


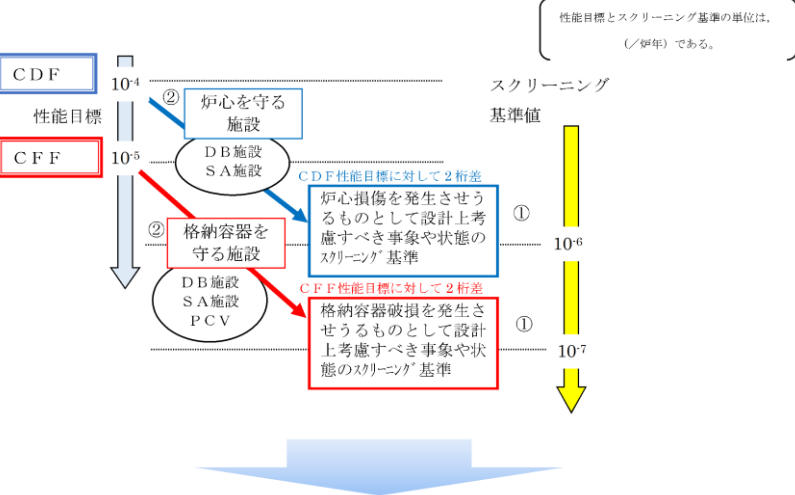
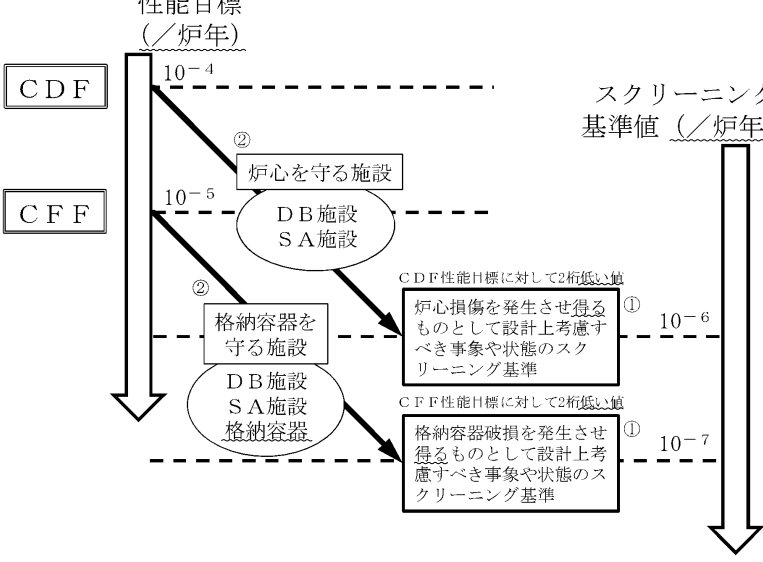
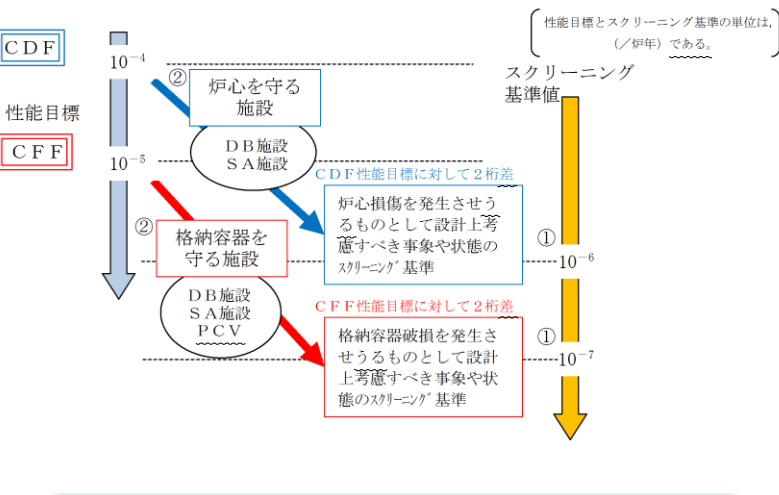


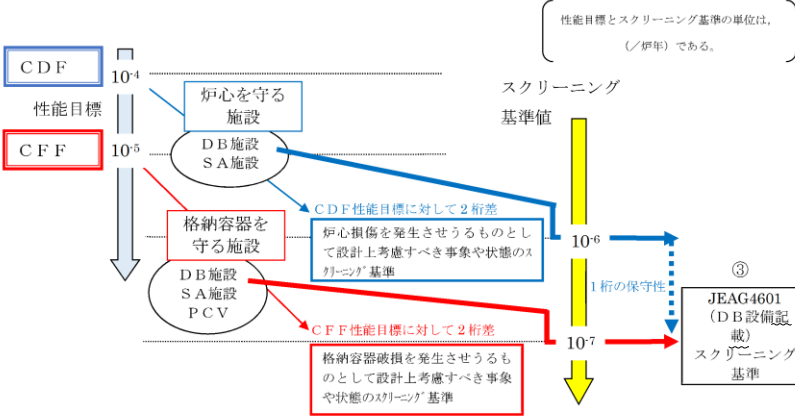
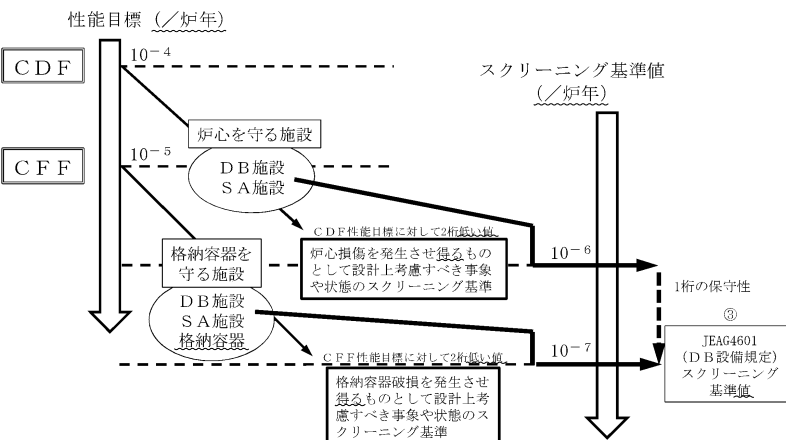
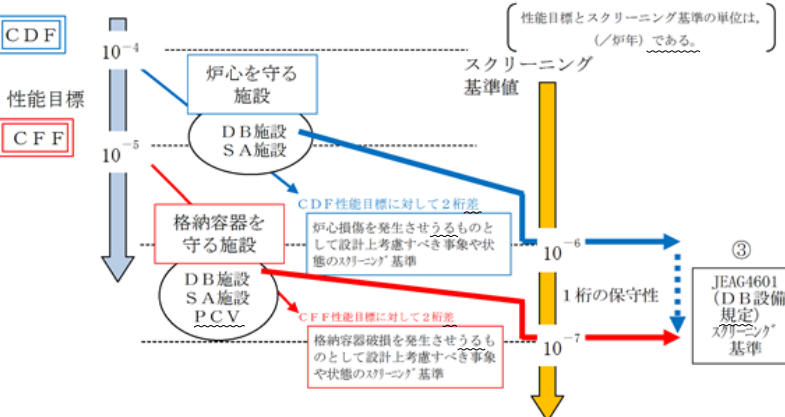
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(補足2) 事象発生確率の考え方</p> <p>日本及び米国では性能目標として、CDFであれば10^{-4}/炉年、CFRであれば10^{-5}/炉年程度とされている。</p> <p>DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年という値は、CDFやCFRの性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。(補足2.1表 参照)</p> <p>米国標準審査指針においても、重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として、10^{-7}/炉年という値が用いられている。また、航空機落下についても10^{-7}/年という値が用いられている。</p> <p>本補足では、DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年を踏まえ、SA施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。</p>	<p>(補足2) 事象発生確率の考え方</p> <p>日本及び米国では性能目標として、炉心損傷頻度(CDF)であれば10^{-4}/炉年、格納容器機能喪失頻度(CFR)であれば10^{-5}/炉年程度とされている。</p> <p>DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年という値は、CDFやCFRの性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。(補足2.1表 参照)</p> <p>米国標準審査指針においても、重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として、10^{-7}/年という値が用いられている。また、航空機落下についても10^{-7}/年という値が用いられている。</p> <p>本補足では、DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年を踏まえ、SA施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。</p>	<p style="text-align: right;">補足1</p> <p>事象発生確率の考え方</p> <p>日本及び米国では性能目標として、炉心損傷頻度(CDF)であれば10^{-4}/炉年、格納容器機能喪失頻度(CFR)であれば10^{-5}/炉年程度とされている。</p> <p>DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年という値は、CDFやCFRの性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。(補足1-1表 参照)</p> <p>米国標準審査指針においても、重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として、10^{-7}/炉年という値が用いられている。</p> <p>本補足では、DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である10^{-7}/炉年を踏まえ、SA施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)		東海第二発電所 (2018.9.18版)		島根原子力発電所 2号炉		備考
補足2.1表 日本, 米国の安全目標と地震との組合せ条件						
	米国 (NRC)	日本		米国 (NRC)	日本	
安全目標	<p>10⁻⁶/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p>10⁻⁵/炉年 (CDF)</p> <p>10⁻⁵/炉年 (LERF)</p> <p>(Regulatory Guide 1.174 Rev.1, 2002)</p> <p>【参考】IAEAの安全目標</p> <p>○既存の原子力発電所について 重大な炉心損傷< 約10⁻⁵/炉年 大規模放出頻度< 約10⁻⁵/炉年</p> <p>○将来の原子力発電所について 重大な炉心損傷< 約10⁻⁵/炉年 大規模放出頻度< 約10⁻⁵/炉年 (75-INS AG-3 Rev.1 INS AG-12)</p>	<p>10⁻⁶/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p>10⁻⁵/炉年 (CDF)</p> <p>10⁻⁵/炉年 (CDF-1)</p> <p>10⁻⁵/炉年 (CDF-2) (100TBqの管理目標 (環境への影響の視点))</p> <p>(第2回 原子力規制委員会 (平成25年4月10日) 資料5)</p> <p>(第2回 原子力規制委員会での議論)</p> <p>○平成18年までに旧原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われており、この検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。</p> <p>(安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ 平成15年12月)</p> <p>(発電用軽水型原子炉施設の性能目標について 平成18年3月)</p> <p>○東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、事故時のCs137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万年に1回程度を超えないように抑制されるべきである (テロ等によるものを除く) ことを、追加すべきである。</p>	<p>安全目標 安全目標 10⁻⁶/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p>10⁻⁴/炉年 (CDF)</p> <p>10⁻⁵/炉年 (LERF)</p> <p>(Regulatory Guide 1.174 Rev.1, 2002)</p> <p>【参考】IAEAの安全目標</p> <p>○既存の原子力発電所について 重大な炉心損傷< 約10⁻⁴/炉年 大規模放出頻度< 約10⁻⁵/炉年</p> <p>○将来の原子力発電所について 重大な炉心損傷< 約10⁻⁵/炉年 大規模放出頻度< 約10⁻⁶/炉年 (75-INSAG-3 Rev.1 INSAG-12)</p>	<p>10⁻⁶/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p>10⁻⁴/炉年 (CDF)</p> <p>10⁻⁵/炉年 (CDF-1)</p> <p>10⁻⁶/炉年 (CDF-2) (100TBqの管理目標 (環境への影響の視点))</p> <p>(第2回原子力規制委員会 (平成25年4月10日) 資料5)</p> <p>(第2回原子力規制委員会での議論)</p> <p>○平成18年までに旧原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われており、この検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。</p> <p>(安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ 平成15年12月)</p> <p>(発電用軽水型原子炉施設の性能目標について 平成18年3月)</p> <p>○東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、事故時のCs137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万年に1回程度を超えないように抑制されるべきである (テロ等によるものを除く) ことを、追加すべきである。</p>	<p>10⁻⁶/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p>10⁻⁴/炉年 (CDF)</p> <p>10⁻⁵/炉年 (LERF)</p> <p>(Regulatory Guide 1.174 Rev.1, 2002)</p> <p>【参考】IAEAの安全目標</p> <p>○既存の原子力発電所について 重大な炉心損傷< 約10⁻⁴/炉年 大規模放出頻度< 約10⁻⁵/炉年</p> <p>○将来の原子力発電所について 重大な炉心損傷< 約10⁻⁵/炉年 大規模放出頻度< 約10⁻⁶/炉年 (75-INS AG-3 Rev.1 INS AG-12)</p>	
地震との組合せ	「適切な組合せ」を考慮する。 具体的な記載はなし。 (10CFR50 付則 A「一般設計指針 (GDC)」)	(設置許可基準規則の解釈別記2 (=DB施設に対する規定)) 発生確率, 継続時間, 地震動の年超過確率を踏まえて、適切な地震力と組合せる。 (J EAG4601 (=DB施設に対する記載)) 10 ⁻⁷ /炉年以下の発生確率は考慮しない。	地震との組合せ 「適切な組合せ」を考慮する。 具体的な記載はなし。 (10CFR50 付則 A「一般設計指針 (GDC)」)	(設置許可基準規則の解釈別記2 (=DB施設に対する規定)) 発生確率, 継続時間, 地震動の年超過確率を踏まえて、適切な地震力と組合せる。 (J EAG4601 (=DB施設に対する規定)) 10 ⁻⁷ /炉年以下の発生確率は考慮しない。	「適切な組合せ」を考慮する。 具体的な記載はなし。 (10CFR50 付則 A「一般設計指針 (GDC)」)	(設置許可基準規則の解釈別記2 (=DB施設に対する規定)) 発生確率, 継続時間, 地震動の年超過確率を踏まえて、適切な地震力と組合せる。 (J EAG4601 (=DB施設に対する規定)) 10 ⁻⁷ /炉年以下の発生確率は考慮しない。
(参考) 航空機落下の判断基準	10 ⁻⁷ /年 (SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS) 【参考】 10CFR100 (立地基準) におけるオフサイト・ハザード (重大なFPの放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象) に関する十分低い確率として容認しうる基準として、正確に確率を推定するのが難しい場合は、10 ⁻⁷ /年としている。 (SRP 2.2.3 EVALUATION OF POTENTIAL ACCIDENTS)	10 ⁻⁷ /年 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について (平成21・06・25 原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)	(参考) 航空機落下の判断基準 10 ⁻⁷ /年 (SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS) 【参考】 10CFR100 (立地基準) におけるオフサイト・ハザード (重大なFPの放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象) に関する十分低い確率として容認しうる基準として、正確に確率を推定するのが難しい場合は、10 ⁻⁷ /年としている。 (SRP 2.2.3 EVALUATION OF POTENTIAL ACCIDENTS)	10 ⁻⁷ /年 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について (平成21・06・25 原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)	10 ⁻⁷ /炉年 (SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS) 【参考】 10CFR100 (立地基準) におけるオフサイト・ハザード (重大なFPの放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象) に関する十分低い確率として容認しうる基準として、正確に確率を推定するのが難しい場合は、10 ⁻⁷ /炉年としている。 (SRP 2.2.3 EVALUATION OF POTENTIAL ACCIDENTS)	10 ⁻⁷ /炉年 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について (平成21・06・25 原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)
補足1-1表 日本, 米国の安全目標と地震との組合せ条件						

