×10^6	小LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	9.4×10^4 *2	全交流電源喪失 +補助給水失敗	3.8×10^4 *2	
事故シーケンス	線量率 (mSv/h)																					
大LOCA+ECCS再循環失敗	4.9×10^6																					
中LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ失敗	1.1×10^7																					
小LOCA+ECCS再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗	1.4×10^6																					
全交流電源喪失+補助給水失敗	1.2×10^5																					
事故シーケンス	線量率 (mSv/h) *1																					
大LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	1.4×10^6																					
小LOCA+ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	1.1×10^6																					
小LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	9.4×10^4 *2																					
全交流電源喪失 +補助給水失敗	3.8×10^4 *2																					

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div style="display: flex; flex-wrap: wrap;"> <div style="width: 50%;"> <p>図1 「大LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」時の格納容器内の線量率</p> </div> <div style="width: 50%;"> <p>図2 「小LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」時の格納容器内の線量率</p> </div> <div style="width: 50%;"> <p>図3 「小LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」時の格納容器内の線量率</p> </div> <div style="width: 50%;"> <p>図4 「全交流電源喪失+補助給水失敗」時の格納容器内の線量率</p> </div> </div>	<p>記載方針の相違</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)

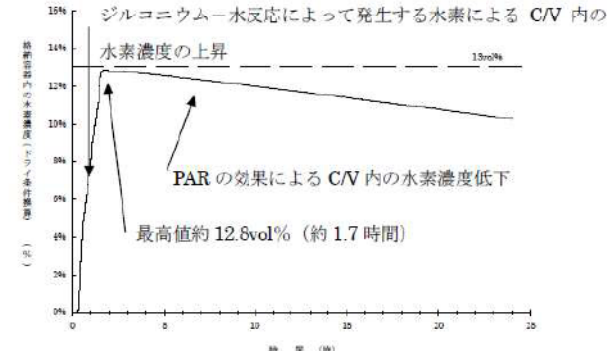
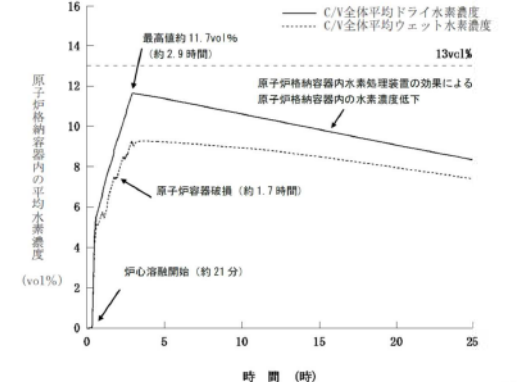
大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p style="text-align: center;">添付2</p> <p style="text-align: center;">炉心出口温度計の設置箇所 (大飯3号炉)</p>  <p style="text-align: center;">炉心出口温度計の設置箇所 (大飯4号炉)</p> 	<p style="text-align: center;">添付2</p> <p style="text-align: center;">炉心出口温度計の設置箇所 (泊3号炉)</p>  <table border="0" style="width: 100%; margin-top: 20px;"> <tr> <td style="width: 15%;">T/C</td> <td style="width: 60%;">炉内熱電対</td> <td style="width: 25%; text-align: right;">39点</td> </tr> <tr> <td colspan="3"><hr/></td> </tr> <tr> <td>○_{A, B, C, D}</td> <td>炉内中性子束検出器A, B, C, D</td> <td style="text-align: right;">49点</td> </tr> <tr> <td>○_{CAL}</td> <td>炉内中性子束検出器校正用</td> <td style="text-align: right;">1点</td> </tr> </table>	T/C	炉内熱電対	39点	<hr/>			○ _{A, B, C, D}	炉内中性子束検出器A, B, C, D	49点	○ _{CAL}	炉内中性子束検出器校正用	1点	
T/C	炉内熱電対	39点												
<hr/>														
○ _{A, B, C, D}	炉内中性子束検出器A, B, C, D	49点												
○ _{CAL}	炉内中性子束検出器校正用	1点												

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付3</p> <p style="text-align: center;">格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の設置箇所 (大飯3, 4号炉)</p> <p>● : 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の設置箇所 (2箇所)</p>	<p style="text-align: center;">添付3</p> <p style="text-align: center;">格納容器内高レンジエリアモニタの設置箇所 (泊3号炉)</p> <p>● : 格納容器内高レンジエリアモニタの設置箇所 (2箇所)</p> <p>注記 階高表示「EL 00.0M」は「T.P. 00.0m」と読み替えること。 例：EL 40.2M = T.P. 40.2m</p>	

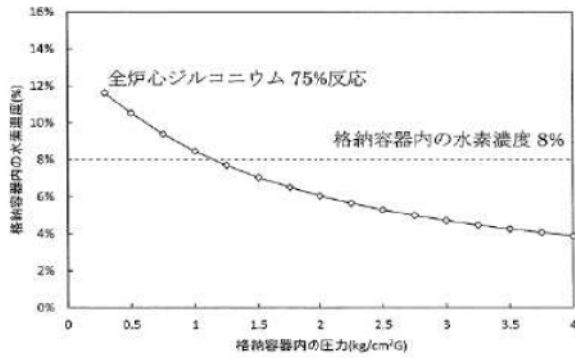
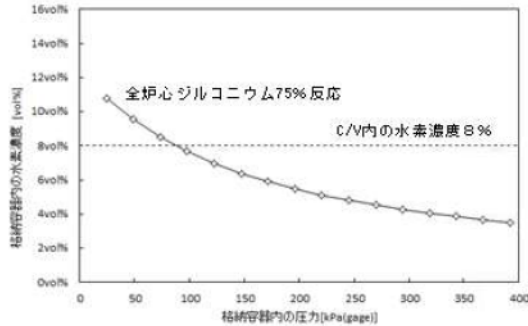
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.2</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の水素濃度測定について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>大飯発電所では、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウムと水の反応により発生する水素に加え、水の放射線分解等により長期的に発生する水素に対し、動力源を要しない静的触媒式水素再結合装置および自由体積の大きい原子炉格納容器（以下「C/V」という。）によりC/Vの健全性に影響を及ぼすような水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことを評価している。</p> <p>このような炉心の著しい損傷が発生した場合に、可搬型格納容器水素ガス濃度計を用いてC/V内の水素濃度が変動する可能性がある範囲で連続監視を行う。</p> <p>(2) 水素濃度の挙動と監視の目的</p> <p>a. 水素濃度の挙動</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、C/V内の水素濃度（ドライ換算）は急速に上昇するが1次冷却系統から放出される水蒸気によりC/V内圧力が上昇し、水素濃度（ウェット）はドライ換算よりも低い値で推移する。</p>  <p style="text-align: center;">図1 C/V内水素濃度の推移（ドライ換算）</p> <table border="1" data-bbox="246 1244 985 1420"> <thead> <tr> <th>水素濃度（ドライ換算）</th> <th>影響度合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>～4%</td> <td>燃焼しない</td> </tr> <tr> <td>4～8%</td> <td>大規模燃焼の生じる可能性が低い領域</td> </tr> <tr> <td>8～13%</td> <td>大規模燃焼の生じる可能性が高い領域</td> </tr> <tr> <td>13%～</td> <td>爆轟が生じる可能性がある領域</td> </tr> </tbody> </table>	水素濃度（ドライ換算）	影響度合	～4%	燃焼しない	4～8%	大規模燃焼の生じる可能性が低い領域	8～13%	大規模燃焼の生じる可能性が高い領域	13%～	爆轟が生じる可能性がある領域	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.2</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の水素濃度測定について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>泊発電所では、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウムと水の反応により発生する水素に加え、水の放射線分解等により長期的に発生する水素に対し、動力源を要しない原子炉格納容器内水素処理装置および自由体積の大きい原子炉格納容器（以下、「C/V」という。）により、C/Vの健全性に影響を及ぼすような水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことを評価している。</p> <p>このような炉心の著しい損傷が発生した場合に、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを用いて、C/V内の水素濃度が変動する可能性がある範囲で連続監視を行う。</p> <p>(2) 水素濃度の挙動と監視の目的</p> <p>a. 水素濃度の挙動</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、C/V内の水素濃度（ドライ換算）は急速に上昇するが、1次冷却系統から放出される水蒸気によりC/V内圧力が上昇し、水素濃度（ウェット）はドライ換算よりも低い値で推移する。</p>  <p style="text-align: center;">図1 C/V内水素濃度の推移（ウェット／ドライ換算）</p> <table border="1" data-bbox="1209 1244 1769 1420"> <thead> <tr> <th>水素濃度（ドライ換算）</th> <th>影響度合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>～4%</td> <td>燃焼しない</td> </tr> <tr> <td>4～8%</td> <td>大規模燃焼の生じる可能性が低い領域</td> </tr> <tr> <td>8～13%</td> <td>大規模燃焼の生じる可能性が高い領域</td> </tr> <tr> <td>13%～</td> <td>爆轟が生じる可能性がある領域</td> </tr> </tbody> </table>	水素濃度（ドライ換算）	影響度合	～4%	燃焼しない	4～8%	大規模燃焼の生じる可能性が低い領域	8～13%	大規模燃焼の生じる可能性が高い領域	13%～	爆轟が生じる可能性がある領域	<p>設備名称の相違</p>
水素濃度（ドライ換算）	影響度合																					
～4%	燃焼しない																					
4～8%	大規模燃焼の生じる可能性が低い領域																					
8～13%	大規模燃焼の生じる可能性が高い領域																					
13%～	爆轟が生じる可能性がある領域																					
水素濃度（ドライ換算）	影響度合																					
～4%	燃焼しない																					
4～8%	大規模燃焼の生じる可能性が低い領域																					
8～13%	大規模燃焼の生じる可能性が高い領域																					
13%～	爆轟が生じる可能性がある領域																					

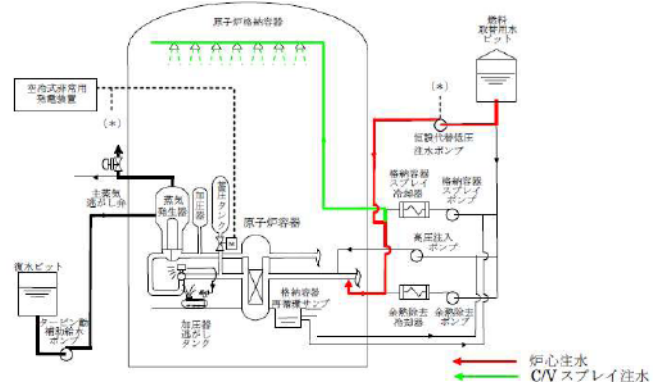
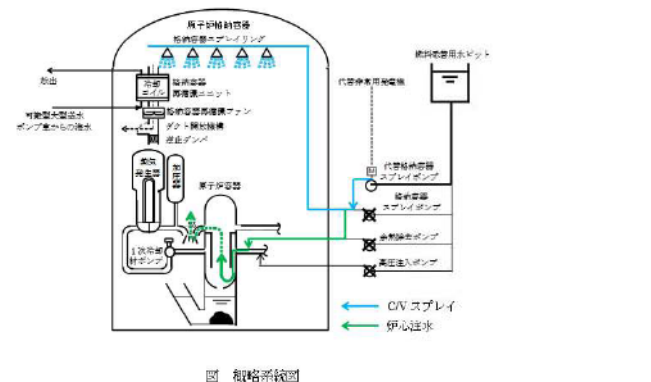
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について）

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 水素濃度監視の目的</p> <p>炉心の著しい損傷時において、水素濃度（ドライ換算）測定は、C/V内圧力との相関により、水素燃焼の可能性および水素燃焼時のC/V健全性についての目安を得るために実施する。また、水素濃度により、炉心損傷の程度を推定する手段としても有効である。</p>  <p>図2 C/V内の圧力と水素濃度の関係</p> <p>(3) 設備概要</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度計は、著しい炉心の損傷が発生した場合に、C/V内に発生する水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。</p> <p>PWRプラントでは、炉心損傷時にC/V内に発生する水素濃度を制御する目的でC/V外へ排出する等の操作はないことから、可搬型格納容器水素ガス濃度計は、事故時に想定する水素濃度範囲（13vol%未満）であることやPARやイグナイタによる水素濃度低減等をC/V内水素濃度の推移（トレンド）として連続的に監視することが主な役割である</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度計 検出器：熱伝導度測定方式 測定範囲：水素濃度 0～20vol%</p>	<p>b. 水素濃度監視の目的</p> <p>炉心の著しい損傷時において、水素濃度（ドライ換算）測定は、C/V内圧力との相関により、水素燃焼の可能性および水素燃焼時のC/V健全性についての目安を得るために実施する。また、水素濃度により、炉心損傷の程度を推定する手段としても有効である。</p>  <p>図2 C/V内の圧力と水素濃度の関係</p> <p>(3) 設備概要</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、著しい炉心の損傷が発生した場合に、C/V内に発生する水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。</p> <p>PWRプラントでは、炉心損傷時にC/V内に発生する水素濃度を制御する目的でC/V外へ排出する等の操作はないことから、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、事故時に想定する水素濃度範囲内（13vol%未満）であることや原子炉格納容器内水素処理装置や格納容器水素イグナイタによる水素濃度低減等をC/V内水素濃度の推移（トレンド）として連続的に監視することが主な役割である。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 検出器：熱伝導度測定方式 測定範囲：水素濃度 0～20vol%</p>	<p>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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.3</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷前後における恒設代替低圧注水ポンプの注水先について</p> <p>1. 事象進展が早い事象への対応について</p> <p>有効性評価「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の対応については、事象発生初期から恒設代替低圧注水ポンプによる注水準備を開始することにしており、恒設代替低圧注水ポンプの注水先については、電動弁2弁を中央制御室から遠隔操作することにより、原子炉容器と原子炉格納容器を短時間で切り替えることが可能である。</p> <p>炉心損傷前段階においては、原子炉容器に注水する系統構成としているが、炉心損傷を判断した以降は、下記理由により原子炉格納容器損傷防止のため、原子炉格納容器への注水（原子炉下部キャビティ室への水張り）に切り替えることとしている。なお、今回の事象のように短時間に炉心損傷に至る場合においては、結果として原子炉容器に注水することなく、原子炉格納容器へ注水するケースもあり得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷に至った場合には、大量の放射性物質が原子炉格納容器に放出される蓋然性が高く、環境への放射性物質の放出を防止するためには、格納容器破損防止対策を優先的に実施する必要がある。 また、炉心損傷判断後も原子炉容器への注水を継続し、破断口からの漏えいにより原子炉下部キャビティに水張りを実施することも理論上可能であるが、原子炉容器に注水された水は、炉心の崩壊熱等を除去した後、一部は蒸気となり破断口より放出され、原子炉格納容器の気相部に留まることになり、原子炉下部キャビティ室の水張りに寄与できる可能性が低くなる。 <p>なお、大破断LOCAを上回る規模のLOCAを想定する場合、添付資料3.1.1.19に示すとおり、炉心損傷時刻が最大約9分早まるが、この場合、大破断LOCAを起因とする事故よりも早期に炉心損傷を判断し、原子炉格納容器への注水がより早く判断されることとなる。</p> <p>また、恒設代替低圧注水ポンプを格納容器スプレイさせている間にECCS再循環もしくは代替再循環機能が復旧した場合は、発電所対策本部と協議のうえ、再循環による炉心注水を実施する場合もある。</p> 	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.3</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について</p> <p>1. 破断口径が大きく、事象進展が早い事象への対応について</p> <p>有効性評価「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の対応については、事象発生初期から代替格納容器スプレイポンプによる注水準備を開始することにしており、代替格納容器スプレイポンプの注水先については、電動弁2弁及び現場手動弁2弁を操作することにより、原子炉容器と原子炉格納容器を切り替えることが可能である。</p> <p>炉心損傷前段階においては、原子炉容器に注水する系統構成としているが、炉心損傷を判断した以降は、下記理由により原子炉格納容器損傷防止のため、原子炉格納容器への注水（原子炉下部キャビティ室への水張り）に切り替えることとしている。なお、今回の事象のように短時間に炉心損傷に至る場合においては、結果として原子炉容器に注水することなく、原子炉格納容器へ注水するケースもあり得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷に至った場合には、大量の放射性物質が原子炉格納容器に放出される蓋然性が高く、環境への放射性物質の放出を防止するためには、格納容器破損防止対策を優先的に実施する必要がある。 また、炉心損傷判断後も原子炉容器への注水を継続し、破断口からの漏えいにより原子炉下部キャビティに水張りを実施することも理論上可能であるが、原子炉容器に注水された水は、炉心の崩壊熱等を除去した後、一部は蒸気となり破断口より放出され、原子炉格納容器の気相部に留まることになり、原子炉下部キャビティ室の水張りに寄与できる可能性が低くなる。 <p>なお、大破断LOCAを上回る規模のLOCAを想定する場合、添付資料7.2.1.1.19に示すとおり、炉心損傷時刻が最大約9分早まるが、この場合、大破断LOCAを起因とする事故よりも早期に炉心損傷を判断し、原子炉格納容器への注水がより早く判断されることとなる。</p> <p>また、代替格納容器スプレイポンプを格納容器スプレイさせている間にECCS再循環又は代替再循環機能が復旧した場合は、炉心損傷後の手順書である『第3部 事故時運転操作関係（炉心損傷後）』に従い炉心注水を実施する場合もある。</p> 	<p>設備名称の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>運用の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

