

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>ている値である。</p> <p style="text-align: center;">第1表 評価に用いたパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="226 268 965 491"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>エアロゾル半径 r_p (m)</td> <td>0.5×10^{-6}</td> <td>粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル密度 ρ_p (kg/m³)</td> <td>3.2×10^3</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> <tr> <td>気体の密度 ρ_g (kg/m³)</td> <td>—</td> <td>エアロゾル密度と比べ小さいため無視</td> </tr> <tr> <td>重力加速度 g (m/s²)</td> <td>9.8</td> <td>理科年表より</td> </tr> <tr> <td>気体の粘度 μ_g (Pa·s)</td> <td>1.8×10^{-5}</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> </tbody> </table> <p>(参考) NUPEC「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）」 抜粋</p> <p>(1)自然沈着</p> <ul style="list-style-type: none"> 希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 無機ヨウ素（ガス） 9.0×10^{-4} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$となる。 $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log\left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5}\right) = 9.0 \times 10^{-4} (1/s)$ CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) $1 \mu\text{m}$の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。 $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_pg}{9\mu_g}$ $= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6}/2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} (\text{m/s})$ $\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1/s)$ Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。 	パラメータ	値	備考	エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定	エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より	気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視	重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より	気体の粘度 μ_g (Pa·s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より	<p>いる値である。</p> <p style="text-align: center;">表1 評価に用いたパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="1131 256 1856 512"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CV床面積 (m²)</td> <td>1250</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>CV自由体積 (m³)</td> <td>85500</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル半径 r_p (m)</td> <td>0.5×10^{-6}</td> <td>粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル密度 ρ_p (kg/m³)</td> <td>3.2×10^3</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> <tr> <td>気体の密度 ρ_g (kg/m³)</td> <td>—</td> <td>エアロゾル密度と比べ小さいため無視</td> </tr> <tr> <td>重力加速度 g (m/s²)</td> <td>9.8</td> <td>理科年表より</td> </tr> <tr> <td>気体の粘度 μ_g (Pa·s)</td> <td>1.8×10^{-5}</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> </tbody> </table> <p>(参考) NUPEC「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）」 抜粋</p> <p>(1)自然沈着</p> <ul style="list-style-type: none"> 希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 無機ヨウ素（ガス） 9.0×10^{-4} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$となる。 $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log\left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5}\right) = 9.0 \times 10^{-4} (1/s)$ CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) $1 \mu\text{m}$の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。 $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_pg}{9\mu_g}$ $= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6}/2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} (\text{m/s})$ $\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1/s)$ Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。 	パラメータ	値	備考	CV床面積 (m ²)	1250	設計値	CV自由体積 (m ³)	85500	設計値	エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定	エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より	気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視	重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より	気体の粘度 μ_g (Pa·s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より	
パラメータ	値	備考																																										
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定																																										
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より																																										
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視																																										
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より																																										
気体の粘度 μ_g (Pa·s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より																																										
パラメータ	値	備考																																										
CV床面積 (m ²)	1250	設計値																																										
CV自由体積 (m ³)	85500	設計値																																										
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定																																										
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より																																										
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視																																										
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より																																										
気体の粘度 μ_g (Pa·s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より																																										

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 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について）

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 3.1.1.10</p> <p style="text-align: center;">スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>重大事故時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。</p> <p>このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。</p> <p>1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式</p> <p>米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。</p> <p>この評価式は、米国新設プラント (US-APWR、AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。</p> $\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$ <p> λ_s : スプレイ除去速度 h : スプレイ液滴落下高さ V_s : スプレイ領域の体積 F : スプレイ流量 E : 捕集効率 D : スプレイ液滴直径 </p> <p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について</p> <p>今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.10</p> <p style="text-align: center;">スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。</p> <p>このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。</p> <p>1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式</p> <p>米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。</p> <p>この評価式は、米国新設プラント (US-APWR、AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。</p> $\lambda_s = \frac{3hFE}{2VD}$ <p> λ_s : スプレイ除去速度[h⁻¹] V : スプレイ領域の体積[m³] E : 捕集効率[-] </p> <p> h : スプレイ液滴落下高さ[m] F : スプレイ流量[m³/h] D : スプレイ液滴直径[m] </p> <p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について</p> <p>スプレイの効率を表すパラメータとして、単一液滴による除去効率を表すパラメータである捕集効率 E をスプレイ液滴直径 D で除した値 E/D が用いられる。一般的にスプレイ液滴直径が小さいほど E/D の値は大きくなる傾向にあり、本設スプレイ相当では E/D は 10m⁻¹ 以上確保できるとされている (SRP6.5.2)。ただし、本設に比べ流量が少なくなると想定される代替スプレイの実施時には E/D は低下することが考えられる。</p> <p>今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。</p>	<p>記載方針の相違</p>

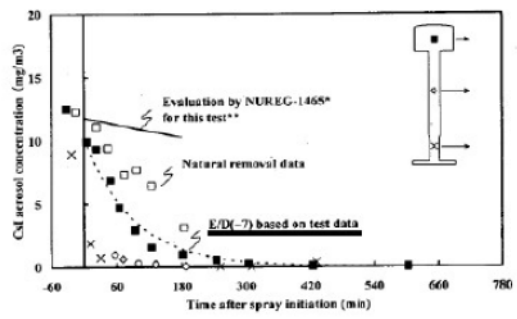
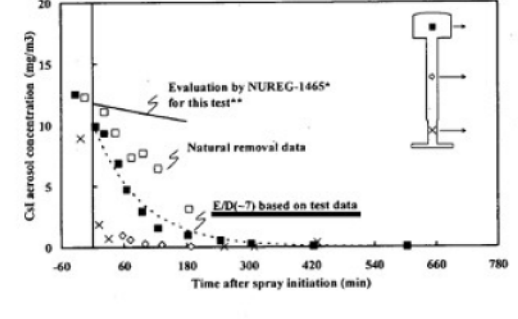
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) NUPEC 試験</p> <p>「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 では DF50 到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 と設定した。</p>	<div data-bbox="1198 199 1814 678" style="text-align: center;"> <p>スプレイ液滴直径 D : 小 ⇒ 表面積/体積 : 大 ⇒ スプレイ効率 E/D : 大</p> <p>スプレイ液滴直径 D : 大 ⇒ 表面積/体積 : 小 ⇒ スプレイ効率 E/D : 小</p> </div> <p style="text-align: center; background-color: yellow;">図 スプレイ効率について</p> <p>(1) NUPEC 試験</p> <p>「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書平成15年3月財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 では DF50 到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 と設定した。</p>	

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮 (拡散泳動) によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。</p>  <p>*スプレイによる除去係数およびこれに含まれる捕集効率Eと液滴直径Dの比</p> $\lambda_{spr} = \frac{3hfE}{2VD}$ $E/D = 1(m^{-1})$ <p>**代表的なPWR条件</p> <p>$h = 18(m)$ $V = 12.2(m^3)$ $F = 0.020(m^3/hr)$</p>	<p>さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮 (拡散泳動) によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。</p>  <p>*スプレイによる除去係数およびこれに含まれる捕集効率Eと液滴直径Dの比</p> $\lambda_{spr} = \frac{3hfE}{2VD}$ $E/D = 1(m^{-1})$ <p>**代表的なPWR条件</p> <p>$h = 18(m)$ $V = 12.2(m^3)$ $F = 0.020(m^3/hr)$</p>	
<p>図3.2-12 PWR模擬試験 (基本条件) 結果とNUREG-1465評価値との比較</p>	<p>図3.2-12 PWR模擬試験 (基本条件) 結果とNUREG-1465評価値との比較</p>	
<p>(2) 大飯発電所3号機及び4号機への適用</p>	<p>(2) 泊発電所3号炉への適用</p>	
<p>大飯発電所3号機及び4号機の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7としている。</p>	<p>泊発電所3号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 [m⁻¹]としている。</p>	
<p>NUPEC 模擬試験では、PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5mm の条件の下で、E/D=7 との結果が得られている。</p>	<p>NUPEC の試験では PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5mm の条件の下で、E/D=7 [m⁻¹] との結果が得られている。</p>	<p>記載方針の相違</p>
<p>CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる (添付-1 参照)。</p>	<p>CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径Dは大きく影響を与えることがわかる (添付 1 参照)。</p>	
<p>よって、NUPEC の試験結果である E/D=7 を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5mm を上回らないことを確認する必要がある。</p>	<p>よって、NUPEC の試験結果である E/D=7 [m⁻¹] を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5mm を上回らないことを確認する必要がある。</p>	
<p>スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、大飯発電所3号機及び4号機の場合、スプレイ粒径 1.5mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量 120m³/h が必要である。今回の評価で用いた大飯発電所3号機及び4号機の代替格納容器スプレイ流量 130m³/h (> 120m³/h) であり、スプレイ粒径 1.5mm 以下を達成できているため、E/D=7 を適用することは妥当である。</p>	<p>スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、泊発電所3号炉の場合、スプレイ粒径 1.5mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量 100m³/h が必要である。今回の評価で用いた泊発電所3号炉の代替格納容器スプレイ流量 140m³/h (> 100m³/h) であり、スプレイ粒径 1.5mm 以下を達成できているため、E/D=7 を適用することは妥当である。</p>	<p>設計の相違</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 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉

添付-1 CSE データ（“Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” Nuclear Technology Vol.10, 1971）

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	a	a	a	a	b	c
Drop MMD, μ ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300
Spray solution	e	e	f	e	f	f

^aSpraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone. ^d525 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone. ^e3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone. ^f3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.
^eMass median diameter.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ _s Observed, min ^{-1a}			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.
^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4、A-6 及び A-7 での” Particulate Iodine” の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

泊発電所3号炉

添付 1

CSE データ（“Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” Nuclear Technology Vol.10, 1971）

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	a	a	a	a	b	c
Drop MMD, μ ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300
Spray solution	e	e	f	e	f	f

^aSpraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone. ^d525 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone. ^e3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone. ^f3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.
^eMass median diameter.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ _s Observed, min ^{-1a}			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.
^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4、A-6 及び A-7 での” Particulate Iodine” の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

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

7.2.1.1 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 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について）

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 3.1.1.11</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率については、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事故シーケンスである「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」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合 最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t \cdot \rho_d}{\Delta P_d \cdot \rho_t}}$ <p>L : 漏えい率 L_d : 設計漏えい率 ΔP : 原子炉格納容器内外差圧 ρ : 原子炉格納容器内密度 d : 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t : 添え字“t”は事故時の状態を表す</p> <p>(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合 圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.11</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>Cs-137 の放出量評価に用いる原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、炉心溶融が早く、事象進展中、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「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」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合 最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象で使用）より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t \cdot \rho_d}{\Delta P_d \cdot \rho_t}}$ <p>L: 漏えい率 L_d: 設計漏えい率 ΔP: 原子炉格納容器内外差圧 ρ: 原子炉格納容器内密度 d: 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t: 添え字“t”は事故時の状態を表す</p> <p>(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合 圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。</p>	<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）

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 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$\frac{L_i}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_i} \cdot \frac{2k_i}{k_i-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{1}{k_i}} - \frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \frac{2k_i}{k_i-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{2}{k_i}} - \left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{k_i+1}{k_i}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \\ \left(\frac{\Delta P_i}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ <p> P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak} : 漏えい口出口での圧力 ρ_{leak} : 漏えい口出口での気体密度 μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 P_{atm} : 大気圧 </p> $\frac{P_{leak,i}}{P_i} = \max \left(\left(\frac{2}{k_i+1} \right)^{\frac{k_i}{k_i-1}}, \frac{P_{atm}}{P_i} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$	$\frac{L_i}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_i} \cdot \frac{2k_i}{k_i-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{1}{k_i}} - \frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \frac{2k_i}{k_i-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{2}{k_i}} - \left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{k_i+1}{k_i}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \\ \left(\frac{\Delta P_i}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ <p> P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak} : 漏えい口出口での圧力 ρ_{leak} : 漏えい口出口での気体密度 μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 P_{atm} : 大気圧 </p> $\frac{P_{leak,i}}{P_i} = \max \left(\left(\frac{2}{k_i+1} \right)^{\frac{k_i}{k_i-1}}, \frac{P_{atm}}{P_i} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$	<p>圧縮性流体（層流）</p> <p>圧縮性流体（乱流）</p> <p>差圧流</p>
<p>原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.43MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.142%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率0.16%/日に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約0.54MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。</p> <p>なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。</p>	<p>原子炉格納容器からの漏えい率を図1に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を図2に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.36MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.144%/d）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/d一定に設定している。この時、漏えい率0.16%/dに対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、図3に示すとおり約0.40MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧力解析結果に対して余裕を見込んでいる。</p> <p>なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。</p>	<p>解析結果の相違 記載表現の相違 ・単位「%/d」で統一</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）

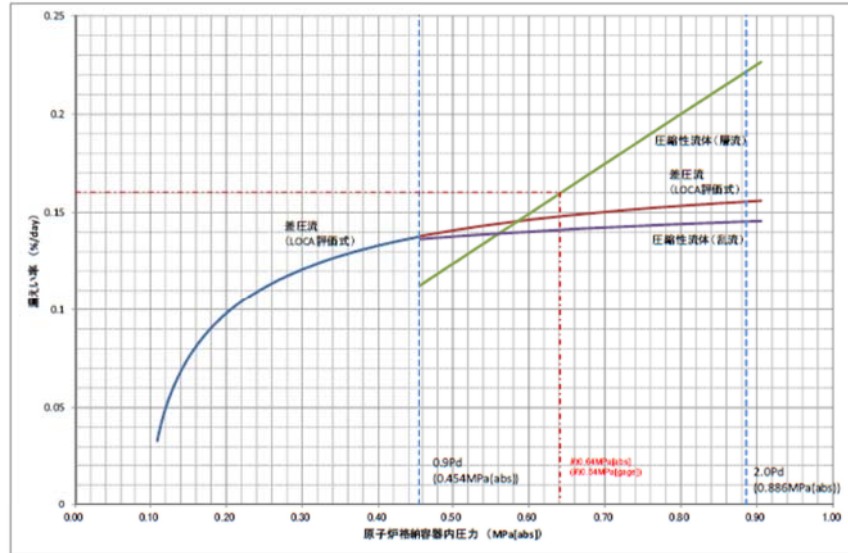
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/day)</p> <p>時間(hr)</p> <p>— 解析値 — 評価使用値(0.16%/day)</p>	<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/d)</p> <p>時間 (時)</p> <p>— 解析値 — 評価使用値(0.16%/d)</p>	
<p>第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率</p>	<p>図1 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率</p>	
<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/day)</p> <p>時間(hr)</p> <p>※ 漏えい率を比較しやすい様、縦軸を0.08%/day~0.16%/dayに拡大している</p>	<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/d)</p> <p>時間 (時)</p> <p>※ 漏えい率を比較しやすい様、縦軸を0.08%/d~0.18%/dに拡大している</p>	
<p>第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率（算出式別）</p>	<p>図2 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率（算出式別）</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3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

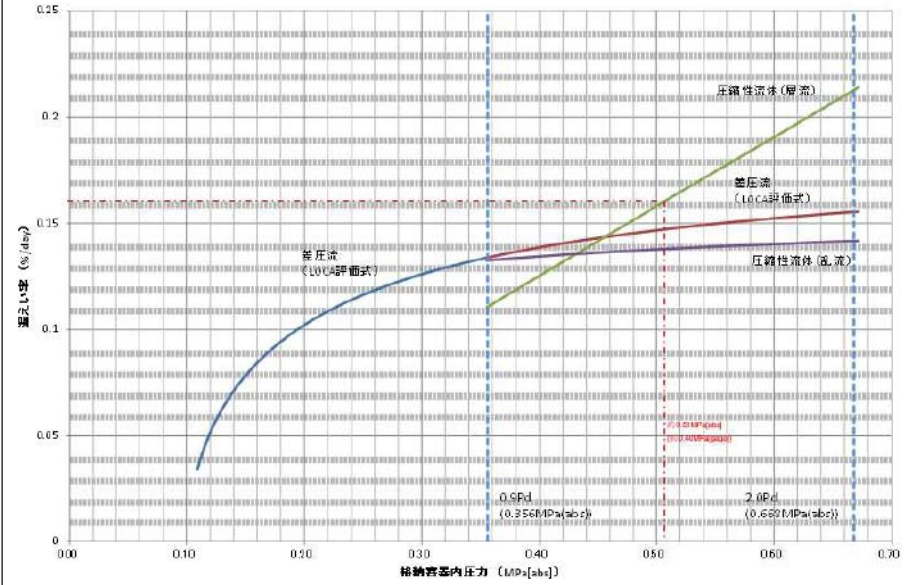


図5 原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

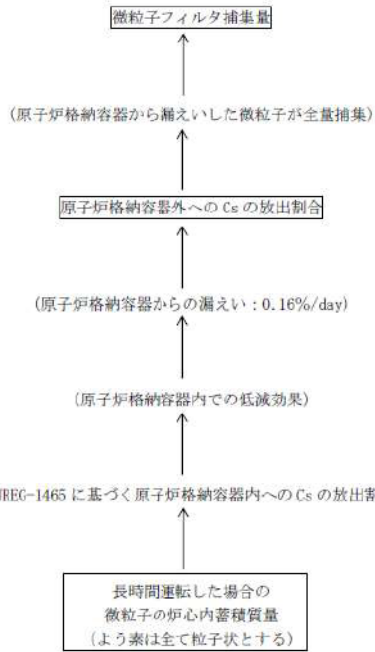
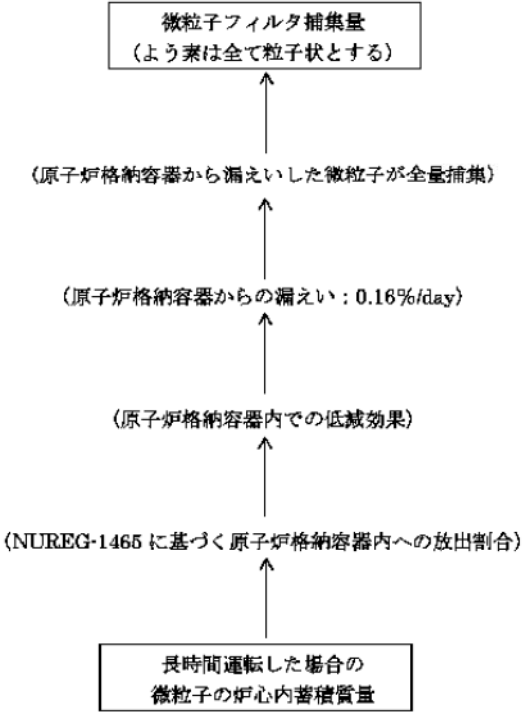
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.1.12</p> <p style="text-align: center;">アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタ除去効率の設定について</p> <p>アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が 99.97%以上であることを確認している。</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。</p> <p>a. 温度及び湿度条件について</p> <p>放出放射能評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアンユラス内の温度が上昇する。アンユラス内温度は最高で 70℃程度までの上昇であるため、大飯発電所3号炉及び4号炉アンユラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アンユラス空気浄化設備起動後は、アンユラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。</p> <p>したがって、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <p>b. 保持容量について</p> <p>大飯発電所3号機及び4号機のアンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 3.9 kg/台（3枚）である。評価期間中に原子炉格納容器からアンユラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 1.2 kg である。</p> <p>これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第3表及び第1図参照）</p> <p>したがって、アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>第1表 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td>微粒子フィルタ</td> <td>アンユラス空気浄化設備</td> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td>約 1.2 kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td>約 3.9 kg</td> </tr> </table> </div>	微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 1.2 kg	保持容量	約 3.9 kg	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.1.1.12</p> <p style="text-align: center;">アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について</p> <p>アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が 99.97%以上であることを確認している。</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。</p> <p>a. 温度及び湿度条件について</p> <p>放出放射能評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアンユラス内の温度が上昇する。アンユラス内温度は最高で 120℃程度までの上昇であるため、アンユラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アンユラス空気浄化設備起動後は、アンユラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。</p> <p>したがって、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <p>b. 保持容量について</p> <p>アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 8.9kg/台（6枚）である。評価期間中に原子炉格納容器からアンユラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 0.9kg である。（表1参照）</p> <p>これは、安定核種も踏まえて、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を考慮せず、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（表2及び図1参照）</p> <p>したがって、アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>表1 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td>微粒子フィルタ</td> <td>アンユラス空気浄化設備</td> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td>約0.9kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td>約8.9kg</td> </tr> </table> </div>	微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約0.9kg	保持容量	約8.9kg	<p>相違理由</p> <p>評価結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊ベースケースではエアロゾル粒子の捕集効果を見込むが、本評価は保守的にエアロゾル粒子の捕集効果を見込んでいないことを明確化</p>
微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 1.2 kg													
保持容量	約 3.9 kg													
微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約0.9kg													
保持容量	約8.9kg													