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 確率論的リスク評価における「影響」について</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。 リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価(PRA)における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。 <div style="text-align: center;">  </div> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷頻度(CDF) 格納容器機能喪失頻度(CFF) <p>炉心損傷、格納容器機能喪失という「影響」について、そのシナリオ群の頻度の合計</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>・施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 炉心損傷頻度(CDF)を10^{-4}/炉年以下 ➢ 格納容器機能喪失頻度(CFF)を10^{-5}/炉年以下 </div> <div style="text-align: center;">  </div> <ul style="list-style-type: none"> したがって、性能目標には影響が考慮されている <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>原子力安全委員会の安全目標専門部会</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」(平成15年12月の中間とりまとめ) ➢ 発電用軽水型原子力炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」(平成18年3月報告書) </div>	<p>1. 確率論的リスク評価における「影響」について</p> <p>原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。</p> <p>リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価(PRA)における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。</p> <p><u>PRAでは炉心損傷頻度(CDF)や格納容器機能喪失頻度(CFF)を指標としているが、これらの指標は炉心損傷や格納容器機能喪失という「影響」が発生する頻度の合計を示すものである。</u></p> <p><u>原子炉施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標は次のとおりとされている。</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 炉心損傷頻度(CDF): 10^{-4}/炉年以下 ➢ 格納容器機能喪失頻度(CFF): 10^{-5}/炉年以下 </div> <p>したがって、性能目標には「影響」が考慮されている。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>原子力安全委員会の安全目標専門部会</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」(平成15年12月の中間とりまとめ) ➢ 発電用軽水型原子力炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」(平成18年3月報告書) </div>	<p>1. 確率論的リスク評価における「影響」について</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。 リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価(PRA)における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。 <div style="text-align: center;">  </div> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷頻度(CDF) 格納容器機能喪失頻度(CFF) <p>炉心損傷、格納容器機能喪失という「影響」について、そのシナリオ群の頻度の合計</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>・施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 炉心損傷頻度(CDF)を10^{-4}/炉年以下 ➢ 格納容器機能喪失頻度(CFF)を10^{-5}/炉年以下 </div> <div style="text-align: center;">  </div> <ul style="list-style-type: none"> したがって、性能目標には「影響」が考慮されている <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>原子力安全委員会の安全目標専門部会</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」(平成15年12月の中間とりまとめ) ➢ 発電用軽水型原子力炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」(平成18年3月報告書) </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																				
<p>2. スクリーニング基準の設定の考え方</p> <table border="1" data-bbox="163 273 905 577"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>目標値^(注)</th> <th>スクリーニング基準[*] (/炉年)</th> <th>スクリーニング基準を定めている事例^(※2)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷頻度 (CDF)</td> <td>10⁻⁴ (/炉年)</td> <td>10⁻⁶ (/炉年) </td> <td>・原子力学会標準 (外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国 ASME/ANS RA-S.A-2009 (EXT-C1)</td> </tr> <tr> <td>格納容器機能喪失頻度 (CF F)</td> <td>10⁻⁵ (/炉年)</td> <td>10⁻⁷ (/炉年) </td> <td>・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) ・航空機落下確率評価基準 (H21.6.30 原子力安全・保安院)</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>(注) 原安委「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より</small> <small>(※2)【参考1】を参照</small></p> <p style="text-align: center;"></p> <p>CDF目標値10⁻⁴/炉年に対しては2桁を見越した10⁻⁶/炉年が、CF F目標値10⁻⁵/炉年に対しても2桁を見越した10⁻⁷/炉年がスクリーニング基準として用いられている例があるが、これは、目標に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象であるので、これを考慮しない場合であっても目標に対して影響がないとみなしている。</p> <p>(注) スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できる閾値</p>	項目	目標値 ^(注)	スクリーニング基準 [*] (/炉年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^(※2)	炉心損傷頻度 (CDF)	10 ⁻⁴ (/炉年)	10 ⁻⁶ (/炉年)	・原子力学会標準 (外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国 ASME/ANS RA-S.A-2009 (EXT-C1)	格納容器機能喪失頻度 (CF F)	10 ⁻⁵ (/炉年)	10 ⁻⁷ (/炉年)	・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) ・航空機落下確率評価基準 (H21.6.30 原子力安全・保安院)	<p>2. スクリーニング基準の設定の考え方</p> <p>補足第2-2表に示すとおり、炉心損傷頻度 (CDF) のスクリーニング基準 (頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値) として、目標値である10⁻⁴/炉年に対して2桁低い10⁻⁶/炉年が用いられている事例がある。また、格納容器機能喪失頻度 (CF F) のスクリーニング基準として、目標値である10⁻⁵/炉年に対して2桁低い10⁻⁷/炉年が用いられている事例がある。これらは、目標値に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象については目標に対して有意な影響がないとみなしていると考えられる。</p> <p style="text-align: center;">補足第2-2表 目標値とスクリーニング基準</p> <table border="1" data-bbox="958 766 1694 1123"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>目標値^{*1}</th> <th>スクリーニング基準</th> <th>スクリーニング基準を定めている事例^{*2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷頻度 (CDF)</td> <td>10⁻⁴ (/炉年)</td> <td>10⁻⁶ (/炉年) </td> <td>・原子力学会標準「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009</td> </tr> <tr> <td>格納容器機能喪失頻度 (CF F)</td> <td>10⁻⁵ (/炉年)</td> <td>10⁻⁷ (/炉年) </td> <td>・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) ・航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院)</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より</small> <small>※2：【参考1】を参照</small></p>	項目	目標値 ^{*1}	スクリーニング基準	スクリーニング基準を定めている事例 ^{*2}	炉心損傷頻度 (CDF)	10 ⁻⁴ (/炉年)	10 ⁻⁶ (/炉年)	・原子力学会標準「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009	格納容器機能喪失頻度 (CF F)	10 ⁻⁵ (/炉年)	10 ⁻⁷ (/炉年)	・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) ・航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院)	<p>2. スクリーニング基準の設定の考え方</p> <table border="1" data-bbox="1748 273 2490 577"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>目標値^{*1}</th> <th>スクリーニング基準[*] (/炉年)</th> <th>スクリーニング基準を定めている事例^{*2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷頻度 (CDF)</td> <td>10⁻⁴ (/炉年)</td> <td>10⁻⁶ (/炉年) </td> <td>・原子力学会標準「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009 (EXT-C1)</td> </tr> <tr> <td>格納容器機能喪失頻度 (CF F)</td> <td>10⁻⁵ (/炉年)</td> <td>10⁻⁷ (/炉年) </td> <td>・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) ・航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院)</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より</small> <small>※2：【参考1】を参照</small></p> <p style="text-align: center;"></p> <p>CDF目標値10⁻⁴/炉年に対しては2桁を見越した10⁻⁶/炉年が、CF F目標値10⁻⁵/炉年に対しても2桁を見越した10⁻⁷/炉年がスクリーニング基準として用いられている例があるが、これは、目標に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象であるので、これを考慮しない場合であっても目標に対して影響がないとみなしている。</p> <p>(注) スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値</p>	項目	目標値 ^{*1}	スクリーニング基準 [*] (/炉年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^{*2}	炉心損傷頻度 (CDF)	10 ⁻⁴ (/炉年)	10 ⁻⁶ (/炉年)	・原子力学会標準「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009 (EXT-C1)	格納容器機能喪失頻度 (CF F)	10 ⁻⁵ (/炉年)	10 ⁻⁷ (/炉年)	・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) ・航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院)	
項目	目標値 ^(注)	スクリーニング基準 [*] (/炉年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^(※2)																																				
炉心損傷頻度 (CDF)	10 ⁻⁴ (/炉年)	10 ⁻⁶ (/炉年)	・原子力学会標準 (外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国 ASME/ANS RA-S.A-2009 (EXT-C1)																																				
格納容器機能喪失頻度 (CF F)	10 ⁻⁵ (/炉年)	10 ⁻⁷ (/炉年)	・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) ・航空機落下確率評価基準 (H21.6.30 原子力安全・保安院)																																				
項目	目標値 ^{*1}	スクリーニング基準	スクリーニング基準を定めている事例 ^{*2}																																				
炉心損傷頻度 (CDF)	10 ⁻⁴ (/炉年)	10 ⁻⁶ (/炉年)	・原子力学会標準「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009																																				
格納容器機能喪失頻度 (CF F)	10 ⁻⁵ (/炉年)	10 ⁻⁷ (/炉年)	・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) ・航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院)																																				
項目	目標値 ^{*1}	スクリーニング基準 [*] (/炉年)	スクリーニング基準を定めている事例 ^{*2}																																				
炉心損傷頻度 (CDF)	10 ⁻⁴ (/炉年)	10 ⁻⁶ (/炉年)	・原子力学会標準「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 ・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009 (EXT-C1)																																				
格納容器機能喪失頻度 (CF F)	10 ⁻⁵ (/炉年)	10 ⁻⁷ (/炉年)	・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) ・航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院)																																				