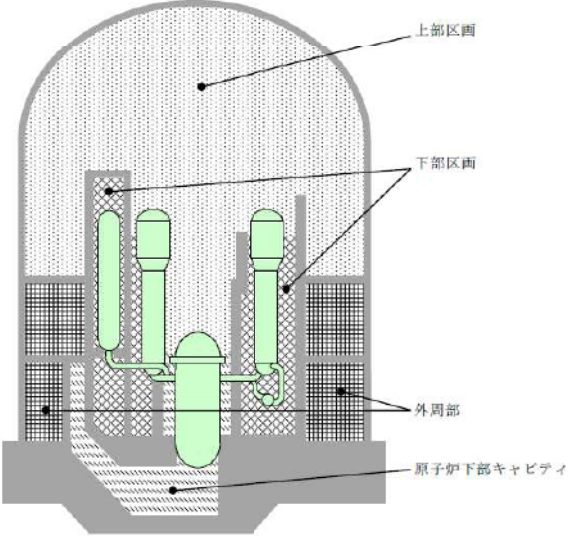
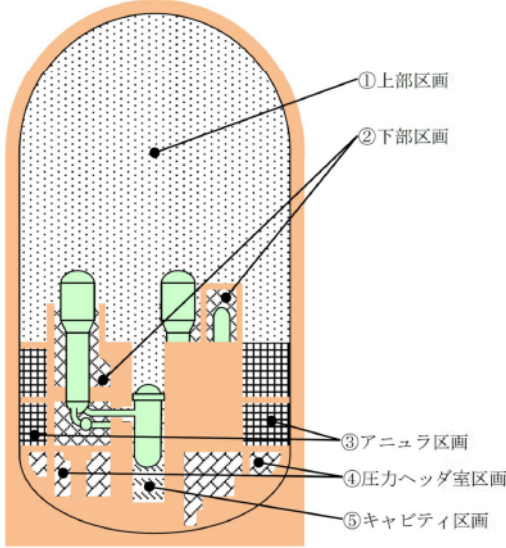
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 一定期間の炉心損傷防止が可能である事象への対応について</p> <p>1. では破断規模が大きく事象進展の早いケースについて考察したが、破断口径が比較的小さく炉心損傷前の段階において、恒設代替低圧注水ポンプのみが炉心注水手段として使用可能である場合、又は破断口径は大きいもののECCS注水機能が健全である場合であれば、当該手段により炉心への注水を行い、炉心損傷防止を図ることとなる。このとき、すべての格納容器スプレイ系が機能喪失している場合には、炉心から発生する崩壊熱によって原子炉格納容器圧力及び温度が上昇することとなるため、その影響について考察する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心から発生する崩壊熱による原子炉格納容器圧力及び温度上昇については、事象進展の傾向が同様となる有効性評価「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（原子炉格納容器の除熱機能喪失）」において、事象発生の約8.6時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達する評価結果となっている。当該シーケンスで炉心注水に用いるポンプは高圧注入ポンプであり恒設代替低圧注水ポンプとは注水特性が異なるものの、原子炉格納容器最高使用圧力到達までには数時間の時間余裕があると考えられる。 事象進展が比較的緩やかであるため、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を実施している間に、格納容器スプレイ系が機能喪失した場合の重大事故等対策である格納容器内自然対流冷却を実施することが可能であり、これにより原子炉格納容器圧力及び温度を低下させることができる。 <p>以上のことから、破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である場合においては、炉心から発生する崩壊熱により原子炉格納容器の圧力及び温度が一時的に上昇するものの、別途整備している重大事故等対策により原子炉格納容器の健全性を維持することができる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>2. 破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である事象への対応について</p> <p>1. では破断規模が大きく事象進展の早いケースについて考察したが、破断口径が比較的小さく炉心損傷前の段階において、代替格納容器スプレイポンプのみが炉心注水手段として使用可能である場合、又は破断口径は大きいもののECCS注水機能が健全である場合であれば、当該手段により炉心への注水を行い、炉心損傷防止を図ることとなる。このとき、すべての格納容器スプレイ系が機能喪失している場合には、炉心から発生する崩壊熱によって原子炉格納容器圧力及び温度が上昇することとなるため、その影響について考察する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心から発生する崩壊熱による原子炉格納容器圧力及び温度上昇については、事象進展の傾向が同様となる有効性評価「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（原子炉格納容器の除熱機能喪失）」において、事象発生の約3.5時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達する評価結果となっている。当該シーケンスで炉心注水に用いるポンプは高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプであり代替格納容器スプレイポンプとは注入特性が異なり、また、想定する破断口径の規模によって変動はあるものの、原子炉格納容器最高使用圧力到達までには数時間の時間余裕があると考えられる。 事象進展が比較的緩やかであるため、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施している間に、格納容器スプレイ系が機能喪失した場合の重大事故等対策である格納容器内自然対流冷却を実施することが可能であり、これにより原子炉格納容器圧力及び温度を低下させることができる。また、万一、格納容器内自然対流冷却に失敗した場合においても、原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])に到達すれば、炉心注水を実施している代替格納容器スプレイポンプを原子炉格納容器注水に切り替える場合もあり、原子炉格納容器圧力および温度を低下させることができる。 <p>以上のことから、破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である場合においては、炉心から発生する崩壊熱により原子炉格納容器の圧力及び温度が一時的に上昇するものの、別途整備している重大事故等対策により原子炉格納容器の健全性を維持することができる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.4 MAAPでの原子炉格納容器モデルについて）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="490 134 694 159">大飯発電所3/4号炉</p> <p data-bbox="891 169 1048 194">添付資料3.1.1.4</p> <p data-bbox="396 204 795 229">MAAPでの原子炉格納容器モデルについて</p> <p data-bbox="143 272 1048 331">MAAPでの原子炉格納容器モデルについては、壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせて原子炉格納容器のモデル化を行う。</p> <p data-bbox="143 339 1048 467">各区画の質量とエネルギーの保存を考慮した上で熱流動計算を行い、蒸気、水、ガス、炉心デブリを考慮する他、区画に応じて設定したヒートシンクを含めた熱伝達計算を行っている。なお、原子炉格納容器区画では、ヒートシンクと原子炉格納容器内の気体及び水の水間の熱伝達を計算するだけでなく、水プールが存在する場合の水プールと床や壁の伝熱等も計算することができる。</p> <p data-bbox="143 475 1048 571">原子炉格納容器モデルでは、原子炉格納容器内の熱流動、水素挙動、核分裂生成物及び溶融炉心挙動、溶融炉心コンクリートの相互作用並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却（下図中、上部区画と外周部を接続する流路として再循環ユニットを模擬）などを考慮している。MAAPでの原子炉格納容器モデルのノード分割図は図1及び図2の通りである。</p>  <p data-bbox="421 1305 638 1331">図1 MAAPノード分割図</p>	<p data-bbox="1429 134 1579 159">泊発電所3号炉</p> <p data-bbox="1780 169 1960 194">添付資料7.2.1.1.4</p> <p data-bbox="1328 204 1691 229">MAAPでの原子炉格納容器モデルについて</p> <p data-bbox="1064 272 1960 331">MAAPでの原子炉格納容器モデルについては、壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせて原子炉格納容器のモデル化を行う。</p> <p data-bbox="1064 339 1960 467">各区画の質量とエネルギーの保存を考慮した上で熱流動計算を行い、蒸気、水、ガス、炉心デブリを考慮する他、区画に応じて設定したヒートシンクを含めた熱伝達計算を行っている。なお、原子炉格納容器区画では、ヒートシンクと原子炉格納容器内の気体及び水の水間の熱伝達を計算するだけでなく、水プールが存在する場合の水プールと床や壁の伝熱等も計算することができる。</p> <p data-bbox="1064 475 1960 571">原子炉格納容器モデルでは、原子炉格納容器内の熱流動、水素挙動、核分裂生成物及び溶融炉心挙動、溶融炉心とコンクリートの相互作用並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却（下図中の①と③を接続する流路として格納容器再循環ユニットを模擬）などを考慮している。MAAPでの原子炉格納容器モデルのノード分割図は図1及び図2の通りである。</p>  <p data-bbox="1265 1316 1590 1342">図1 MAAPのノード分割図</p>	<p data-bbox="1973 547 2085 572">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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.4 MAAPでの原子炉格納容器モデルについて）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="235 252 965 1238" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="403 1284 824 1316" data-label="Caption"> <p>図2 原子炉格納容器ノーディング図</p> </div> <div data-bbox="465 1364 1014 1396" data-label="Text"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1137 185 1850 1307" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1339 1329 1682 1361" data-label="Caption"> <p>図2 原子炉格納容器ノーディング図</p> </div> <div data-bbox="1379 1396 1951 1428" data-label="Text"> <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> </div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.5</p> <p style="text-align: center;">炉心溶融開始の燃料温度の根拠について</p> <p>燃料及び被覆管挙動の温度依存性については以下の知見が得られている[1]。（図1参照）</p> <p>①1,300℃以上でUO₂-ジルカロイ反応により、被覆管の内面が酸化すると共に(U, Zr)合金相ができ被覆管の内面は一部溶解する。</p> <p>②1,850℃～1,950℃で被覆管金属部分が溶融し、場合によってはキャンドリング等によって流路閉塞が生じる可能性がある。また、同時にUO₂-α-Zr(O)反応も生じUO₂の一部も溶融しはじめる。</p> <p>③このUO₂の溶融量は、2,400℃で不連続的に急増し、恐らく2,400℃以上で溶融デブリが形成される。</p> <p>④2,550℃になるとUO₂-ZrO₂反応が生じるのでいかなる場合でも部分的な燃料ペレットの溶融は避けられない。</p> <p>⑤2,700℃、2,800℃において、それぞれZrO₂、UO₂の溶融が生じる。</p> <p>ここで、①、②では、燃料の一部は溶融するものの、その範囲は燃料ペレットと被覆管境界近傍に限定される。</p> <p>一方、③、④、⑤では燃料は溶融状態にあるといえる。そこで、③の温度2,400℃ (=2,673K) が炉心溶融の判断基準として考えられるが、余裕を考えて2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準としている。</p> <p>[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M 82-039, 1982年5月</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.5</p> <p style="text-align: center;">炉心溶融開始の燃料温度の根拠について</p> <p>燃料及び被覆管挙動の温度依存性については、以下の知見が得られている^[1]。（図1参照）</p> <p>①1,300℃以上でUO₂-ジルカロイ反応により、被覆管の内面が酸化すると共に(U, Zr)合金相ができ被覆管の内面は一部溶解する。</p> <p>②1,850℃～1,950℃で被覆管金属部分が溶融し、場合によってはキャンドリング等によって流路閉塞が生じる可能性がある。また、同時にUO₂-α-Zr(O)反応も生じUO₂の一部も溶融しはじめる。</p> <p>③このUO₂の溶融量は、2,400℃で不連続的に急増し、恐らく2,400℃以上で溶融デブリが形成される。</p> <p>④2,550℃になるとUO₂-ZrO₂反応が生じるので、いかなる場合でも部分的な燃料ペレットの溶融は避けられない。</p> <p>⑤2,700℃、2,800℃において、それぞれZrO₂、UO₂の溶融が生じる。</p> <p>ここで、①と②では、燃料の一部は溶融するものの、その範囲は燃料ペレットと被覆管境界近傍に限定される。</p> <p>一方、③、④、⑤では燃料は溶融状態にあるといえる。そこで、③の温度2,400℃ (=2,673K) が炉心溶融の判断基準として考えられるが、余裕を考えて2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準としている。</p> <p>なお、MOX燃料については、含有率13%において融点2730℃であり、UO₂より溶融開始温度が低いいため、MOX燃料を考慮した場合においても2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準とすることは妥当である。</p> <p>[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M 82-039, 1982年5月</p>	<p>記載方針の相違 ・ 泊はMOX燃料を採用しているためMOX燃料に関する記載</p>

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>概略温度 (°C)</p> <p>2,800 2,700 2,500 2,400</p> <p>主要な現象</p> <p>UO₂の溶融 ZrO₂の溶融</p> <p>UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」相の急激な成長</p> <p>金属被覆管の溶融、UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」の形成開始</p> <p>急冷時の熱衝撃による燃料棒の破碎 (被覆管が十分脆化している時)</p> <p>(現在のLOCA時の設計限界)</p> <p>UO₂-ZrO₂反応によるU-Zr液相の形成開始 (燃料ペレット-被覆管接触の時)</p> <p>被覆管の膨れ・破裂 (燃料内圧>外圧の時) 被覆管の潰れ開始 (燃料内圧<外圧の時)</p> <p>通常運転温度</p> <p>急激なFP放出と 燃料フォーミングと 溶融燃料の落下</p> <p>急激な酸化</p> <p>穏やかな酸化</p>	<p>概略温度 (°C)</p> <p>2800 2700 2500 2400</p> <p>主要な現象</p> <p>UO₂の溶融 ZrO₂の溶融</p> <p>UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」相の急激な成長</p> <p>金属被覆管の溶融、UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」の形成開始</p> <p>急冷時の熱衝撃による燃料棒の破碎 (被覆管が十分脆化している時)</p> <p>(現在のLOCA時の設計限界)</p> <p>UO₂-ZrO₂反応によるU-Zr液相の形成開始 (燃料ペレット-被覆管接触の時)</p> <p>被覆管の膨れ・破裂 (燃料内圧>外圧の時) 被覆管の潰れ開始 (燃料内圧<外圧の時)</p> <p>通常運転温度</p> <p>急激なFP放出と 燃料フォーミングと 溶融燃料の落下</p> <p>急激な酸化</p> <p>穏やかな酸化</p>	
<p>図1 燃料棒の温度応答概略図^[1]</p>	<p>図1 燃料棒の温度応答概略図^[1]</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