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 7.2.1.1.12 アンニラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>第2表 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1" data-bbox="443 239 766 577"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>炉心内蓄積質量 (kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素類 (よう素)</td> <td>約 2.7E+01 (約 2.5E+01)</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 4.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 7.3E+01</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 3.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 1.1E+03</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 1.5E+03</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 1.5E+03</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 4.9E+03</td> </tr> </tbody> </table>  <p>第1図 アンニラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程</p>	核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	約 2.7E+01 (約 2.5E+01)	Cs 類	約 4.0E+02	Te 類	約 7.3E+01	Ba 類	約 3.0E+02	Ru 類	約 1.1E+03	Ce 類	約 1.5E+03	La 類	約 1.5E+03	合計	約 4.9E+03	<p>表2 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1" data-bbox="1308 217 1738 539"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>炉心内蓄積質量 (kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素類 (よう素)</td> <td>約2.1E+01 (約2.0E+01)</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約3.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約5.0E+01</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約2.1E+02</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約6.9E+02</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約9.4E+02</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約1.0E+03</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約3.2E+03</td> </tr> </tbody> </table>  <p>図1 アンニラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程</p>	核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	約2.1E+01 (約2.0E+01)	Cs類	約3.0E+02	Te類	約5.0E+01	Ba類	約2.1E+02	Ru類	約6.9E+02	Ce類	約9.4E+02	La類	約1.0E+03	合計	約3.2E+03	
核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	約 2.7E+01 (約 2.5E+01)																																					
Cs 類	約 4.0E+02																																					
Te 類	約 7.3E+01																																					
Ba 類	約 3.0E+02																																					
Ru 類	約 1.1E+03																																					
Ce 類	約 1.5E+03																																					
La 類	約 1.5E+03																																					
合計	約 4.9E+03																																					
核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	約2.1E+01 (約2.0E+01)																																					
Cs類	約3.0E+02																																					
Te類	約5.0E+01																																					
Ba類	約2.1E+02																																					
Ru類	約6.9E+02																																					
Ce類	約9.4E+02																																					
La類	約1.0E+03																																					
合計	約3.2E+03																																					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

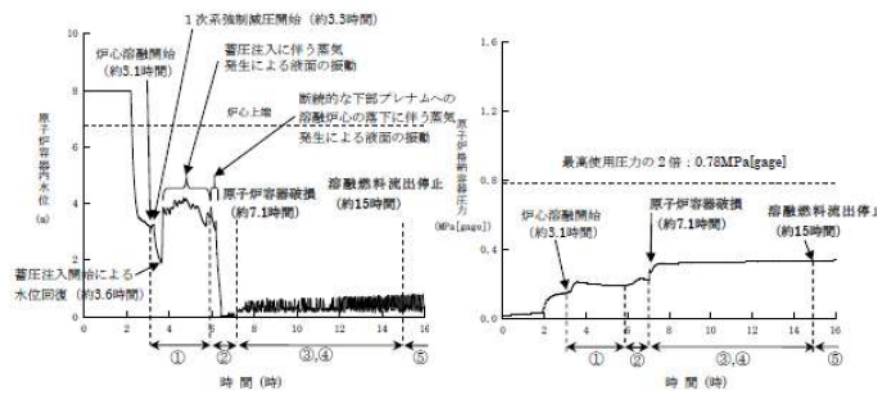
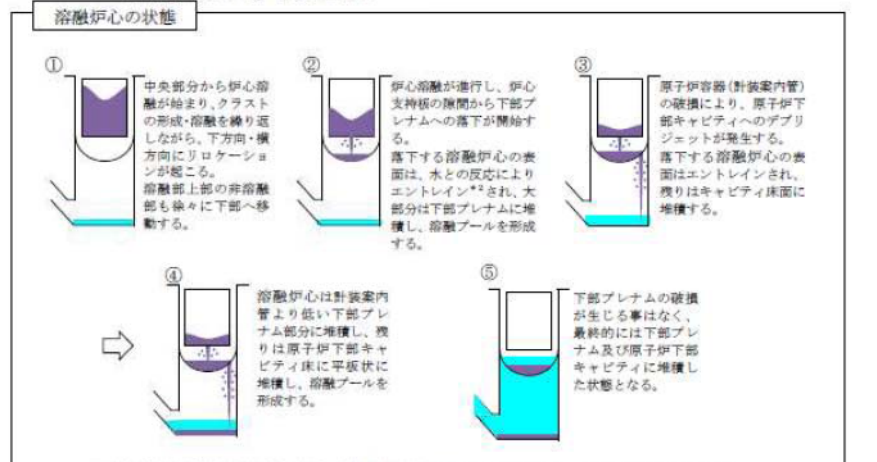
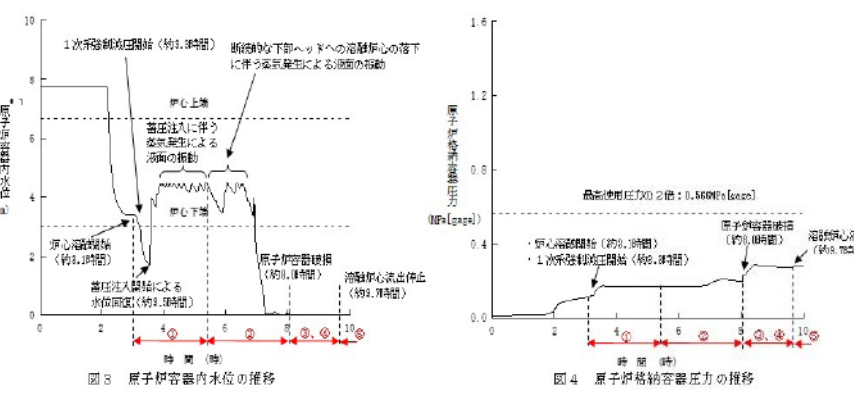
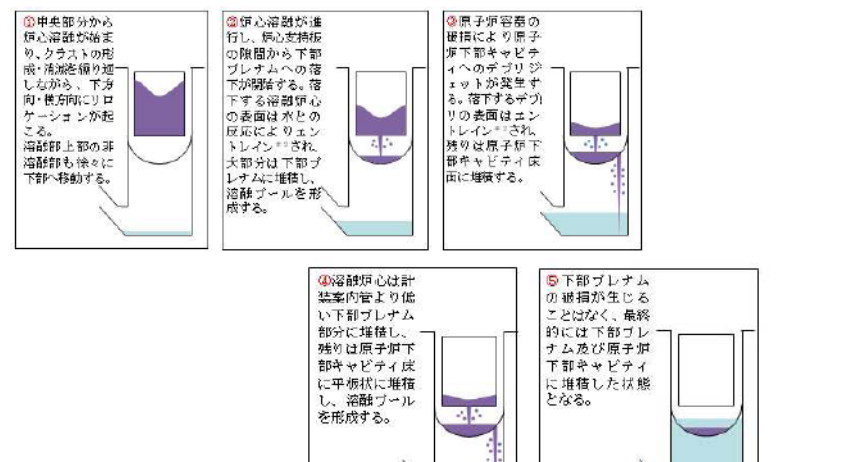
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

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 3.1.1.13</p> <p style="text-align: center;">雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧・過温破損） 解析結果における燃料挙動について</p> <p>格納容器過圧破損（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）及び格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）の解析結果における燃料挙動について次頁以降に示す。</p> <p>1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） 「大破断LOCA時に高圧注入機能、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」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="212 590 571 925"> <p style="text-align: center;">原子炉容器水位*1の推移(MAAP)</p> <p>*1：コード上は1次冷却材低温側配管下端部からの水位を構築している。（気泡炉心水位）</p> </div> <div data-bbox="582 590 974 925"> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器雰囲気温度の推移(MAAP)</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="224 1005 448 1372"> <p>① 中央部から炉心溶融が始まり、クラストの形成・溶融を繰り返しながら、下方・横方向にリレーションが広がる。溶融炉心上部の非溶融部も徐々に下部へ移動する。</p> </div> <div data-bbox="459 1005 683 1372"> <p>② 炉心溶融が進行し、炉心支持板の間隙から下部プレナムへの落下が始まる。落下する溶融炉心の表面は、水との反応によりエントレインメントされ、大部分は下部プレナムに堆積し、溶融プールを形成する。</p> </div> <div data-bbox="694 1005 918 1372"> <p>③ 原子炉容器（射線案内管）の破損により、キャビティの形成により、キャビティへの溶融炉心落下が始まる。落下する溶融炉心の表面はエントレインメントされ、残りはキャビティ表面に堆積する。</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="224 1212 448 1372"> <p>④ 溶融炉心は射線案内管より低い下部プレナム部分に堆積し、残りは原子炉下部キャビティ表面に厚皮状に堆積し、溶融プールを形成する。</p> </div> <div data-bbox="459 1212 683 1372"> <p>⑤ 下部プレナム底部が破損し、溶融炉心の原子炉下部キャビティ表面への落下量が増加する。</p> </div> <div data-bbox="694 1212 918 1372"> <p>⑥ 最終的に溶融炉心の全量がキャビティに落下する。</p> </div> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;">*2：溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.13</p> <p style="text-align: center;">雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 解析結果における燃料挙動について</p> <p>格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）及び格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）の解析結果における燃料挙動について次頁以降に示す。</p> <p>1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="1075 558 1456 925"> <p style="text-align: center;">図1 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*1：1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> </div> <div data-bbox="1467 558 1859 925"> <p style="text-align: center;">図2 原子炉格納容器圧力の推移</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="1254 973 1478 1181"> <p>① 中央部から炉心溶融が始まり、クラストの形成・溶融を繰り返しながら、下方・横方向にリレーションが広がる。溶融炉心上部の非溶融部も徐々に下部へ移動する。</p> </div> <div data-bbox="1489 973 1713 1181"> <p>② 炉心溶融が進行し、炉心支持板の間隙から下部プレナムへの落下が始まる。落下する溶融炉心の表面は、水との反応によりエントレインメントされ、残りはキャビティ表面に堆積し、溶融プールを形成する。</p> </div> <div data-bbox="1724 973 1948 1181"> <p>③ 原子炉容器の破損により原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下のデブリが広がる。落下する溶融炉心の表面はエントレインメントされ、残りはキャビティ表面に堆積し、溶融プールを形成する。</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="1254 1197 1478 1404"> <p>④ 溶融炉心は射線案内管より低い下部プレナム部分に堆積し、残りは原子炉下部キャビティ表面に厚皮状に堆積し、溶融プールを形成する。</p> </div> <div data-bbox="1489 1197 1713 1404"> <p>⑤ 下部プレナム底部の破損が先立し、原子炉下部キャビティ表面への落下量が増加する。</p> </div> <div data-bbox="1724 1197 1948 1404"> <p>⑥ 最終的に溶融炉心の全量がキャビティに落下する。</p> </div> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;">*2：溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 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 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</p>  <p>原子炉格納容器内水位の推移 (MAAP)</p> <p>原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)</p> <p>*1：コード上は1次冷却材低温側配管下部からの水位を模擬している。（気泡炉心水位）</p> <p>溶解炉心の状態</p>  <p>*2：溶解炉心と水との反応によりデブリ表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態。</p>	<p>2. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動</p>  <p>原子炉格納容器内水位の推移</p> <p>原子炉格納容器圧力の推移</p> <p>*1：1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>*2：溶解炉心と水との反応により溶解炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと</p>	

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

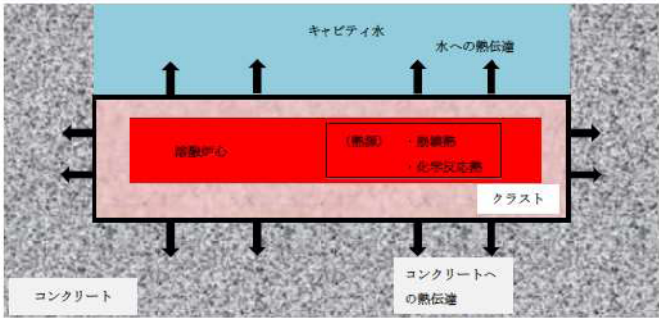
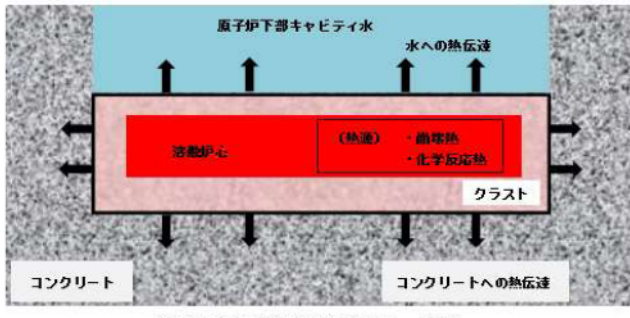
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 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 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. MAAPの燃料リロケーションモデルについて</p> <p>MAAPの溶融燃料挙動モデルについては、TMI事故を模擬したベンチマーク解析と事故データとを比較した結果、燃料の挙動を適切に模擬できることを確認しており、大飯3、4号炉についても適用できる。</p> <p>MAAPコードでは、炉心をR-Zの2次元ノードで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料棒、燃料被覆管、制御棒、構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。</p> <p>まず、下側ノードに空隙が存在する場合、下方向へのリロケーション量を計算する。ここで、リロケーション速度は膜流及び管流として計算される。</p> <p>膜流は、円柱状の燃料棒の外側を膜状の流れであり、溶融炉心の膜流の厚さ、膜面積、燃料棒の径及び重力加速度より、リロケーション量を計算する。</p> <p>管流の場合は、当該ノードの溶融炉心の縦方向の厚さ、溶融炉心の密度、重力加速度によりリロケーション量を計算する。</p> <p>次に、横方向のノードに空隙が存在する場合、溶融炉心密度、重力加速度、圧力損失、摩擦力のバランスからリロケーション量を計算する。</p> <p>リロケーション後は、各ノードについて溶融デブリ、冷却材や周囲の構造物及び気体との熱伝達、炉心デブリの酸化反応熱など、質量及びエネルギーバランス計算を行う。ここで、溶融炉心が冷却され再固化する場合に、サブチャンネル流路が閉塞することも模擬しており、その場合、冷却材や水蒸気の流動計算において、閉塞流路として取り扱っている。</p> <p>溶融炉心が下部炉心支持板に達する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。この時の落下速度については、下部炉心支持板上部と下部の圧力差及び下部炉心支持板上部の溶融炉心の堆積厚さから計算する。落下する溶融炉心は、逆円錐の形状をとり、下部プレナムの冷却材との接触により一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは下部プレナムの底に堆積する。</p> <p>さらに、原子炉容器の破損に至る場合は、溶融炉心は破損口から原子炉下部キャビティに落下する。この時の落下速度については、炉心支持板からの落下と同様であり、圧力差と堆積厚さから計算する。「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」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</p>	<p>3. MAAP上の燃料のリロケーションモデルについて</p> <p>MAAPの溶融燃料挙動モデルについては、TMI事故を模擬したベンチマーク解析と事故データとを比較した結果、燃料の挙動を適切に模擬できることを確認しており、泊3号炉についても適用できる。</p> <p>MAAPでは、炉心をR-Zの2次元ノードで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料棒、燃料被覆管、制御棒、構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。</p> <p>まず、下側ノードに空隙が存在する場合、下方向へのリロケーション量を計算する。ここで、リロケーション速度は膜流及び管流として計算される。</p> <p>膜流は、円柱状の燃料棒の外側を膜状の流れであり、溶融炉心の膜流の厚さ、膜面積、燃料棒の径及び重力加速度より、リロケーション量を計算する。</p> <p>管流の場合は、当該ノードの溶融炉心の縦方向の厚さ、溶融炉心の密度、重力加速度によりリロケーション量を計算する。</p> <p>次に、横方向のノードに空隙が存在する場合、溶融炉心密度、重力加速度、圧力損失、摩擦力のバランスからリロケーション量を計算する。</p> <p>リロケーション後は、各ノードについて溶融デブリ、冷却材や周囲の構造物及び気体との熱伝達、炉心デブリの酸化反応熱など、質量及びエネルギーバランス計算を行う。ここで、溶融炉心が冷却され再固化する場合に、サブチャンネル流路が閉塞することも模擬しており、その場合、冷却材や水蒸気の流動計算において、閉塞流路として取り扱っている。</p> <p>溶融炉心が下部炉心支持板に達する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。この時の落下速度については、下部炉心支持板上部と下部の圧力差及び下部炉心支持板上部の溶融炉心の堆積厚さから計算する。落下する溶融炉心は、逆円錐の形状をとり、下部プレナムの冷却材との接触により一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは下部プレナムの底に堆積する。</p> <p>さらに、原子炉容器の破損に至る場合は、溶融炉心は破損口から原子炉下部キャビティに落下する。この時の落下速度については、炉心支持板からの落下と同様であり、圧力差と堆積厚さから計算する。「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」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</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 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 原子炉下部キャビティ落下後の溶融炉心の挙動について</p> <p>下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、一部はエントレイン（水との反応により溶融炉心表面が剥離し、粒子状となり、水中に混入）され、水に熱伝達しつつ水中を浮遊し、床面に堆積する。残りの溶融デブリは原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積する。</p> <p>溶融炉心の拡がりについては、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がるとしている。また、原子炉下部キャビティに堆積した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ水及びコンクリートと接触することにより冷却されクラスト(殻)を形成する。</p> <p>溶融炉心と周囲の物質との熱伝達については、発熱源としては、溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応等の化学反応熱を考慮している。吸熱源としては、溶融炉心上面の水及び原子炉下部キャビティ床のコンクリートを考慮している。溶融炉心と水の熱伝達は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）におけるバーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式である Kutateladze 相関式（係数は SWISS 実験に基づく値）を用いて計算している。また、溶融炉心とコンクリートの熱伝達は接触及び輻射により行われ、その熱伝達係数は、ACE 実験及び SURC 実験に基づく値を使用している。</p> <p>このように、溶融炉心、水、コンクリートの間の伝熱計算により、それぞれの温度が求められ、コンクリート温度が、そのコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリート侵食が発生する。</p> <p>ここで、溶融炉心からの熱伝達は、上面に水がある場合とない場合で上面への伝熱量が大きく異なり、水がない場合は気体への熱伝達がわずかであることから原子炉下部キャビティ底への伝熱が優位となり、コンクリートの温度上昇への寄与が大きく、コンクリート侵食が生じる。一方、溶融炉心が水没している場合は、水への伝熱が優位となり、コンクリート温度の上昇は抑えられ、その結果、コンクリートの侵食はわずかとなる。</p>  <p>(参考) 溶融デブリの熱伝達イメージ図</p>	<p>4. 原子炉下部キャビティ落下後の溶融炉心の挙動について</p> <p>下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、一部はエントレイン（水との反応により溶融炉心表面が剥離し、粒子状となり、水中に混入）され、水に熱伝達しつつ水中を浮遊し、床面に堆積する。残りの溶融デブリは原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積する。</p> <p>溶融炉心の拡がりについては、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がるとしている。また、原子炉下部キャビティに堆積した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ水及びコンクリートと接触することにより冷却されクラスト（殻）を形成する。</p> <p>溶融炉心と周囲の物質との熱伝達については、発熱源としては、溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応等の化学反応熱を考慮している。吸熱源としては、溶融炉心上面の水及び原子炉下部キャビティ床のコンクリートを考慮している。溶融炉心と水の熱伝達は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）におけるバーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式である Kutateladze 相関式（係数は SWISS 実験に基づく値）を用いて計算している。また、溶融炉心とコンクリートの熱伝達は接触及び輻射により行われ、その熱伝達係数は、ACE 実験及び SURC 実験に基づく値を使用している。</p> <p>このように、溶融炉心、水、コンクリートの間の伝熱計算により、それぞれの温度が求められ、コンクリート温度が、そのコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリート侵食が発生する。</p> <p>ここで、溶融炉心からの熱伝達は、上面に水がある場合とない場合で上面への伝熱量が大きく異なり、水がない場合は気体への熱伝達がわずかであることから原子炉下部キャビティ底への伝熱が優位となり、コンクリートの温度上昇への寄与が大きく、コンクリート侵食が生じる。一方、溶融炉心が水没している場合は、水への伝熱が優位となり、コンクリート温度の上昇は抑えられ、その結果、コンクリートの侵食はわずかとなる。</p>  <p>(参考) 溶融炉心の熱伝達イメージ図</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