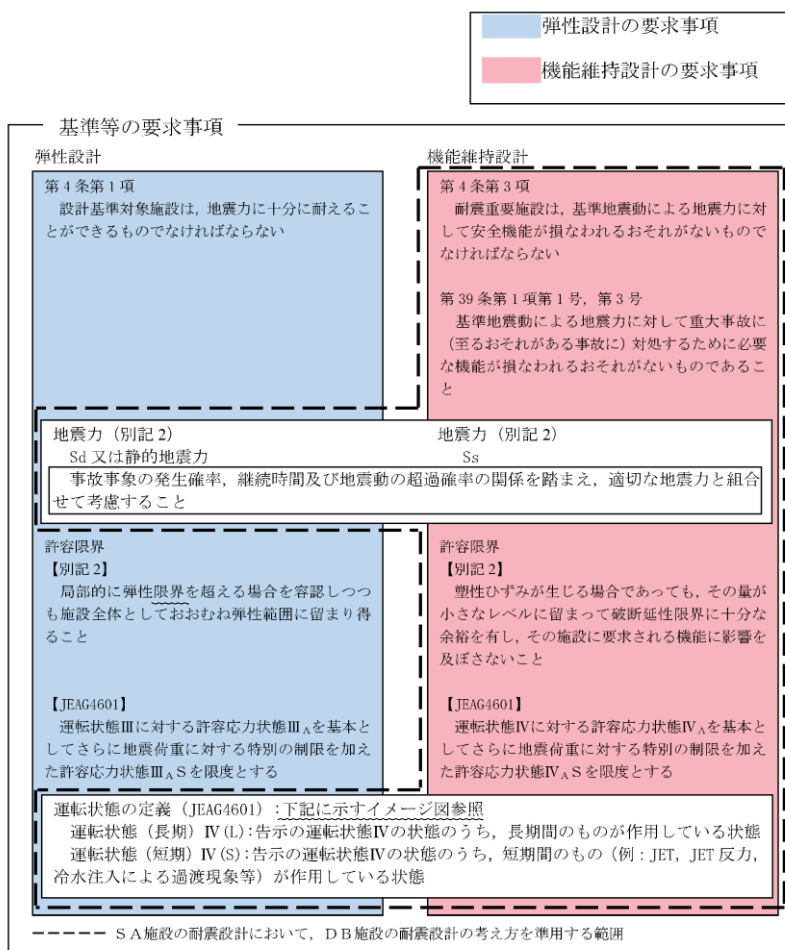
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. スクリーニング基準設定の体系的整理</p>  <p>性能目標とスクリーニング基準の単位は、(／炉年)である。</p>	<p>3. スクリーニング基準設定の体系的整理</p> <p>①炉心を守る施設の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-6}/炉年 (性能目標 $10^{-4} \times 10^{-2}$) を適用することは妥当であり、また、格納容器を守る施設の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年 (性能目標 $10^{-5} \times 10^{-2}$) を適用することは妥当と考える。(補足第2-1 図参照)</p> <p>②『炉心を守る』という観点からは、設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として10^{-6}/炉年を適用することが妥当と考える。また、同様に、『格納容器を守る』という観点からも設備による違いではなく、目的に応じたスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を適用することは妥当と考える。(補足第2-1 図参照)</p>  <p>性能目標 (／炉年)</p> <p>スクリーニング基準値 (／炉年)</p>	<p>3. スクリーニング基準設定の体系的整理</p>  <p>性能目標とスクリーニング基準の単位は、(／炉年)である。</p>	
<p>① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-6}/炉年 (性能目標$10^{-4} \times 10^{-2}$) を適用することは妥当であり、また、格納容器を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年 (性能目標$10^{-5} \times 10^{-2}$) を適用することは妥当と考える。</p> <p>② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として10^{-6}を適用することが妥当と考える。また、同様に『格納容器を守る』という観点からも設備による違いではなく、目的に応じたスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を用いることは妥当と考える。</p>	<p>補足第2-1 図 スクリーニング基準設定の体系的整理の概念図</p>	<p>① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-6}/炉年 (性能目標 $10^{-4} \times 10^{-2}$) を適用することは妥当であり、また、格納容器を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として10^{-7}/炉年 (性能目標 $10^{-5} \times 10^{-2}$) を適用することは妥当と考える。</p> <p>② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として10^{-6}/炉年を適用することが妥当と考える。また、同様に、『格納容器を守る』という観点からも設備による違いではなく、目的に応じたスクリーニング基準として10^{-7}/炉年を用いることは妥当と考える。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. スクリーニング基準設定の体系的整理とJEAG4601との関係性</p>  <p>性能目標とスクリーニング基準の単位は、(/ 炉年) である。</p> <p>③ DB施設に対する基準であるJEAG4601で、炉心を守る設備と格納容器を守る設備の両方に対してスクリーニング基準として 10^{-7} / 炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、10^{-7} / 炉年は格納容器を守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のこの度の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性に鑑み、JEAG4601に記載されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} / 炉年に保守性を見込んだ 10^{-8} / 炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。</p>	<p>4. スクリーニング基準設定の体系的整理と JEAG4601 との関係</p> <p>③DB施設に対する基準である JEAG4601 において、炉心を守る施設と格納容器を守る施設の両方に対してスクリーニング基準として 10^{-7} / 炉年が採用されていることは、「3. スクリーニング基準設定の体系的整理」を踏まえると、10^{-7} / 炉年は格納容器を守る施設の基準に相当し、炉心を守る施設に対して1桁の保守性を有している。(補足第2-2 図参照)</p> <p>東海第二発電所における荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性に鑑み、JEAG4601 に規定されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} / 炉年に1桁の保守性を見込んだ 10^{-8} / 炉年を、SA施設共通のスクリーニングの目安とする。</p>  <p>性能目標 (/ 炉年)</p> <p>③ DB施設に対する基準である JEAG4601 で炉心を守る設備と格納容器を守る設備の両方に対してスクリーニング基準として 10^{-7} / 炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、10^{-7} / 炉年は格納容器を守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。</p> <p>島根2号炉のこの度の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性に鑑み、JEAG4601 に規定されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} / 炉年に保守性を見込んだ 10^{-8} / 炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。</p>	<p>4. スクリーニング基準設定の体系的整理と JEAG4601 との関係性</p>  <p>性能目標とスクリーニング基準の単位は、(/ 炉年) である。</p> <p>③ DB施設に対する基準である JEAG4601 で炉心を守る設備と格納容器を守る設備の両方に対してスクリーニング基準として 10^{-7} / 炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、10^{-7} / 炉年は格納容器を守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。</p> <p>島根2号炉のこの度の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性に鑑み、JEAG4601 に規定されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} / 炉年に保守性を見込んだ 10^{-8} / 炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。</p>	
<p>補足第2-2 図 スクリーニング基準設定の体系的整理と JEAG4601 との関係の概念図</p>			