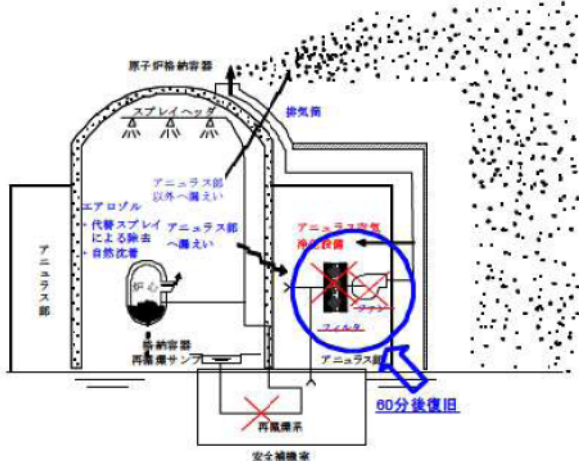
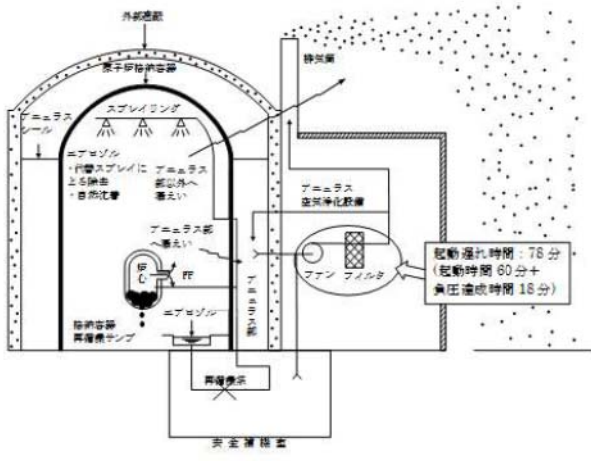
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																															
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.6</p> <p style="text-align: center;">大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）、溶融炉心・コンクリート相互作用、及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力学解析用データ （格納容器過圧、溶融炉心・コンクリート相互作用、及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <table border="1" data-bbox="302 494 891 1228"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 「1次冷却材ポンプ回転数低」 原子炉トリップ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 設定点</td> <td>52.6%定格点</td> <td>設計値（トリップ限界値）</td> </tr> <tr> <td> ii 応答時間</td> <td>6.6秒</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td>(2) 事故収束に重要な機器・操作関連</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 蓄圧タンク</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 基数</td> <td>4基（1ループ当たり1基）</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 保持圧力</td> <td>4.0MPa[gage]</td> <td>最低保持圧力</td> </tr> <tr> <td> iii 保有水量</td> <td>36.9m³（1基当たり）</td> <td>最低保有水量</td> </tr> <tr> <td>2) タービン動補助給水ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 給水開始 （起動遅れ時間）</td> <td>事象発生後60秒後</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>約200 m³/h</td> <td>最小値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>3) 代替格納容器スプレイポンプ（代替格納容器スプレイ）</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>炉心溶融開始から30分後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>130 m³/h</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iv 一旦停止条件</td> <td>①原子炉格納容器内保有水量が2,000m³に到達 ②原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.39MPa[gage]）未満</td> <td>運転員等操作条件</td> </tr> <tr> <td> v 間欠運転条件</td> <td>①原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.39MPa[gage]）に到達してから30分後に作動 ②原子炉格納容器圧力が0.34MPa[gage]まで低下して停止</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> vi 完全停止条件</td> <td>事象発生後24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="302 1252 891 1404"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4) 格納容器再循環ユニット</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>事象発生後24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>2台</td> <td></td> </tr> <tr> <td>(3) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 破断位置</td> <td>高温側配管</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>2) 破断仕様</td> <td>完全両端破断</td> <td>事故想定</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備			1) 「1次冷却材ポンプ回転数低」 原子炉トリップ			i 設定点	52.6%定格点	設計値（トリップ限界値）	ii 応答時間	6.6秒	最大値（設計要求値）	(2) 事故収束に重要な機器・操作関連			1) 蓄圧タンク			i 基数	4基（1ループ当たり1基）	設計値	ii 保持圧力	4.0MPa[gage]	最低保持圧力	iii 保有水量	36.9m ³ （1基当たり）	最低保有水量	2) タービン動補助給水ポンプ			i 給水開始 （起動遅れ時間）	事象発生後60秒後	最大値（設計要求値）	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	約200 m ³ /h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	3) 代替格納容器スプレイポンプ（代替格納容器スプレイ）			i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	130 m ³ /h	設計値	iv 一旦停止条件	①原子炉格納容器内保有水量が2,000m ³ に到達 ②原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.39MPa[gage]）未満	運転員等操作条件	v 間欠運転条件	①原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.39MPa[gage]）に到達してから30分後に作動 ②原子炉格納容器圧力が0.34MPa[gage]まで低下して停止	運転員等操作余裕の考え方	vi 完全停止条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方	名称	数値	解析上の取り扱い	4) 格納容器再循環ユニット			i 開始条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	2台		(3) 事故条件			1) 破断位置	高温側配管	事故想定	2) 破断仕様	完全両端破断	事故想定	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.6</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用、及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 システム熱水力学解析用データ （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <table border="1" data-bbox="1164 550 1892 1316"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 設定点</td> <td>65%定格点</td> <td>設計値（トリップ限界値）</td> </tr> <tr> <td> ii 応答遅れ</td> <td>1.8秒</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td>(2) 事故収束に重要な機器・操作関係</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 蓄圧タンク</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 基数</td> <td>3基</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 保持圧力</td> <td>4.0MPa[gage]</td> <td>最低保持圧力</td> </tr> <tr> <td> iii 保有水量</td> <td>29.0m³（1基当たり）</td> <td>最低保有水量</td> </tr> <tr> <td>2) タービン動補助給水ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 給水開始 （起動遅れ時間）</td> <td>事象発生後60秒後 （自動起動）</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>80m³/h</td> <td>最小値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>3) 代替格納容器スプレイポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>炉心溶融開始から30分後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>140m³/h</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iv 停止条件</td> <td>事象発生後24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td>4) 格納容器再循環ユニット</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>事象発生後24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>2台</td> <td></td> </tr> <tr> <td>(3) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 破断位置</td> <td>高温側配管</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>2) 破断仕様</td> <td>完全両端破断</td> <td>事故想定</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備			1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ			i 設定点	65%定格点	設計値（トリップ限界値）	ii 応答遅れ	1.8秒	最大値（設計要求値）	(2) 事故収束に重要な機器・操作関係			1) 蓄圧タンク			i 基数	3基	設計値	ii 保持圧力	4.0MPa[gage]	最低保持圧力	iii 保有水量	29.0m ³ （1基当たり）	最低保有水量	2) タービン動補助給水ポンプ			i 給水開始 （起動遅れ時間）	事象発生後60秒後 （自動起動）	最大値（設計要求値）	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	80m ³ /h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	3) 代替格納容器スプレイポンプ			i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	140m ³ /h	設計値	iv 停止条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方	4) 格納容器再循環ユニット			i 開始条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	2台		(3) 事故条件			1) 破断位置	高温側配管	事故想定	2) 破断仕様	完全両端破断	事故想定	<p>記載表現の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊では代替格納容器スプレイの間欠運転の条件とならないため一旦停止、間欠運転の条件を記載していない</p>
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																															
(1) 原子炉保護設備																																																																																																																																																																	
1) 「1次冷却材ポンプ回転数低」 原子炉トリップ																																																																																																																																																																	
i 設定点	52.6%定格点	設計値（トリップ限界値）																																																																																																																																																															
ii 応答時間	6.6秒	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																															
(2) 事故収束に重要な機器・操作関連																																																																																																																																																																	
1) 蓄圧タンク																																																																																																																																																																	
i 基数	4基（1ループ当たり1基）	設計値																																																																																																																																																															
ii 保持圧力	4.0MPa[gage]	最低保持圧力																																																																																																																																																															
iii 保有水量	36.9m ³ （1基当たり）	最低保有水量																																																																																																																																																															
2) タービン動補助給水ポンプ																																																																																																																																																																	
i 給水開始 （起動遅れ時間）	事象発生後60秒後	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																															
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																															
iii 容量	約200 m ³ /h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																															
3) 代替格納容器スプレイポンプ（代替格納容器スプレイ）																																																																																																																																																																	
i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																															
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																															
iii 容量	130 m ³ /h	設計値																																																																																																																																																															
iv 一旦停止条件	①原子炉格納容器内保有水量が2,000m ³ に到達 ②原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.39MPa[gage]）未満	運転員等操作条件																																																																																																																																																															
v 間欠運転条件	①原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.39MPa[gage]）に到達してから30分後に作動 ②原子炉格納容器圧力が0.34MPa[gage]まで低下して停止	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																															
vi 完全停止条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																															
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																															
4) 格納容器再循環ユニット																																																																																																																																																																	
i 開始条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																															
ii 台数	2台																																																																																																																																																																
(3) 事故条件																																																																																																																																																																	
1) 破断位置	高温側配管	事故想定																																																																																																																																																															
2) 破断仕様	完全両端破断	事故想定																																																																																																																																																															
名称	数値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																															
(1) 原子炉保護設備																																																																																																																																																																	
1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ																																																																																																																																																																	
i 設定点	65%定格点	設計値（トリップ限界値）																																																																																																																																																															
ii 応答遅れ	1.8秒	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																															
(2) 事故収束に重要な機器・操作関係																																																																																																																																																																	
1) 蓄圧タンク																																																																																																																																																																	
i 基数	3基	設計値																																																																																																																																																															
ii 保持圧力	4.0MPa[gage]	最低保持圧力																																																																																																																																																															
iii 保有水量	29.0m ³ （1基当たり）	最低保有水量																																																																																																																																																															
2) タービン動補助給水ポンプ																																																																																																																																																																	
i 給水開始 （起動遅れ時間）	事象発生後60秒後 （自動起動）	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																															
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																															
iii 容量	80m ³ /h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																															
3) 代替格納容器スプレイポンプ																																																																																																																																																																	
i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																															
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																															
iii 容量	140m ³ /h	設計値																																																																																																																																																															
iv 停止条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																															
4) 格納容器再循環ユニット																																																																																																																																																																	
i 開始条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																															
ii 台数	2台																																																																																																																																																																
(3) 事故条件																																																																																																																																																																	
1) 破断位置	高温側配管	事故想定																																																																																																																																																															
2) 破断仕様	完全両端破断	事故想定																																																																																																																																																															

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

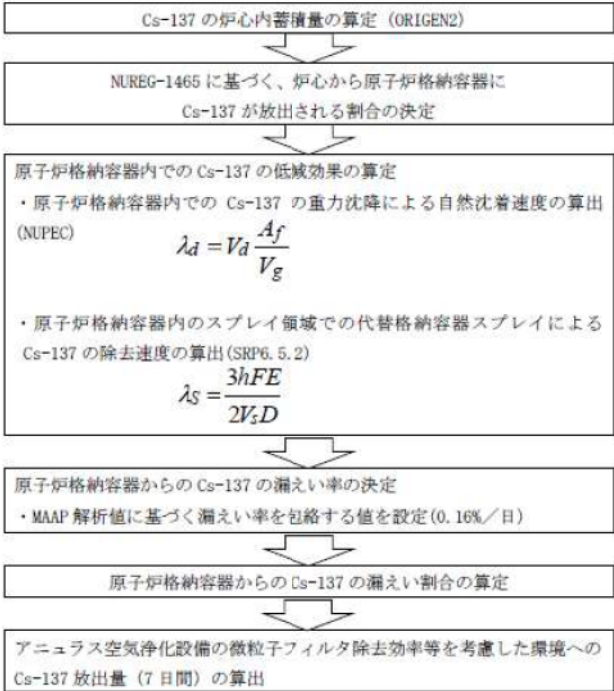
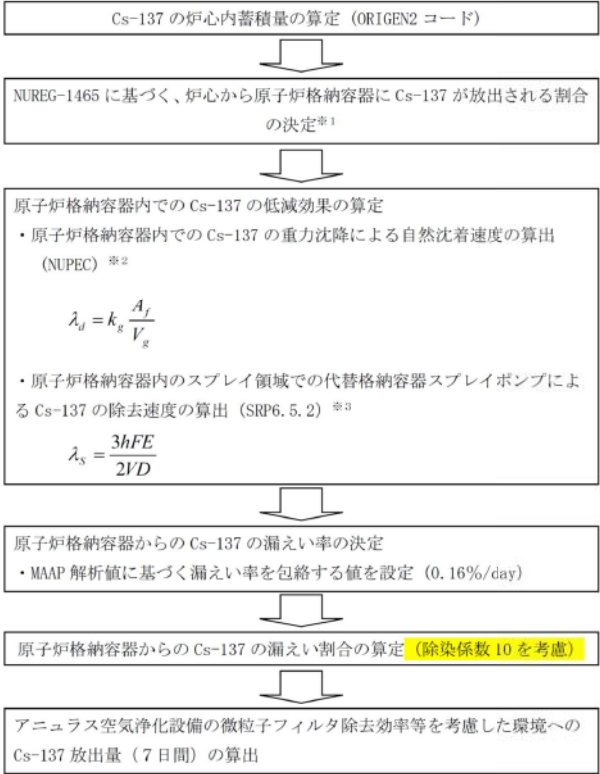
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="891 169 1048 193">添付資料 3.1.1.7</p> <p data-bbox="387 240 808 264">Cs-137 の大気中への放出放射能評価について</p> <p data-bbox="152 309 271 333">1. 評価事象</p> <p data-bbox="152 341 1048 469">重大事故が発生した場合の放射性物質の異常な水準の放出が防止できることを確認するため、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスを対象に、Cs-137 の放出放射能を評価した。</p> <p data-bbox="152 478 1048 638">本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、格納容器内圧が高めに推移することから、格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏れ量が多くなるとともに、早期の漏れに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射能の総量は多くなる。</p> <p data-bbox="152 683 271 707">2. 評価条件</p> <p data-bbox="152 715 360 738">2.1 評価のプロセス</p> <p data-bbox="168 746 958 770">評価イメージを第 2-1 図に、大気中への Cs-137 放出量評価のプロセスを第 2-2 図に示す。</p>  <p data-bbox="488 1353 712 1377">第 2-1 図 評価イメージ</p>	<p data-bbox="1787 169 1944 193">添付資料 7.2.1.1.7</p> <p data-bbox="1301 240 1722 264">Cs-137 の大気中への放出放射能評価について</p> <p data-bbox="1070 309 1189 333">1. 評価事象</p> <p data-bbox="1070 341 1966 469">重大事故が発生した場合の放射性物質の異常な水準の放出が防止できることを確認するため、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスを対象に、Cs-137 の放出放射能を評価した。</p> <p data-bbox="1070 478 1966 638">本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に原子炉格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、原子炉格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、原子炉格納容器内圧が高めに推移することから、原子炉格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏れ量が多くなるとともに、早期の漏れに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射能の総量は多くなる。</p> <p data-bbox="1070 683 1189 707">2. 評価条件</p> <p data-bbox="1070 715 1279 738">2.1 評価のプロセス</p> <p data-bbox="1086 746 1794 770">評価イメージを図 1 に、大気中への Cs-137 放出量評価のプロセスを図 2 に示す。</p>  <p data-bbox="1400 1353 1592 1377">図 1 評価イメージ</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2-2図に示す過程にしたがって、大気中へのCs-137放出放射能量を算出する。原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2コードで評価した炉心内蓄積量及びNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。原子炉格納容器内へ放出された放射性物質について、原子炉格納容器内での自然沈着やスプレイによる除去効果を考慮する。格納容器からの漏えい率については、有効性評価の格納容器内圧の変化を基に設定し、アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、放出放射能量を評価する。</p>  <p>第2-2図 大気中へのCs-137放出量評価のプロセス</p>	<p>図2に示す過程にしたがって、大気中へのCs-137放出放射能量を算出する。原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2コードで評価した炉心内蓄積量及びNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。原子炉格納容器内へ放出された放射性物質について、原子炉格納容器内での自然沈着やスプレイによる除去効果を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価の原子炉格納容器内圧の変化を基に設定し、アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、放出放射能量を評価する。なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は10）を考慮する。</p>  <p>図2 大気中へのCs-137放出量評価のプロセス</p>	<p>評価方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放射線量評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																										
<p>2. 2 評価条件 第2-1表に評価条件を示す。</p> <p>第2-1表 評価条件 (1/3)</p> <table border="1" data-bbox="212 327 996 1220"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>炉心熱出力 (3,411 MWt) の102%</td> <td>定格値に定常誤差 (+2%) を考慮。</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高 40,000 時間</td> <td rowspan="2">長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。</td> </tr> <tr> <td>サイクル数 (バッチ数)</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間</td> <td>NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく</td> <td>評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 失敗+CV スプレー失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果</td> <td>沈着速度 6.94×10^{-3} (1/時)</td> <td>重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。</td> </tr> <tr> <td>代替低圧注水ポンプスプレー効果開始時間</td> <td>54 分</td> <td>選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。</td> </tr> <tr> <td>代替低圧注水ポンプスプレーによるエアロゾルの除去効果</td> <td>除去速度 (DF<50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.036 (1/時)</td> <td>SRP6. 5.2 に示された評価式等に基づき設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい率</td> <td>0.16 %/日</td> <td>有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい割合</td> <td>アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%</td> <td>現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。</td> </tr> </tbody> </table>	評価条件	使用値	選定理由	炉心熱出力	炉心熱出力 (3,411 MWt) の102%	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮。	原子炉運転時間	最高 40,000 時間	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。	サイクル数 (バッチ数)	4	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 失敗+CV スプレー失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.94×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。	代替低圧注水ポンプスプレー効果開始時間	54 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。	代替低圧注水ポンプスプレーによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.036 (1/時)	SRP6. 5.2 に示された評価式等に基づき設定。	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/日	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。	原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。	<p>2. 2 評価条件 表1に評価条件を示す。なお、評価対象炉心は評価結果が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定して評価を実施した。（別添参照）</p> <p>表1 評価条件 (1/3)</p> <table border="1" data-bbox="1108 311 1915 1316"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>炉心熱出力 (2,652MWt) の102%</td> <td>定格値に定常誤差 (+2%) を考慮</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高 40,000 時間 (ウラン燃料)</td> <td rowspan="2">評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。</td> </tr> <tr> <td>サイクル数 (バッチ数)</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間</td> <td>NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく</td> <td>評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレー注入機能が喪失する事故シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果</td> <td>沈着速度 6.65×10^{-3} (1/時)</td> <td>重力沈着速度を用いたモデルを基に設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレーポンプ効果開始時間</td> <td>60 分</td> <td>選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレーポンプによるエアロゾルの除去効果</td> <td>除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)</td> <td>SRP6. 5.2 に示された評価式等に基づき設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい率</td> <td>0.16%/d</td> <td>有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい割合</td> <td>アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%</td> <td>現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。</td> </tr> </tbody> </table>	評価条件	使用値	選定理由	炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652MWt) の102%	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮	原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料)	評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。	サイクル数 (バッチ数)	4	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレー注入機能が喪失する事故シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定	代替格納容器スプレーポンプ効果開始時間	60 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。	代替格納容器スプレーポンプによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6. 5.2 に示された評価式等に基づき設定。	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/d	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。	原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。	<p>設計の相違 ・油は MOX 燃料も装荷できるが、評価結果が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定</p>
評価条件	使用値	選定理由																																																										
炉心熱出力	炉心熱出力 (3,411 MWt) の102%	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮。																																																										
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。																																																										
サイクル数 (バッチ数)	4																																																											
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 失敗+CV スプレー失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。																																																										
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.94×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。																																																										
代替低圧注水ポンプスプレー効果開始時間	54 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。																																																										
代替低圧注水ポンプスプレーによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.036 (1/時)	SRP6. 5.2 に示された評価式等に基づき設定。																																																										
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/日	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。																																																										
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。																																																										
評価条件	使用値	選定理由																																																										
炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652MWt) の102%	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮																																																										
原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料)	評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。																																																										
サイクル数 (バッチ数)	4																																																											
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465 に基づき Cs 類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレー注入機能が喪失する事故シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。																																																										
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定																																																										
代替格納容器スプレーポンプ効果開始時間	60 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。																																																										
代替格納容器スプレーポンプによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6. 5.2 に示された評価式等に基づき設定。																																																										
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/d	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。																																																										
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。																																																										