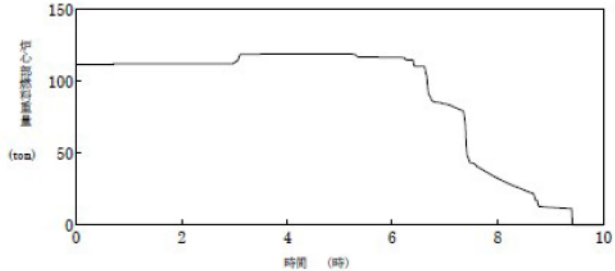
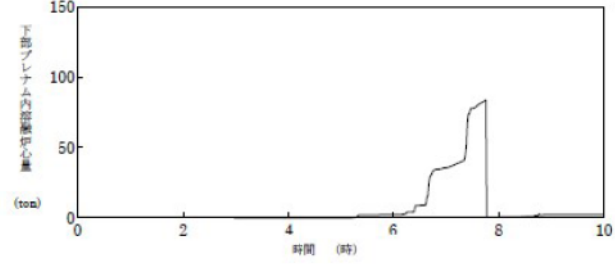
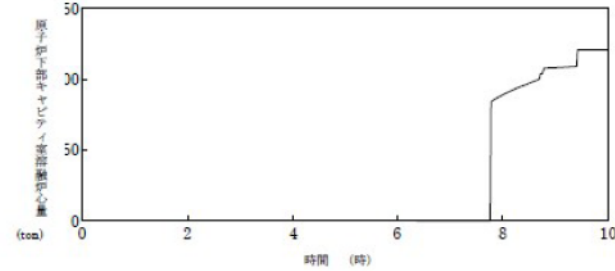
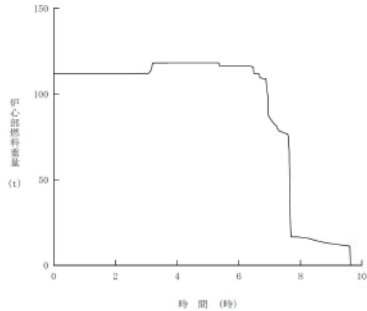
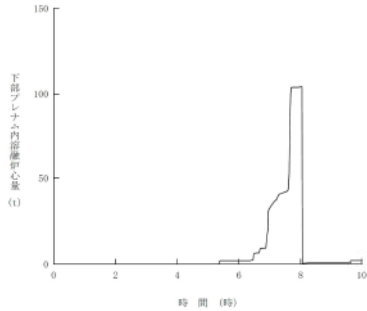
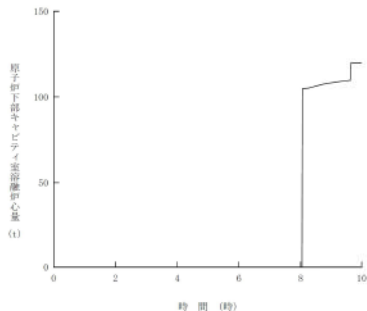
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【以下、大飯3，4で同様の記載がないため高浜3 / 4号炉の記載】</p> <p>5. 原子炉容器に残存した溶融燃料の冷却について</p> <p>格納容器過圧破損事象、格納容器過温破損事象の両評価事故シーケンスともに、事象発生後、炉心溶融に至り、炉内の溶融燃料は下部プレナムへ落下し、さらに、原子炉容器破損後には破損口を通じて原子炉下部キャビティ室へ落下する。溶融燃料の多くは原子炉容器破損後に原子炉下部キャビティ室へ落下するものの、過温破損事象に見られるように、一部の溶融燃料はクラスト状となり下部プレナムにとどまる場合がある。</p> <p>今回の解析においては、両シーケンスとも1次冷却材の格納容器内への放出に伴い格納容器圧力が上昇するが、いずれも炉心損傷後30分の時点から開始する恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器代替スプレイ及び24時間後から開始する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度が過度に上昇することなく抑制される。以下では、溶融炉心の移行挙動に応じた原子炉格納容器冷却の状況を、溶融燃料が原子炉容器内に保持される傾向にある過温破損事象シーケンスについて示す。</p> <p>(1) 溶融炉心の移行挙動</p> <p>図1～3の過温破損シーケンスにおける溶融炉心量推移の解析結果について示すとおり、溶融燃料は炉心部から下部プレナムへ順次移行し、原子炉容器破損後原子炉キャビティ室へ落下している。</p> <p>また、過温破損事象シーケンスの解析結果では、図4に示すとおり、事象後期においても一部の溶融燃料がクラストとして下部プレナム部に残存しているが、その量は全溶融デブリの約2%とわずかである。</p> <p>(2) 溶融炉心の冷却及び格納容器の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融燃料が原子炉容器内に保持されている期間 <p>炉心部或いは下部プレナムにおける溶融燃料と冷却材との接触により発生する飽和蒸気、及び過熱蒸気が格納容器内に放出される。これにより、格納容器圧力は上昇するが、格納容器内雰囲気はスプレイにより飽和状態が維持される。</p> 原子炉容器破損（溶融燃料が下部プレナムから原子炉キャビティ室へ落下）後 <p>溶融燃料が下部プレナムから原子炉キャビティ室へ落下すれば、原子炉容器破損までに原子炉キャビティ室に形成された水プールにおいて溶融燃料は冷却される。このため、原子炉キャビティ室の雰囲気は飽和蒸気状態となっている。</p> <p>原子炉キャビティ室水位の原子炉容器下部への到達までの間は、原子炉キャビティ室において発生した飽和蒸気が原子炉容器破損口から流入し、原子炉容器内の構造物によるヒートシンク除熱と相まって原子炉容器内の溶融燃料は冷却される（図5，6）。この際に過熱蒸気が発生するが、原子炉格納容器はスプレイにより原子炉格納容器雰囲気は飽和状態が維持される（図7）。</p> <p>また、原子炉キャビティ室の水位が原子炉容器下部に到達（図4）することにより、炉内の残存</p> 	<p>5. 原子炉容器に残存した溶融燃料の冷却について</p> <p>格納容器過圧破損事象、格納容器過温破損事象の両評価事故シーケンスともに、事象発生後、炉心溶融に至り、炉内の溶融燃料は下部プレナムへ落下し、さらに、原子炉容器破損後には破損口を通じて原子炉下部キャビティ室へ落下する。溶融燃料の多くは原子炉容器破損後に原子炉下部キャビティ室へ落下するものの、過温破損事象に見られるように、一部の溶融燃料はクラスト状となり下部プレナムにとどまる場合がある。</p> <p>今回の解析においては、両シーケンスとも1次冷却材の原子炉格納容器内への放出に伴い原子炉格納容器圧力が上昇するが、いずれも炉心溶融開始後30分の時点から開始する代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び24時間後から開始する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度が過度に上昇することなく抑制される。以下では、溶融炉心の移行挙動に応じた原子炉格納容器冷却の状況を、溶融燃料が原子炉容器内に保持される傾向にある過温破損事象シーケンスについて示す。</p> <p>(1) 溶融炉心の移行挙動</p> <p>図5～7の過温破損シーケンスにおける溶融炉心量推移の解析結果について示すとおり、溶融燃料は炉心部から下部プレナムへ順次移行し、原子炉容器破損後原子炉下部キャビティ室へ落下している。</p> <p>また、過温破損事象シーケンスの解析結果では、図6に示すとおり、事象後期においても一部の溶融燃料がクラストとして下部プレナム部に残存しているが、その量は全溶融デブリの約2%とわずかである。</p> <p>(2) 溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融燃料が原子炉容器内に保持されている期間 <p>炉心部或いは下部プレナムにおける溶融燃料と冷却材との接触により発生する飽和蒸気、及び過熱蒸気が原子炉格納容器内に放出される。これにより、原子炉格納容器圧力は上昇するが、原子炉格納容器内雰囲気はスプレイにより飽和状態が維持される。</p> 原子炉容器破損（溶融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティ室へ落下）後 <p>溶融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティ室へ落下すれば、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティ室に形成された水プールにおいて溶融炉心は冷却される。このため、原子炉下部キャビティ室の雰囲気は飽和蒸気状態となっている。</p> <p>原子炉下部キャビティ室水位の原子炉容器下部への到達までの間は、原子炉下部キャビティ室において発生した飽和蒸気が原子炉容器破損口から流入し、原子炉容器内の構造物によるヒートシンク除熱と相まって原子炉容器内の溶融燃料は冷却される（図9，10）。この際に過熱蒸気が発生するが、原子炉格納容器はスプレイにより原子炉格納容器雰囲気は飽和状態が維持される（図11）。</p> <p>また、原子炉下部キャビティ室の水位が原子炉容器下部に到達（図8）することにより、炉内の</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）

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 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="188 169 1046 261">デブリは直接キャビティ水により冷却され、原子炉容器内の溶融炉心により発生する蒸気は飽和蒸気となる。その後は、格納容器自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力の上昇が抑制されることを確認している。</p>  <p data-bbox="376 624 808 647">第1図 炉心部燃料重量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="342 999 869 1023">第2図 下部プレナム内溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="304 1342 904 1366">第3図 原子炉下部キャビティ室溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>	<p data-bbox="1099 169 1957 261">残存デブリは直接キャビティ水により冷却され、原子炉容器内の溶融炉心により発生する蒸気は飽和蒸気となる。その後は、格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力の上昇が抑制されることを確認している。</p>  <p data-bbox="1361 624 1756 647">図5 炉心部燃料重量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="1328 999 1800 1023">図6 下部プレナム内溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="1290 1358 1839 1382">図7 原子炉下部キャビティ室溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第4図 原子炉容器内水位と下部プレナムデブリ高さの関係（格納容器過温破損）</p>	<p>図8 原子炉容器内水位と下部プレナム溶融炉心高さの関係（格納容器過温破損）</p>	
<p>第5図 原子炉下部キャビティ内蒸気量の推移（格納容器過温破損）</p>	<p>図9 原子炉下部キャビティ内蒸気量の推移（格納容器過温破損）</p>	
<p>第6図 上部プレナム気相温度（格納容器過温破損）</p>	<p>図10 上部プレナム気相温度（格納容器過温破損）</p>	

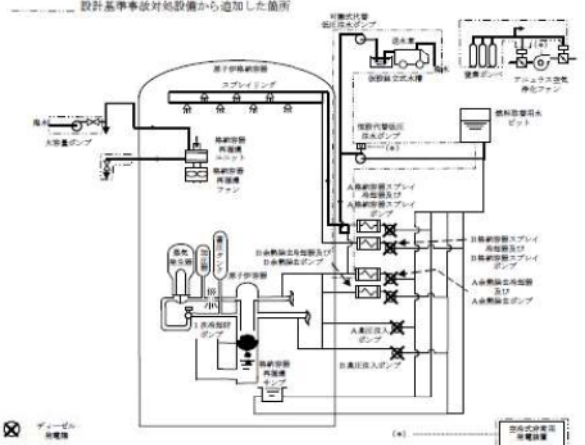
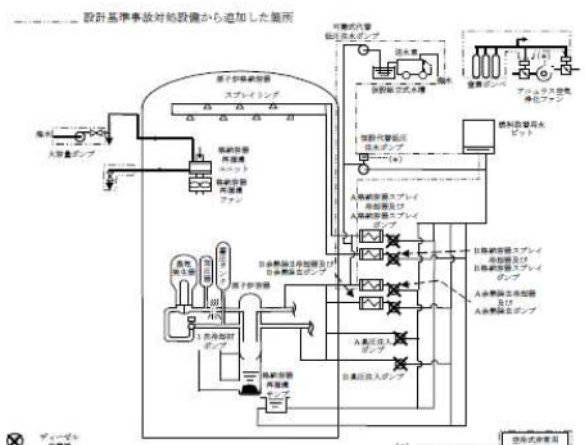
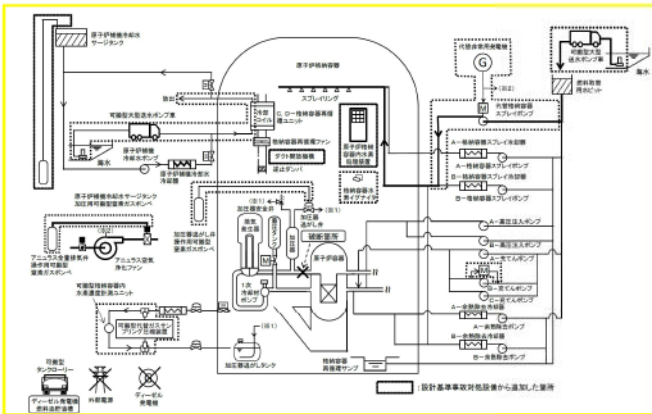
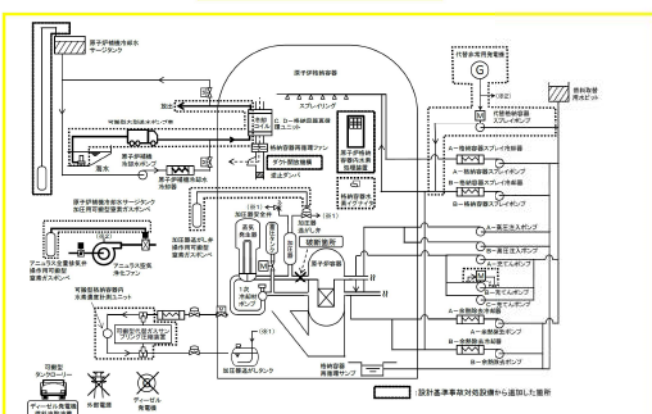
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 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 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="403 247 851 630" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="309 646 891 670" data-label="Caption"> <p>第7図 原子炉格納容器雰囲気温度の飽和温度との比較（格納容器過温破損）</p> </div> <div data-bbox="152 750 459 774" data-label="Text"> <p>【ここまで高浜3/4号炉の記載】</p> </div>	<div data-bbox="1310 263 1758 630" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1176 646 1870 678" data-label="Caption"> <p>図11 原子炉格納容器雰囲気温度の飽和温度との比較（格納容器過温破損）</p> </div>	

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

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 3.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードにおける評価事故シーケンス「大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p>  <p>図2 「大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードにおける評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「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」の重大事故等対策の概略系統図（代替格納容器スプレイ）</p>  <p>図2 「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」の重大事故等対策の概略系統図（格納容器内自然対流冷却）</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

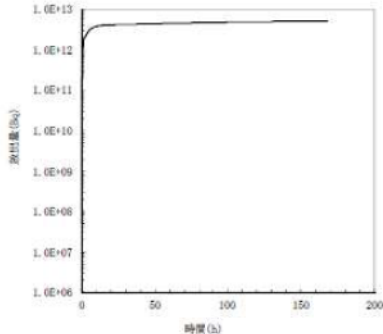
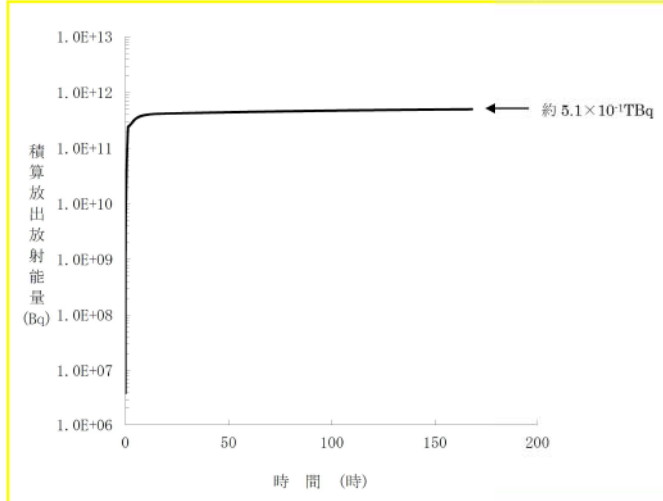
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 7.2.1.1.15 Cs-137 放出量評価の評価期間について）

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 3.1.1.15</p> <p style="text-align: center;">Cs-137 放出量評価の評価期間について</p> <p>事故後7日間のCs-137放出量の推移を図1に示す。事故後6分でアニュラス空気浄化設備による除去効果が期待できるようになり、Cs-137の放出率は大きく低下する。</p> <p>大飯3、4号のCs-137の放出量評価について、事故後7日以降の影響を確認するために、事故後30日間及び100日間の放出量を評価した結果は表1のとおりである。評価期間30日のCs-137の放出量は評価期間7日の結果に比べ約9%の増加であり、評価期間100日としても評価期間7日の放出量に比べ約10%の増加であった。なお、原子炉格納容器からの漏えい率は、図2に示すとおり、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見た値として7日まで0.16%/day、7日以降を0.125/day一定として評価した。</p> <p>また、本評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定は、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見込み0.16%/dayで一定としていることから、これを図3に示すように、解析結果に基づいてステップ状に設定することにより、より現実的な漏えい率条件での放出量評価を実施した。表2に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率をより現実的に見直すことで、事故後7日間のCs-137放出量は約13%低減する結果となった。</p> <p>以上の通り、Cs-137放出量は、事故発生から7日経過すると増加が小さくなり、更により現実的な評価条件を使用した場合、放出量の評価結果は低減されるため、Cs-137放出量を評価する期間を7日とすることは妥当であると考ええる。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.15</p> <p style="text-align: center;">Cs-137 放出量評価の評価期間について</p> <p>事故後7日間のCs-137放出量の推移を図1に示す。事故後78分でアニュラス空気浄化設備による除去効果が期待できるようになり、Cs-137の放出率は大きく低下する。</p> <p>Cs-137の放出量評価について、事故後7日以降の影響を確認するために、事故後30日間及び100日間の放出量を評価した結果は表1のとおりである。評価期間30日のCs-137の放出量は評価期間7日の結果に比べ約8%の増加であり、評価期間100日としても評価期間7日の放出量に比べ約8%の増加であった。なお、原子炉格納容器からの漏えい率は、図2に示すとおり、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見た値として7日まで0.16%/d、7日以降を0.135%/d一定として評価した。</p> <p>また、本評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定は、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見込み0.16%/dで一定としていることから、これを図3に示すように、解析結果に基づいてステップ状に設定することにより、より現実的な漏えい率条件での放出量評価を実施した。表2に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率をより現実的に見直すことで、事故後7日間のCs-137放出量は約15%低減する結果となった。</p> <p>以上の通り、Cs-137放出量は、事故発生から7日経過すると増加が小さくなり、更により現実的な評価条件を使用した場合、放出量の評価結果は低減されるため、Cs-137放出量を評価する期間を7日とすることは妥当であると考ええる。</p>	<p>評価条件の相違</p> <p>評価結果の相違</p> <p>評価条件の相違</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）