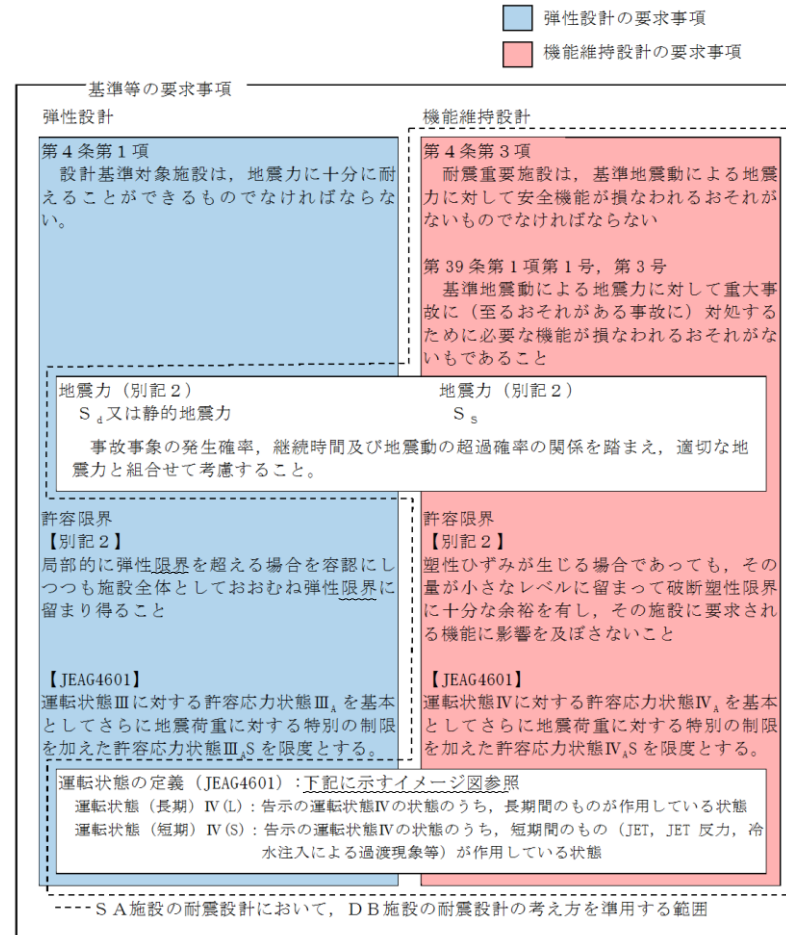
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
<p>【参考1】スクリーニング基準を定めている事例内容について</p> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="160 268 448 583"> <ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-SA-2009 「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」 (EXT-C1) </td> <td data-bbox="448 268 908 583"> <ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定標準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準値として、“ハザード発生頻度分析”、“決定論的なCDF評価”のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-6}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-SA-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さいことを判断するためのスクリーニング基準に10^{-6}/炉年を用いている。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="160 583 448 688"> <ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) </td> <td data-bbox="448 583 908 688"> <ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える発電用原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="160 688 448 898"> <ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (H21.6.30 原子力安全・保安院) </td> <td data-bbox="448 688 908 898"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> </tr> </table>	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-SA-2009 「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」 (EXT-C1) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定標準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準値として、“ハザード発生頻度分析”、“決定論的なCDF評価”のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-6}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-SA-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さいことを判断するためのスクリーニング基準に10^{-6}/炉年を用いている。 	<ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える発電用原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 	<ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (H21.6.30 原子力安全・保安院) 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<p>【参考1】スクリーニング基準を定めている事例について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="949 268 1249 300">文献等</th> <th data-bbox="1249 268 1703 300">スクリーニング基準に係る記載内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="949 300 1249 898"> <ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009 「Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications」 </td> <td data-bbox="1249 300 1703 898"> <ul style="list-style-type: none"> “ハザード発生頻度分析”、“決定論的なCDF評価”のいずれかの評価での判断基準値発生頻度で10^{-6}/年と置くことが考えられる。 外部ハザードのスクリーニングアウトに関して、バウンディング解析若しくは保守的であると論証可能な解析に対して、以下の3項目のうち1項目のスクリーニング基準が、<u>容認可能な基準となる。</u> (基準A) 当該ハザードが、現在の設計基準において炉心損傷事象を引き起こす可能性がない。 (基準B) 現在の設計基準において、当該ハザードの平均発生頻度が10^{-5}/ryより小さい。また、条件付き炉心損傷確率(CCDP)が0.1より小さいと評価される。 (基準C) バウンディング解析、あるいは保守的であると論証可能な解析によって計算された炉心損傷頻度(CDF)の平均発生頻度が10^{-6}/ryより小さい。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="949 898 1249 1014"> <ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) </td> <td data-bbox="1249 898 1703 1014"> <ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="949 1014 1249 1213"> <ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院) </td> <td data-bbox="1249 1014 1703 1213"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設への航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> </tr> </tbody> </table>	文献等	スクリーニング基準に係る記載内容	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009 「Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications」 	<ul style="list-style-type: none"> “ハザード発生頻度分析”、“決定論的なCDF評価”のいずれかの評価での判断基準値発生頻度で10^{-6}/年と置くことが考えられる。 外部ハザードのスクリーニングアウトに関して、バウンディング解析若しくは保守的であると論証可能な解析に対して、以下の3項目のうち1項目のスクリーニング基準が、<u>容認可能な基準となる。</u> (基準A) 当該ハザードが、現在の設計基準において炉心損傷事象を引き起こす可能性がない。 (基準B) 現在の設計基準において、当該ハザードの平均発生頻度が10^{-5}/ryより小さい。また、条件付き炉心損傷確率(CCDP)が0.1より小さいと評価される。 (基準C) バウンディング解析、あるいは保守的であると論証可能な解析によって計算された炉心損傷頻度(CDF)の平均発生頻度が10^{-6}/ryより小さい。 	<ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 	<ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院) 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設への航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	<p>【参考1】スクリーニング基準を定めている事例内容について</p> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="1739 268 2044 615"> <ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009 「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」 (EXT-C1) </td> <td data-bbox="2044 268 2496 615"> <ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定標準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準値として、“ハザード発生頻度分析”、“決定論的なCDF評価”のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-6}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならないこと、あるいはCDFが受容可能な程度に小さいことを判断するためのスクリーニング基準に10^{-6}/炉年を用いている。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1739 615 2044 730"> <ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) </td> <td data-bbox="2044 615 2496 730"> <ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える発電用原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1739 730 2044 982"> <ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院) </td> <td data-bbox="2044 730 2496 982"> <ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認したうえで、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 </td> </tr> </table>	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009 「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」 (EXT-C1) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定標準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準値として、“ハザード発生頻度分析”、“決定論的なCDF評価”のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-6}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならないこと、あるいはCDFが受容可能な程度に小さいことを判断するためのスクリーニング基準に10^{-6}/炉年を用いている。 	<ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える発電用原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 	<ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院) 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認したうえで、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 	
<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-SA-2009 「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」 (EXT-C1) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定標準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準値として、“ハザード発生頻度分析”、“決定論的なCDF評価”のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-6}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-SA-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さいことを判断するためのスクリーニング基準に10^{-6}/炉年を用いている。 																						
<ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える発電用原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 																						
<ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (H21.6.30 原子力安全・保安院) 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 																						
文献等	スクリーニング基準に係る記載内容																						
<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009 「Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications」 	<ul style="list-style-type: none"> “ハザード発生頻度分析”、“決定論的なCDF評価”のいずれかの評価での判断基準値発生頻度で10^{-6}/年と置くことが考えられる。 外部ハザードのスクリーニングアウトに関して、バウンディング解析若しくは保守的であると論証可能な解析に対して、以下の3項目のうち1項目のスクリーニング基準が、<u>容認可能な基準となる。</u> (基準A) 当該ハザードが、現在の設計基準において炉心損傷事象を引き起こす可能性がない。 (基準B) 現在の設計基準において、当該ハザードの平均発生頻度が10^{-5}/ryより小さい。また、条件付き炉心損傷確率(CCDP)が0.1より小さいと評価される。 (基準C) バウンディング解析、あるいは保守的であると論証可能な解析によって計算された炉心損傷頻度(CDF)の平均発生頻度が10^{-6}/ryより小さい。 																						
<ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 																						
<ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院) 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設への航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 																						
<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」 米国 ASME/ANS RA-Sa-2009 「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」 (EXT-C1) 	<ul style="list-style-type: none"> AESJの外部ハザード選定標準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準値として、“ハザード発生頻度分析”、“決定論的なCDF評価”のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で10^{-6}/年と置くことが考えられる。 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならないこと、あるいはCDFが受容可能な程度に小さいことを判断するためのスクリーニング基準に10^{-6}/炉年を用いている。 																						
<ul style="list-style-type: none"> 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える発電用原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が10^{-7}/炉年以下となること。 																						
<ul style="list-style-type: none"> 航空機落下確率評価基準 (平成21年6月30日 原子力安全・保安院) 	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な評価手法に基づき、発電用原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認したうえで、航空機落下の発生確率の総和が10^{-7}/炉年を超えないこと。 																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(補足1) S A施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>1. はじめに</p> <p>S A施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」（第39条第1項第1号、第3号）とされており、許容限界の設定に際しては、D B施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のD B施設に対する記載内容を踏まえ、S A施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。</p> <p>本資料では、D B施設を兼ねるS A施設である原子炉格納容器を代表に、許容応力状態の考え方を示す。</p> <p>2. D B施設としての原子炉格納容器の考え方</p> <p>D B施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、弾性設計（第4条第1項）と機能維持設計（第4条第3項）が求められている。それらの基本的な考え方は、別記2によると、以下のとおりである。</p> <p>【地震力】</p> <p>事象の発生確率、継続時間及び地震動の<u>超過確率</u>の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること</p> <p>【許容限界】</p> <p>弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること</p> <p>機能維持設計：塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと</p> <p>これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を補足1.1図に示す。</p> <p>JEAG4601の許容応力状態の基本的な考え方を参考に、D B施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を、補足1.1表に整理した。運転状態Ⅰ～Ⅲと弾性設計用地震動S dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界が、又、運転状態Ⅰ～Ⅲと基準地震動S sの組合せ及び運転状態Ⅳと弾性設計用地震動S dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界が適用される。</p>	<p>(補足1) S A施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>1. はじめに</p> <p>S A施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」（第39条第1項第1号、第3号）とされており、許容限界の設定に際しては、D B施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のD B施設に対する規定内容を踏まえ、S A施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。</p> <p>本資料では、D B施設を兼ねるS A施設である原子炉格納容器を代表に、許容応力状態の考え方を示す。</p> <p>2. D B施設としての原子炉格納容器の考え方</p> <p>D B施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、弾性設計（第4条第1項）と機能維持設計（第4条第3項）が求められている。それらの基本的な考え方は、別記2によると、以下のとおりである。</p> <p>【地震力】</p> <p>事象の発生確率、継続時間及び地震動の<u>超過確率</u>の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること</p> <p>【許容限界】</p> <p>弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること</p> <p>機能維持設計：塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと</p> <p>これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を補足第1-1図に示す。</p> <p>JEAG4601の許容応力状態の基本的な考え方を参考に、D B施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を、補足第1-1表に整理した。運転状態Ⅰ～Ⅲと弾性設計用地震動S dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界が、また、運転状態Ⅰ～Ⅲと基準地震動S sの組合せ及び運転状態Ⅳと弾性設計用地震動S dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界が適用される。</p>	<p style="text-align: right;">補足2</p> <p>S A施設に対する許容応力状態の考え方</p> <p>1. はじめに</p> <p>S A施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に（至るおそれがある事故に）対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」（第39条第1項第1号、第3号）とされており、許容限界の設定に際しては、D B施設の機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、JEAG4601のD B施設に対する記載内容を踏まえ、S A施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。</p> <p>本資料では、D B施設を兼ねるS A施設である原子炉格納容器を代表に、許容応力状態の考え方を示す。</p> <p>2. D B施設としての原子炉格納容器の考え方</p> <p>D B施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、弾性設計（第4条第1項）と機能維持設計（第4条第3項）が求められている。それらの基本的な考え方は、別記2によると、以下のとおりである。</p> <p>【地震力】</p> <p>事象の発生確率、継続時間及び地震動の<u>年超過確率</u>の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること</p> <p>【許容限界】</p> <p>弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること</p> <p>機能維持設計：塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと</p> <p>これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を補足2-1図に示す。</p> <p>JEAG4601の許容応力状態の基本的な考え方を参考に、D B施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を、補足2-1表に整理した。運転状態Ⅰ～Ⅲと弾性設計用地震動S dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界が、又、運転状態Ⅰ～Ⅲと基準地震動S sの組合せ及び運転状態Ⅳと弾性設計用地震動S dの組合せに対しては、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界が適用される。</p>	