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について)

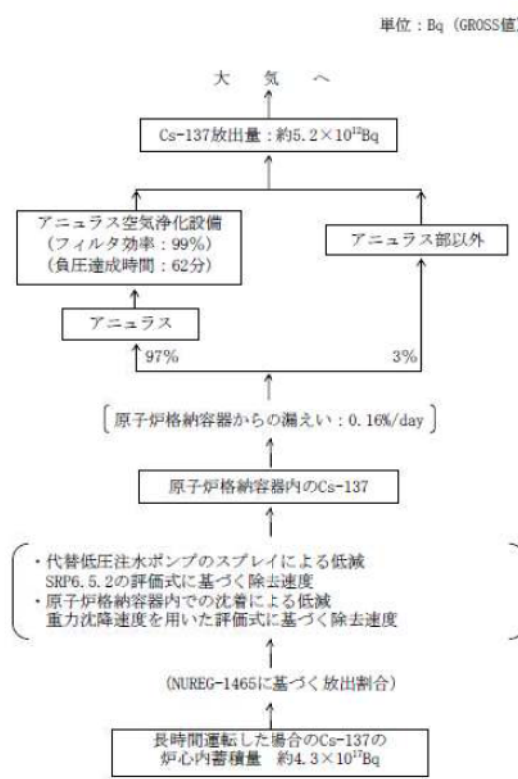
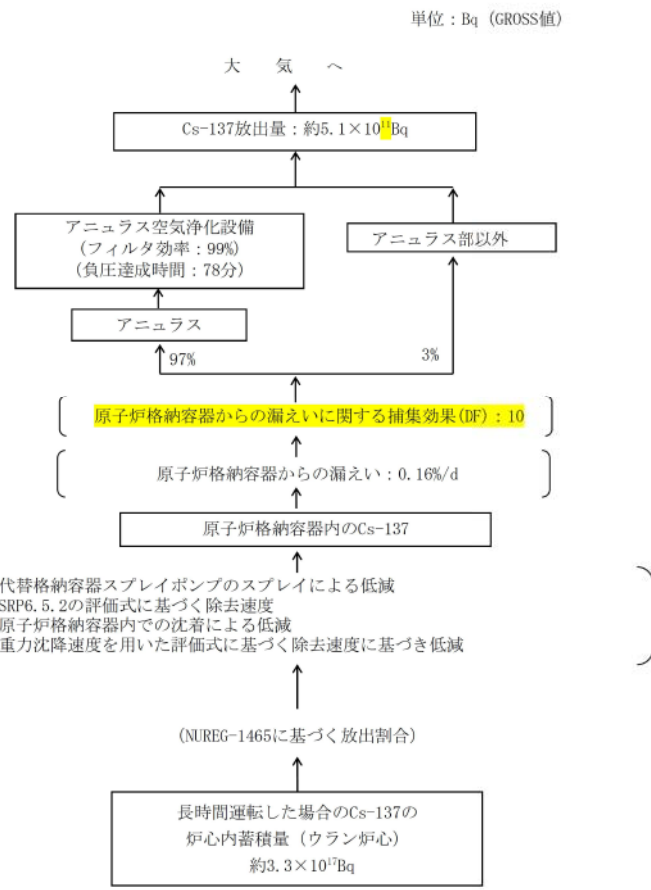
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由				
第2-1表 評価条件 (2/3)		表1 評価条件 (2/3)						
評価条件	使用値	選定理由	評価条件	使用値	選定理由			
アニュラス部体積	13,100 m ³	設計値として設定。	原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF)	エアロゾル粒子：10	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮 NUPEC 試験結果に基づき保守的に設定			
アニュラス空気浄化設備 ファン流量	9.36×10 ³ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)	アニュラス部体積	7,860m ³	設計値として設定。			
アニュラス 負圧達成時間	62分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分の合計)。起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。	アニュラス空気浄化設備 ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)			
アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタによる除去効率	0~62分：0% 62分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。	アニュラス 負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。			
評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。	アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタによる除去効率	0~78分：0% 78分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。			
第2-1表 評価条件 (3/3)		表1 評価条件 (3/3)						
	希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類
炉心内蓄積量 (Bq)	約 4.0×10 ¹²	約 4.0×10 ¹²	約 1.7×10 ¹² (約 4.3×10 ¹² *)	約 2.5×10 ¹²	約 2.5×10 ¹²	約 4.5×10 ¹²	約 8.6×10 ¹²	約 8.8×10 ¹²
*1 ORIGEN2を用いて算出 *2 Cs-137の炉心内蓄積量								
	希ガス類	よう素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類
炉心内蓄積量 (Bq)	約 3.0×10 ¹³	約 3.1×10 ¹³	約 1.2×10 ¹³ (約 3.2×10 ¹³)*2	約 1.9×10 ¹³	約 1.8×10 ¹³	約 3.7×10 ¹³	約 6.5×10 ¹³	約 6.6×10 ¹³
*1 ORIGEN2を用いて算出 *2 Cs-137の炉心内蓄積量								

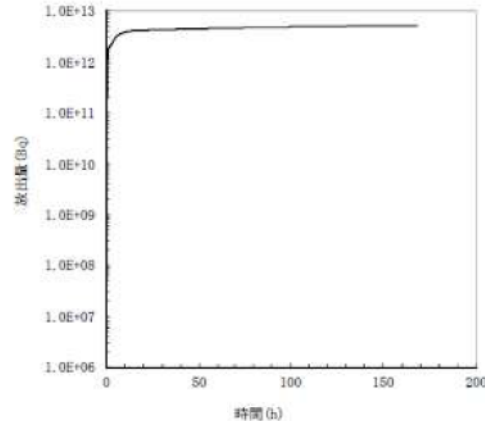
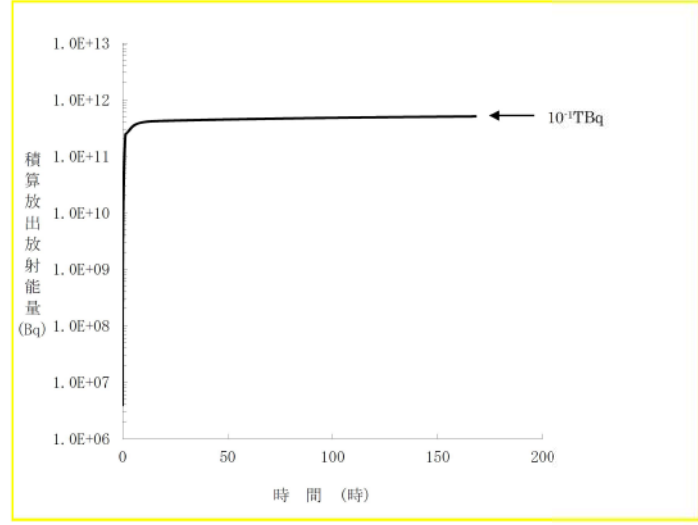
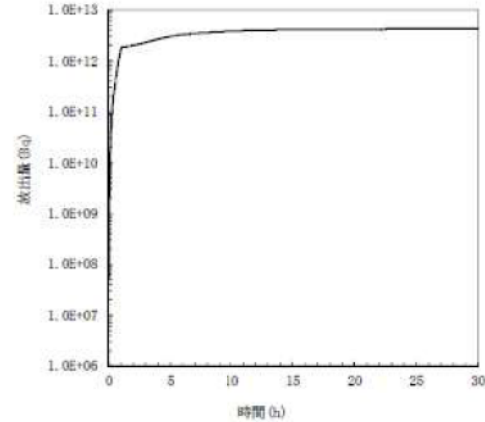
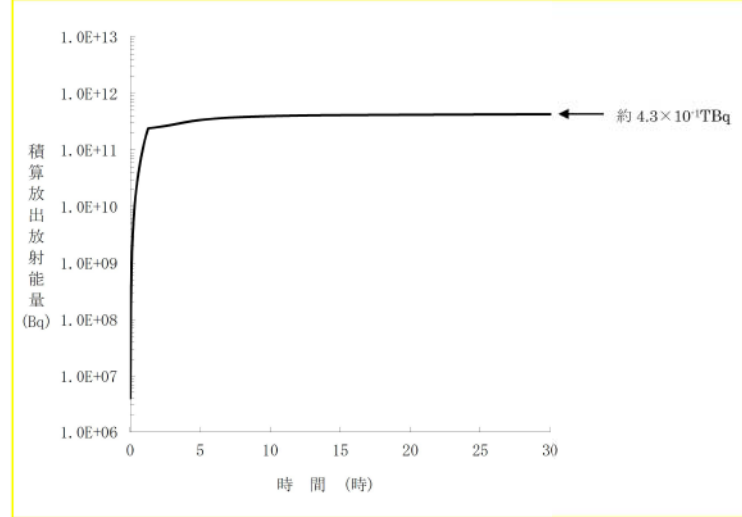
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 評価結果</p> <p>大飯発電所3号炉（4号炉）のCs-137の大気中への放出放射能は、事象発生から7日後までのCs-137の放出放射能の総量を評価した結果、約5.2TBqである。審査ガイドに示された100TBqを下回り、環境への影響を小さくとどめることができる。</p> <p>第3-1図に大気放出過程を、第3-2図に放出放射能の推移グラフを示す。</p>  <p>第3-1図：Cs-137の大気放出過程</p>	<p>3. 評価結果</p> <p>Cs-137の大気中への放出放射能は、事象発生から7日後までのCs-137の放出放射能の総量を評価した結果、約5.1×10¹²Bqである。審査ガイドに示された100TBqを下回り、環境への影響を小さくとどめることができる。</p> <p>図3に大気放出過程を、図4及び図5に放出放射能の推移グラフを示す。</p>  <p>図3 Cs-137の大気放出過程</p>	<p>評価結果の相違</p>

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第3-2図 (1/2) Cs-137 積算放出放射能(GROSS 値)の推移 (7日間 (168時間))</p>	 <p>図4 Cs-137 積算放出放射能の推移 (7日間 (168時間))</p>	
 <p>第3-2図 (2/2) Cs-137 積算放出放射能(GROSS 値)の推移 (30時間)</p>	 <p>図5 Cs-137 積算放出放射能の推移 (30時間)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																														
<p>【以下、泊同様、55Gwd/t 燃料及びMOX燃料を装荷している伊方3号炉記載】 ウラン炉心^{*1}及び1/4MOX燃料装荷炉心^{*2}での炉心内蓄積量の比較</p> <p>今回、伊方発電所3号炉のCs-137の環境への放出放射能評価については、ウラン炉心を対象炉心とした。これはウラン炉心と1/4MOX燃料装荷炉心を比較した結果、Cs-137の炉心内蓄積量がウラン炉心のほうが多いためである。環境へ放出されるまでの過程及び低減効果については、ウラン炉心でも1/4MOX装荷炉心でも同じであるため、Cs-137の炉心内蓄積量が多い炉心が、結果として、環境への放出放射能も多くなる。</p> <p>以下、ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心でのCs-137の炉心内蓄積量の比較を示す。主要解析条件を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 主要解析条件</p> <table border="1" data-bbox="219 574 981 785"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">主要条件</th> </tr> <tr> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX燃料装荷炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td colspan="2">100% (2,652MWt) × 1.02</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高 40,000 時間</td> <td>最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)</td> </tr> <tr> <td>炉心内蓄積量</td> <td colspan="2">ORIGEN2を用いて算出</td> </tr> </tbody> </table> <p>Cs-137の核分裂収率^{*3}は、プルトニウムは約6.7×10^{-2}、ウランは約6.3×10^{-2}であり、プルトニウムのほうがウランに比べて若干大きいもののほぼ同程度であるため、長半減期核種であるCs-137は、運転時間に応じて蓄積される。ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心のCs-137の炉心内蓄積量を比較した結果、表2に示すとおり、炉心の運転時間が長いことからウラン炉心の炉心内蓄積量が1/4MOX燃料装荷炉心の値を上回っている。よって、ウラン炉心のほうがCs-137の環境への放出放射能は多くなる。</p> <p style="text-align: center;">表2 ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心での炉心内蓄積量及び環境への放出放射能の比較</p> <table border="1" data-bbox="174 1093 954 1233"> <thead> <tr> <th></th> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX燃料装荷炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-137の炉心内蓄積量</td> <td>約3.3×10^{17} Bq</td> <td>約3.2×10^{17} Bq</td> </tr> <tr> <td>Cs-137の環境への放出放射能</td> <td>約5.1×10^{12} Bq</td> <td>約4.9×10^{12} Bq</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料を100%装荷した炉心 ※2：炉心の約3/4に燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料、約1/4に燃料集合体最高燃焼度 45,000Mwd/t までのMOX燃料を装荷した炉心 ※3：出典：IAEA, Nuclear Data Services, Fission product yields(2013年8月時点) 【ここまで伊方3号炉記載】</p>		主要条件		ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心	炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02		原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)	炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出			ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心	Cs-137の炉心内蓄積量	約 3.3×10^{17} Bq	約 3.2×10^{17} Bq	Cs-137の環境への放出放射能	約 5.1×10^{12} Bq	約 4.9×10^{12} Bq	<p>(別添)</p> <p>ウラン炉心^{*1}及び1/4MOX燃料装荷炉心^{*2}での炉心内蓄積量の比較</p> <p>今回、泊発電所3号炉のCs-137の環境への放出放射能評価については、ウラン炉心を対象炉心とした。これはウラン炉心と1/4MOX燃料装荷炉心を比較した結果、Cs-137の炉心内蓄積量がウラン炉心のほうが多いためである。環境へ放出されるまでの過程及び低減効果については、ウラン炉心でも1/4MOX装荷炉心でも同じであるため、Cs-137の炉心内蓄積量が多い炉心が、結果として、環境への放出放射能も多くなる。</p> <p>以下、ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心でのCs-137の炉心内蓄積量の比較を示す。主要解析条件を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 主要解析条件</p> <table border="1" data-bbox="1126 574 1892 785"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">主要条件</th> </tr> <tr> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX燃料装荷炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td colspan="2">100% (2,652MWt) × 1.02</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高 40,000 時間</td> <td>最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)</td> </tr> <tr> <td>炉心内蓄積量</td> <td colspan="2">ORIGEN2を用いて算出</td> </tr> </tbody> </table> <p>Cs-137の核分裂収率^{*3}は、プルトニウムは約6.7×10^{-2}、ウランは約6.3×10^{-2}であり、プルトニウムのほうがウランに比べて若干大きいもののほぼ同程度であるため、長半減期核種であるCs-137は、運転時間に応じて蓄積される。ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心のCs-137の炉心内蓄積量を比較した結果、表2に示すとおり、炉心の運転時間が長いことからウラン炉心の炉心内蓄積量が1/4MOX燃料装荷炉心の値を上回っている。よって、ウラン炉心のほうがCs-137の環境への放出放射能は多くなる。</p> <p style="text-align: center;">表2 ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心での炉心内蓄積量及び環境への放出放射能の比較</p> <table border="1" data-bbox="1126 1093 1892 1233"> <thead> <tr> <th></th> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-137の炉心内蓄積量(Bq)</td> <td>約3.3×10^{17}</td> <td>約3.2×10^{17}</td> </tr> <tr> <td>Cs-137の環境への放出放射能(Bq)</td> <td>約5.1×10^{12} (約5.1×10^{10} TBq)</td> <td>約4.8×10^{12} (約4.8×10^{10} TBq)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料を100%装荷した炉心 ※2：炉心の約3/4に燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料、約1/4に燃料集合体最高燃焼度 45,000Mwd/t までのMOX燃料を装荷した炉心 ※3：出典：IAEA, Nuclear Data Services, Fission product yields(2013年8月時点)</p>		主要条件		ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心	炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02		原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)	炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出			ウラン炉心	1/4MOX炉心	Cs-137の炉心内蓄積量(Bq)	約 3.3×10^{17}	約 3.2×10^{17}	Cs-137の環境への放出放射能(Bq)	約 5.1×10^{12} (約 5.1×10^{10} TBq)	約 4.8×10^{12} (約 4.8×10^{10} TBq)	<p>※同様の資料が泊にあったが、伊方ベースに修正</p>
		主要条件																																														
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心																																														
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02																																															
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)																																														
炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出																																															
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心																																														
Cs-137の炉心内蓄積量	約 3.3×10^{17} Bq	約 3.2×10^{17} Bq																																														
Cs-137の環境への放出放射能	約 5.1×10^{12} Bq	約 4.9×10^{12} Bq																																														
	主要条件																																															
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心																																														
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02																																															
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)																																														
炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出																																															
	ウラン炉心	1/4MOX炉心																																														
Cs-137の炉心内蓄積量(Bq)	約 3.3×10^{17}	約 3.2×10^{17}																																														
Cs-137の環境への放出放射能(Bq)	約 5.1×10^{12} (約 5.1×10^{10} TBq)	約 4.8×10^{12} (約 4.8×10^{10} TBq)																																														