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 7.2.1.1.15 Cs-137 放出量評価の評価期間について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																
<p>表1 7日以降のCs-137積算放出放射エネルギーについて</p> <table border="1" data-bbox="347 311 817 550"> <thead> <tr> <th>評価期間</th> <th>Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/day 一定 7日以降：0.125%/day 一定 〕</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7日（申請評価）</td> <td>約 5.2TBq</td> </tr> <tr> <td>30日</td> <td>約 5.7TBq (約 1.09倍) *1</td> </tr> <tr> <td>100日</td> <td>約 5.7TBq (約 1.10倍) *1</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：かっこ内は評価期間7日との比較結果を示す。</p> <p>表2 Cs-137の放出放射エネルギー（7日間積算）</p> <table border="1" data-bbox="235 726 929 853"> <thead> <tr> <th>漏えい率</th> <th>① ステップ状 (影響確認)</th> <th>② 0.16%/day 一定 (申請評価)</th> <th>比 (①/②)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs 放出量</td> <td>約 4.6TBq</td> <td>約 5.2TBq</td> <td>0.87</td> </tr> </tbody> </table>  <p>図1 Cs-137積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移（7日間(168時間)）</p>	評価期間	Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/day 一定 7日以降：0.125%/day 一定 〕	7日（申請評価）	約 5.2TBq	30日	約 5.7TBq (約 1.09倍) *1	100日	約 5.7TBq (約 1.10倍) *1	漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/day 一定 (申請評価)	比 (①/②)	Cs 放出量	約 4.6TBq	約 5.2TBq	0.87	<p>表1 7日以降のCs-137積算放出放射エネルギーについて</p> <table border="1" data-bbox="1265 271 1758 518"> <thead> <tr> <th>評価期間</th> <th>Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/d 一定 7日以降：0.135%/d 一定 〕</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7日（申請評価）</td> <td>約 5.1×10^4 TBq</td> </tr> <tr> <td>30日</td> <td>約 5.5×10^4 TBq (約 1.08倍) *1</td> </tr> <tr> <td>100日</td> <td>約 5.5×10^4 TBq (約 1.08倍) *1</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：かっこ内は評価期間7日との比較結果を示す。</p> <p>表2 Cs-137の放出放射エネルギー（7日間積算）</p> <table border="1" data-bbox="1153 646 1892 774"> <thead> <tr> <th>漏えい率</th> <th>① ステップ状 (影響確認)</th> <th>② 0.16%/d 一定 (申請評価)</th> <th>比 (①/②)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-137 放出量</td> <td>約 4.3×10^4 TBq</td> <td>約 5.1×10^4 TBq</td> <td>0.85</td> </tr> </tbody> </table>  <p>図1 Cs-137積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移（7日間(168時間)）</p>	評価期間	Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/d 一定 7日以降：0.135%/d 一定 〕	7日（申請評価）	約 5.1×10^4 TBq	30日	約 5.5×10^4 TBq (約 1.08倍) *1	100日	約 5.5×10^4 TBq (約 1.08倍) *1	漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/d 一定 (申請評価)	比 (①/②)	Cs-137 放出量	約 4.3×10^4 TBq	約 5.1×10^4 TBq	0.85	
評価期間	Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/day 一定 7日以降：0.125%/day 一定 〕																																	
7日（申請評価）	約 5.2TBq																																	
30日	約 5.7TBq (約 1.09倍) *1																																	
100日	約 5.7TBq (約 1.10倍) *1																																	
漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/day 一定 (申請評価)	比 (①/②)																															
Cs 放出量	約 4.6TBq	約 5.2TBq	0.87																															
評価期間	Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/d 一定 7日以降：0.135%/d 一定 〕																																	
7日（申請評価）	約 5.1×10^4 TBq																																	
30日	約 5.5×10^4 TBq (約 1.08倍) *1																																	
100日	約 5.5×10^4 TBq (約 1.08倍) *1																																	
漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/d 一定 (申請評価)	比 (①/②)																															
Cs-137 放出量	約 4.3×10^4 TBq	約 5.1×10^4 TBq	0.85																															

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 原子炉格納容器からの漏えい率(100日間評価)</p>	<p>図2 原子炉格納容器からの漏えい率(100日間評価)</p>	
<p>図3 原子炉格納容器からの漏えい率(ステップ状評価)</p>	<p>図3 原子炉格納容器からの漏えい率(ステップ状評価)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

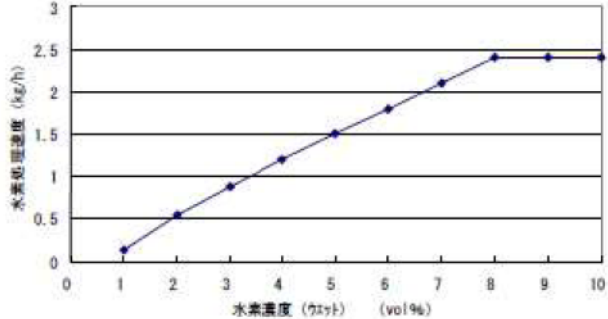
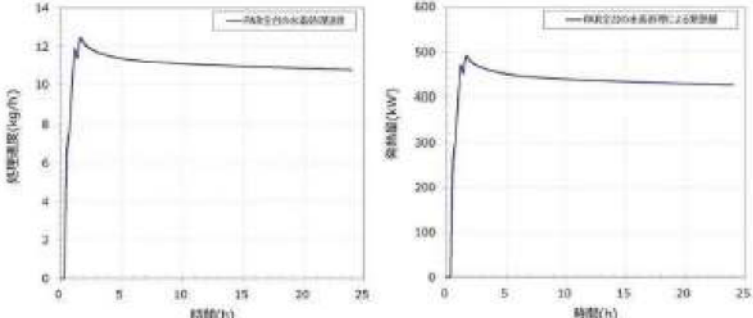
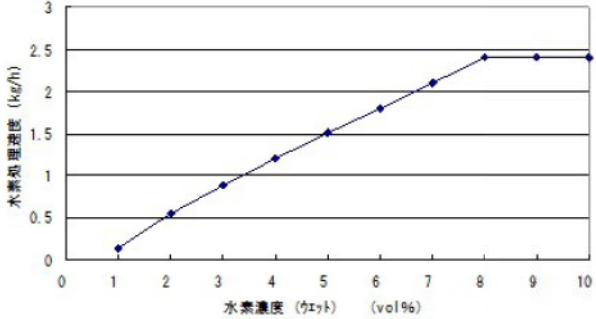
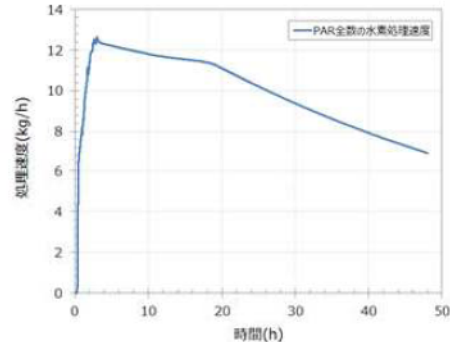
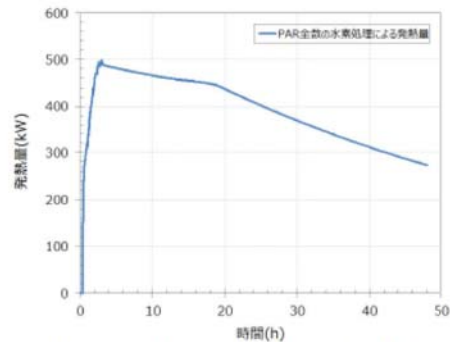
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

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 3.1.1.16</p> <p style="text-align: center;">静的触媒式水素再結合装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する格納容器圧力・温度への影響について</p> <p>静的触媒式水素再結合装置（以下、「PAR」という）による水素処理により化学反応熱が発生する。図1に示す通り、PARの水素処理速度は水素濃度に依存し、最大で約2.5kg/h（圧力0.15MPa[abs]の場合）となる。水素処理速度α [g/s]とすると、水素分子量は2.01588[g/mol]、水素再結合による発熱量は286[kJ/mol-H₂]となることから、原子炉格納容器内のPAR5個分による水素処理に伴う発熱量は以下の通りである。</p> <p style="text-align: center;">発熱量=5個×α g/s×286 kJ/mol÷2.01588 g/mol</p> <p>水素発生観点から厳しい事故シーケンスと考えられる「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失（格納容器スプレイ成功）」において、全炉心内のZrの75%が水と反応した場合におけるPAR5個設置時の水素処理速度の推移を図2に示す。また、図2から①式に基づき算出したPAR5個からの発熱量の推移を図3に示す。また、PAR5個の水素処理による発熱と崩壊熱との比較を図4に示す。</p> <p>上記シナリオでは、事故の約1.7時間で原子炉格納容器内の水素濃度が最大となり、その時のPAR5個の水素処理の発熱量は約489kWとなる。その後、PARによる水素処理が継続する一方で崩壊熱が減衰し、事故後約24時間後においてもPARの水素処理に伴う総発熱量は、崩壊熱積算量の2%程度となる。</p> <p>有効性評価においてPARによる発熱は考慮していないが、格納容器過圧破損シーケンス、格納容器過温破損シーケンスに対するPAR5個による水素処理による発熱は、炉心損傷により発生した水素が原子炉格納容器に放出されてから原子炉格納容器最高圧力・温度にまで達する増分約0.22MPa（格納容器過圧破損）、約40℃（格納容器過温破損）が、主として崩壊熱によるものであることから、PARによる発熱（崩壊熱の約2%）が全て原子炉格納容器圧力・温度の上昇に寄与したと仮定しても、原子炉格納容器圧力の増分は約0.005MPa[gage]、原子炉格納容器温度の増分は約0.8℃となり、有効性評価の判断基準に影響することのない軽微なものである。図5に格納容器過圧破損シーケンスの原子炉格納容器圧力の推移、図6に格納容器過温破損シーケンスの原子炉格納容器内温度の推移を示す。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.16</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について</p> <p>原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という）による水素処理により化学反応熱が発生する。図1に示す通り、PARの水素処理速度は水素濃度に依存し、最大で約2.5kg/h（圧力0.15MPa[abs]の場合）となる。水素処理速度α [g/s]とすると、水素分子量は2.01588[g/mol]、水素再結合による発熱量は286kJ/mol-H₂となることから、原子炉格納容器内のPAR5個分による水素処理に伴う発熱量は、以下の通りである。</p> <p style="text-align: center;">発熱量=5個×α g/s×286kJ/mol÷2.01588g/mol ①</p> <p>水素発生観点から厳しい事故シーケンスと考えられる「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故（格納容器スプレイ成功）」において、全炉心内のZrの75%が水と反応した場合におけるPAR5個設置時の水素処理速度の推移を図2に示す。また、図2から①式に基づき算出したPAR5個からの発熱量の推移を図3に示す。また、PAR5個の水素処理による発熱と崩壊熱との比較を表1及び図4に示す。</p> <p>上記のシナリオでは、事故の約2.9時間で原子炉格納容器内の水素濃度が最大となり、その時のPAR5個の水素処理の発熱量は約497kWとなる。その後、PARによる水素処理が継続する一方で崩壊熱が減衰し、事故後約50時間後においても、PARの水素処理に伴う総発熱量は、崩壊熱積算量の2%程度となる。</p> <p>有効性評価においてPARによる発熱は考慮していないが、格納容器過圧破損シーケンス、格納容器過温破損シーケンスに対するPAR5個による水素処理による発熱の影響は、炉心損傷により発生した水素が原子炉格納容器内に放出されてから原子炉格納容器の最高圧力・温度にまで達する増分約0.205MPa（格納容器過圧破損）、約44℃（格納容器過温破損）が、主として崩壊熱によるものであることから、PARによる発熱（崩壊熱の約2%）が全て原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に寄与したと仮定しても、原子炉格納容器圧力の増分は約0.004MPa[gage]、原子炉格納容器雰囲気温度の増分は約0.9℃となり、有効性評価の判断基準に影響することのない軽微なものである。図5に格納容器過圧破損シーケンスの原子炉格納容器圧力の推移、図6に格納容器過温破損シーケンスの原子炉格納容器雰囲気温度の推移を示す。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</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）

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 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 PAR1個当りの水素除去性能（圧力0.15MPa[abs]）</p>  <p>図2 PAR5個での水素処理速度の推移 図3 PAR5個からの発熱量の推移</p>	 <p>原子炉格納容器内水素処理装置1個の水素除去性能（圧力1.5bar）</p> <p>図1 PARの水素処理性能</p>  <p>図2 PAR5個による水素処理速度の推移</p>  <p>図3 PAR5個の水素処理による発熱量の推移</p>	

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

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 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表1 PAR5個の水素処理発熱と炉心崩壊熱の比較

時間 (h)	発熱			全発生熱量(時間積算)		
	PAR発熱 (kW)	崩壊熱 (kW)	PAR発熱/ 崩壊熱	PAR発熱 (MJ)	崩壊熱 (MJ)	PAR発熱/ 崩壊熱
3	497	28,067	1.77%	3,721	418,911	0.89%
5	481	24,797	1.94%	7,214	607,256	1.19%
10	465	20,956	2.22%	15,723	1,012,463	1.55%
20	437	17,536	2.49%	32,059	1,690,108	1.90%
30	369	15,653	2.36%	46,548	2,283,161	2.04%
40	312	14,579	2.14%	58,781	2,801,571	2.10%

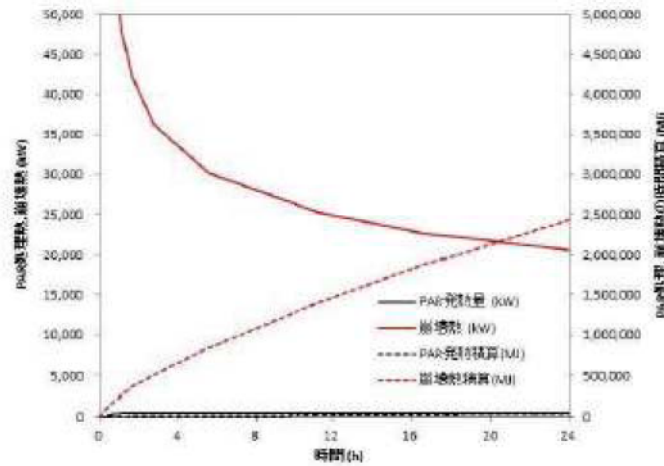


図4 PAR 5個の発熱量と崩壊熱

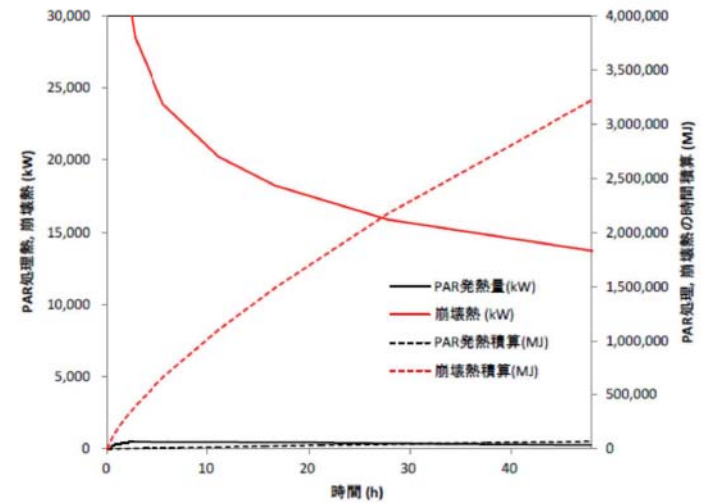


図4 PAR 5個の水素処理発熱と崩壊熱の比較

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 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 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図5 原子炉格納容器圧力の推移（格納容器過圧破損）</p>	<p>図5 原子炉格納容器圧力の推移（格納容器過圧破損）</p>	
<p>図6 原子炉格納容器内温度の推移（格納容器過温破損）</p>	<p>図6 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（格納容器過温破損）</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 7.2.1.1.17 安定状態について）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 3.1.1.17</p> <p>安定状態について</p> <p>格納容器過圧破損（大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注水失敗）時の安定状態については以下のとおり。</p> <div data-bbox="152 424 743 448" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>原子炉格納容器安定状態：原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向</p> </div> <div data-bbox="152 475 743 499" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> </div> <p>第 3.1.1.9 図及び第 3.1.1.10 図の解析結果より、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却を開始することで原子炉格納容器の圧力及び温度の両方が低下に転じる、事象発生の約 26 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。</p> <div data-bbox="152 592 743 616" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>格納容器内自然対流冷却による長期安定状態の維持について</p> </div> <p>約 24 時間後に大容量ポンプから格納容器再循環ユニットへの冷却水通水による自然対流冷却により原子炉格納容器内の除熱を行うことが可能であることから、原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持可能である。</p>	<p>添付資料 3.1.1.5</p> <p>安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において代替循環冷却系を使用する場合における安定状態については以下のとおり。</p> <div data-bbox="786 416 1377 507" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> </div> <p>格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント系又は代替循環冷却系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <div data-bbox="786 651 1377 675" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>【安定状態の確立について】</p> </div> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <div data-bbox="786 751 1377 775" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>格納容器安定状態の確立について</p> </div> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から 24 時間後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は 150℃を下回り、格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <div data-bbox="786 884 1377 908" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>【安定状態の維持について】</p> </div> <p>上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。</p> <p>代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ①格納容器除熱機能として代替循環冷却系の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行 ②格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び格納容器内への窒素注入 ③上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧 ④長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保 <p style="text-align: right;">（添付資料 2.1.1 別紙 1）</p>	<p>添付資料 7.2.1.1.17</p> <p>安定状態について</p> <p>格納容器過圧破損（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。</p> <div data-bbox="1413 408 2004 531" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> </div> <p>原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <div data-bbox="1413 691 2004 715" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>【安定状態の確立について】</p> </div> <p>原子炉安定状態の確立について</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の継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <div data-bbox="1413 815 2004 839" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> </div> <p>代替格納容器スプレイを継続し、事象発生の 24 時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することで原子炉格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、原子炉格納容器の安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <div data-bbox="1413 991 2004 1015" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>【安定状態の維持について】</p> </div> <p>上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。</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 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