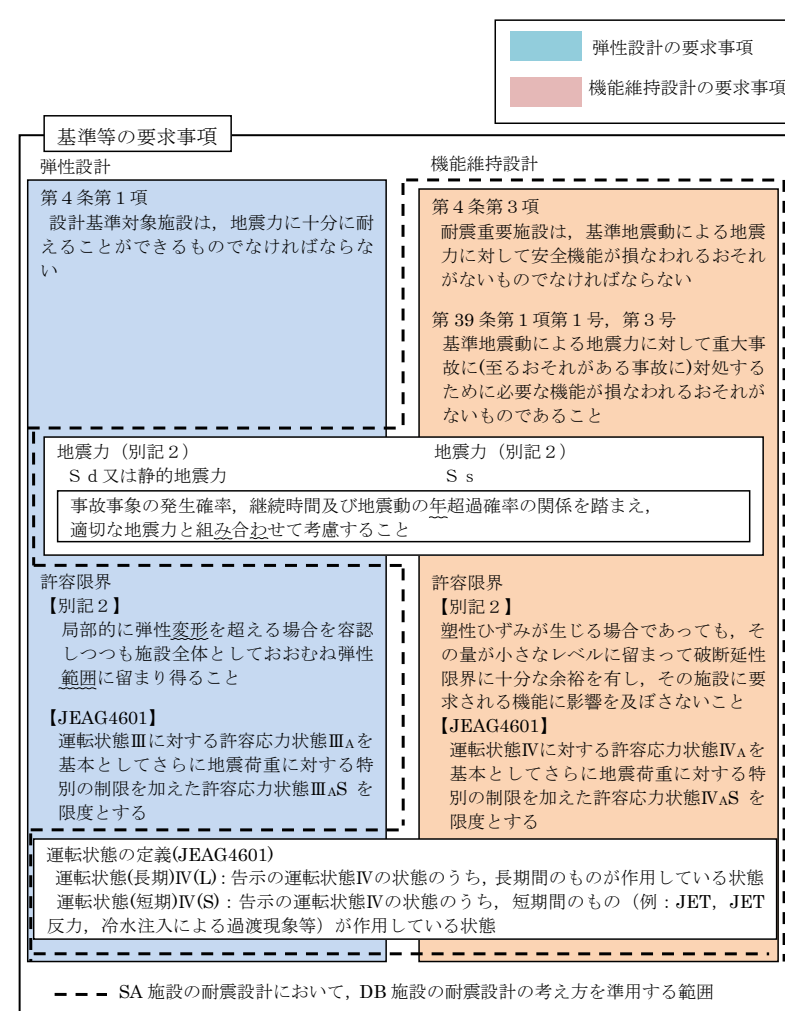
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ここで、JEAG4601において、ECCS等および原子炉格納容器に属する機器は、本来運転状態IV(L)を設計条件としていることから、運転状態IV(L)と弾性設計用地震動S_dの組合せに対して、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界を適用している。この考え方を反映し、DB施設の原子炉格納容器についての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を補足1.2表のとおり定めた。</p>	<p>ここで、JEAG4601において、ECCS等及び格納容器に属する機器は、本来運転状態IV(L)を設計条件としていることから、運転状態IV(L)と弾性設計用地震動S_dの組合せに対して、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界を適用している。この考え方を反映し、DB施設の原子炉格納容器についての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を補足第1-2表のとおり定めた。</p>	<p>ここで、JEAG4601において、ECCS等及び原子炉格納容器に属する機器は、本来運転状態IV(L)を設計条件としていることから、運転状態IV(L)と弾性設計用地震動S_dの組合せに対して、許容応力状態Ⅲ_ASの許容限界を適用している。この考え方を反映し、DB施設の原子炉格納容器についての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を補足2-2表のとおり定めた。</p>	



補足1.1図 弾性設計と機能維持設計の考え方



補足第1-1図 弾性設計と機能維持設計の考え方



補足 2-1図 弾性設計と機能維持設計の考え方

補足1.1表 許容応力区分 (ECCS等以外)

地震動 運転状態	—*	S _d	S _s
I	I _A	III _A S	IV _A S
II	II _A	III _A S	IV _A S
III	III _A	III _A S	IV _A S
IV (L)	IV _A	IV _A S	—
IV (S)	IV _A	—	—

※ 本列には、強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが、JEAG4601に倣い、—と記載する。(以降の表も同様)

補足1.2表 許容応力区分 (ECCS等)

地震動 運転状態	—	S _d	S _s
I	I _A	III _A S	IV _A S
II	II _A	III _A S	IV _A S
III	III _A	III _A S	IV _A S
IV (L)	I _A *	III _A S	—
IV (S)	IV _A	—*	—

【JEAG4601】
ECCS等に属する機器は、本来運転状態IV(L)を設計条件としている。すなわち当該設備においては、この状態が運転状態Iに相当するので、許容応力状態I_Aとした。

※ 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS_d地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。この場合の評価は、許容応力状態IV_ASの許容限界を用いて行う。

3. SA施設としての原子炉格納容器の考え方

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号,第3号)とされており、以下のとおり、機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

補足第1-1表 許容応力区分 (ECCS等以外)

地震動 運転状態	—*	S _d	S _s
I	I _A	III _A S	IV _A S
II	II _A	III _A S	IV _A S
III	III _A	III _A S	IV _A S
IV (L)	IV _A	IV _A S	—
IV (S)	IV _A	—	—

※ 本列には、強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが、JEAG4601に倣い、—と記載する。(以降の表も同様)

補足第1-2表 許容応力区分 (ECCS等)

地震動 運転状態	—	S _d	S _s
I	I _A	III _A S	IV _A S
II	II _A	III _A S	IV _A S
III	III _A	III _A S	IV _A S
IV (L)	I _A *	III _A S	—
IV (S)	IV _A	—*	—

【JEAG4601】
ECCS等に属する機器は、本来運転状態IV(L)を設計条件としている。すなわち当該設備においては、この状態が運転状態Iに相当するので、許容応力状態I_Aとした。

※ 格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS_d地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。この場合の評価は、許容応力状態IV_ASの許容限界を用いて行う。

3. SA施設としての格納容器の考え方

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号,第3号)とされており、以下のとおり、機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

補足2-1表 許容応力区分 (ECCS等以外)

地震動 運転状態	—*	S _d	S _s
I	I _A	III _A S	IV _A S
II	II _A	III _A S	IV _A S
III	III _A	III _A S	IV _A S
IV (L)	IV _A	IV _A S	—
IV (S)	IV _A	—	—

※ 本列には、強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが、JEAG4601に倣い、—と記載する。(以降の表も同様)

補足2-2表 許容応力区分 (ECCS等)

地震動 運転状態	—*	S _d	S _s
I	I _A	III _A S	IV _A S
II	II _A	III _A S	IV _A S
III	III _A	III _A S	IV _A S
IV (L)	I _A *	III _A S	—
IV (S)	IV _A	—*	—

【JEAG4601】
ECCS等に属する機器は、本来運転状態IV(L)を設計条件としている。すなわち当該設備においては、この状態が運転状態Iに相当するので、許容応力状態I_Aとした。

※ 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS_d地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。この場合の評価は、許容応力状態IV_ASの許容限界を用いて行う。

3. SA施設としての原子炉格納容器の考え方

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に(至るおそれがある事故に)対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」(第39条第1項第1号,第3号)とされており、以下のとおり、機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>【地震力】 事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の<u>超過確率</u>の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること</p> <p>【許容限界】 塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと</p> <p>DB施設の考え方のうち，SA施設の機能維持設計で準ずる範囲を補足1.1図の破線で示す。これらをもとに，以下のとおり，SA施設としての原子炉格納容器の地震力及び許容限界を検討した。</p> <p>【地震力】 事故発生時を基点として，10^{-2}年までの期間を短期（運転状態V(S)），$10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$年を長期(L)（運転状態V(L)），$2 \times 10^{-1}$年以降を長期(LL)（運転状態V(LL)）と定義し，頻度概念を適用して各運転状態と組み合わせる適切な地震力を検討した。この検討に際し，SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定にあたり，以下の事項を考慮した。</p> <p>① SAの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度（CDF）を用いず，CDFの性能目標値である10^{-4}/炉年を適用している。</p> <p>② 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し，地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いた。</p> <p>その結果，運転状態V(L)と組み合わせる地震力として，弾性設計用地震動S_dによる地震力，運転状態V(LL)と組み合わせる地震力として，基準地震動S_sによる地震力を選定した。（補足1.3表 参照）</p>	<p>【地震力】 事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の<u>超過確率</u>の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること</p> <p>【許容限界】 塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと</p> <p>DB施設の考え方のうち，SA施設の機能維持設計で準ずる範囲を補足第1.1 図に破線で示す。これらを基に，以下のとおり，SA施設としての原子炉格納容器の地震力及び許容限界を検討した。</p> <p>【地震力】 事故発生時を基点として，10^{-2}年までの期間を短期（運転状態V(S)），10^{-2}から2×10^{-2}年を長期(L)（運転状態V(L)），2×10^{-1}年以降を長期(LL)（運転状態V(LL)）と定義し，頻度概念を適用して各運転状態と組合せる適切な地震力を検討した。この検討に際し，SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定に<u>当たり</u>，以下の事項を考慮した。</p> <p>① SAの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度（CDF）を用いず，CDFの性能目標値である10^{-4}/炉年を適用している。</p> <p>② 地震ハザード解析結果から得られる<u>超過確率</u>を参照し，地震動の<u>超過確率</u>はJEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いた。</p> <p>その結果，運転状態V(L)と組み合わせる地震力として，弾性設計用地震動S_dによる地震力，運転状態V(LL)と組み合わせる地震力として，基準地震動S_sによる地震力を選定した。（補足第1-3表参照）</p>	<p>【地震力】 事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の<u>年超過確率</u>の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること</p> <p>【許容限界】 塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと</p> <p>DB施設の考え方のうち，SA施設の機能維持設計で準ずる範囲を補足 2-1 図の破線で示す。これらを基に，以下のとおり，SA施設としての原子炉格納容器の地震力及び許容限界を検討した。</p> <p>【地震力】 事故発生時を基点として，10^{-2}年までの期間を短期（運転状態V(S)），$10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$年を長期(L)（運転状態V(L)），$2 \times 10^{-1}$年以降を長期(LL)（運転状態V(LL)）と定義し，頻度概念を適用して各運転状態と組み合わせる適切な地震力を検討した。この検討に際し，SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために，頻度が保守的に算出されるよう各パラメータの設定に<u>あたり</u>，以下の事項を考慮した。</p> <p>① SAの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度（CDF）を用いず，CDFの性能目標値である10^{-4}/炉年を適用している。</p> <p>② 地震ハザード解析結果から得られる<u>年超過確率</u>を参照し，地震動の<u>年超過確率</u>はJEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いた。</p> <p>その結果，運転状態V(L)と組み合わせる地震力として，弾性設計用地震動S_dによる地震力，運転状態V(LL)と組み合わせる地震力として，基準地振動S_sによる地震力を選定した。（補足 2-3表 参照）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)					東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)					島根原子力発電所 2号炉					備考		
補足1.3表 原子炉格納容器のSAと地震の組合せの検討結果					補足第1-3表 原子炉格納容器のSAと地震の組合せの検討結果					補足2-3表 原子炉格納容器のSAと地震の組合せの検討結果							
運転状態	①SAの発生確率	②事象の継続時間	③地震動の年超過確率		④①~③の積	運転状態	①SAの発生確率	②事象の継続時間	③地震動の年超過確率		④①から③の積	運転状態	①SAの発生確率	②事象の継続時間	③地震動の年超過確率		④①~③の積
V(S)	1.0×10 ⁻⁴ /炉年	0年~10 ⁻² 年	S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁹ /炉年以下	V(S)	1.0×10 ⁻⁴ /炉年	0年~10 ⁻² 年	S _s : 5×10 ⁻⁴ /年未満		10 ⁻⁹ /炉年未満	V(S)	1.0×10 ⁻⁴ /炉年	10 ⁻² 年未満	S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下		5×10 ⁻¹⁰ /炉年未満
			S _d : 10 ⁻² /年以下		10 ⁻⁸ /炉年以下				S _d : 10 ⁻² /年未満		10 ⁻⁸ /炉年未満				S _d : 10 ⁻² /年以下		10 ⁻⁸ /炉年未満
V(L)		10 ⁻² ~2×10 ⁻¹ 年	S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年以下	V(L)		10 ⁻² ~2×10 ⁻¹ 年	S _s : 5×10 ⁻⁴ /年未満		10 ⁻⁸ /炉年未満	V(L)		10 ⁻² 年以上, 2×10 ⁻¹ 年未満	S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年未満
			S _d : 10 ⁻² /年以下		10 ⁻⁶ /炉年以下				S _d : 10 ⁻² /年未満		10 ⁻⁶ /炉年未満				S _d : 10 ⁻² /年以下		2×10 ⁻⁷ /炉年未満
V(LL)		2×10 ⁻¹ 年以上以降	S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年以下	V(LL)		2×10 ⁻¹ 年以上以降	S _s : 5×10 ⁻⁴ /年未満		10 ⁻⁶ /炉年未満	V(LL)		2×10 ⁻¹ 年以上	S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年以上
			S _d : 10 ⁻² /年以下		10 ⁻⁶ /炉年以下				S _d : 10 ⁻² /年未満		10 ⁻⁶ /炉年未満				S _d : 10 ⁻² /年以下		2×10 ⁻⁷ /炉年以上