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

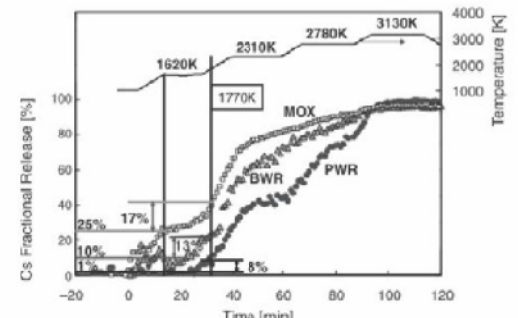
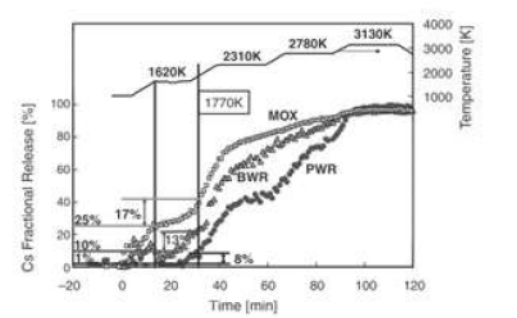
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について)

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">(別紙1)</p> <p style="text-align: center;">原子炉運転時間について</p> <p>(1) 55GWd/t ウラン炉心</p> <p>55GWd/t ウラン炉心のウラン燃料 (取替燃料集合体平均燃焼度 49,000MWd/t) に対する Cs-137 放出量評価においては、原子炉の運転時間を最高 40,000 時間とし、燃料を 1/4 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間、40,000 時間とする。</p> <p>被ばく評価における原子炉の最高運転時間は、以下の式から求めることができる。</p> $\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{49,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,852 \text{ (MW)}} \\ &= 32,814 \text{ (h)} \Rightarrow 40,000 \text{ 時間} \end{aligned}$ <p>(2) 55GWd/t-1/4MOX 炉心</p> <p>55GWd/t-1/4MOX 炉心のウラン燃料 (取替燃料集合体平均燃焼度 48,000MWd/t) に対する Cs-137 放出量評価においては、原子炉の運転時間を最高 40,000 時間とし、燃料を 1/4 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間、40,000 時間とする。</p> <p>MOX 燃料 (取替燃料集合体平均燃焼度 38,000MWd/t) に対しては原子炉の運転時間を最高 30,000 時間とし、燃料を 1/3 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間とする。</p> <p>被ばく評価における原子炉の最高運転時間は、各々以下の式から求めることができる。</p> <p><ウラン燃料></p> $\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン・プルトニウム量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{48,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,852 \text{ (MW)}} \\ &= 32,145 \text{ (h)} \Rightarrow 40,000 \text{ 時間} \end{aligned}$ <p><MOX 燃料></p> $\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン・プルトニウム量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{38,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,852 \text{ (MW)}} \\ &= 25,448 \text{ (h)} \Rightarrow 30,000 \text{ 時間} \end{aligned}$	<p>記載方針の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																
<p>【以下、MOX燃料を装荷している玄海3 / 4号炉の記載】</p> <p>一方、国内においても、UO₂燃料とMOX燃料の放射性物質の放出挙動の違いについて研究が実施されており、旧原研のVEGA実験にてCsの挙動について調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温（約3100K）では、燃料ペレットからほぼ全量のCsが放出されるものとしており、また、U燃料とMOX燃料の放出割合は差がないとしている⁽¹⁾⁽⁴⁾。VEGA実験にて得られた、PWR燃料、BWR燃料、MOX燃料（ふげん）に対する燃料ペレットの温度とCs放出割合の関係を第1図に、各ペレットの試験条件を第9表に示す⁽⁴⁾</p>  <p>第1図 各燃料におけるCsの放出挙動</p> <p>第9表 各燃料ペレットの試験条件</p> <table border="1" data-bbox="246 1037 929 1308"> <caption>Table 1 Specifications of three types of fuel</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>FWR-UO₂</th> <th>BWR-UO₂</th> <th>ATR-MOX</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pellet diameter^a [mm]</td> <td>8.1</td> <td>10.4</td> <td>12.4</td> </tr> <tr> <td>Density^a [% Theoretical Density]</td> <td>95</td> <td>97</td> <td>95</td> </tr> <tr> <td>Burnup [GWd/t]</td> <td>47</td> <td>56</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>Estimated Pu content after irradiation [wt%]</td> <td>1.1</td> <td>1.2</td> <td>2.9</td> </tr> <tr> <td>Linear heat rate (Average) [kW/m]</td> <td>18</td> <td>26</td> <td>28</td> </tr> <tr> <td>Estimated pellet temperature^b [Center/peripheral (Average)] [K]</td> <td>1000/660</td> <td>1500/870</td> <td>1700/900</td> </tr> <tr> <td>Fission gas release during reactor irradiation [%]</td> <td>0.4</td> <td>12</td> <td>20</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aNominal values as fabricated ^bAverage temperature during irradiation</p>		FWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX	Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4	Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95	Burnup [GWd/t]	47	56	43	Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9	Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28	Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900	Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20	<p>(別紙2)</p> <p>MOX燃料からのCsの放出割合について</p> <p>MOX燃料からのCsの放出挙動については、国内では旧原研のVEGA実験（添付－1）にて調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温状態（約3,100K）では、燃料ペレットからほぼ全量のCsが放出されるものとしており、また、ウラン燃料とMOX燃料の放出割合は差がないとしている⁽¹⁾⁽²⁾。VEGA実験にて得られた、PWR燃料、BWR燃料、MOX燃料（ふげん）に対する、燃料ペレットの温度とCs放出割合の関係を図1に、各ペレットの試験条件を表1に示す⁽²⁾。</p>  <p>図1 各燃料におけるCsの放出挙動</p> <p>表1 各燃料ペレットの試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1164 1037 1848 1308"> <caption>Table 1 Specifications of three types of fuel</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>PWR-UO₂</th> <th>BWR-UO₂</th> <th>ATR-MOX</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pellet diameter^a [mm]</td> <td>8.1</td> <td>10.4</td> <td>12.4</td> </tr> <tr> <td>Density^a [% Theoretical Density]</td> <td>95</td> <td>97</td> <td>95</td> </tr> <tr> <td>Burnup [GWd/t]</td> <td>47</td> <td>56</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>Estimated Pu content after irradiation [wt%]</td> <td>1.1</td> <td>1.2</td> <td>2.9</td> </tr> <tr> <td>Linear heat rate (Average) [kW/m]</td> <td>18</td> <td>26</td> <td>28</td> </tr> <tr> <td>Estimated pellet temperature^b [Center/peripheral (Average)] [K]</td> <td>1000/660</td> <td>1500/870</td> <td>1700/900</td> </tr> <tr> <td>Fission gas release during reactor irradiation [%]</td> <td>0.4</td> <td>12</td> <td>20</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aNominal values as fabricated ^bAverage temperature during irradiation</p>		PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX	Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4	Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95	Burnup [GWd/t]	47	56	43	Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9	Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28	Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900	Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20	<p>資料構成の相違</p> <p>記載表現の相違</p>
	FWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX																																																															
Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4																																																															
Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95																																																															
Burnup [GWd/t]	47	56	43																																																															
Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9																																																															
Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28																																																															
Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900																																																															
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20																																																															
	PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX																																																															
Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4																																																															
Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95																																																															
Burnup [GWd/t]	47	56	43																																																															
Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9																																																															
Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28																																																															
Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900																																																															
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20																																																															

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射線量評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>この結果を見ると、約 1800K までの低温領域において、Cs の放出割合の上昇率が PWR 燃料に比べ、BWR 燃料及び MOX 燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の結晶粒界気泡中の Cs が、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs 放出が始まったためであるとされており、この温度領域の Cs 放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度（Linear heat rate(Average) [kW/m]）については表 9 のとおりであり、PWR 燃料に比べ、MOX 燃料及び BWR 燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX 燃料の放出割合が PWR 燃料よりも大きくなっている。約 1800K から約 2800K までの温度領域については、燃料ペレットが泡状化または溶解するため、どの燃料についても Cs の放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量の Cs が放出される結果となっている。</p> <p>従って、UO₂ 燃料と MOX 燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによる Cs 放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Cs の放出割合に違いは見られないという結果が示されている。</p> <p>ここで、PWR における MOX 炉心の場合、平均線出力密度は UO₂ 燃料も MOX 燃料も変わらないため、MOX ペレットの温度についてもほぼ UO₂ 燃料ペレットと同等と考えられることから、条件に近い VEGA 実験における PWR-UO₂ 燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA 実験の考察からも、MOX 燃料と UO₂ 燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。</p> <p>一方、NUREG-1465 において、燃料が高温となり溶解に至る過程は Early in-vessel フェーズで表されている。本フェーズにおける燃料からの放出割合については、NUREG/CR-5747⁽³⁾にて検討がなされている。STCP (Source Term Code Package) による評価値では、このフェーズにおける燃料から原子炉容器への Cs の放出割合については、ほぼ全量が放出されるとしており、VEGA 実験と NUREG/CR-5747 は整合したものとなっている。なお、NUREG-1465 の Early in-vessel フェーズにおける原子炉格納容器への放出割合は、この NUREG/CR-5747 に示される燃料から原子炉容器への放出割合を基に、1 次系での沈着等が考慮された値となっている。第 10 表、第 11 表に NUREG/CR-5747 における燃料から原子炉容器への放出割合を示す。</p> <p>以上のことから、NUREG-1465 に基づいて設定した MOX 燃料からの放出割合と VEGA 実験における MOX 燃料から放出割合は同等と考えられる。</p>	<p>この結果を見ると、約 1,800K までの低温領域において、Cs の放出割合の上昇率が、PWR 燃料に比べ、BWR 燃料及び MOX 燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の結晶粒界気泡中の Cs が、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs 放出が始まったためであるとされており、この温度領域の Cs 放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度（Linear heat rate(Average) [kW/m]）については表 1 のとおりであり、PWR 燃料に比べ、MOX 燃料及び BWR 燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX 燃料の放出割合が PWR 燃料よりも大きくなっている。約 1,800K から約 2,800K までの温度領域では、固体内 Cs 拡散に伴う放出が支配的となり、温度上昇に応じて放出割合が増加している。2,800K 以上の高温領域においては、燃料ペレットが泡状化または溶解するため、どの燃料についても Cs の放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量の Cs が放出される結果となっている。</p> <p>従って、UO₂ 燃料と MOX 燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによる Cs 放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Cs の放出割合に違いは見られないという結果が示されている。</p> <p>ここで、泊発電所3号炉における設置変更許可申請書記載の MOX 炉心の場合、平均線出力密度は MOX 燃料も UO₂ 燃料も変わらず、約 17.1kW/m であるため、MOX 燃料ペレットの温度についてもほぼ UO₂ 燃料ペレットと同等と考えられることから、条件に近い VEGA 実験における PWR-UO₂ 燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA 実験の考察からも、MOX 燃料と UO₂ 燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。</p> <p>一方、NUREG-1465 において、燃料が高温となり溶解に至る過程は Early in-vessel フェーズで表されている。本フェーズにおける燃料からの放出割合については、NUREG/CR-5747⁽³⁾にて検討がなされている。STCP (Source Term Code Package) による評価値では、このフェーズにおける燃料から原子炉容器への Cs の放出割合については、ほぼ全量が放出されるとしており、VEGA 実験と NUREG/CR-5747 は整合したものとなっている。なお、NUREG-1465 の Early in-vessel フェーズにおける原子炉格納容器への放出割合は、この NUREG/CR-5747 に示される燃料から原子炉容器への放出割合を基に、1 次冷却系での沈着等が考慮された値となっている。表 2、表 3 に NUREG/CR-5747 における燃料から原子炉容器への放出割合を示す。</p> <p>以上のことから、NUREG-1465 に基づいて設定した MOX 燃料からの Cs 放出割合と VEGA 実験における MOX 燃料からの Cs 放出割合は同等と考えられる。</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)

大飯発電所3 / 4号炉

第10表 燃料から原子炉容器への放出割合 (PWR、高圧シーケンス)

Table 5.1 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, High RCS Pressure Sequences

	Surry		Zion		Sequoyah			DCONEE
	TMLC	SDB	TMLU	S2DCR/S2DCE	S3HF/S3H	S3U1	TMLC	TMLC
NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.84	0.85	0.38	0.3
Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴
Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻³	0.01	0.014	0.01	0.013
Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁷	9 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶
Ce	0	0	0	0	0	0	0	0
La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	80 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷

第11表 燃料から原子炉容器への放出割合 (PWR、低圧シーケンス)

Table 5.2 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, Low RCS Pressure Sequences

	Surry		Sequoyah		DCONEE
	Y	AD	TBA	ACD	S1DCE
NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35
Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴
Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014
Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶
Ce	0	0	0	0	0
La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷

- (3) Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)
- (4) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Sever Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)
- (5) H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747, USNRC, 1993

泊発電所3号炉

表2 燃料から原子炉容器への放出割合⁽²⁾ (PWR、高圧シーケンス)

Table 5.1 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, High RCS Pressure Sequences

	Surry		Zion		Sequoyah			DCONEE
	TMLC	SDB	TMLU	S2DCR/S2DCE	S3HF/S3H	S3U1	TMLC	TMLC
NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.84	0.85	0.38	0.3
Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴
Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻³	0.01	0.014	0.01	0.013
Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁷	9 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶
Ce	0	0	0	0	0	0	0	0
La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	80 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷