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 3.1.1.18</p> <p style="text-align: center;">溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の 原子炉格納容器圧力及び温度への影響について</p> <p>1. はじめに 格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」時に原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような極端な条件での感度解析を実施し、コンクリート侵食が発生した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器圧力及び温度への影響について、以下の条件で評価した。</p> <table border="1" data-bbox="224 582 963 1029"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>パラメータ</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">ベースケース</td> <td>格納容器代替スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の1/1</td> <td>キャビティ区画床全面とする</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">感度解析ケース</td> <td>Kutateladze係数</td> <td>0.1 (0.8 MW/m²相当^(注))</td> <td>水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値</td> </tr> <tr> <td>格納容器代替スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大</td> <td>落下時に細粒化などにより冷却が進む</td> </tr> <tr> <td></td> <td>Kutateladze係数</td> <td>溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m²相当^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m²相当^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m²相当^(注))</td> <td>CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 大気圧条件</p> <p style="text-align: center;">□ 枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</p>	項目	パラメータ	設定値	設定根拠	ベースケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面とする	感度解析ケース	Kutateladze係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む		Kutateladze係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.18</p> <p style="text-align: center;">溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の 原子炉格納容器圧力及び温度への影響について</p> <p>1. はじめに 格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時に、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような極端な条件での感度解析を実施し、コンクリート侵食が発生した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器圧力及び温度への影響について、以下の条件で評価した。</p> <table border="1" data-bbox="1142 582 1881 1292"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>パラメータ</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">基本ケース</td> <td>代替格納容器スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の1/1</td> <td>キャビティ区画床全面とする</td> </tr> <tr> <td>Kutataladze係数</td> <td>0.1 (0.8 MW/m²相当^(注))</td> <td>水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">感度ケース</td> <td>代替格納容器スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大</td> <td>落下時に細粒化などにより冷却が進む</td> </tr> <tr> <td>Kutataladze係数</td> <td>溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m²相当^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m²相当^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m²相当^(注))</td> <td>CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 大気圧条件</p> <p style="text-align: center;">□ 枠囲いの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	項目	パラメータ	設定値	設定根拠	基本ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面とする	Kutataladze係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値	感度ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む	Kutataladze係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定	
項目	パラメータ	設定値	設定根拠																																																												
ベースケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値																																																												
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面とする																																																												
感度解析ケース	Kutateladze係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値																																																												
	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値																																																												
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む																																																												
	Kutateladze係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定																																																												
項目	パラメータ	設定値	設定根拠																																																												
基本ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値																																																												
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の1/1	キャビティ区画床全面とする																																																												
	Kutataladze係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値																																																												
感度ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値																																																												
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む																																																												
	Kutataladze係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI実験、SSWICS実験に基づく熱流束を設定																																																												

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

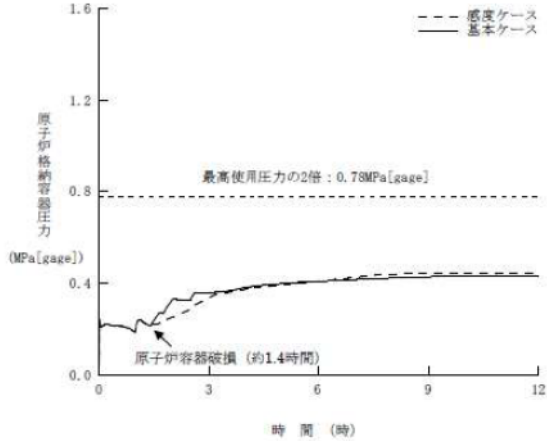
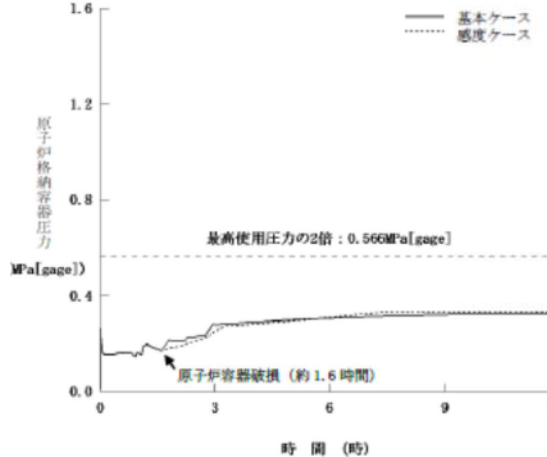
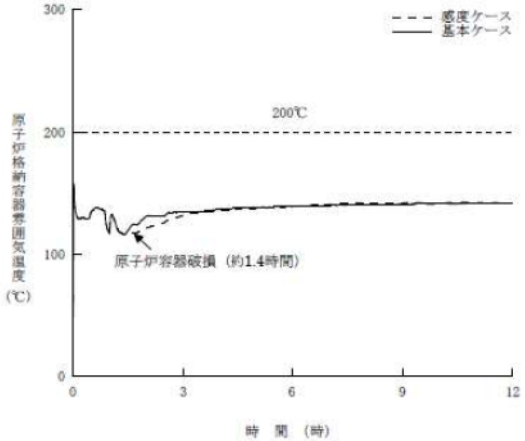
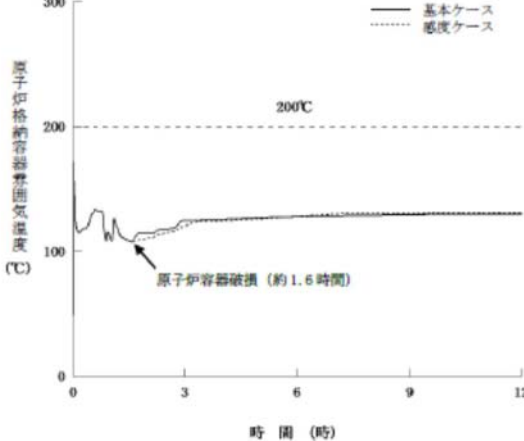
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.18 熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 影響評価</p> <p>評価の結果、感度解析ケースではコンクリート侵食は約17cmとなり、ベースケース及び感度解析ケースにおける原子炉格納容器圧力及び温度の推移を図1及び図2に示す。</p> <p>感度解析ケースでは、ベースケースに比べて熔融炉心の拡がり面積及び熔融炉心からキャビティ水への熱流束を制限していることから、熔融炉心が十分に冷却されるまでの時間がベースケースに比べて長くなる。このため、感度解析ケースでは、熔融炉心からの熱移行がベースケースより遅れ、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は相対的に緩やかとなる。その後、感度解析ケースでは、コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増えることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は高くなるものの、原子炉下部キャビティ水により熔融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の2倍及び原子炉格納容器内温度 200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析ケースにおいても最終的な原子炉格納容器内の水素濃度はドライ条件換算で約7vol%であり、絶対量自体は非常に小さい。</p> <p>以上のことから、格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」時に熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合でも、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>2. 影響評価</p> <p>評価の結果、感度ケースではコンクリート侵食は約18cmとなり、基本ケース及び感度ケースにおける原子炉格納容器圧力及び温度の推移を図1及び図2に示す。</p> <p>感度ケースでは、基本ケースに比べて熔融炉心の拡がり面積及び熔融炉心からキャビティ水への熱流束を制限していることから、熔融炉心が十分に冷却されるまでの時間が基本ケースに比べ長くなる。このため、感度ケースでは、熔融炉心からの熱移行が基本ケースより遅れ、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は相対的に緩やかとなる。その後、感度ケースでは、コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増えることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は高くなるものの、原子炉下部キャビティ水により熔融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の2倍及び原子炉格納容器雰囲気温度 200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は、長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度ケースにおいても水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。</p> <p>以上のことから、格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時に、熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合でも、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>記載方針の相違 ・水素発生量の増加に対する記載方針が異なるが、影響が小さい点では同様</p>

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

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 7.2.1.1.18 熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (熔融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	 <p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (熔融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	
 <p>図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (熔融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	 <p>図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (熔融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	

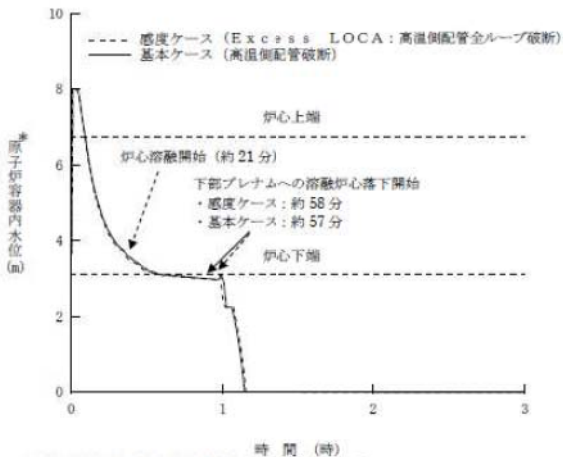
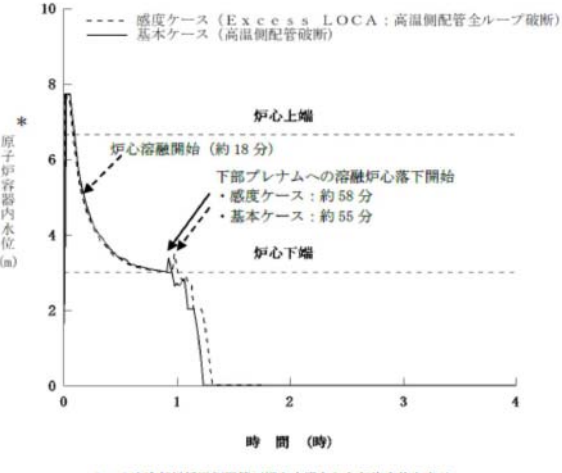
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.1.19</p> <p>大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について</p> <p>地震により大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（以下「Excess LOCA」という）が発生した場合には、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。</p> <p>一方、Excess LOCA については、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所に応じて事象進展が異なることが考えられ、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、大きく以下の3通りに分類が可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RCS 高温側配管 事象初期の格納容器内圧の上昇が厳しくなる。 ・ RCS 低温側配管 蓄圧注入系も含めて ECCS 注水機能が不能となり、炉心損傷が早まる。 ・ 原子炉容器下部 炉内で冷却水が保持できず、ECCS 注水も無効となり、炉心損傷が早まる。 <p>以上のように、損傷箇所が異なることで事象進展が変わることが想定されるものの、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであることから、長期的な挙動は大破断 LOCA と同等と考えられるため、「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」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。</p> <p>ここでは、「Excess 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」について、大破断 LOCA で講じる対策が有効に機能することについて検討を行った。なお、Excess LOCA における挙動を推察するため、以下の想定で感度解析を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RCS 高温側配管：高温側配管全ループ破断 ・ RCS 低温側配管：低温側配管全ループ破断 ・ 原子炉容器下部：原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>なお、ここで扱う Excess LOCA は、LOCA の発生源となる機器のみが損傷することを想定している。一方で、大規模損壊事象として整理している「原子炉建屋損傷」、「原子炉格納容器損傷」及び「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破断）」については、建屋・建造物の損壊により Excess LOCA が発生することも考えられ、大破断 LOCA で講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できないおそれがある。これらの事象の発生頻度は非常に小さいことを確認しており、仮に発生した場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ、</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.1.1.19</p> <p>大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について</p> <p>地震により大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（以下「Excess LOCA」という）が発生した場合には、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。</p> <p>一方、Excess LOCA については、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所に応じて事象進展が異なることが考えられ、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、大きく以下の3通りに分類が可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RCS 高温側配管 事象初期の原子炉格納容器内圧の上昇が厳しくなる。 ・ RCS 低温側配管 蓄圧注入系も含めて ECCS 注水機能が不能となり、炉心損傷が早まる。 ・ 原子炉容器下部 炉内で冷却水が保持できず、ECCS 注水も無効となり、炉心損傷が早まる。 <p>以上のように、損傷箇所が異なることで事象進展が変わることが想定されるものの、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであることから、長期的な挙動は大破断 LOCA と同等と考えられるため、「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」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。</p> <p>ここでは、「Excess 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」について、大破断 LOCA で講じる対策が有効に機能することについて検討を行った。なお、Excess LOCA における挙動を推察するため、以下の想定で感度解析を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RCS 高温側配管：高温側配管全ループ破断 ・ RCS 低温側配管：低温側配管全ループ破断 ・ 原子炉容器下部：原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>なお、ここで扱う Excess LOCA は、LOCA の発生源となる機器のみが損傷することを想定している。一方で、大規模損壊事象として整理している「原子炉建屋損傷」、「原子炉格納容器損傷」及び「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破断）」については、建屋・建造物の損壊により Excess LOCA が発生することも考えられ、大破断 LOCA で講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できないおそれがある。これらの事象の発生頻度は非常に小さいことを確認しており、仮に発生した場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した</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 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。</p> <p>1. 感度解析結果について</p> <p>Excess LOCA の想定に応じて、原子炉容器破損時間、原子炉格納容器圧力の挙動、原子炉下部キャピティへの1次冷却材の流入状況等が変わることが考えられるため、感度解析により影響を確認した。</p> <p>なお、格納容器代替スプレイ開始時刻については、Excess LOCA の場合も大破断 LOCA と同様、訓練実績等を踏まえて事象発生後約 51 分とした。</p> <p>【RCS 高温側配管破断の場合】（第1図～第4図）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方で、ブローダウン過程にて原子炉容器内の冷却材が短時間（数十秒以内）に流出する傾向は同じであり、炉心溶融開始時間への影響は小さい。原子炉容器破損までの時間は、Excess LOCA の方がわずかに遅くなっているが、これは破断口が大きいため炉心での蒸気流速が早まり冷却が促進された影響であると考えられる。</p> <p>原子炉容器破損時の原子炉下部キャピティの水量にもほとんど差が無いため、有意なベースマツト侵食は発生しない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>  <p>第1図 原子炉容器内水位の推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p>大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。</p> <p>1. 感度解析結果について</p> <p>Excess LOCA の想定に応じて、原子炉容器破損時間、原子炉格納容器圧力の挙動、原子炉下部キャピティへの1次冷却材の流入状況等が変わることが考えられるため、感度解析により影響を確認した。</p> <p>なお、代替格納容器スプレイ開始時刻については、Excess LOCA の場合も大破断 LOCA と同様、訓練実績等を踏まえて事象発生後約 49 分とした。</p> <p>【RCS 高温側配管破断の場合】（図1～図5）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方で、ブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間（数十秒以内）に流出する傾向は同じであり、炉心溶融開始時間への影響は小さい。原子炉容器破損までの時間は、Excess LOCA の方がわずかに遅くなっているが、これは破断口が大きいため炉心での蒸気流速が早まり冷却が促進された影響であると考えられる。</p> <p>原子炉容器破損時の原子炉下部キャピティの水量にもほとんど差が無いため、有意なベースマツト侵食は発生しない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>  <p>図1 原子炉容器内水位の推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p>記載表現の相違 解析条件の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

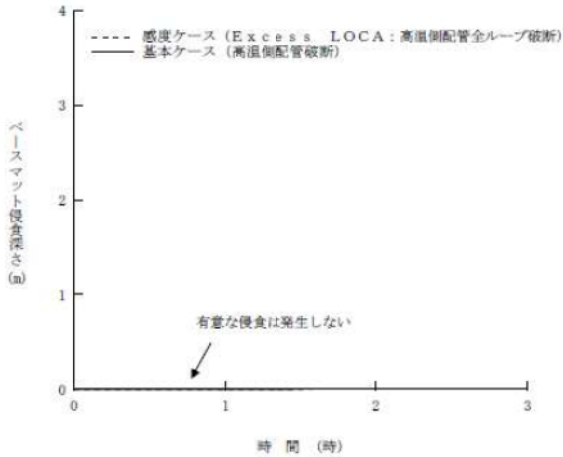
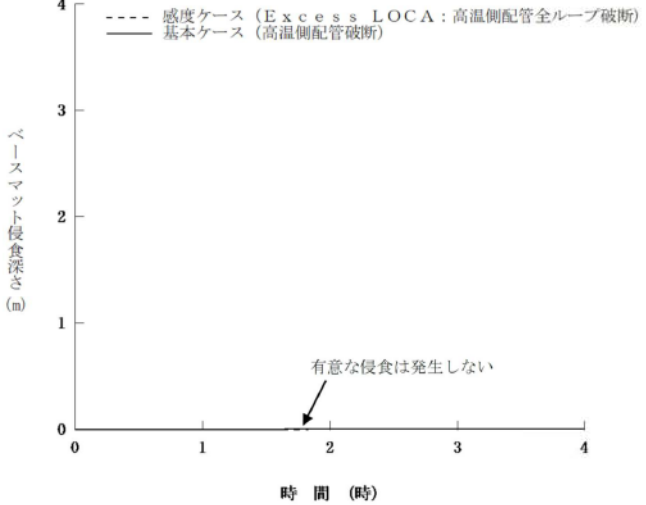
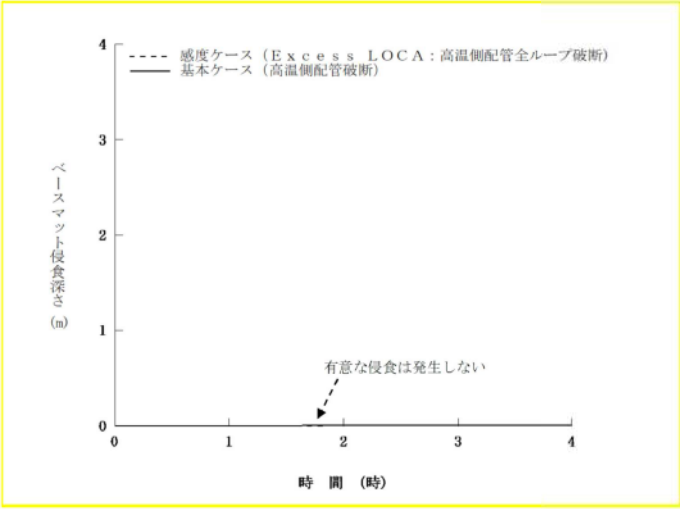
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

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>図2 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図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>図3 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	

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

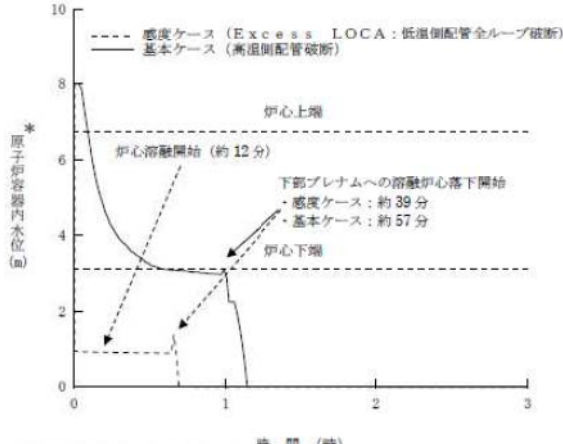
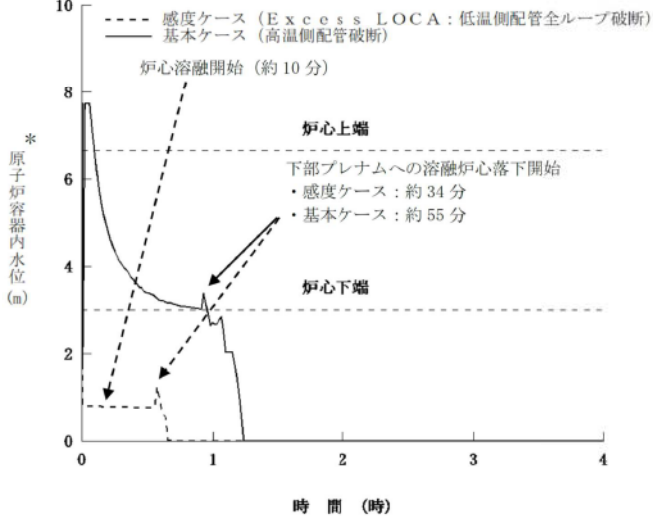
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 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 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="421 691 763 738">第4図 ベースマット侵食深さの推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	 <p data-bbox="1261 742 1720 798">図4 ベースマット侵食深さ（床面）の推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>  <p data-bbox="1299 1353 1704 1401">図5 ベースマット侵食深さ（壁面）の推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p data-bbox="1973 850 2116 1010">記載方針の相違 ・泊は女川に倣い床面に加えて壁面の侵食深さもグラフで示している</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 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【RCS低温側配管破断の場合】（第5図～第8図）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、原子炉容器破損までの時間には差が生じる。</p> <p>原子炉容器破損までの時間に差が生じる理由は、大破断 LOCA においては蓄圧注入が炉心冷却に寄与するが、Excess LOCA の場合には直接原子炉格納容器内に流出して炉心冷却に寄与できないためである。このため Excess LOCA の方が炉心溶融は約 9 分、原子炉容器破損は約 40 分早まる。一方、Excess LOCA では蓄圧注入水が格納容器内に直接放出されるため、原子炉容器破損時は原子炉下部キャビティ内に十分な水量が存在する。その結果、大破断 LOCA と同様に有意なベースマット侵食は発生していない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>  <p>第5図 原子炉容器内水位の推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p>【RCS低温側配管破断の場合】（図6～図10）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、原子炉容器破損までの時間には差が生じる。</p> <p>原子炉容器破損までの時間に差が生じる理由は、大破断 LOCA においては蓄圧注入が炉心冷却に寄与するが、Excess LOCA の場合には直接原子炉格納容器内に流出して炉心冷却に寄与できないためである。このため Excess LOCA の方が炉心溶融は約 9 分、原子炉容器破損は約 50 分早まる。一方、Excess LOCA では蓄圧注入水が原子炉格納容器内に直接放出されるため、原子炉容器破損時は原子炉下部キャビティ内に十分な水量が存在する。その結果、大破断 LOCA と同様に有意なベースマット侵食は発生していない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>  <p>図6 原子炉容器内水位の推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p>解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