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																												
<p>【許容限界】</p> <p>設計条件を超える運転状態Vの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義した。</p> <p>新たに定義する許容応力状態V_ASは、S_Aに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、前述の保守的な考慮により設定された運転状態V(L)とS_dによる地震力との組合せに対して、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態IV_ASと同じ許容限界を設定する。</p> <p>上記の基本的な考え方にに基づき検討すると、補足1.4表に整理される。</p> <p>加えて、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>では、DBAの状態である運転状態I～IVは、DB施設と同様の許容応力状態とし、各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を補足1.5表のとおり設定した。</p>	<p>【許容限界】</p> <p>設計条件を超える運転状態Vの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義した。</p> <p>新たに定義する許容応力状態V_ASは、S_Aに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、前述の保守的な考慮により設定された運転状態V(L)とS_dによる地震力との組み合わせに対して、<u>東海第二発電所</u>では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態IV_ASと同じ許容限界を設定する。</p> <p>上記の基本的な考え方にに基づき検討すると、補足第1.4表に整理される。</p> <p>加えて、<u>東海第二発電所</u>では、DBAの状態である運転状態IからIVは、DB施設と同様の許容応力状態とし、各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を補足第1.5表のとおり設定した。</p>	<p>【許容限界】</p> <p>設計条件を超える運転状態Vの許容応力状態としてV_Aを定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態V_ASを定義した。</p> <p>新たに定義する許容応力状態V_ASは、S_Aに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、前述の保守的な考慮により設定された運転状態V(L)とS_dによる地震力との組み合わせに対して、<u>島根2号炉</u>では、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態IV_ASと同じ許容限界を設定する。</p> <p>上記の基本的な考え方にに基づき検討すると、補足2-4表に整理される。</p> <p>加えて、<u>島根2号炉</u>では、DBAの状態である運転状態I～IVは、DB施設と同様の許容応力状態とし、各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を補足2-5表のとおり設定した。</p>																																																																																																													
<p>補足1.4表 機能維持設計の考え方を適用した場合の原子炉格納容器の許容応力区分</p>	<p>補足第1-4表 機能維持設計の考え方を適用した場合の格納容器の許容応力区分</p>	<p>補足2-4表 機能維持設計の考え方を適用した場合の原子炉格納容器の許容応力区分</p>																																																																																																													
<table border="1" data-bbox="243 1071 789 1386"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>—</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>I_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>I_A*</td> <td>IV_AS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V(LL)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_A</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="172 1459 896 1522">事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。</p> <p data-bbox="172 1549 896 1617">塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。</p>	地震動	—	S _d	S _s	運転状態 I	I _A	—	IV _A S	II	II _A	—	IV _A S	III	III _A	—	IV _A S	IV(L)	I _A *	IV _A S	—	IV(S)	IV _A	—	—	V(LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)	V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—	V(S)	V _A	—	—	<table border="1" data-bbox="1050 1071 1608 1407"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>—</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>I_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>I_A*</td> <td>IV_AS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V(LL)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_A</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="967 1459 1691 1522">事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。</p> <p data-bbox="967 1549 1691 1648">塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。</p>	地震動	—	S _d	S _s	運転状態 I	I _A	—	IV _A S	II	II _A	—	IV _A S	III	III _A	—	IV _A S	IV(L)	I _A *	IV _A S	—	IV(S)	IV _A	—	—	V(LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)	V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—	V(S)	V _A	—	—	<table border="1" data-bbox="1952 1071 2362 1554"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>—</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>I_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>IV(L)</td> <td>I_A*</td> <td>IV_AS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV(S)</td> <td>IV_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V(LL)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> </tr> <tr> <td>V(L)</td> <td>V_A</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V(S)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1881 1612 2457 1675">事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。</p> <p data-bbox="1881 1703 2457 1795">塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。</p>	地震動	—	S _d	S _s	運転状態 I	I _A	—	IV _A S	II	II _A	—	IV _A S	III	III _A	—	IV _A S	IV(L)	I _A *	IV _A S	—	IV(S)	IV _A	—	—	V(LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)	V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—	V(S)	V _A	—	—	
地震動	—	S _d	S _s																																																																																																												
運転状態 I	I _A	—	IV _A S																																																																																																												
II	II _A	—	IV _A S																																																																																																												
III	III _A	—	IV _A S																																																																																																												
IV(L)	I _A *	IV _A S	—																																																																																																												
IV(S)	IV _A	—	—																																																																																																												
V(LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)																																																																																																												
V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—																																																																																																												
V(S)	V _A	—	—																																																																																																												
地震動	—	S _d	S _s																																																																																																												
運転状態 I	I _A	—	IV _A S																																																																																																												
II	II _A	—	IV _A S																																																																																																												
III	III _A	—	IV _A S																																																																																																												
IV(L)	I _A *	IV _A S	—																																																																																																												
IV(S)	IV _A	—	—																																																																																																												
V(LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)																																																																																																												
V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—																																																																																																												
V(S)	V _A	—	—																																																																																																												
地震動	—	S _d	S _s																																																																																																												
運転状態 I	I _A	—	IV _A S																																																																																																												
II	II _A	—	IV _A S																																																																																																												
III	III _A	—	IV _A S																																																																																																												
IV(L)	I _A *	IV _A S	—																																																																																																												
IV(S)	IV _A	—	—																																																																																																												
V(LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)																																																																																																												
V(L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—																																																																																																												
V(S)	V _A	—	—																																																																																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																												
補足1.5表 DB施設の許容応力状態に配慮した場合の原子炉格納容器の許容応力区分	補足第 1-5 表 DB施設の許容応力状態に配慮した場合の格納容器の許容応力区分	補足 2-5 表 DB施設の許容応力状態に配慮した場合の原子炉格納容器の許容応力区分																																																																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>—</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>I_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>IV (L)</td> <td>I[*]_A</td> <td>III_AS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV (S)</td> <td>IV_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V (LL)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> </tr> <tr> <td>V (L)</td> <td>V_A</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V (S)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	地震動	—	S _d	S _s	運転状態 I	I _A	—	IV _A S	II	II _A	—	IV _A S	III	III _A	—	IV _A S	IV (L)	I [*] _A	III _A S	—	IV (S)	IV _A	—	—	V (LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)	V (L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—	V (S)	V _A	—	—	<table border="1"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>—※</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>I_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>IV (L)</td> <td>I[*]_A</td> <td>III_AS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV (S)</td> <td>IV_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V (LL)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> </tr> <tr> <td>V (L)</td> <td>V_A</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V (S)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	地震動	—※	S _d	S _s	運転状態 I	I _A	—	IV _A S	II	II _A	—	IV _A S	III	III _A	—	IV _A S	IV (L)	I [*] _A	III _A S	—	IV (S)	IV _A	—	—	V (LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)	V (L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—	V (S)	V _A	—	—	<table border="1"> <thead> <tr> <th>地震動</th> <th>—</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転状態 I</td> <td>I_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>II_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>III_A</td> <td>—</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td>IV (L)</td> <td>I_A[*]</td> <td>III_AS</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>IV (S)</td> <td>IV_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V (LL)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> </tr> <tr> <td>V (L)</td> <td>V_A</td> <td>V_AS (IV_AS)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>V (S)</td> <td>V_A</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	地震動	—	S _d	S _s	運転状態 I	I _A	—	IV _A S	II	II _A	—	IV _A S	III	III _A	—	IV _A S	IV (L)	I _A [*]	III _A S	—	IV (S)	IV _A	—	—	V (LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)	V (L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—	V (S)	V _A	—	—	
地震動	—	S _d	S _s																																																																																																												
運転状態 I	I _A	—	IV _A S																																																																																																												
II	II _A	—	IV _A S																																																																																																												
III	III _A	—	IV _A S																																																																																																												
IV (L)	I [*] _A	III _A S	—																																																																																																												
IV (S)	IV _A	—	—																																																																																																												
V (LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)																																																																																																												
V (L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—																																																																																																												
V (S)	V _A	—	—																																																																																																												
地震動	—※	S _d	S _s																																																																																																												
運転状態 I	I _A	—	IV _A S																																																																																																												
II	II _A	—	IV _A S																																																																																																												
III	III _A	—	IV _A S																																																																																																												
IV (L)	I [*] _A	III _A S	—																																																																																																												
IV (S)	IV _A	—	—																																																																																																												
V (LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)																																																																																																												
V (L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—																																																																																																												
V (S)	V _A	—	—																																																																																																												
地震動	—	S _d	S _s																																																																																																												
運転状態 I	I _A	—	IV _A S																																																																																																												
II	II _A	—	IV _A S																																																																																																												
III	III _A	—	IV _A S																																																																																																												
IV (L)	I _A [*]	III _A S	—																																																																																																												
IV (S)	IV _A	—	—																																																																																																												
V (LL)	V _A	—	V _A S (IV _A S)																																																																																																												
V (L)	V _A	V _A S (IV _A S)	—																																																																																																												
V (S)	V _A	—	—																																																																																																												
<p>【柏崎刈羽6号及び7号炉の方針】 DBAの状態である運転状態 I ~IVは、DB施設と同様の許容応力状態とする。</p>	<p>【東海第二発電所の方針】 DBAの状態である運転状態 I からIVは、DB施設と同様の許容応力状態とする。</p>	<p>【島根2号炉の方針】 DBAの状態である運転状態 I ~IVは、DB施設と同様の許容応力状態とする。</p>																																																																																																													
<p>4. SA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較 補足1.6表に今回のSA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。今回のSA施設の荷重条件は、DB施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。</p>	<p>4. SA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較 補足第 1-6 表に今回のSA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。今回のSA施設の荷重条件は、DB施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。</p>	<p>4. SA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較 補足 2-6 表に今回のSA施設とDB施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。今回のSA施設の荷重条件は、DB施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。</p>																																																																																																													