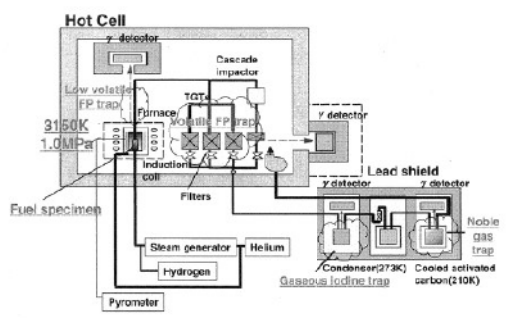
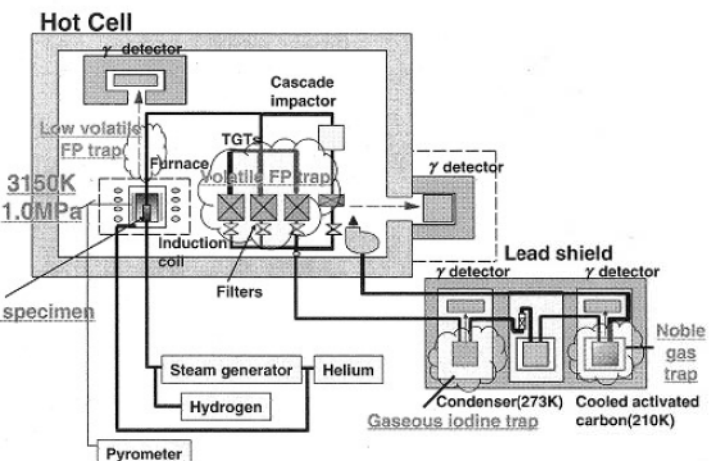
表3 燃料から原子炉容器への放出割合⁽²⁾ (PWR、低圧シーケンス)

Table 5.2 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, Low RCS Pressure Sequences

	Surry		Sequoyah		DCONEE
	Y	AD	TBA	ACD	S1DCE
NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35
Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴
Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014
Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶
Ce	0	0	0	0	0
La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷

- (1) Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)
- (2) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Sever Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)
- (3) H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747, USNRC, 1993

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																														
<p style="text-align: center;">(参考1)</p> <p style="text-align: center;">VEGA実験の概要について</p> <p>実験体系</p>  <p>燃料の緒元</p> <table border="1" data-bbox="291 718 761 1037"> <thead> <tr> <th></th> <th>MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2</th> <th>UO₂ (PWR) VEGA-3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Pellet diameter (mm)</td><td>12.4</td><td>8.05</td></tr> <tr><td>Pellet height (mm)</td><td>13</td><td>9.7</td></tr> <tr><td>Theoretical density (%)</td><td>95</td><td>95</td></tr> <tr><td>Density (g/cm³)</td><td>10.96</td><td>10.96</td></tr> <tr><td>Cladding inside diameter (mm)</td><td>12.7</td><td>8.22</td></tr> <tr><td>Cladding external diameter (mm)</td><td>14.6</td><td>9.5</td></tr> <tr><td>Burn up (GWd/t)</td><td>43</td><td>47</td></tr> <tr><td>Fissile Pu enrichment (wt%)</td><td>4.83</td><td>0</td></tr> <tr><td>Initial Pu enrichment (wt%)</td><td>5.66</td><td>0</td></tr> <tr><td>Pu after irradiation (wt%)</td><td>1.7</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>Initial ²³⁵U enrichment (wt%)</td><td>0.7</td><td>4.1</td></tr> <tr><td>²³⁵U after irradiation (wt%)</td><td>0.2</td><td>0.6</td></tr> </tbody> </table> <p>実験方法</p> <p>供試体 (ペレット) を2773Kから3123Kまで加熱し、放出されたFPを水蒸気/Heで下流側に送ってγ線計測を実施し、FP放出割合を算定。</p> <p>【ここまで玄海3 / 4号炉の記載】</p>		MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3	Pellet diameter (mm)	12.4	8.05	Pellet height (mm)	13	9.7	Theoretical density (%)	95	95	Density (g/cm ³)	10.96	10.96	Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22	Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5	Burn up (GWd/t)	43	47	Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0	Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0	Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9	Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1	²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6	<p style="text-align: center;">添付-1</p> <p style="text-align: center;">VEGA 実験の概要について</p> <p>実験体系</p>  <p>実験方法</p> <p>供試体 (ペレット) を2,773Kから3,123Kまで加熱し、放出されたFPを水蒸気/Heで下流側に送ってγ線計測を実施し、FP放出割合を算定。</p> <p>燃料の緒元</p> <table border="1" data-bbox="1209 1021 1612 1324"> <thead> <tr> <th></th> <th>MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2</th> <th>UO₂ (PWR) VEGA-3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Pellet diameter (mm)</td><td>12.4</td><td>8.05</td></tr> <tr><td>Pellet height (mm)</td><td>13</td><td>9.7</td></tr> <tr><td>Theoretical density (%)</td><td>95</td><td>95</td></tr> <tr><td>Density (g/cm³)</td><td>10.96</td><td>10.96</td></tr> <tr><td>Cladding inside diameter (mm)</td><td>12.7</td><td>8.22</td></tr> <tr><td>Cladding external diameter (mm)</td><td>14.6</td><td>9.5</td></tr> <tr><td>Burn up (GWd/t)</td><td>43</td><td>47</td></tr> <tr><td>Fissile Pu enrichment (wt%)</td><td>4.83</td><td>0</td></tr> <tr><td>Initial Pu enrichment (wt%)</td><td>5.66</td><td>0</td></tr> <tr><td>Pu after irradiation (wt%)</td><td>1.7</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>Initial ²³⁵U enrichment (wt%)</td><td>0.7</td><td>4.1</td></tr> <tr><td>²³⁵U after irradiation (wt%)</td><td>0.2</td><td>0.6</td></tr> </tbody> </table>		MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3	Pellet diameter (mm)	12.4	8.05	Pellet height (mm)	13	9.7	Theoretical density (%)	95	95	Density (g/cm ³)	10.96	10.96	Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22	Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5	Burn up (GWd/t)	43	47	Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0	Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0	Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9	Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1	²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6	
	MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3																																																																														
Pellet diameter (mm)	12.4	8.05																																																																														
Pellet height (mm)	13	9.7																																																																														
Theoretical density (%)	95	95																																																																														
Density (g/cm ³)	10.96	10.96																																																																														
Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22																																																																														
Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5																																																																														
Burn up (GWd/t)	43	47																																																																														
Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0																																																																														
Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0																																																																														
Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9																																																																														
Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1																																																																														
²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6																																																																														
	MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3																																																																														
Pellet diameter (mm)	12.4	8.05																																																																														
Pellet height (mm)	13	9.7																																																																														
Theoretical density (%)	95	95																																																																														
Density (g/cm ³)	10.96	10.96																																																																														
Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22																																																																														
Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5																																																																														
Burn up (GWd/t)	43	47																																																																														
Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0																																																																														
Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0																																																																														
Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9																																																																														
Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1																																																																														
²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6																																																																														

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																										
<p style="text-align: center;">添付資料 3. 1. 1. 8</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合、放出時間を用いている。</p> <p>1. NUREG-1465の放出割合、放出時間の適用性について</p> <p>NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉格納容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465で対象としているシーケンスを第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 NUREG-1465で対象としているシーケンス</p> <table border="1" data-bbox="324 603 795 1157"> <caption>Table 1.2 PWR Source Term Contributing Sequences</caption> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Sequence</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">Surry</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB'</td> <td>LOOP, no PCS and no AFWS</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>Interfacing system LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>SBO with RCP seal LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2D-ε</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">Zion</td> <td>S2D-φ</td> <td>SBLOCA with 6" hole in containment</td> </tr> <tr> <td>S1DCR</td> <td>LOCA (7"), no ECCS no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S2DCF1</td> <td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCF2</td> <td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td> </tr> <tr> <td>TMLU</td> <td>Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Oconee 3</td> <td>TMLE'</td> <td>SBO, no active ESF systems</td> </tr> <tr> <td>S1DCF</td> <td>LOCA (7"), no ESF systems</td> </tr> <tr> <td rowspan="11">Sequoyah</td> <td>S3HF1</td> <td>LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td> </tr> <tr> <td>S3HF2</td> <td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (6") with SBO</td> </tr> <tr> <td>T3A</td> <td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td> </tr> <tr> <td>ACD</td> <td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td> </tr> <tr> <td>S3B1</td> <td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S3H</td> <td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td> </tr> <tr> <td>SBO</td> <td>Station Blackout</td> <td>LOCA</td> <td>Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH</td> <td>Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF</td> <td>Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS</td> <td>CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOP</td> <td>Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第2表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。</p> <p>NUREG-1465の中でも述べられているように、NUREG-1465のソースタームは炉心熔融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断LOCA時にECCS注入およびCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。</p>	Plant	Sequence	Description	Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-ε	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	Zion	S2D-φ	SBLOCA with 6" hole in containment	S1DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLE'	SBO, no active ESF systems	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	S3B	LOCA (6") with SBO	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident	RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating	PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature	CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System	ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power	<p style="text-align: center;">添付資料 7. 2. 1. 1. 8</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合、放出時間を用いている。</p> <p>1. NUREG-1465の放出割合、放出時間の適用性について</p> <p>NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465で対象としているシーケンスを表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 NUREG-1465で対象としているシーケンス</p> <table border="1" data-bbox="1288 625 1691 1149"> <caption>Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences</caption> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Sequence</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">Surry</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB'</td> <td>LOOP, no PCS and no AFWS</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>Interfacing system LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>SBO with RCP seal LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2D-ε</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">Zion</td> <td>S2D-φ</td> <td>SBLOCA with 6" hole in containment</td> </tr> <tr> <td>S1DCR</td> <td>LOCA (7"), no ECCS no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S2DCF1</td> <td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCF2</td> <td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td> </tr> <tr> <td>TMLU</td> <td>Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Oconee 3</td> <td>TMLE'</td> <td>SBO, no active ESF systems</td> </tr> <tr> <td>S1DCF</td> <td>LOCA (7"), no ESF systems</td> </tr> <tr> <td rowspan="11">Sequoyah</td> <td>S3HF1</td> <td>LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td> </tr> <tr> <td>S3HF2</td> <td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (6") with SBO</td> </tr> <tr> <td>T3A</td> <td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td> </tr> <tr> <td>ACD</td> <td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td> </tr> <tr> <td>S3B1</td> <td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S3H</td> <td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td> </tr> <tr> <td>SBO</td> <td>Station Blackout</td> <td>LOCA</td> <td>Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH</td> <td>Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF</td> <td>Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS</td> <td>CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOP</td> <td>Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について表2のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。</p> <p>NUREG-1465の中でも述べられているように、NUREG-1465のソースタームは炉心熔融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断LOCA時にECCS注入及びCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。</p>	Plant	Sequence	Description	Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-ε	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	Zion	S2D-φ	SBLOCA with 6" hole in containment	S1DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLE'	SBO, no active ESF systems	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	S3B	LOCA (6") with SBO	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident	RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating	PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature	CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System	ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power	
Plant	Sequence	Description																																																																																																																																										
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																																										
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS																																																																																																																																										
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																																										
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																																										
	S2D-ε	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																																										
Zion	S2D-φ	SBLOCA with 6" hole in containment																																																																																																																																										
	S1DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS																																																																																																																																										
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																																										
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																																										
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment																																																																																																																																										
Oconee 3	TMLE'	SBO, no active ESF systems																																																																																																																																										
	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems																																																																																																																																										
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																																																																																										
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																																																																																										
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																																																																																										
	S3B	LOCA (6") with SBO																																																																																																																																										
	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment																																																																																																																																										
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS																																																																																																																																										
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates																																																																																																																																										
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS																																																																																																																																										
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation																																																																																																																																										
	SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident																																																																																																																																								
	RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating																																																																																																																																								
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature																																																																																																																																									
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System																																																																																																																																									
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power																																																																																																																																									
Plant	Sequence	Description																																																																																																																																										
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																																										
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS																																																																																																																																										
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																																										
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																																										
	S2D-ε	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																																										
Zion	S2D-φ	SBLOCA with 6" hole in containment																																																																																																																																										
	S1DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS																																																																																																																																										
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																																										
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																																										
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment																																																																																																																																										
Oconee 3	TMLE'	SBO, no active ESF systems																																																																																																																																										
	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems																																																																																																																																										
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																																																																																										
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																																																																																										
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																																																																																										
	S3B	LOCA (6") with SBO																																																																																																																																										
	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment																																																																																																																																										
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS																																																																																																																																										
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates																																																																																																																																										
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS																																																																																																																																										
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation																																																																																																																																										
	SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident																																																																																																																																								
	RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating																																																																																																																																								
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature																																																																																																																																									
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System																																																																																																																																									
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power																																																																																																																																									

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																						
<p>1 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p> <p>第2表 原子炉格納容器への放出割合（NUREG-1465 Table3.13）</p> <table border="1" data-bbox="224 303 918 542"> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Duration (Hours)</td><td>0.5</td><td>1.3</td><td>2.0</td><td>10.0</td></tr> <tr><td>Noble Gases**</td><td>0.05</td><td>0.95</td><td>0</td><td>0</td></tr> <tr><td>Halogens</td><td>0.05</td><td>0.35</td><td>0.25</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Alkali Metals</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.35</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Tellurium group</td><td>0</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.005</td></tr> <tr><td>Barium, Strontium</td><td>0</td><td>0.02</td><td>0.1</td><td>0</td></tr> <tr><td>Noble Metals</td><td>0</td><td>0.0025</td><td>0.0025</td><td>0</td></tr> <tr><td>Cerium group</td><td>0</td><td>0.0005</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> <tr><td>Lanthanides</td><td>0</td><td>0.0002</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> </tbody> </table> <p> * Values shown are fractions of core inventory. ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained. </p> <p>事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> Gap-Release/Early In-Vessel 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。 Ex-Vessel/Late In-Vessel 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。 <p>事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた大飯3号機及び4号機の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、第3表のとおりとなる。</p> <p>第3表 溶融を開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較</p> <table border="1" data-bbox="246 1037 873 1212"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAP</td> <td>0～約21分</td> <td>約21分～約1.4時間</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>0～30分</td> <td>30分～1.8時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>炉心溶融開始および原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。</p> <p>NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS(Advisory Committee on Reactor Safeguards)全体会議において</p>		Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0	Noble Gases**	0.05	0.95	0	0	Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1	Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1	Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0	Cerium group	0	0.0005	0.005	0	Lanthanides	0	0.0002	0.005	0		燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間	MAAP	0～約21分	約21分～約1.4時間	NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間	<p>1 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p> <p>表2 原子炉格納容器への放出割合（NUREG-1465 Table3.13）</p> <table border="1" data-bbox="1164 319 1792 574"> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Duration (Hours)</td><td>0.5</td><td>1.3</td><td>2.0</td><td>10.0</td></tr> <tr><td>Noble Gases**</td><td>0.05</td><td>0.95</td><td>0</td><td>0</td></tr> <tr><td>Halogens</td><td>0.05</td><td>0.35</td><td>0.25</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Alkali Metals</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.35</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Tellurium group</td><td>0</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.005</td></tr> <tr><td>Barium, Strontium</td><td>0</td><td>0.02</td><td>0.1</td><td>0</td></tr> <tr><td>Noble Metals</td><td>0</td><td>0.0025</td><td>0.0025</td><td>0</td></tr> <tr><td>Cerium group</td><td>0</td><td>0.0005</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> <tr><td>Lanthanides</td><td>0</td><td>0.0002</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> </tbody> </table> <p> * Values shown are fractions of core inventory. ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained. </p> <p>事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> Gap-Release/Early In-Vessel 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。 Ex-Vessel/Late In-Vessel 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。 <p>事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、表3のとおりとなる。</p> <p>表3 溶融を開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較</p> <table border="1" data-bbox="1187 1037 1747 1212"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAP</td> <td>0～約19分</td> <td>約19分～約1.0時間</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>0～30分</td> <td>30分～1.8時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>炉心溶融開始及び原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。</p> <p>NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS(Advisory Committee on Reactor Safeguards)全体会議において</p>		Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0	Noble Gases**	0.05	0.95	0	0	Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1	Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1	Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0	Cerium group	0	0.0005	0.005	0	Lanthanides	0	0.0002	0.005	0		燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間	MAAP	0～約19分	約19分～約1.0時間	NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間	
	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																				
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0																																																																																																																				
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0																																																																																																																				
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1																																																																																																																				
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1																																																																																																																				
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005																																																																																																																				
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0																																																																																																																				
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0																																																																																																																				
Cerium group	0	0.0005	0.005	0																																																																																																																				
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0																																																																																																																				
	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間																																																																																																																						
MAAP	0～約21分	約21分～約1.4時間																																																																																																																						
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間																																																																																																																						
	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																				
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0																																																																																																																				
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0																																																																																																																				
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1																																																																																																																				
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1																																																																																																																				
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005																																																																																																																				
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0																																																																																																																				
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0																																																																																																																				
Cerium group	0	0.0005	0.005	0																																																																																																																				
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0																																																																																																																				
	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間																																																																																																																						
MAAP	0～約19分	約19分～約1.0時間																																																																																																																						
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間																																																																																																																						