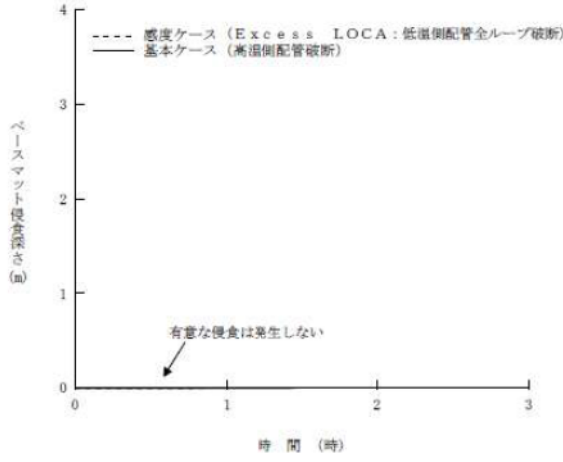
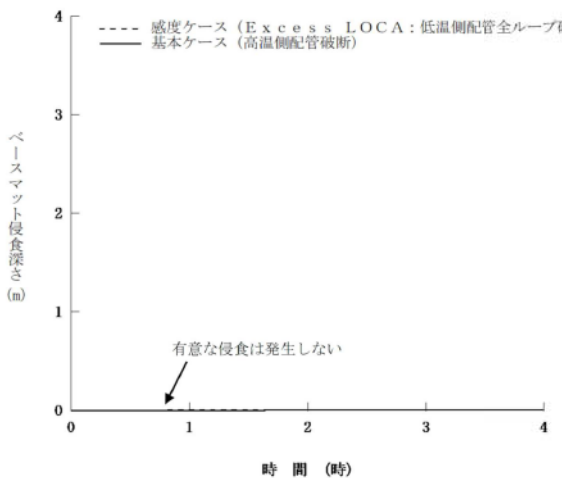
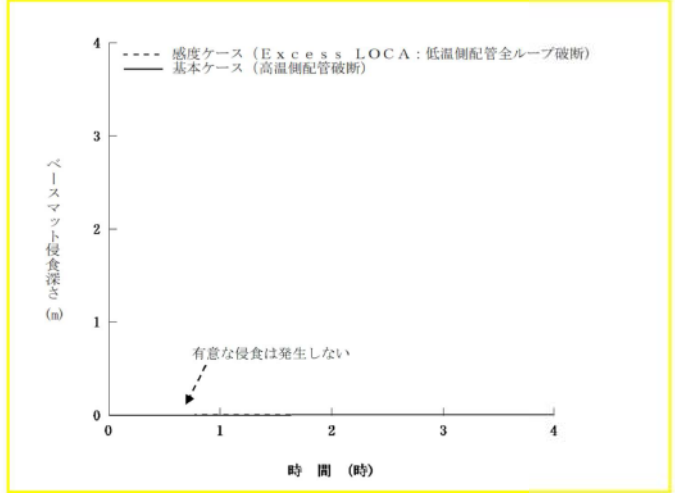
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

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>図7 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図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>図8 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	

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

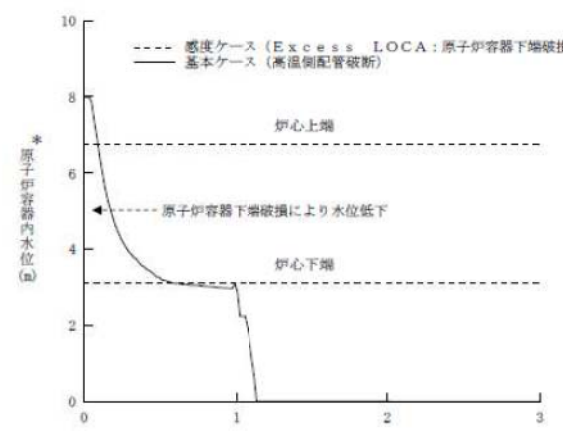
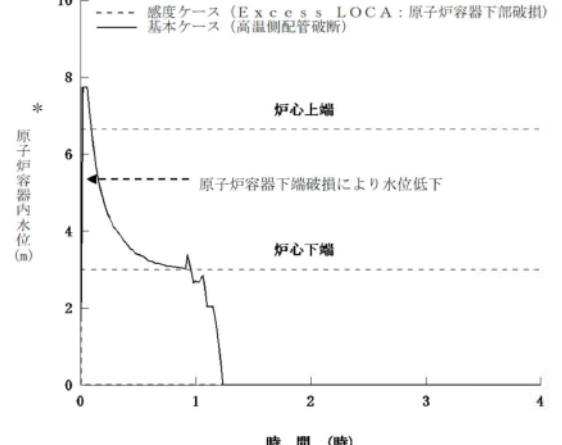
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 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 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="436 683 772 734">第8図 ベースマット侵食深さの推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	 <p data-bbox="1288 702 1713 758">図9 ベースマット侵食深さ（床面）の推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>  <p data-bbox="1288 1340 1713 1396">図10 ベースマット侵食深さ（壁面）の推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p data-bbox="1971 853 2116 1013">記載方針の相違 ・泊は女川に倣い床面に加えて壁面の侵食深さもグラフで示している</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 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【原子炉容器下部破損の場合】（第9図～第12図）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間に差が生じる。</p> <p>その理由は、大破断 LOCA においてはブローダウン過程終了後に原子炉容器内に水が残存するが、Excess LOCA の場合には原子炉容器下部から早期に原子炉格納容器内に流出するためである。炉心熔融開始時間は約8分早まっており、また、Excess LOCA では原子炉容器下部が破損しているため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間が約46分早まり、事象発生から約38分となった。一方、原子炉格納容器内へ流出した水は、蓄圧注入水も含めて、原子炉下部キャビティに直接流入するため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約38分）では十分な量が原子炉下部キャビティに滞留している。そのため、Excess LOCA の場合であってもベースマットが侵食されることはない。また、熔融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>  <p>第9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>【原子炉容器下部破損の場合】（図11～図15）</p> <p>大破断 LOCA と Excess LOCA の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間に差が生じる。</p> <p>その理由は、大破断 LOCA においてはブローダウン過程終了後に原子炉容器内に水が残存するが、Excess LOCA の場合には原子炉容器下部から早期に原子炉格納容器内に流出するためである。このため、炉心熔融開始時間は低温側配管破断の Excess LOCA よりも約8分早まっている。Excess LOCA では原子炉容器下部が破損しているため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間が約50分早まり、事象発生から約35分となった。一方、原子炉格納容器内へ流出した水は、蓄圧注入水も含めて、原子炉下部キャビティに直接流入するため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約35分）では十分な量が原子炉下部キャビティに滞留している。そのため、Excess LOCA の場合であってもベースマットが侵食されることはない。また、熔融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断 LOCA の場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>  <p>図11 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>解析結果の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

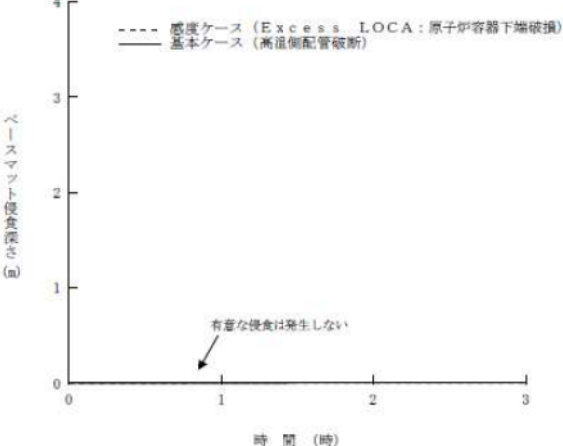
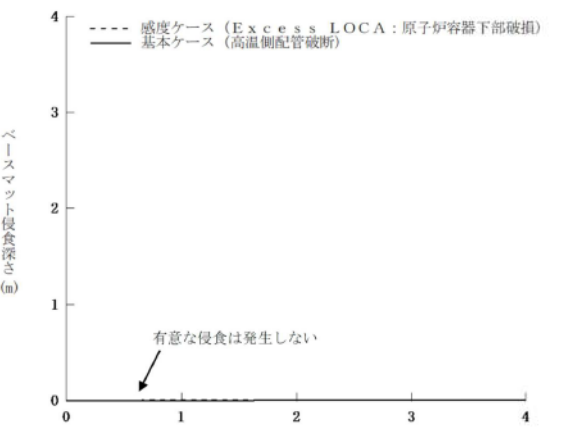
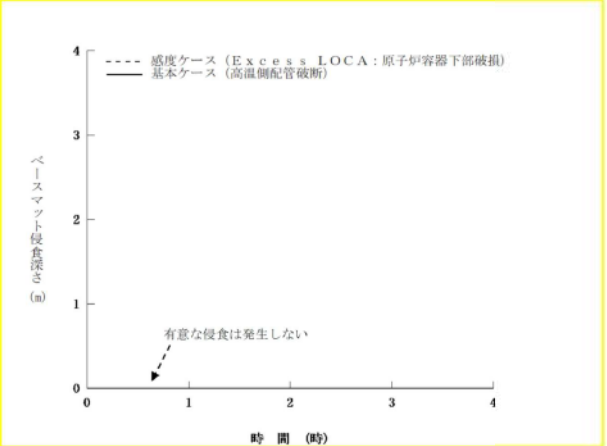
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊）（添付資料 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第10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>図12 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11図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>図13 原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 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 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第12図 ベースマット侵食深さの推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	 <p>図14 ベースマット侵食深さ(床面)の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>  <p>図15 ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>記載方針の相違 ・泊は女川に倣い床面に加えて壁面の侵食深さもグラフで示している</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 7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 水素燃焼に関する考察</p> <p>大破断LOCAとExcess LOCAの双方で、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短時間に流出する点で変わりなく、炉心注入が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないことから、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。</p> <p>Excess LOCAの想定として、低温側配管や原子炉容器下部の破損を考慮すると、炉心損傷及び原子炉容器破損が早まることが考えられ、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、炉心露出後の過熱炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉容器内の水素生成量は少なくなることが考えられる。</p> <p>水素燃焼に係る有効性評価では、審査ガイドにおいて「全炉心のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。」とされていることから、大破断LOCAとExcess LOCAで水素発生量に大きな差は生じない。また、水素発生速度の影響に関しては、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合を想定した評価においても、格納容器内ドライ換算水素濃度が水素爆轟の目安となる13vol%に到達することはないことを確認している、さらに、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、静的触媒式水素再結合装置により処理できる。</p> <p>以上から、Excess LOCAの場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。</p> <p>3. まとめ</p> <p>感度解析結果から、大破断LOCA起因の評価事故シーケンスを選定している格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCAとExcess LOCAで有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>2. 水素燃焼に関する考察</p> <p>大破断LOCAとExcess LOCAの双方で、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短時間に流出する点で変わりなく、炉心注水が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないことから、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。</p> <p>Excess LOCAの想定として、低温側配管や原子炉容器下部の破損を考慮すると、炉心損傷及び原子炉容器破損が早まることが考えられ、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、炉心露出後の過熱炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉容器内の水素生成量は少なくなることが考えられる。</p> <p>水素燃焼に係る有効性評価では、審査ガイドにおいて「全炉心のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。」とされていることから、大破断LOCAとExcess LOCAで水素発生量に大きな差は生じない。また、水素発生速度の影響に関しては、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合を想定した評価においても、原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が水素爆轟の目安となる13vol%に到達することはないことを確認している、さらに、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、原子炉格納容器内水素処理装置により処理できる。</p> <p>以上から、Excess LOCAの場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。</p> <p>3. まとめ</p> <p>感度解析結果から、大破断LOCA起因の評価事故シーケンスを選定している格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCAとExcess LOCAで有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p> <p style="text-align: right;">以上</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）

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 7.2.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.1.20</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>原子炉格納容器内に水素が存在する場合に、格納容器再循環ユニットの除熱性能は水素濃度に応じて変化するため、不確かさが存在する。このため、格納容器破損防止の観点で、ドライ換算で13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合の感度解析を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。</p> <p>2. 影響評価</p> <p>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機能が喪失する事故」における原子炉格納容器圧力及び温度の推移をそれぞれ図1及び図2に示す。</p> <p>ドライ換算で13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合、原子炉格納容器圧力は格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始前に最高値に到達するため、最高値に関して格納容器内自然対流冷却の水素濃度の影響はない。その後の格納容器内自然対流冷却開始後においては、水素濃度の影響を考慮しても、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力は低下傾向となっており、原子炉格納容器最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])に対して十分余裕がある。また、原子炉格納容器雰囲気温度への影響は小さく、原子炉格納容器雰囲気温度200℃に対して十分余裕があるため、水素濃度による不確かさを考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.1.1.20</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>原子炉格納容器内に水素が存在する場合に、格納容器再循環ユニットの除熱性能は水素濃度に応じて変化するため、不確かさが存在する。このため、格納容器破損防止の観点で、ドライ換算で13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合の感度解析を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。</p> <p>2. 影響評価</p> <p>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」における原子炉格納容器圧力及び温度の推移をそれぞれ図1及び図2に示す。</p> <p>ドライ換算で、13vol%の水素が原子炉格納容器内に存在する場合、原子炉格納容器圧力を約0.011MPaの範囲で高めに評価し、原子炉格納容器雰囲気温度は1℃未満の上昇幅である。従って、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び200℃に対して十分余裕があるため、水素濃度による不確かさを考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>・再循環ユニットの除熱特性やCV自由体積等の相違により、CV圧力の最高値に到達するタイミングが異なる</p>

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

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 7.2.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="280 268 846 730" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="315 735 922 783" data-label="Caption"> <p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)</p> </div> <div data-bbox="304 831 846 1294" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="300 1299 907 1347" data-label="Caption"> <p>図2 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による格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)</p> </div>	<div data-bbox="1218 252 1794 715" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1263 719 1774 778" data-label="Caption"> <p>図1 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> </div> <div data-bbox="1240 831 1787 1294" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1263 1299 1774 1358" data-label="Caption"> <p>図2 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> </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 7.2.1.1.21 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時間の感度解析について）

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 3.1.1.21</p> <p style="text-align: center;">代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ時間の感度解析について</p> <p>1. はじめに 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」における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機能が喪失する事故」では、早期に代替低圧注水ポンプにより代替格納容器スプレイを実施することとしていることから、同シーケンスの代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間が遅れた場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。 感度解析：代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間 【事象発生+51分（炉心損傷21分+30分）】⇒【事象発生+60分】</p> <p>2. 影響確認 主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果を第1図～第5図から、以下のことを確認した。 ・第1図及び第2図の結果から、代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることによる、原子炉格納容器圧力及び温度挙動への影響は軽微である。 ・第3図～第5図の結果から、代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることにより、原子炉下部キャビティの水量は低く推移するが、原子炉容器破損時点までに十分な水量が確保されることから、熔融炉心とコンクリートの反応は抑制され、ベースマットは侵食されない。</p> <p>3. 結論 2.を踏まえた解析、手順への影響確認結果を第6図に示すが、代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ操作時間に余裕のあることが確認できた。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.21</p> <p style="text-align: center;">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時間の感度解析について</p> <p>1. はじめに 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」では、早期に代替格納容器スプレイポンプにより代替格納容器スプレイを実施することとしていることから、同シーケンスの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時間が遅れた場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。 感度解析：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時間 【事象発生+49分（炉心熔融開始19分+30分）】⇒【事象発生+60分】</p> <p>2. 影響確認 主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果である図1～図6から、以下のことを確認した。 ・図1及び図2の結果から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることによる、原子炉格納容器圧力及び温度挙動への影響は軽微である。 ・図3～図6の結果から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることにより、原子炉下部キャビティの水量は低く推移するが、原子炉容器破損時点までに十分な水量が確保されることから、熔融炉心とコンクリートの反応は抑制され、ベースマットは侵食されない。</p> <p>3. 結論 2.を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図7に示すが、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作時間に余裕のあることが確認できた。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>解析結果の相違</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 7.2.1.1.21 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時間の感度解析について）

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

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表1 基本ケースと感度ケースの主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース
解析コード	MAAP	←
炉心熱出力（初期）	100%(3,411MWt)×1.02	←
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa[gage]	←
1次冷却材平均温度（初期）	307.1+2.2℃	←
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	←
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	←
蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ /基 (最低保有水量)	←
代替低圧注水ポンプによるスプレイ流量	130m ³ /h	←
代替低圧注水ポンプ作動	炉心溶融開始の30分後 (事象発生の約51分後)	事象発生の60分後
代替低圧注水ポンプ停止	事象発生の24時間後	←
自然対流冷却開始	事象発生の24時間後	←
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性： 100℃～約168℃、約4.1MW～約11.2MW	←
破断位置、口径	高温側配管の完全両端破断	←
水素の発生	ジルコニウム-水反応	←
	水の放射線分解等	←
原子炉格納容器自由体積	72,900m ³	←
原子炉容器破損	事象発生から約1.4時間後	←
原子炉格納容器最高圧力	約0.43MPa[gage]	約0.44MPa[gage]
原子炉容器破損時 原子炉下部キャビティ水位	約1.1m	約0.9m