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)							東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)							島根原子力発電所 2号炉							備考
補足1.6表 SA施設とDB施設の荷重条件に対する原子炉格納容器の許容応力状態の比較							補足第 1-6 表 SA施設とDB施設の荷重条件に対する格納容器の許容応力状態の比較							補足 2-6 表 SA施設とDB施設の荷重条件に対する原子炉格納容器の許容応力状態の比較							・圧力条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】
運転状態	許容応力状態	圧力条件 [MPa (gage)]	DB施設		SA施設		運転状態	許容応力状態	圧力条件 [MPa (gage)]	DB施設		SA施設		運転状態	許容応力状態	圧力条件 [kPa (gage)]	DB施設		SA施設		
			S _d	S _s	S _d	S _s				S _d	S _s	S _d	S _s				S _d	S _s			
I	I _A	通常運転圧力	III _A S	IV _A S	-	IV _A S	I	I _A	通常運転圧力	①III _A S	②IV _A S	-	②IV _A S	I	I _A	通常運転圧力	III _A S	IV _A S	-	IV _A S	
II	II _A		III _A S	IV _A S	-	IV _A S	II	II _A		①III _A S	②IV _A S	-	②IV _A S	II	II _A		III _A S	IV _A S	-	IV _A S	
III	III _A		III _A S	IV _A S	-	IV _A S	III	III _A		①III _A S	②IV _A S	-	②IV _A S	III	III _A		III _A S	IV _A S	-	IV _A S	
IV(L)	I [*] _A	LOCA後 10 ⁻¹ 年後	III _A S	-	III _A S	-	IV(L)	IV _A	ECCS等: I [*] * _A	LOCA後 10 ⁻¹ 年後	③III _A S	-	③III _A S	-	IV(L)	I [*] _A	LOCA後 10 ⁻¹ 年後	III _A S	-	III _A S	-
IV(S)	IV _A	約0.25 ^{*1}	IV _A S ^{*4}	-	-	-	IV(S)	IV _A		約0.250 ^{*1}	④IV _A S ^{*4}	-	-	-	IV(S)	IV _A	327 ^{*1}	IV _A S ^{*4}	-	-	-
V(LL)	V _A	約0.15 ^{*2}			-	V _A S ^{*5}	V(LL)	V _A		約0.098 ^{*2}			-	V(LL)	V _A	372 ^{*2}			-	V _A S ^{*5}	
V(L)	V _A	約0.62 ^{*3}			V _A S ^{*5}	-	V(L)	V _A		約0.304 ^{*3}			V _A S ^{*5}	-	V(L)	V _A	659 ^{*3}			V _A S ^{*5}	-
V(S)	V _A	約0.62			-	-	V(S)	V _A		約0.62			-	-	V(S)	V _A	853			-	-

※1: 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2: 重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「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）」における事故発生から2×10⁻¹年後の圧力

※3: 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後以降の最大となる圧力（有効性評価結果の最高圧力）

※4: 構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS_d（又は静的地震力）との組合せを考慮する。

※5: V_ASの許容限界は、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、IV_ASと同じものを適用する。

※1: 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2: 重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「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）」における事故発生から2×10⁻¹年後の圧力

※3: 重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「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）」の事故発生から10⁻²年後の圧力

※4: 構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS_d（又は静的地震力）との組合せを考慮する。

※5: V_ASの許容限界は、東海第二発電所は、IV_ASと同じものを適用する。

※1: 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2: 重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「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）」における事故発生から2×10⁻¹年後の圧力

※3: 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後以降の最大となる圧力（有効性評価結果の最高圧力）

※4: 構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS_d（又は静的地震力）との組合せを考慮する。

※5: V_ASの許容限界は、島根2号炉では、IV_ASと同じものを適用する。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(補足3)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について 運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義 判断にあたり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の記載とも整合したものとなっている。</p> <p>(1) 地震の従属事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象</p> <p>(2) 地震の独立事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・上記(1)のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象</p> <p>なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震の発生確率を踏まえ、10^{-7}回/炉年を超える事象は組合せを実施している。</p> <p>2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断 耐震Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震Sクラス施設自体が、S_sによる地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(補足3.1表) 耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事</p>	<p>(補足3)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について 運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義 判断に当たり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。</p> <p>(1)地震の従属事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象</p> <p>(2)地震の独立事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・上記のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象</p> <p>なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間地震の発生確率を踏まえ、10^{-7}回/炉年を超える事象は組合せを実施している。</p> <p>2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断 耐震Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震Sクラス施設自体が、S_sによる地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(補足第3.1表) 耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事</p>	<p style="text-align: right;">補足3</p> <p>「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について 運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義 判断にあたり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。</p> <p>(1) 地震の従属事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象</p> <p>(2) 地震の独立事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・上記のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象</p> <p>なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震の発生確率を踏まえ、10^{-7}回/炉年を超える事象は組合せを実施している。</p> <p>2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断 Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、Sクラス施設自体が、S_sによる地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(補足3-1表) Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S s相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(補足3.2表)</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S s相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p>	<p>故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S s相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(補足第3.2表)</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S s相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p>	<p>対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S s相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(補足 3-2 表)</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S s相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)		東海第二発電所 (2018.9.18版)		島根原子力発電所 2号炉		備考	
補足3.1表 耐震Sクラスの設計		補足第3-1表 耐震Sクラスの設計		補足3-1表 Sクラスの設計			
地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保		地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保	
耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)		耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)	
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。(4条)		下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。(4条)	
地震随件事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)		地震随件事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)	
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(5条)			津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(5条)	
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)			火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)	
		下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷					
		耐震重要施設自体の損傷					
		地震の影響が考えられる事象					
		耐震性の担保					
		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)					
		耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。(4条)					
		安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)					
		設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(5条)					
		設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)					

補足3.2表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II
			高圧注水失敗	HPCF配管	○	×	
HPCFポンプ				○			
HPCFポンプ室空調機				○			
スパージャ				○			
HPCF弁				○			
CSP				—*2			
CSP周り配管				—*2			
廃棄物処理建屋(RW/B)				—*2			
低圧注水失敗		RHR配管	○	×			
		RHRポンプ	○				
		RHR熱交換器	○				
		RHRポンプ室空調機	○				
		RHR/LPFL共通弁	○				
		過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	過渡事象		—*1	—	△
SRV再閉失敗	過渡事象	逃がし安全弁(18弁)	○	×			
	高圧注水失敗	HPCF配管	○				
		HPCFポンプ	○				
		HPCFポンプ室空調機	○				
		スパージャ	○				
		HPCF弁	○				
		CSP	—*2				
		CSP周り配管	—*2				
		廃棄物処理建屋(RW/B)	—*2				
		低圧注水失敗	RHR配管		○	×	
			RHRポンプ		○		
			RHR熱交換器		○		
			RHRポンプ室空調機		○		
			RHR/LPFL共通弁		○		

補足第3-2表 地震の従属事象としての適用性について(1/4)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II
			高圧炉心冷却失敗	HPCS配管	○	×	
HPCSポンプ				○			
HPCSポンプ室空調機				○			
スパージャ				○			
HPCS弁				○			
RHR配管				○			
RHRポンプ				○			
RHR熱交換器				○			
RHRポンプ室空調機				○			
RHR弁				○			
低圧炉心冷却失敗				RHR配管	○		
		RHRポンプ	○				
		RHR熱交換器	○				
過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		過渡事象	—*1	—	△	運転状態II	
	逃がし安全弁再閉鎖失敗	SRV(18弁)	○	×			
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II	
		高圧炉心冷却失敗	HPCS配管	○	×		
			HPCSポンプ	○			
			HPCSポンプ室空調機	○			
			スパージャ	○			
			HPCS弁	○			
			RHR配管	○			
			RHRポンプ	○			
			RHR熱交換器	○			
			RHRポンプ室空調機	○			
			RHR弁	○			
			原子炉減圧失敗	SRV(18弁)			○
	SRV用アキュムレータ	○					
	高圧窒素ガス供給系配管	○					

補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(1/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	外部電源喪失*1	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態II
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	
				高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ	○		
				高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系配管	○		
				サブプレッション・チェンバ	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
				高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
				屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○		
			高圧炉心冷却失敗	取水槽	○		
				タービン建物	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
				高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○		
				高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
				高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○		
				高圧炉心スプレイ系蓄電池	○		
高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

補足3.2表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考		
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態II	
			高圧注水失敗	HPCF配管	○	×		
				HPCFポンプ	○			
				HPCFポンプ室空調機	○			
				スパージャ	○			
				HPCF弁	○			
				CSP	—※2			
				CSP周り配管	—※2			
			廃棄物処理建屋(RWB)	—※2				
			原子炉減圧失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×		
	SRV用アキュムレータ	○						
	HPI N配管	○						
	過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態II	
			SRV再閉失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×		
				高圧注水失敗	HPCF配管			○
					HPCFポンプ			○
			HPCFポンプ室空調機		○			
			スパージャ		○			
			HPCF弁		○			
			CSP		—※2			
CSP周り配管			—※2					
廃棄物処理建屋(RWB)			—※2					
原子炉減圧失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×					
	SRV用アキュムレータ	○						
	HPI N配管	○						
		窒素ガス供給弁	○					

補足第3-2表 地震の従属事象としての適用性について(2/4)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考					
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態II				
			DG失敗	6.9kV/M/C	○						
				480VP/C用動力変圧器	○						
				480VP/C	○						
				480V MCC	○						
				非常用DG	○						
				燃料ダイタンク	○						
				DG始動用空気だめ	○						
				DG室送風機	○						
				燃料移送ポンプ	○						
		燃料移送配管		○							
		HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	HPCS配管	○	×					
				HPCSポンプ	○						
				HPCSポンプ室空調機	○						
				スパージャ	○						
				HPCS弁	○						
				外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失		外部電源設備全般	×	△	運転状態II	
							直流電源喪失	直流125V蓄電池			○
								直流125V充電器盤			○
								直流125V主母線盤			○
ケーブルトレイ	○										
電線管	○										
高圧炉心冷却失敗	HPCS配管	○	×								
	HPCSポンプ	○									
	HPCSポンプ室空調機	○									
	スパージャ	○									
	HPCS弁	○									

補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(2/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考			
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	×			
			原子炉隔離時冷却系電動弁(ゲート)	○					
			原子炉隔離時冷却系電動弁(グループ)	○					
			原子炉隔離時冷却系配管	○					
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○					
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○					
			230V直流母線盤	○					
			230V蓄電池	○					
			230V充電器盤	○					
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○					
			低圧炉心冷却失敗	残留熱除去ポンプ室冷却機	○				
			残留熱除去系逆止弁	○					
			残留熱除去系熱交換器	○					
			残留熱除去系ポンプ	○					
			残留熱除去系電動弁(ゲート)	○					
		残留熱除去系配管	○						
		サブプレッション・チェンバ	○						
		過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+低圧炉心冷却失敗	過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+低圧炉心冷却失敗	外部電源喪失※1	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態II	
				SRV再閉失敗	逃がし安全弁	○	×		
					高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機			○
						高圧炉心スプレイ系逆止弁			○
				高圧炉心スプレイポンプ		○			
				高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)		○			
				高圧炉心スプレイ系配管		○			
				サブプレッション・チェンバ	サブプレッション・チェンバ	○	×		
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○			
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○			
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○			
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料ダイタンク	○			
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○			
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管	○								
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送逆止弁	○								
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○								

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

補足3.2表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失 DG喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態II
			6.9kVメタクラ	○	×	
480Vパワーセンタ用動力変圧器			○			
480Vパワーセンタ			○			
480VMCC			○			
非常用ディーゼル発電設備			○			
燃料ディタンク			○			
DG空気だめ			○			
DG非常用送風機			○			
燃料移送ポンプ			○			
DGFO配管			○			
軽油配管トレンチ(軽油タンク~R/B)			○			
DGFO弁			○			
軽油タンク			○			
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗			外部電源喪失 DG喪失	外部電源設備全般		
	6.9kVメタクラ	○		×		
	480Vパワーセンタ用動力変圧器	○				
	480Vパワーセンタ	○				
	480VMCC	○				
	非常用ディーゼル発電設備	○				
	燃料ディタンク	○				
	DG空気だめ	○				
	DG非常用送風機	○				
	燃料移送ポンプ	○				
	DGFO配管	○				
	軽油配管トレンチ(軽油タンク~R/B)	○				
	DGFO弁	○				
	軽油タンク	○				
	SRV再閉失敗	逃がし安全弁(18弁)			○	×