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。</p> <p>その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-2022(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。</p> <div data-bbox="280 430 891 534" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels. (ERI/NRC 02-202 第4章)</p> </div> <p>議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心の平均燃焼度50GWd/tを対象としている。</p> <p>専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合のうち高燃焼度燃料について、第4表に示す(ERI/NRC02-202Table 3.1)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種についてNUREG-1465と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465から大きく異なるような数値は提案されていない。</p> <p>以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けている。</p> <p>なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。</p> <p>2 ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</p> <div data-bbox="302 1204 873 1436" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 Release Fractions¹⁵</p> <p>The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.</p> <p>For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.</p> <p>¹⁵ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.</p> </div>	<p>議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。</p> <p>その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-202²(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。</p> <div data-bbox="1131 422 1892 542" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels. (ERI/NRC 02-202 第4章)</p> </div> <p>議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心平均燃焼度50GWd/tを対象としている。</p> <p>専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び原子炉格納容器内への放出割合のうち高燃焼度燃料について、参考1の表6及び表7に示す(ERI/NRC 02-202 Table 3.1及びTable 3.2)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。各フェーズの継続時間及び被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465の数値と概ね同程度とされている。また、その他の核種グループについては、NUREG-1465の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。</p> <p>以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けている。</p> <p>なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。</p> <p>² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</p> <div data-bbox="1220 1197 1825 1436" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 Release Fractions¹⁴</p> <p>The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.</p> <p>For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.</p> <p>¹⁴ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.</p> </div>	<p>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	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																														
<p style="text-align: center;">第4表 ERI/NRC 02-202における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)</p> <p>Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)^a</p> <table border="1" data-bbox="291 239 896 654"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>0.4 (0.5)¹</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07² (0.05)</td> <td>0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.63)</td> <td>0.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.35; 0.99TR (0.35)</td> <td>0.25 (0.25)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.25; 0.99TR (0.25)</td> <td>0.32 (0.35)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.005 (0)</td> <td>0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)</td> <td>0.40 (0.25)</td> <td>0.20 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.02 *** (0.02)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mn, Ti</td> <td>0</td> <td>0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR³</td> <td>0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR</td> <td>0; 0; 0.05; 0.05; TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR</td> <td>0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR</td> </tr> <tr> <td>Cesium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0.003)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>0</td> <td>0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.001; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (see group)⁴</td> <td>0; 0; 0; (0)</td> <td>0.0001; 0.002; 0.01 (0.0001)</td> <td>0.005; 0.01; 0.01 (0.001)</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Pr, Nd</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>V, Ni, Au, Co</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Nb</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Pu, Sm</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aNote that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t.</p> <p>¹The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).</p> <p>²TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>³NIP = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴Barium should not be listed the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCOR and INET (ORNL) experiments cited there show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁵Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into five subgroups.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel		0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ² (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.63)	0.3 (0)	0 (0)	Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.99TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.99TR (0.25)	0.32 (0.35)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)	Barium, Strontium	0 (0)	0.02 *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mn, Ti	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ³	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR	Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR	Cesium group	(0)	(0.0025)	(0.003)	(0)	Cs	0	0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.001; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Lanthanides (see group) ⁴	0; 0; 0; (0)	0.0001; 0.002; 0.01 (0.0001)	0.005; 0.01; 0.01 (0.001)	0; 0; 0 (0)	La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	V, Ni, Au, Co	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Nb	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	<p style="text-align: center;">【比較のため表6を再掲】</p> <p>表6 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (高燃焼度燃料)</p> <p>Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)^a</p> <table border="1" data-bbox="1232 239 1836 654"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>0.4 (0.5)¹</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07² (0.05)</td> <td>0.60; 0.60; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.6)</td> <td>0.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.35; 0.99TR (0.35)</td> <td>0.25 (0.25)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.25; 0.99TR (0.25)</td> <td>0.32 (0.35)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.005 (0)</td> <td>0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)</td> <td>0.40 (0.25)</td> <td>0.20 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.02 *** (0.02)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mn, Ti</td> <td>0</td> <td>0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR³</td> <td>0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR</td> <td>0; 0; 0.05; 0.05; TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR</td> <td>0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR</td> </tr> <tr> <td>Cesium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0.003)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>0</td> <td>0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.001; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (see group)⁴</td> <td>0; 0; 0; (0)</td> <td>0.0001; 0.002; 0.01 (0.0001)</td> <td>0.005; 0.01; 0.01 (0.001)</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Pr, Nd</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>V, Ni, Au, Co</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Nb</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Pu, Sm</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aNote that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t.</p> <p>Footnote Table 1</p> <p>¹The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).</p> <p>²TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>³NIP = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴Barium should not be listed the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCOR and INET (ORNL) experiments cited there show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁵Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into five subgroups.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel		0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ² (0.05)	0.60; 0.60; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.6)	0.3 (0)	0 (0)	Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.99TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.99TR (0.25)	0.32 (0.35)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)	Barium, Strontium	0 (0)	0.02 *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mn, Ti	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ³	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR	Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR	Cesium group	(0)	(0.0025)	(0.003)	(0)	Cs	0	0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.001; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Lanthanides (see group) ⁴	0; 0; 0; (0)	0.0001; 0.002; 0.01 (0.0001)	0.005; 0.01; 0.01 (0.001)	0; 0; 0 (0)	La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	V, Ni, Au, Co	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Nb	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	<p>相違理由</p> <p>設計の相違 ・泊はMOX燃料を採用</p>
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ² (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.63)	0.3 (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.99TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.99TR (0.25)	0.32 (0.35)	0.1 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0 (0)	0.02 *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mn, Ti	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ³	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR																																																																																																																																																																																												
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR																																																																																																																																																																																												
Cesium group	(0)	(0.0025)	(0.003)	(0)																																																																																																																																																																																												
Cs	0	0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.001; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Lanthanides (see group) ⁴	0; 0; 0; (0)	0.0001; 0.002; 0.01 (0.0001)	0.005; 0.01; 0.01 (0.001)	0; 0; 0 (0)																																																																																																																																																																																												
La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
V, Ni, Au, Co	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Nb	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ² (0.05)	0.60; 0.60; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.6)	0.3 (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.99TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.99TR (0.25)	0.32 (0.35)	0.1 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0 (0)	0.02 *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mn, Ti	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ³	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR																																																																																																																																																																																												
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR																																																																																																																																																																																												
Cesium group	(0)	(0.0025)	(0.003)	(0)																																																																																																																																																																																												
Cs	0	0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.001; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Lanthanides (see group) ⁴	0; 0; 0; (0)	0.0001; 0.002; 0.01 (0.0001)	0.005; 0.01; 0.01 (0.001)	0; 0; 0 (0)																																																																																																																																																																																												
La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
V, Ni, Au, Co	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Nb	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
<p>その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(SAND2011-0128³)</p> <p>希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料の放出割合は、第5表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。</p> <p>このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料の適用について否定されるものではないと考える。第6表にそれらのデータを整理した。</p> <p>3 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel</p>	<p>その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(SAND2011-0128³)</p> <p>希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及びMOX燃料の放出割合は、参考1の表8及び表9に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。</p> <p>このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用について否定されるものではないと考える。表4にそれらのデータを整理した。</p> <p>3 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel</p>	<p>設計の相違 ・泊はMOX燃料を採用</p>																																																																																																																																																																																														

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第5表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

Duration (hours)	Gap Release		In-vessel Release		Ex-vessel Release		Late In-vessel Release	
	0.22 (0.0)	4.5 (1.0)	4.5 (1.0)	4.8 (2.0)	4.8 (2.0)	143 (10)	143 (10)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups								
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.04 (0.05)	0.011 (0)	0.011 (0)	0.011 (0)	0.011 (0)	0.011 (0)	0.011 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.07 (0.05)	0.011 (0.25)	0.011 (0.25)	0.011 (0.25)	0.011 (0.25)	0.011 (0.25)	0.011 (0.25)
Alkali Metals (Na, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.25)	0.02 (0.25)	0.02 (0.25)	0.02 (0.25)	0.02 (0.25)	0.02 (0.25)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	0.003 (0.10)	0.003 (0.10)	0.003 (0.10)	0.003 (0.10)	0.003 (0.10)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.25)	0.003 (0.25)	0.003 (0.25)	0.003 (0.25)	0.003 (0.25)	0.003 (0.25)	0.003 (0.25)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.06 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.01 (0.0025)
Noble Metals (Ru, Rh, Pd, Ag)	-	0.006 (0.0025)	-	-	-	-	-	-
Lanthanides (Ce, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)
Actinide Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁵ (5x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (5x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (5x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (5x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (5x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (5x10 ⁻⁵)	1.5x10 ⁻⁵ (5x10 ⁻⁵)

第6表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC	SAND
		02-202 (高燃焼度燃料)*	2011-0128 (高燃焼度燃料)
希ガス類	1.0	1.0	0.97
よう素類	0.75	0.85	0.60
Cs類	0.75	0.75	0.31

* 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183、ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。

大飯3、4号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、大飯3、4号炉の燃料棒最高燃焼度は61GWd/tであり、R.G. 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、大飯3、4号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においてはNUREG-1465の数値を用いた。

表4 全放出期間での原子炉格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC	ERI/NRC	SAND	SAND
		02-202 (高燃焼燃料)≡	02-202 (MOX燃料)≡	2011-0128 (高燃焼燃料)	2011-0128 (MOX燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.98
よう素	0.75	0.85	0.82	0.80	0.82
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

* 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183、ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。

燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/t、MOX燃料で45GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、燃料棒最高燃焼度はウラン燃焼で61GWd/t、MOX燃料で53GWd/tであり、Regulatory Guide 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の原子炉格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においてはNUREG-1465の数値を用いた。

記載箇所の相違
 ・酒は(参考1)に記載

設計の相違

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP 解析での評価の比較について</p> <p>「大破断LOCA時にECCS注入およびCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果とMAAP解析での評価結果についての比較を第7表にまた、比較方法を第8表に示す。</p> <p>今回の評価では、NUREG-1465に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>一方、MAAPコードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>炉心から原子炉格納容器外への放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。これは、MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。</p>	<p>2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP解析での評価の比較について</p> <p>「大破断LOCA時にECCS注入及び格納容器スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果とMAAP解析での評価結果についての比較を表5に、また、比較方法を図1に示す。</p> <p>今回の評価では、NUREG-1465に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>一方、MAAPコードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>炉心から原子炉格納容器内への放出割合については、今回の評価結果をMAAPコードによる評価結果と比較すると、数値が小さい核種もあり、すべての核種に対しては保守的ではない。しかし、放出放射線量評価に直接寄与する原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価結果をMAAPコードによる評価結果と比較すると、数値が大きくなっており、保守的な結果となっている。これは、MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。</p>	<p>評価結果の相違</p>

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

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第7表 MAAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較

MAAPコードによる評価 ^{※1}	今回の評価 (NUREG-1465に基づく) ^{※1}	希ガス類	ヨウ素類 ^{※2}	Cs類 ^{※2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類
CV内への放出割合	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.3×10 ⁻¹	9.2×10 ⁻¹	8.0×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻²	8.0×10 ⁻²	3.7×10 ⁻³	4.6×10 ⁻⁴
CV外への放出割合	CV外への放出割合	8.9×10 ⁻⁶	2.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁶	6.0×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁶	6.9×10 ⁻⁶	8.7×10 ⁻⁶
今回の評価	今回の評価	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻¹	7.5×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻³	5.5×10 ⁻³	5.2×10 ⁻³
(NUREG-1465に基づく) ^{※1}	(NUREG-1465に基づく) ^{※1}	1.1×10 ⁻⁵	3.6×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁴	8.9×10 ⁻⁶	3.5×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶

※1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。
 ※2 MAAPコードによるCs類の放出割合の評価においては、放出割合・放出時間の異なるCsIとCsOHそれぞれについて評価し、CsIとCsOHそれぞれの放出量の評価結果を合計してCs類の評価結果としている。

表5 MAAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較^{※1}

MAAPコードによる評価	今回の評価	希ガス類	ヨウ素類 ^{※2}	Cs類 ^{※2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類
CV内への放出割合	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.6×10 ⁻¹	9.2×10 ⁻¹	8.0×10 ⁻¹	3.4×10 ⁻²	7.2×10 ⁻²	2.3×10 ⁻³	3.9×10 ⁻⁴
CV外への放出割合	CV外への放出割合	9.6×10 ⁻³	3.0×10 ⁻⁴	1.9×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁶	6.9×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁶	4.7×10 ⁻⁶	7.4×10 ⁻⁶
今回の評価	今回の評価	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻¹	7.5×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻³	5.5×10 ⁻³	5.2×10 ⁻³
今回の評価	今回の評価	1.1×10 ⁻²	3.6×10 ⁻⁴	2.0×10 ⁻⁴	8.0×10 ⁻⁶	3.2×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶	1.4×10 ⁻⁶

※1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。
 ※2 Csのように入換の化学形態 (CsOH, CsIグループ) を有する核種については、Csの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態のグループの放出割合を合計している。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について)

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第8表 MAAPコードによる放出量と本評価による放出量の比較方法</p>	<p>図1 MAAPコードによるソースターム解析をした評価方法と本評価による放出量の比較方法</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について)