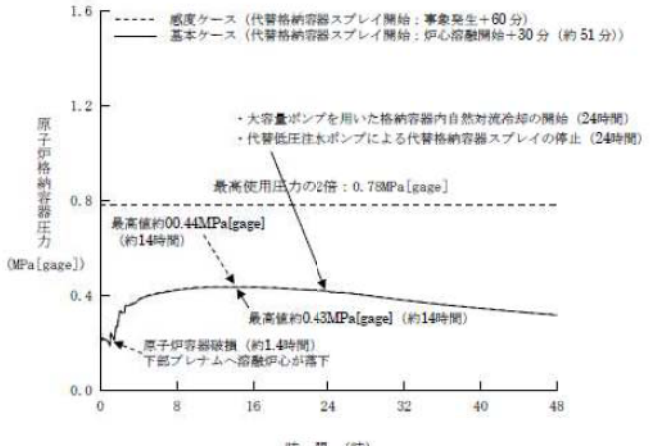
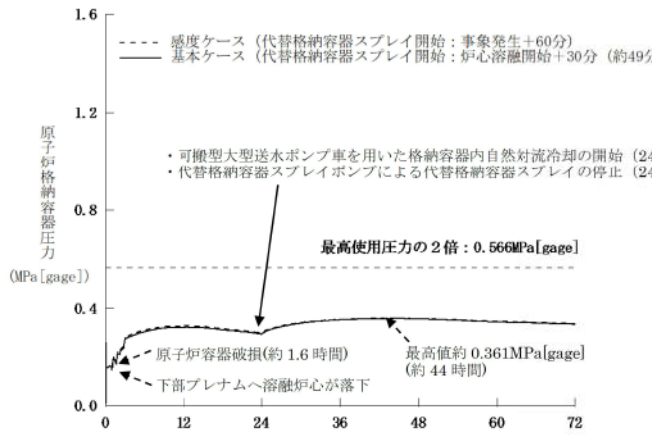
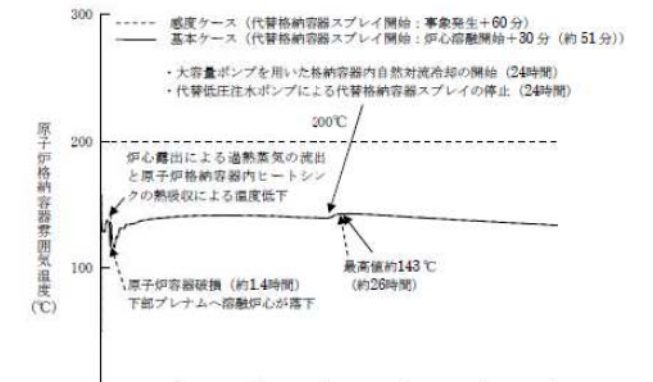
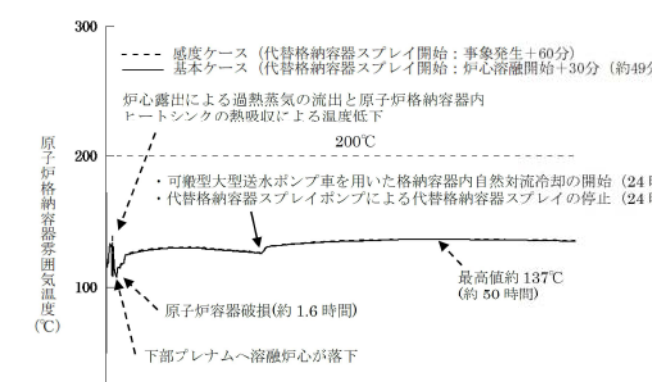
表1 基本ケースと感度ケースの主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース
解析コード	MAAP	←
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt) ×1.02	←
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa [gage]	←
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2℃	←
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	←
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	←
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	←
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	←
代替格納容器スプレイポンプ作動	炉心溶融開始の30分 (事象発生の約49分後)	事象発生の60分後
代替格納容器スプレイポンプ停止	事象発生から24時間後	←
格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	←
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 (100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW)	←
破断位置、口径	高温側配管の完全両端破断	←
水素の発生	ジルコニウム-水反応	←
原子炉格納容器自由体積	65,500 m ³	←
原子炉容器破損	事象発生から約1.6時間後	←
原子炉格納容器最高圧力	約0.360MPa [gage]	約0.361MPa [gage]
原子炉容器破損時 原子炉下部キャビティ水位	約1.5m	約1.4m

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 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイト時間の感度解析について)

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1図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイト操作時間余裕確認)</p>	 <p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイト操作時間余裕確認)</p>	
 <p>第2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ト操作時間余裕確認)</p>	 <p>図2 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ト操作時間余裕確認)</p>	

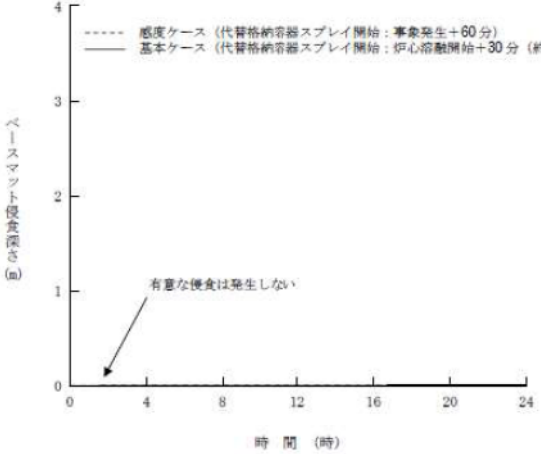
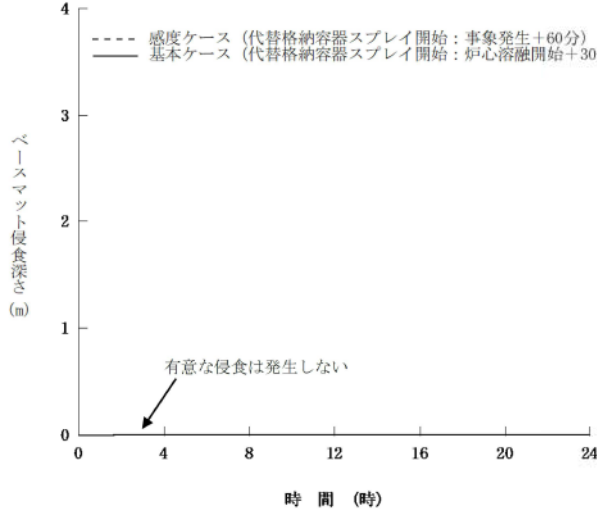
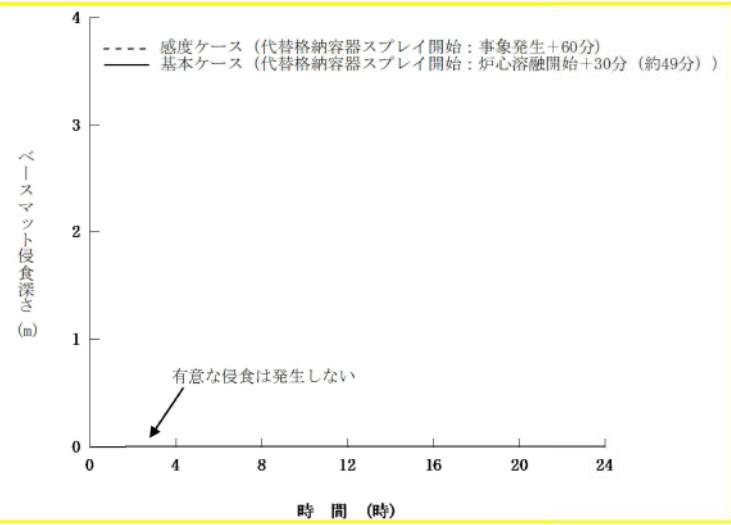
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (代替格納容器スプレイング操作時間余裕確認)</p>	<p>図3 原子炉下部キャビティ室水量の推移 (代替格納容器スプレイング操作時間余裕確認)</p>	
<p>第4図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイング操作時間余裕確認)</p>	<p>図4 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイング操作時間余裕確認)</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 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイト時間の感度解析について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="421 699 734 746">第5図 ベースマット侵食深さの推移 （代替格納容器スプレイト操作時間余裕確認）</p>	 <p data-bbox="1254 758 1702 821">図5 ベースマット侵食深さ（床面）の推移 （代替格納容器スプレイト操作時間余裕確認）</p>  <p data-bbox="1254 1364 1702 1428">図6 ベースマット侵食深さ（壁面）の推移 （代替格納容器スプレイト操作時間余裕確認）</p>	<p data-bbox="1971 853 2116 1013">記載方針の相違 ・ 泊は女川に倣い床面に加えて壁面の侵食深さもグラフで示している</p>

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

7.2.1.1 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 7.2.1.1.21 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時間の感度解析について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="241 245 949 296" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間 【事象発生+約 51分（炉心溶融開始約 21分+30分）】⇒【事象発生+60分】 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div data-bbox="199 352 564 528" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 45%;"> <p style="text-align: center;">解析への影響</p> <p>代替格納容器スプレイ開始時刻に関する主な感度は、原子炉格納容器圧力及び原子炉容器破損時のキャビティ水量であるが、原子炉格納容器圧力の挙動に大きな差異はなく、また有意なベースマツト侵食は発生しない。</p> </div> <div data-bbox="631 352 990 485" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 45%;"> <p style="text-align: center;">手順への影響</p> <p>代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ時間の変更に伴い、<u>その他操作の順番や操作開始条件等が変更になることはなく、手順への影響はない</u></p> </div> </div> <div data-bbox="199 552 990 632" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p style="text-align: center;">結論</p> <p>代替格納容器スプレイ開始が【事象発生+60分】でも、格納容器過圧破損及びコンクリート侵食を防止でき、代替低圧注水ポンプ注入操作時間に余裕があることが確認できた</p> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">第6図 感度解析ケースの解析、手順への影響確認結果</p>	<div data-bbox="1151 209 1890 272" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 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時間 【事象発生+約 49分（炉心溶融開始約 19分+30分）】⇒【事象発生+60分】 </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div data-bbox="1122 344 1487 584" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 45%;"> <p style="text-align: center;">解析への影響</p> <p>代替格納容器スプレイ開始時刻に関する主な感度は、原子炉格納容器圧力及び原子炉容器破損時のキャビティ水量であるが、原子炉格納容器圧力の挙動に大きな差異はなく、また有意なベースマツト侵食は発生しない</p> </div> <div data-bbox="1543 344 1908 584" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 45%;"> <p style="text-align: center;">手順への影響</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ時間の変更に伴い、<u>その他操作の順番や操作開始条件等が変更になることはなく、手順への影響はない</u></p> </div> </div> <div data-bbox="1122 616 1908 751" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p style="text-align: center;">結論</p> <p>代替格納容器スプレイ開始が【事象発生+60分】でも、格納容器過圧破損及びコンクリート侵食を防止でき、代替格納容器スプレイポンプ注入操作時間に余裕があることが確認できた</p> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">図7 感度ケースの解析、手順への影響確認結果</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 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について）

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 3.1.1.22</p> <p style="text-align: center;">格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について</p> <p>1. はじめに 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高压注入機能、低压注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において、事象発生後の24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、その操作時間余裕について確認した。</p> <p>2. 影響確認 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は、事象発生後の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が4,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットの水没を防止できることを確認していることから、注水量が4,000m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、3時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器注水量：4,000 [m³] ・1次冷却系体積：470 [m³] <p>蒸気発生器施栓率0%の体積351m³に蓄圧タンク保有水量4基分約110m³を加え、10m³単位で切上げた体積</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイ容量：130 [m³/h] ・恒設代替低压注水ポンプ起動：0.8 [時間]（=約51分） ・24時間経過時点での恒設代替低压注水ポンプの注入量 $(24[時間] - 0.8[時間]) \times 130[m^3/h] = 3,016[m^3]$ <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕 $(4,000 [m^3] - 470[m^3] - 3,016[m^3]) / 130[m^3/h] \approx 3.9 [時間]$ <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.22</p> <p style="text-align: center;">格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について</p> <p>1. はじめに 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低压注入機能、高压注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、事象発生後の24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、その操作時間余裕について確認した。</p> <p>2. 影響確認 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は、事象発生後の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m³以下であれば、格納容器再循環ユニットの水没を防止できることを確認していることから、注水量が6,100m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器注水量：6,100 [m³] ・1次冷却系体積：380 [m³] <p>蒸気発生器施栓率0%の体積280m³に蓄圧タンク保有水量3基分約93m³を加え、10m³単位で切上げた体積</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイ容量：140 [m³/h] ・代替格納容器スプレイポンプ起動：0.8 [時間]（=約49分） ・24時間経過時点での代替格納容器スプレイポンプの注入量 $(24[時間] - 0.8[時間]) \times 140[m^3/h] = 3,248[m^3]$ <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕 $(6,100 [m^3] - 380[m^3] - 3,248[m^3]) / 140[m^3/h] \approx 17.6 [時間]$ <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>評価時間の相違</p> <p>設計の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 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 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）））

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.23</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））</p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示 す。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.2.9</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する場合））</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.23</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能 及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コー ド及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊は炉心損傷防止 等と合わせて評価事 故シーケンスを記載</p>

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 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

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

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	相違理由
大飯発電所3/4号炉	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）
	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）
女川原子力発電所2号炉	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）
	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）
泊発電所3号炉	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）
	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
大飯発電所3/4号炉	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）
	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）
女川原子力発電所2号炉	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）
	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）
泊発電所3号炉	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）
	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）	炉心損傷後の炉心（炉心損傷後）

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 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 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																												
<p>表3 運転員等操作時間による影響、評価項目となるパラメータによる影響及び操作時間余裕(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさ</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転員等による格納容器過圧破損</td> <td>運転員等の操作時間</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> </tr> <tr> <td>運転員等による格納容器過圧破損</td> <td>運転員等の操作時間</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> </tr> </tbody> </table>	項目	解析条件(操作条件)の不確かさ	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	<p>表3 運転員等操作時間による影響、評価項目となるパラメータによる影響(格納容器過圧・過熱破損)(代替評価結果を使用する場合)(2/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさ</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転員等による格納容器過圧破損</td> <td>運転員等の操作時間</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> </tr> <tr> <td>運転員等による格納容器過圧破損</td> <td>運転員等の操作時間</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> </tr> </tbody> </table>	項目	解析条件(操作条件)の不確かさ	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	<p>表3 運転員等操作時間による影響、評価項目となるパラメータによる影響(格納容器過圧・過熱破損)(代替評価結果を使用する場合)(2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさ</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> <th>解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転員等による格納容器過圧破損</td> <td>運転員等の操作時間</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> </tr> <tr> <td>運転員等による格納容器過圧破損</td> <td>運転員等の操作時間</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> <td>運転員等の操作時間による影響</td> </tr> </tbody> </table>	項目	解析条件(操作条件)の不確かさ	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	相違理由
項目	解析条件(操作条件)の不確かさ	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響																																																												
運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響																																																												
運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響																																																												
項目	解析条件(操作条件)の不確かさ	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響																																																												
運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響																																																												
運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響																																																												
項目	解析条件(操作条件)の不確かさ	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響	解析条件(操作条件)の不確かさがもたらされる影響																																																												
運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響																																																												
運転員等による格納容器過圧破損	運転員等の操作時間	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響	運転員等の操作時間による影響																																																												

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 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 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>運転員等作業時間による影響、評価項目となるパラメータに関する影響、評価項目となるパラメータに関する静的負荷（格納容器過圧・過熱破損）（添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））</p>	<p>運転員等作業時間による影響、評価項目となるパラメータに関する影響、評価項目となるパラメータに関する静的負荷（格納容器過圧・過熱破損）（添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））</p>	<p>運転員等作業時間による影響、評価項目となるパラメータに関する影響、評価項目となるパラメータに関する静的負荷（格納容器過圧・過熱破損）（添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））</p>	<p>相違理由</p>

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

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 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
	<p style="text-align: center;">表3 運転員等操作時間にかえる影響、評価項目となるバリエーションにかえる影響及び操作手順変更（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代償措置の発生を使用する場合））(4/4)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th style="width: 25%;">備考の記載位置</th> <th style="width: 25%;">備考</th> <th style="width: 35%;">相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転員等操作時間にかえる影響</td> <td>運転員等操作時間にかえる影響</td> <td>運転員等操作時間にかえる影響</td> <td>運転員等操作時間にかえる影響</td> </tr> <tr> <td>評価項目となるバリエーションにかえる影響</td> <td>評価項目となるバリエーションにかえる影響</td> <td>評価項目となるバリエーションにかえる影響</td> <td>評価項目となるバリエーションにかえる影響</td> </tr> <tr> <td>操作手順変更</td> <td>操作手順変更</td> <td>操作手順変更</td> <td>操作手順変更</td> </tr> </tbody> </table>	項目	備考の記載位置	備考	相違理由	運転員等操作時間にかえる影響	運転員等操作時間にかえる影響	運転員等操作時間にかえる影響	運転員等操作時間にかえる影響	評価項目となるバリエーションにかえる影響	評価項目となるバリエーションにかえる影響	評価項目となるバリエーションにかえる影響	評価項目となるバリエーションにかえる影響	操作手順変更	操作手順変更	操作手順変更	操作手順変更		
項目	備考の記載位置	備考	相違理由																
運転員等操作時間にかえる影響	運転員等操作時間にかえる影響	運転員等操作時間にかえる影響	運転員等操作時間にかえる影響																
評価項目となるバリエーションにかえる影響	評価項目となるバリエーションにかえる影響	評価項目となるバリエーションにかえる影響	評価項目となるバリエーションにかえる影響																
操作手順変更	操作手順変更	操作手順変更	操作手順変更																

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 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損））

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 3.1.1.24</p> <p style="text-align: center;">燃料、水源、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）</p> <p>1. 水源に関する評価（原子炉格納容器注水）</p> <p>評価事故シーケンス【大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗】</p> <p>○水源 燃料取替用水ピット：1,860 m³（有効水量）</p> <p>○水使用パターン 恒設代替低圧注水ポンプ：130m³/h 事象発生後約 51 分（0.8 時間）時間以降運転</p> <p>○時間評価（燃料取替用水ピット水が枯渇するまでの時間評価） 1,860 m³÷130m³/h=約 14.3 時間（事故後約 15.1 時間）</p> <p>（なお、原子炉格納容器への注水総量は約 15.1 時間までに可搬式代替低圧注水ポンプによる注入を開始し、約 24 時間まで注入継続する。130m³/h×23.2h=約 3,000m³）</p> <p>○水源評価結果 事象発生後約 15.1 時間までに可搬式代替低圧注水ポンプによる海水注水及び 24 時間までに大容量ポンプ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に移行することにより対応可能。</p> <div data-bbox="309 1098 884 1380" data-label="Diagram"> <p style="text-align: center;">系統概略図</p> </div>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.24</p> <p style="text-align: center;">水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）</p> <p>1. 水源に関する評価（原子炉格納容器注水）</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】</p> <p>○水源 燃料取替用水ピット：1,700m³（有効水量）</p> <p>○水使用パターン 代替格納容器スプレイポンプ：140m³/h 事象発生後約 49 分（0.81 時間）以降運転</p> <p>○時間評価（燃料取替用水ピット水が枯渇するまでの時間評価） 燃料取替用水ピット水量 1,700m³÷代替格納容器スプレイ流量 140m³/h + 0.81 時間=事象発生後約 12.9 時間</p> <p><補給可能時間> 可搬式大型送水ポンプ車による補給開始可能時間：事象発生後の 11.7 時間後</p> <p>○水源評価結果 燃料取替用水ピットが枯渇する前までに可搬式大型送水ポンプ車による海水補給が可能のため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。</p>	<p>記載順の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>解析条件の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は2台のポンプを使用して24時間の注水を継続するのに対して、泊は水源が枯渇する前までに海水を補給する ・24 時間の注水継続が可能か点は同様

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）

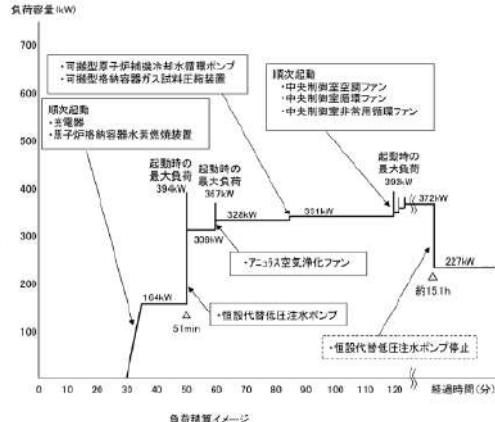
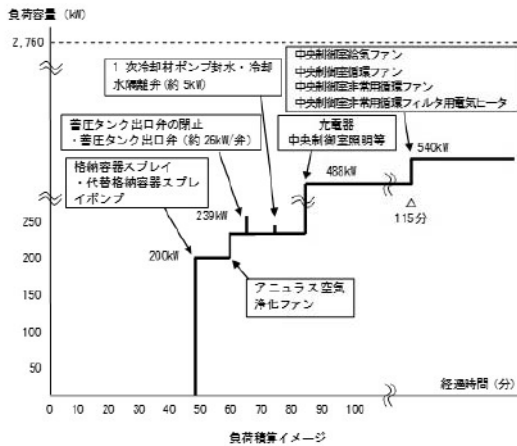
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損））

大飯発電所3/4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																															
2. 燃料消費に関する評価 評価事故シーケンス【大破断LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗】 プラント状況：3、4号炉運転中。 事象：大破断LOCAは全ユニット発災を想定する。		2. 燃料消費に関する評価 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】		設計の相違																																																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>燃料種別</th> <th colspan="2">重油</th> </tr> <tr> <th>号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">時系列</td> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td>空冷DG (3号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 3973/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 133,392k</td> <td>空冷DG (4号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 3973/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 133,392k</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td>緊急時対策用発電機 (3,4号炉用1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 18.1k/h × 1台 × 24h × 7日間 = 約 3,041k</td> <td>緊急時対策用発電機 (3,4号炉用予備1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 18.1k/h × 1台 × 24h × 7日間 = 約 3,041k</td> </tr> <tr> <td>事象発生後 6.5h 後～事象発生後 24h 後 (=17.6h)</td> <td>可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (3号炉用1台) 起動 燃費約 126k/h (定格負荷) × 1台 × 17.6h = 約 2,205k</td> <td>可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (4号炉用1台) 起動 燃費約 126k/h (定格負荷) × 1台 × 17.6h = 約 2,205k</td> </tr> <tr> <td>事象発生後 14h 後～事象発生後 7日間 (=154h)</td> <td>大容量ポンプ (3,4号炉用1台) 起動 燃費約 310k/h (定格負荷) × 154h = 約 47,740k</td> <td>大容量ポンプ (3,4号炉用予備1台) 起動 燃費約 310k/h (定格負荷) × 154h = 約 47,740k</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>7日間 3号炉で消費する重油量 約 186,378k</td> <td>7日間 4号炉で消費する重油量 約 186,378k</td> <td></td> </tr> <tr> <td>結果</td> <td>3号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548k (重油タンク (160k、2基)、燃料油貯蔵タンク (114k、2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能</td> <td>4号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548k (重油タンク (160k、2基)、燃料油貯蔵タンク (114k、2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>燃料種別</th> <th colspan="2">軽油</th> </tr> <tr> <th>号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">時系列</td> <td>事象発生後 6.5h 後～事象発生後 24h (=17.7h)</td> <td>3号送水車起動 燃費約 74k/h × 17.7h = 約 1,310k</td> <td>4号送水車起動 燃費約 74k/h × 17.7h = 約 1,310k</td> </tr> <tr> <td>事象発生後 6.5h 後～事象発生後 7日間 (=161.7h)</td> <td>3号水中ポンプ起動 燃費約 8.5k/h × 161.7h = 約 1,375k</td> <td>4号水中ポンプ起動 燃費約 8.5k/h × 161.7h = 約 1,375k</td> </tr> <tr> <td>事象発生後 24h 後～事象発生後 7日間 (=144h)</td> <td>3号送水車起動 燃費約 21k/h × 144h = 約 3,024k</td> <td>4号送水車起動 燃費約 21k/h × 144h = 約 3,024k</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>7日間 3,4号炉で消費する軽油量の合計 約 11,418k</td> <td></td> </tr> <tr> <td>結果</td> <td colspan="2">発電所に備蓄している軽油量の合計は21,000kであることから、7日間は十分に対応可能</td> </tr> </tbody> </table>		燃料種別	重油		号炉	3号炉	4号炉	時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	空冷DG (3号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 3973/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 133,392k	空冷DG (4号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 3973/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 133,392k	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 18.1k/h × 1台 × 24h × 7日間 = 約 3,041k	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用予備1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 18.1k/h × 1台 × 24h × 7日間 = 約 3,041k	事象発生後 6.5h 後～事象発生後 24h 後 (=17.6h)	可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (3号炉用1台) 起動 燃費約 126k/h (定格負荷) × 1台 × 17.6h = 約 2,205k	可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (4号炉用1台) 起動 燃費約 126k/h (定格負荷) × 1台 × 17.6h = 約 2,205k	事象発生後 14h 後～事象発生後 7日間 (=154h)	大容量ポンプ (3,4号炉用1台) 起動 燃費約 310k/h (定格負荷) × 154h = 約 47,740k	大容量ポンプ (3,4号炉用予備1台) 起動 燃費約 310k/h (定格負荷) × 154h = 約 47,740k	合計	7日間 3号炉で消費する重油量 約 186,378k	7日間 4号炉で消費する重油量 約 186,378k		結果	3号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548k (重油タンク (160k、2基)、燃料油貯蔵タンク (114k、2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548k (重油タンク (160k、2基)、燃料油貯蔵タンク (114k、2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能		燃料種別	軽油		号炉	3号炉	4号炉	時系列	事象発生後 6.5h 後～事象発生後 24h (=17.7h)	3号送水車起動 燃費約 74k/h × 17.7h = 約 1,310k	4号送水車起動 燃費約 74k/h × 17.7h = 約 1,310k	事象発生後 6.5h 後～事象発生後 7日間 (=161.7h)	3号水中ポンプ起動 燃費約 8.5k/h × 161.7h = 約 1,375k	4号水中ポンプ起動 燃費約 8.5k/h × 161.7h = 約 1,375k	事象発生後 24h 後～事象発生後 7日間 (=144h)	3号送水車起動 燃費約 21k/h × 144h = 約 3,024k	4号送水車起動 燃費約 21k/h × 144h = 約 3,024k	合計	7日間 3,4号炉で消費する軽油量の合計 約 11,418k		結果	発電所に備蓄している軽油量の合計は21,000kであることから、7日間は十分に対応可能		<table border="1"> <thead> <tr> <th>燃料種別</th> <th>軽油</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">時系列</td> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td>代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 411k/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 138.1k</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間 (=168h)</td> <td>緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 (24.4k/h × 1台 + 19.3k/h × 1台) (定格負荷) × 24h × 7日間 = 7,342k = 約 7.4k</td> </tr> <tr> <td>事象発生 22.6h 後～7日間 (=145.4h) <格納容器内自然対流冷却></td> <td>可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72k/h (最大負荷) × 1台 × 145.4h = 約 10.5k</td> </tr> <tr> <td>事象発生 11.7h 後～7日間 (=156.3h) <使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの注水></td> <td>可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72k/h (最大負荷) × 1台 × 156.3h = 約 11.3k</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>7日間で消費する軽油量の合計 約 167.3k</td> </tr> <tr> <td>結果</td> <td>ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量 (540k) にて供給可能</td> </tr> </tbody> </table>		燃料種別	軽油	時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 411k/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 138.1k	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 (24.4k/h × 1台 + 19.3k/h × 1台) (定格負荷) × 24h × 7日間 = 7,342k = 約 7.4k	事象発生 22.6h 後～7日間 (=145.4h) <格納容器内自然対流冷却>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72k/h (最大負荷) × 1台 × 145.4h = 約 10.5k	事象発生 11.7h 後～7日間 (=156.3h) <使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72k/h (最大負荷) × 1台 × 156.3h = 約 11.3k	合計	7日間で消費する軽油量の合計 約 167.3k	結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量 (540k) にて供給可能
燃料種別	重油																																																																		
号炉	3号炉	4号炉																																																																	
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	空冷DG (3号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 3973/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 133,392k	空冷DG (4号炉用2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 3973/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 133,392k																																																																
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 18.1k/h × 1台 × 24h × 7日間 = 約 3,041k	緊急時対策用発電機 (3,4号炉用予備1台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 18.1k/h × 1台 × 24h × 7日間 = 約 3,041k																																																																
	事象発生後 6.5h 後～事象発生後 24h 後 (=17.6h)	可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (3号炉用1台) 起動 燃費約 126k/h (定格負荷) × 1台 × 17.6h = 約 2,205k	可搬式代替低圧注水ポンプ用エンジン式発電機 (4号炉用1台) 起動 燃費約 126k/h (定格負荷) × 1台 × 17.6h = 約 2,205k																																																																
	事象発生後 14h 後～事象発生後 7日間 (=154h)	大容量ポンプ (3,4号炉用1台) 起動 燃費約 310k/h (定格負荷) × 154h = 約 47,740k	大容量ポンプ (3,4号炉用予備1台) 起動 燃費約 310k/h (定格負荷) × 154h = 約 47,740k																																																																
合計	7日間 3号炉で消費する重油量 約 186,378k	7日間 4号炉で消費する重油量 約 186,378k																																																																	
結果	3号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548k (重油タンク (160k、2基)、燃料油貯蔵タンク (114k、2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の使用可能量は548k (重油タンク (160k、2基)、燃料油貯蔵タンク (114k、2基) の合計) であることから、7日間は十分に対応可能																																																																	
燃料種別	軽油																																																																		
号炉	3号炉	4号炉																																																																	
時系列	事象発生後 6.5h 後～事象発生後 24h (=17.7h)	3号送水車起動 燃費約 74k/h × 17.7h = 約 1,310k	4号送水車起動 燃費約 74k/h × 17.7h = 約 1,310k																																																																
	事象発生後 6.5h 後～事象発生後 7日間 (=161.7h)	3号水中ポンプ起動 燃費約 8.5k/h × 161.7h = 約 1,375k	4号水中ポンプ起動 燃費約 8.5k/h × 161.7h = 約 1,375k																																																																
	事象発生後 24h 後～事象発生後 7日間 (=144h)	3号送水車起動 燃費約 21k/h × 144h = 約 3,024k	4号送水車起動 燃費約 21k/h × 144h = 約 3,024k																																																																
	合計	7日間 3,4号炉で消費する軽油量の合計 約 11,418k																																																																	
結果	発電所に備蓄している軽油量の合計は21,000kであることから、7日間は十分に対応可能																																																																		
燃料種別	軽油																																																																		
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 411k/h (定格負荷) × 2台 × 24h × 7日間 = 約 138.1k																																																																	
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 (24.4k/h × 1台 + 19.3k/h × 1台) (定格負荷) × 24h × 7日間 = 7,342k = 約 7.4k																																																																	
	事象発生 22.6h 後～7日間 (=145.4h) <格納容器内自然対流冷却>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72k/h (最大負荷) × 1台 × 145.4h = 約 10.5k																																																																	
	事象発生 11.7h 後～7日間 (=156.3h) <使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72k/h (最大負荷) × 1台 × 156.3h = 約 11.3k																																																																	
	合計	7日間で消費する軽油量の合計 約 167.3k																																																																	
結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量 (540k) にて供給可能																																																																		

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 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について (格納容器過圧破損))

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																								
<p>3. 電源に関する評価</p> <p>負荷リスト 大飯3 (4)号機空冷式非常用発電装置(1,825kVA×2台(給電容量:2,920kW))</p> <p><大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗></p> <table border="1" data-bbox="179 446 515 845"> <caption>主要機器リスト</caption> <thead> <tr> <th>主要機器名称</th> <th>容量(kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>充電機 (A, B)</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内気体監視装置</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>静的熱媒式水素再結合装置温度監視装置</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水素再結合装置温度監視装置</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器水素ガス濃度計</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>アニュラス水素濃度計</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水位</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>原子炉下層キャピティ水位</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>A、B、C、D計器用電源</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>可搬型照明 (3台)</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>衛星電話 (固定)</td> <td>77</td> </tr> <tr> <td>恒設代替低圧注水ポンプ</td> <td>146</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水素燃焼装置</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td>可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>可搬型格納容器ガス試料圧縮装置</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>アニュラス空気浄化ファン</td> <td>19</td> </tr> <tr> <td>中央制御室空調ファン</td> <td>19</td> </tr> <tr> <td>中央制御室非常用循環ファン</td> <td>11</td> </tr> <tr> <td>中央制御室非常用循環ファン</td> <td>11</td> </tr> <tr> <td>合計(kW)</td> <td>372</td> </tr> </tbody> </table> 	主要機器名称	容量(kW)	充電機 (A, B)	77	原子炉格納容器内気体監視装置	77	静的熱媒式水素再結合装置温度監視装置	77	原子炉格納容器水素再結合装置温度監視装置	77	可搬型格納容器水素ガス濃度計	77	アニュラス水素濃度計	77	原子炉格納容器水位	77	原子炉下層キャピティ水位	77	A、B、C、D計器用電源	77	可搬型照明 (3台)	77	衛星電話 (固定)	77	恒設代替低圧注水ポンプ	146	原子炉格納容器水素燃焼装置	10	可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ	1	可搬型格納容器ガス試料圧縮装置	2	アニュラス空気浄化ファン	19	中央制御室空調ファン	19	中央制御室非常用循環ファン	11	中央制御室非常用循環ファン	11	合計(kW)	372	<p>3. 電源に関する評価</p> <p>評価事故シナゲンス【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】</p> <p>負荷リスト 代替非常用発電機 (1,725kVA×2台 (給電容量:2,760kW))</p> <table border="1" data-bbox="1075 446 1411 845"> <caption>主要機器名称</caption> <thead> <tr> <th>主要機器名称</th> <th>容量 (kVA/kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>充電機 (A, B)</td> <td>131/113</td> </tr> <tr> <td>計器用電源 (安全系)</td> <td>131/113</td> </tr> <tr> <td>(A, B, C, D)</td> <td>充電機 A に含む (27/22)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>充電機 B に含む (27/22)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>充電機 A に含む (27/22)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>充電機 B に含む (27/22)</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ</td> <td>209/200</td> </tr> <tr> <td>アニュラス空気浄化ファン</td> <td>45/39</td> </tr> <tr> <td>中央制御室給気ファン</td> <td>27/21</td> </tr> <tr> <td>中央制御室循環ファン</td> <td>15/13</td> </tr> <tr> <td>中央制御室非常用循環ファン</td> <td>6/5</td> </tr> <tr> <td>中央制御室照明等</td> <td>23/23</td> </tr> <tr> <td>中央制御室非常用循環フィルタ用電気ヒータ</td> <td>10/10</td> </tr> <tr> <td>合計 (kVA/kW)</td> <td>600/540</td> </tr> </tbody> </table> 	主要機器名称	容量 (kVA/kW)	充電機 (A, B)	131/113	計器用電源 (安全系)	131/113	(A, B, C, D)	充電機 A に含む (27/22)		充電機 B に含む (27/22)		充電機 A に含む (27/22)		充電機 B に含む (27/22)	代替格納容器スプレイポンプ	209/200	アニュラス空気浄化ファン	45/39	中央制御室給気ファン	27/21	中央制御室循環ファン	15/13	中央制御室非常用循環ファン	6/5	中央制御室照明等	23/23	中央制御室非常用循環フィルタ用電気ヒータ	10/10	合計 (kVA/kW)	600/540	<p>記載表現の相違</p> <p>設計の相違</p>
主要機器名称	容量(kW)																																																																									
充電機 (A, B)	77																																																																									
原子炉格納容器内気体監視装置	77																																																																									
静的熱媒式水素再結合装置温度監視装置	77																																																																									
原子炉格納容器水素再結合装置温度監視装置	77																																																																									
可搬型格納容器水素ガス濃度計	77																																																																									
アニュラス水素濃度計	77																																																																									
原子炉格納容器水位	77																																																																									
原子炉下層キャピティ水位	77																																																																									
A、B、C、D計器用電源	77																																																																									
可搬型照明 (3台)	77																																																																									
衛星電話 (固定)	77																																																																									
恒設代替低圧注水ポンプ	146																																																																									
原子炉格納容器水素燃焼装置	10																																																																									
可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ	1																																																																									
可搬型格納容器ガス試料圧縮装置	2																																																																									
アニュラス空気浄化ファン	19																																																																									
中央制御室空調ファン	19																																																																									
中央制御室非常用循環ファン	11																																																																									
中央制御室非常用循環ファン	11																																																																									
合計(kW)	372																																																																									
主要機器名称	容量 (kVA/kW)																																																																									
充電機 (A, B)	131/113																																																																									
計器用電源 (安全系)	131/113																																																																									
(A, B, C, D)	充電機 A に含む (27/22)																																																																									
	充電機 B に含む (27/22)																																																																									
	充電機 A に含む (27/22)																																																																									
	充電機 B に含む (27/22)																																																																									
代替格納容器スプレイポンプ	209/200																																																																									
アニュラス空気浄化ファン	45/39																																																																									
中央制御室給気ファン	27/21																																																																									
中央制御室循環ファン	15/13																																																																									
中央制御室非常用循環ファン	6/5																																																																									
中央制御室照明等	23/23																																																																									
中央制御室非常用循環フィルタ用電気ヒータ	10/10																																																																									
合計 (kVA/kW)	600/540																																																																									

【凡例】 ○：記載あり
 ×：記載なし
 (○)：本文の資料の他箇所に記載
 △：他条文の資料などに記載

7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
本文	本文	○	○			
添付資料3.1.2.1 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方	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	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
添付資料3.1.2.2 原子炉満水操作の概要について		×	×	原子炉満水操作に関してはBWR固有の操作のためまとめ資料の作成は不要と判断		まとめ資料を作成していない
添付資料3.1.2.3 復水補給水系の機能確保の妥当性について		×	×	復水補給水系に関してはBWR固有の設備のためまとめ資料の作成は不要と判断		まとめ資料を作成していない
添付資料3.1.2.4 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について	添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)解析結果における燃料挙動について	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
添付資料3.1.2.5 安定状態について(代替循環冷却系を使用する場合)	添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施するが、安定状態の考え方は女川を踏襲することから女川も含めた3連比較表とする)
添付資料3.1.2.6 格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について		×	×	泊の過圧破損では水素の発生は発生量が支配的なジルコニウム-水反応のみを考慮しており、金属腐食による水素発生量が相対的に少ないことは添付資料7.2.4.5にて確認していることから、資料作成の作成までは不要と判断		まとめ資料を作成していない
添付資料3.1.2.7 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について	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	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
添付資料3.1.2.8 格納容器漏えい率の設定について	添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について	○	×⇒○			
添付資料3.1.2.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合))	添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施するが、操作条件の不確かさの考え方は女川を踏襲することから女川も含めた3連比較表とする)
添付資料3.1.2.10 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について	添付資料 7.2.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について	○	×⇒○			
添付資料3.1.2.11 7日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合))	添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について(格納容器過圧破損)	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
添付資料3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について	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 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	○ ○	×⇒○ ×⇒○			
添付資料3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について		×	×			
添付資料3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において代替循環冷却系を使用できない場合における原子炉格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について		×	×			
添付資料3.1.3.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について		×	×			
添付資料3.1.3.5 サプレッションチェンバのスクラビングによるエアロゾル粒子の捕集効果		×	×			
添付資料3.1.3.6 安定状態について(代替循環冷却系を使用できない場合)		×	×			
添付資料3.1.3.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))		×	×			
添付資料3.1.3.8 注水操作が遅れる場合の影響について		×	×			
添付資料3.1.3.9 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作開始を限界圧力接近時とした場合の影響		×	×			
添付資料3.1.3.10 7日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))		×	×			

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
	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	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較(図表は除く)は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
	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	○	×⇒○			
	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(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)	○	×⇒○			
	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	○	×⇒○			
	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	○	×⇒○			
	添付資料 7.2.1.1.10 スプレーによるエアロゾルの除去速度の設定について	○	×⇒○			
	添付資料 7.2.1.1.12 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について	○	×⇒○			
	添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について	○	×⇒○			
	添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137放出量評価の評価期間について	○	×⇒○			
	添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について	○	×⇒○			
	添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について	○	×⇒○			
	添付資料 7.2.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について	○	×⇒○			
	添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレーポンプによる代替格納容器スプレー時間の感度解析について	○	×⇒○			
	添付資料 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について	○	×⇒○			