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																															
	(参考1)	資料構成の相違																																																																																															
	<p>表6 ERI/WRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (高燃焼度燃料)</p> <p>Table 3.1 PWR Releases into Containment (High Burnup Fuel)¹</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>04 (0.5)²</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (14.0)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.07; 1.07; 0.07; 112³ (0.0)</td> <td>4.0; 1.0; 0.4; 0.4; 0.05; 1.0TR (0.0)</td> <td>4.3 (4)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.03 (0.0)</td> <td>0.35; 0.97TR (0.1)</td> <td>0.25 (0.2)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05 (0.0)</td> <td>0.25; 0.97TR (0.1)</td> <td>0.35 (0.3)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.045 (0)</td> <td>0.19; 0.30; 0.30; 0.15; 0.77R (0.0)</td> <td>0.40 (0.2)</td> <td>0.24 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.12; 0.04 (0.0)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>0 (0.0)</td> <td>0 (0.0)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mo, Tc</td> <td>0</td> <td>0.15; 0.3; 0.3; 1.3; 0.77R⁴</td> <td>0.0; 0.0; 0.1; 4.2; TR</td> <td>0.0; 0.0; 0.0; TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; 0.27R</td> <td>0.002; 0.02; 0.42; 0.02; TR</td> <td>0.01; 0.01; 0.01; 0.16; TR</td> </tr> <tr> <td>Cerium group</td> <td>(0)</td> <td>0 (0.0)</td> <td>0 (0.0)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.41; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.000; 1.000; 1.001; 0.012; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.41; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.01; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.41; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (see group⁵)</td> <td>0; 0; 0; (0)</td> <td>1.000; 0.40; 0.0 (0.002)</td> <td>0.005; 0.41; 0.41 (0.005)</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Gd, Nd</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.02TR</td> <td>0.00; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Y, Nd, Am, Cm</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.002TR</td> <td>0.00; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Sm</td> <td>0; 0</td> <td>0.001; 0.02TR</td> <td>0.00; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Pm, Sn</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.002TR</td> <td>0.00; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the post-accident analysis work performed for core data was uniformly burned mostly to 19 GWd.</p> <p>Footnotes Table 3.1</p> <p>¹ The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.1.1).</p> <p>² TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the progression phase to the early in-vessel phase.</p> <p>³ ND = No entry; the panel neither concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. YERCOG and HVE (ORNL) experiments show that more than 50% release from the fuel can be delivered to the atmosphere. Simulink has a 10% share for barium and 2% to the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁵ Three panel members stated the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, with two panel members subdivided the group into five subgroups.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	04 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (14.0)		Noble Gases	0.05; 0.07; 1.07; 0.07; 112 ³ (0.0)	4.0; 1.0; 0.4; 0.4; 0.05; 1.0TR (0.0)	4.3 (4)	0 (0)	Halogens	0.03 (0.0)	0.35; 0.97TR (0.1)	0.25 (0.2)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.05 (0.0)	0.25; 0.97TR (0.1)	0.35 (0.3)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.045 (0)	0.19; 0.30; 0.30; 0.15; 0.77R (0.0)	0.40 (0.2)	0.24 (0.10)	Barium, Strontium	0 (0)	0.12; 0.04 (0.0)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	0 (0.0)	0 (0.0)	(0)	Mo, Tc	0	0.15; 0.3; 0.3; 1.3; 0.77R ⁴	0.0; 0.0; 0.1; 4.2; TR	0.0; 0.0; 0.0; TR	Ru, Rh, Pd	0	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; 0.27R	0.002; 0.02; 0.42; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.16; TR	Cerium group	(0)	0 (0.0)	0 (0.0)	(0)	Ce	0	0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.41; 0.01; TR	0	Pu, Zr	0	0.000; 1.000; 1.001; 0.012; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.41; 0.01; TR	0	Np	0	0.01; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.41; 0.01; TR	0	Lanthanides (see group ⁵)	0; 0; 0; (0)	1.000; 0.40; 0.0 (0.002)	0.005; 0.41; 0.41 (0.005)	0; 0; 0 (0)	La, Eu, Gd, Nd	0; 0	0.002; 0.02TR	0.00; TR	0; TR	Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.002; 0.002TR	0.00; TR	0; TR	Sm	0; 0	0.001; 0.02TR	0.00; TR	0; TR	Pm, Sn	0; 0	0.002; 0.002TR	0.00; TR	0; TR	
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																													
04 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (14.0)																																																																																														
Noble Gases	0.05; 0.07; 1.07; 0.07; 112 ³ (0.0)	4.0; 1.0; 0.4; 0.4; 0.05; 1.0TR (0.0)	4.3 (4)	0 (0)																																																																																													
Halogens	0.03 (0.0)	0.35; 0.97TR (0.1)	0.25 (0.2)	0.2 (0.1)																																																																																													
Alkali Metals	0.05 (0.0)	0.25; 0.97TR (0.1)	0.35 (0.3)	0.1 (0.1)																																																																																													
Tellurium group	0.045 (0)	0.19; 0.30; 0.30; 0.15; 0.77R (0.0)	0.40 (0.2)	0.24 (0.10)																																																																																													
Barium, Strontium	0 (0)	0.12; 0.04 (0.0)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																													
Noble Metals	(0)	0 (0.0)	0 (0.0)	(0)																																																																																													
Mo, Tc	0	0.15; 0.3; 0.3; 1.3; 0.77R ⁴	0.0; 0.0; 0.1; 4.2; TR	0.0; 0.0; 0.0; TR																																																																																													
Ru, Rh, Pd	0	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; 0.27R	0.002; 0.02; 0.42; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.16; TR																																																																																													
Cerium group	(0)	0 (0.0)	0 (0.0)	(0)																																																																																													
Ce	0	0.002; 0.005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.41; 0.01; TR	0																																																																																													
Pu, Zr	0	0.000; 1.000; 1.001; 0.012; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.41; 0.01; TR	0																																																																																													
Np	0	0.01; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.41; 0.01; TR	0																																																																																													
Lanthanides (see group ⁵)	0; 0; 0; (0)	1.000; 0.40; 0.0 (0.002)	0.005; 0.41; 0.41 (0.005)	0; 0; 0 (0)																																																																																													
La, Eu, Gd, Nd	0; 0	0.002; 0.02TR	0.00; TR	0; TR																																																																																													
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.002; 0.002TR	0.00; TR	0; TR																																																																																													
Sm	0; 0	0.001; 0.02TR	0.00; TR	0; TR																																																																																													
Pm, Sn	0; 0	0.002; 0.002TR	0.00; TR	0; TR																																																																																													
	<p>表7 ERI/WRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (MOX燃料)</p> <p>Table 3.12 MOX Releases into Containment¹</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.3)²</td> <td>1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.3 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)</td> <td>0.65; 0.65; 0.75; 0.3; 0.95 TR³ (0.0)</td> <td>0; 4.2; 0.3; 0.3; TR (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)</td> <td>0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.3)</td> <td>0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.2)</td> <td>0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)</td> <td>0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.1)</td> <td>0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.3)</td> <td>0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)</td> <td>0.1; 0.15; 0.3; 0.3; 0.77R (0.0)</td> <td>0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.2)</td> <td>0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>NE⁴; NE; NE; 0; 0 (0)</td> <td>NE; NE; NE; 0.01; 0.1 (0.0)</td> <td>NE; NE; NE; 0.1; 0.1 (0.1)</td> <td>NE; NE; NE; 0; 0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>0 (0.0)</td> <td>0 (0.0)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mo, Tc</td> <td>NE; NE; NE; 0; 0</td> <td>NE; NE; NE; 0.1; 0.1</td> <td>NE; NE; NE; 0.01; 0.01</td> <td>NE; NE; NE; 0.1; 0.1</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>NE; NE; NE; 0; 0</td> <td>NE; NE; NE; 0.05; 0.1</td> <td>NE; NE; NE; 0.01; 0.01</td> <td>NE; NE; NE; 0.01; 0.01</td> </tr> <tr> <td>Cerium group</td> <td>(0)</td> <td>0 (0.0)</td> <td>0 (0.0)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>NE; NE; NE; 0; 0</td> <td>NE; NE; NE; NE; 0.01</td> <td>NE; NE; NE; 0.01; 0.01</td> <td>NE; NE; NE; NE; 0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>NE; NE; NE; 0; 0</td> <td>NE; NE; NE; NE; 0.001</td> <td>NE; NE; NE; 0.001; 0.001</td> <td>NE; NE; NE; NE; 0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>NE; NE; NE; 0; 0</td> <td>NE; NE; NE; NE; 0.01</td> <td>NE; NE; NE; 0.01; 0.02</td> <td>NE; NE; NE; NE; 0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides</td> <td>NE; NE; NE; 0; 0 (0)</td> <td>NE; NE; NE; NE; 0.005 (0.002)</td> <td>NE; NE; NE; NE; 0.01 (0.005)</td> <td>NE; NE; NE; NE; 0 (0)</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.1.1).</p> <p>² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.</p> <p>³ NE = No entry; the panel neither concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴ The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.3) ²	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.3 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)		Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)	0.65; 0.65; 0.75; 0.3; 0.95 TR ³ (0.0)	0; 4.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)	Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.3)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.2)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)	Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.1)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.3)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)	Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.3; 0.77R (0.0)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.2)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)	Barium, Strontium	NE ⁴ ; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; 0.01; 0.1 (0.0)	NE; NE; NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE; NE; NE; 0; 0 (0)	Noble Metals	(0)	0 (0.0)	0 (0.0)	(0)	Mo, Tc	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0.1; 0.1	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; 0.1; 0.1	Ru, Rh, Pd	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0.05; 0.1	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	Cerium group	(0)	0 (0.0)	0 (0.0)	(0)	Ce	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; NE; 0	Pu, Zr	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.001	NE; NE; NE; 0.001; 0.001	NE; NE; NE; NE; 0	Np	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.02	NE; NE; NE; NE; 0	Lanthanides	NE; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; NE; 0.005 (0.002)	NE; NE; NE; NE; 0.01 (0.005)	NE; NE; NE; NE; 0 (0)																					
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																													
0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.3) ²	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.3 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)																																																																																														
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)	0.65; 0.65; 0.75; 0.3; 0.95 TR ³ (0.0)	0; 4.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)																																																																																													
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.3)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.2)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)																																																																																													
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.0)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.1)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.3)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)																																																																																													
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.3; 0.77R (0.0)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.2)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)																																																																																													
Barium, Strontium	NE ⁴ ; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; 0.01; 0.1 (0.0)	NE; NE; NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE; NE; NE; 0; 0 (0)																																																																																													
Noble Metals	(0)	0 (0.0)	0 (0.0)	(0)																																																																																													
Mo, Tc	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0.1; 0.1	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; 0.1; 0.1																																																																																													
Ru, Rh, Pd	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0.05; 0.1	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.01																																																																																													
Cerium group	(0)	0 (0.0)	0 (0.0)	(0)																																																																																													
Ce	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; NE; 0																																																																																													
Pu, Zr	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.001	NE; NE; NE; 0.001; 0.001	NE; NE; NE; NE; 0																																																																																													
Np	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.02	NE; NE; NE; NE; 0																																																																																													
Lanthanides	NE; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; NE; 0.005 (0.002)	NE; NE; NE; NE; 0.01 (0.005)	NE; NE; NE; NE; 0 (0)																																																																																													

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について)

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

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表8 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.54 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	-	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁶ (2x10 ⁻⁶)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁶ (5x10 ⁻⁶)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-

表9 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出 (MOX燃料)

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻⁴ (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁴ (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁶ (0.0002)	3 x10⁻⁴ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁶ (0.0005)	5 x10⁻⁴ (0.005)	-

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p style="text-align: center;">(参考)</p> <p style="text-align: center;">各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中でNUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。</p> <p>環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算値を第9-1表に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を第9-2表に示す。</p> <p>MOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されているTe類やRu類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。</p> <p style="text-align: center;">第9-1表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131等価量換算)</p> <table border="1" data-bbox="315 874 819 1155"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約 0.0</td><td>0</td></tr> <tr><td>ヨウ素類</td><td>約 7.7×10¹³</td><td>62</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>約 1.9×10¹³</td><td>16</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>約 4.2×10¹²</td><td>3</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>約 7.7×10¹²</td><td>6</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>約 4.9×10¹¹</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>約 9.4×10¹²</td><td>8</td></tr> <tr><td>La類</td><td>約 5.7×10¹²</td><td>5</td></tr> <tr><td>合計</td><td>約 1.2×10¹⁴</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 0.0	0	ヨウ素類	約 7.7×10 ¹³	62	Cs類	約 1.9×10 ¹³	16	Te類	約 4.2×10 ¹²	3	Ba類	約 7.7×10 ¹²	6	Ru類	約 4.9×10 ¹¹	<1	Ce類	約 9.4×10 ¹²	8	La類	約 5.7×10 ¹²	5	合計	約 1.2×10 ¹⁴	100	<p style="text-align: center;">(参考2)</p> <p style="text-align: center;">各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中でNUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。</p> <p>環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算値を表10に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を表11に示す。I-131等価量換算はハロゲン（ヨウ素類）が約55%、Ce類が約15%、Cs類が約12%、La類が約12%、その他が約7%となっており、γ線エネルギー0.5MeV換算は希ガス類が91%、ハロゲン（ヨウ素類）が7%、Cs類が2%、その他が約1%となっている。</p> <p>なお、MOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されているTe類やRu類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。</p> <p style="text-align: center;">表10 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131等価量換算)</p> <table border="1" data-bbox="1256 868 1767 1251"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1, 2) (Bq)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Xe類</td><td>0.0E+00</td><td>0</td></tr> <tr><td>I類</td><td>8.2E+13</td><td>55</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>1.7E+13</td><td>12</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>3.8E+12</td><td>3</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>6.1E+12</td><td>4</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>5.9E+11</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>2.2E+13</td><td>15</td></tr> <tr><td>La類</td><td>1.7E+13</td><td>12</td></tr> <tr><td>合計</td><td>1.5E+14</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)	Xe類	0.0E+00	0	I類	8.2E+13	55	Ce類	1.7E+13	12	Te類	3.8E+12	3	Ba類	6.1E+12	4	Ru類	5.9E+11	<1	Ce類	2.2E+13	15	La類	1.7E+13	12	合計	1.5E+14	100	<p>記載方針の相違</p>
核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 0.0	0																																																												
ヨウ素類	約 7.7×10 ¹³	62																																																												
Cs類	約 1.9×10 ¹³	16																																																												
Te類	約 4.2×10 ¹²	3																																																												
Ba類	約 7.7×10 ¹²	6																																																												
Ru類	約 4.9×10 ¹¹	<1																																																												
Ce類	約 9.4×10 ¹²	8																																																												
La類	約 5.7×10 ¹²	5																																																												
合計	約 1.2×10 ¹⁴	100																																																												
核種グループ	放出放射能 (注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)																																																												
Xe類	0.0E+00	0																																																												
I類	8.2E+13	55																																																												
Ce類	1.7E+13	12																																																												
Te類	3.8E+12	3																																																												
Ba類	6.1E+12	4																																																												
Ru類	5.9E+11	<1																																																												
Ce類	2.2E+13	15																																																												
La類	1.7E+13	12																																																												
合計	1.5E+14	100																																																												

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について)

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>第9-2表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (ガンマ線エネルギー0.5MeV換算)</p> <table border="1" data-bbox="309 323 862 619"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 1.0×10^{16}</td> <td>92</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類</td> <td>約 6.1×10^{14}</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約 1.7×10^{14}</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約 2.9×10^{13}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約 2.0×10^{13}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約 8.6×10^{11}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約 1.3×10^{12}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約 3.7×10^{12}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 1.1×10^{16}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 1.0×10^{16}	92	ヨウ素類	約 6.1×10^{14}	6	Cs類	約 1.7×10^{14}	2	Te類	約 2.9×10^{13}	<1	Ba類	約 2.0×10^{13}	<1	Ru類	約 8.6×10^{11}	<1	Ce類	約 1.3×10^{12}	<1	La類	約 3.7×10^{12}	<1	合計	約 1.1×10^{16}	100	<p>表11 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (ガンマ線エネルギー0.5MeV換算)</p> <table border="1" data-bbox="1245 323 1787 730"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1, 2) (Bq)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Xe類</td> <td>$9.7E+15$</td> <td>91</td> </tr> <tr> <td>I類</td> <td>$6.7E+14$</td> <td>7</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>$1.7E+14$</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>$3.1E+13$</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>$1.7E+13$</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>$9.9E+11$</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>$1.1E+12$</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>$3.9E+12$</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>$9.5E+15$</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)	Xe類	$9.7E+15$	91	I類	$6.7E+14$	7	Cs類	$1.7E+14$	2	Te類	$3.1E+13$	<1	Ba類	$1.7E+13$	<1	Ru類	$9.9E+11$	<1	Ce類	$1.1E+12$	<1	La類	$3.9E+12$	<1	合計	$9.5E+15$	100	
核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 1.0×10^{16}	92																																																												
ヨウ素類	約 6.1×10^{14}	6																																																												
Cs類	約 1.7×10^{14}	2																																																												
Te類	約 2.9×10^{13}	<1																																																												
Ba類	約 2.0×10^{13}	<1																																																												
Ru類	約 8.6×10^{11}	<1																																																												
Ce類	約 1.3×10^{12}	<1																																																												
La類	約 3.7×10^{12}	<1																																																												
合計	約 1.1×10^{16}	100																																																												
核種グループ	放出放射能 (注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)																																																												
Xe類	$9.7E+15$	91																																																												
I類	$6.7E+14$	7																																																												
Cs類	$1.7E+14$	2																																																												
Te類	$3.1E+13$	<1																																																												
Ba類	$1.7E+13$	<1																																																												
Ru類	$9.9E+11$	<1																																																												
Ce類	$1.1E+12$	<1																																																												
La類	$3.9E+12$	<1																																																												
合計	$9.5E+15$	100																																																												

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.9</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、NUPEC とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。</p> <p>このモデルの概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での重力沈降速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、大飯発電所3号機及び4号機の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。</p> $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.94 \times 10^{-3} \text{ (1/時)}$ <p> λ_d : 自然沈着率 (1/s) V_d : 重力沈降速度 (m/s) A_f : 原子炉格納容器床面積 (m²) (大飯発電所3号機及び4号機 1,452 m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m³) (大飯発電所3号機及び4号機 72,900 m³) </p> <p>ここで、V_d の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。</p> $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ <p> r_p : エアロゾル半径(m) ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³) ρ_g : 気体の密度(kg/m³) g : 重力加速度(m/s²) μ_g : 気体の粘度(Pa・s) </p> <p>各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載され</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.9</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、NUPEC とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。</p> <p>このモデルの概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での重力沈降速度を k_g とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所3号機の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。</p> $\lambda_d = k_g \frac{A_f}{V_g}$ <p> λ_d : 自然沈着率 (1/s) k_g : 重力沈降速度 (m/s) A_f : 原子炉格納容器床面積(m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積(m³) </p> <p>ここで、k_g の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。</p> $k_g = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ <p> r_p : エアロゾル半径(m) ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³) ρ_g : 気体の密度(kg/m³) g : 重力加速度(m/s²) μ_g : 気体の粘度(Pa・s) </p> <p>各パラメータの値を表1にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載されて</p>	