補足第3-2表 地震の従属事象としての適用性について(3/4)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考			
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	外部電源設備全般	×	△	運転状態II			
			DG失敗	6.9kVM/C	○		×		
480VP/C用動力変圧器			○						
480VP/C			○						
480VMCC			○						
非常用DG			○						
燃料ディタンク			○						
DG始動用空気だめ			○						
DG室送風機			○						
燃料移送ポンプ			○						
燃料移送配管トレンチ			○						
軽油貯蔵タンク			○						
逃がし安全弁再閉鎖失敗			SRV(18弁)	○	×				
HPCS失敗			HPCS配管 HPCSポンプ HPCSポンプ室空調機 スパージャ HPCS弁	○	○			×	
				○	○				
	○	○							
	○	○							
	○	○							
	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	外部電源設備全般		外部電源設備全般	×	△	運転状態II		
				DG失敗	6.9kVM/C	○		×	
				480VP/C用動力変圧器	○				
				480VP/C	○				
				480VMCC	○				
				非常用DG	○				
				燃料ディタンク	○				
				DG始動用空気だめ	○				
				DG室送風機	○				
				燃料移送ポンプ	○				
燃料移送配管トレンチ			○						
軽油貯蔵タンク			○						
高圧炉心冷却失敗			HPCS配管 HPCSポンプ HPCSポンプ室空調機 スパージャ HPCS弁	○	○	×			
				○	○				
				○	○				
	○	○							
	○	○							

補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(3/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+低圧炉心冷却失敗	高圧炉心	○	×	
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
		高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○		
			取水槽	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	×	
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○		
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	○		
			高圧炉心スプレイ系充電器盤	○		
	低圧炉心冷却失敗	残留熱除去ポンプ室冷却機 残留熱除去系逆止弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系電動弁(ゲート) 残留熱除去系配管 サブプレッション・チェンバ	残留熱除去ポンプ室冷却機	○	×	
残留熱除去系逆止弁			○			
残留熱除去系熱交換器			○			
残留熱除去系ポンプ			○			
残留熱除去系電動弁(ゲート)			○			

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

補足3.2表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS _s 耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
3	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態Ⅱ
			DG喪失	6.9kVメタクラ	○	×	
				480Vパワーセンタ用動力変圧器	○		
				480Vパワーセンタ	○		
				480VMCC	○		
				非常用ディーゼル発電設備	○		
				燃料ディタンク	○		
				DG空気だめ	○		
				DG非常用送風機	○		
				燃料移送ポンプ	○		
			DGFO配管	○			
			軽油配管トレンチ(軽油タンク～R/B)	○			
		DGFO弁	○				
		軽油タンク	○				
		RCIC失敗	RCIC配管	○	×		
RCICポンプ	○						
RCIC駆動タービン	○						
		給水隔離弁	○				
		RCIC弁	○				
		CSP	-※2				
		CSP周り配管	-※2				
		廃棄物処理建屋(RW/B)	-※2				

補足第3-2表 地震の従属事象としての適用性について(4/4)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS _s 耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考				
4	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+RHR失敗	過渡事象	-※1	-	△	運転状態Ⅱ			
			RHR失敗	RHR配管	○	×				
				RHRポンプ	○					
				RHR熱交換器	○					
				RHRポンプ室空調機	○					
				RHR弁	○					
		過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗	過渡事象	-※1	-	△	運転状態Ⅱ			
		逃がし安全弁再閉鎖失敗	SRV(18弁)	○	×					
			RHR失敗	RHR配管		○				
				RHRポンプ		○				
				RHR熱交換器		○				
				RHRポンプ室空調機		○				
RHR弁	○									
5	原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象	-※1	-	△	運転状態Ⅱ			
			原子炉停止失敗	炉心シュラウド	○	×				
				シュラウドサポート	○					
				炉心支持板	○					
				上部格子板	○					
				制御棒案内管	○					
		燃料支持金具		○						
		燃料集合体		○						
		水圧制御ユニット		○						
		スクラム弁		○						
		6		LOCA時注水機能喪失	-					
					-					
7	格納容器バイパス(インタフェースシステムLOC(A))	-								
		-								
8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	-								
		-								

※1「地震加速度大」信号によるスクラムを想定

【凡例】

DB上のS_s耐震性

○：有 ×：無

地震の従属事象としての適用の有無

- ：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。
- △：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。
- ×：地震の従属事象でないもの

補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(4/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS _s 耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考		
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	外部電源喪失※1	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ	
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○		×
				高圧炉心スプレイ系逆止弁	○			
				高圧炉心スプレイポンプ	○			
				高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○			
				高圧炉心スプレイ系配管	○			
				サブプレッション・チェンバ	○			
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○			
				空気だめ	○			
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○			
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○				
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○				
			燃料貯蔵タンク	○				
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○				
			燃料移送系配管	○				
			燃料移送逆止弁	○				
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○				
			燃料移送ポンプ	○				
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○				
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○				
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○				
			屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)	○				
			取水槽	○				
			タービン建物	○				
			高圧炉心スプレイ補機冷却逆止弁	○				
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○				
			高圧炉心スプレイ補機冷却熱交換器	○				
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○				
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○				
			高圧炉心スプレイ補機海水電動弁(バタフライ)	○				
高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○							
高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○							
高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○							
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○							
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○							
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○							
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○							

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

補足3.2 表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+直流電源喪失	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態II
			直流電源喪失	直流125V蓄電池	○	×	
				直流125V充電器盤	○		
				直流125V主母線盤	○		
				ケーブルトレイ	○		
				電線管	○		
4	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II
			崩壊熱除去失敗	RHR配管	○	×	
				RHRポンプ	○		
				RHR熱交換器	○		
				RHRポンプ室空調機	○		
				RHR/LPFL共通弁	○		
		RHR弁	○				
		過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II
			SRV再閉失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×	
			崩壊熱除去失敗	RHR配管	○	×	
				RHRポンプ	○		
				RHR熱交換器	○		
RHRポンプ室空調機	○						
RHR/LPFL共通弁	○						
RHR弁	○						

補足3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (5 / 16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	高圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	×	
			原子炉隔離時冷却系電動弁(ゲート)	○			
			原子炉隔離時冷却系電動弁(グループ)	○			
			原子炉隔離時冷却系配管	○			
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○			
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○			
			230V直流母線盤	○			
			230V蓄電池	○			
			230V充電器盤	○			
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○			
			原子炉減圧失敗	逃がし安全弁	○		×
			逃がし安全弁窒素ガス供給系空気作動弁(グループ)	○			
		逃がし安全弁窒素ガス供給系配管	○				
		逃がし安全弁アクチュエータ	○				

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																													
<p align="center">補足3.2表 地震の従属事象としての適用性について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">5</td> <td rowspan="10">原子炉停止機能喪失</td> <td rowspan="10">過渡事象+原子炉停止失敗</td> <td>過渡事象</td> <td>—※1</td> <td>—</td> <td>△</td> <td rowspan="10">運転状態II</td> </tr> <tr> <td rowspan="9">原子炉停止失敗</td> <td>炉心シュラウド</td> <td>○</td> <td rowspan="9">×</td> </tr> <tr> <td>シュラウドサポート</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>炉心支持板</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>上部格子板</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒案内管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料支持金具</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>水圧制御ユニット</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>CRD配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>スクラム弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>—</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>格納容器バイパス(ISOCA)</td> <td>—</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 「地震加速度大」信号によるスクラムを想定 ※2 耐震Bクラス設備であるがSs機能維持設計としている</p> <p>【凡例】 DB上のSs耐震性 ○：有 ×：無 地震の従属事象としての適用の有無 ○：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。 △：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。 ×：地震の従属事象でないもの。</p>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	5	原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態II	原子炉停止失敗	炉心シュラウド	○	×	シュラウドサポート	○	炉心支持板	○	上部格子板	○	制御棒案内管	○	燃料支持金具	○	燃料集合体	○	水圧制御ユニット	○	CRD配管	○	スクラム弁	○	6	LOCA時注水機能喪失	—					7	格納容器バイパス(ISOCA)	—						<p align="center">補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(6/16)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="30">3</td> <td rowspan="30">全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="30">外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗</td> <td>外部電源</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="30">運転状態II</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">交流電源</td> <td>燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用ディーゼル発電設備</td> <td>非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">燃料移送系配管</td> <td>非常用ロードセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>非常用ロードセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用母線変圧器</td> <td>屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水槽</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">タービン建物</td> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機海水系逆止弁</td> <td>原子炉補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>原子炉補機冷却系逆止弁(ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却系配管</td> <td>原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機海水系配管</td> <td>原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機海水ストレナ</td> <td>原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却系サージタンク</td> <td>原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機</td> <td>原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	外部電源	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態II	交流電源	燃料移送系逆止弁	○	非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	非常用ディーゼル発電設備	非常用母線メタクラ	○	非常用コントロールセンタ	○	燃料移送系配管	非常用ロードセンタ	○	燃料移送系配管	○	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	非常用ロードセンタ	○	非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○	非常用母線変圧器	屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)	○	取水槽	○	タービン建物	タービン建物	○	原子炉補機冷却系逆止弁	○	原子炉補機海水系逆止弁	原子炉補機冷却系逆止弁	○	原子炉補機冷却系熱交換器	○	原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉補機冷却系逆止弁(ゲート)	○	原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	○	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機冷却系配管	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機冷却系配管	○	原子炉補機海水系配管	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機海水系配管	○	原子炉補機海水ストレナ	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機冷却系サージタンク	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○	<p>・設備構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																																																										
5	原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態II																																																																																																																																									
			原子炉停止失敗	炉心シュラウド	○	×																																																																																																																																										
				シュラウドサポート	○																																																																																																																																											
				炉心支持板	○																																																																																																																																											
				上部格子板	○																																																																																																																																											
				制御棒案内管	○																																																																																																																																											
				燃料支持金具	○																																																																																																																																											
				燃料集合体	○																																																																																																																																											
				水圧制御ユニット	○																																																																																																																																											
				CRD配管	○																																																																																																																																											
スクラム弁	○																																																																																																																																															
6	LOCA時注水機能喪失	—																																																																																																																																														
7	格納容器バイパス(ISOCA)	—																																																																																																																																														
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																																																										
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	外部電源	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態II																																																																																																																																									
			交流電源	燃料移送系逆止弁	○																																																																																																																																											
				非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																																																																											
			非常用ディーゼル発電設備	非常用母線メタクラ	○																																																																																																																																											
				非常用コントロールセンタ	○																																																																																																																																											
			燃料移送系配管	非常用ロードセンタ	○																																																																																																																																											
				燃料移送系配管	○																																																																																																																																											
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	非常用ロードセンタ	○																																																																																																																																											
				非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																																																																																											
			非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																																																																																											
				非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○																																																																																																																																											
			非常用母線変圧器	屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)	○																																																																																																																																											
				取水槽	○																																																																																																																																											
			タービン建物	タービン建物	○																																																																																																																																											
				原子炉補機冷却系逆止弁	○																																																																																																																																											
			原子炉補機海水系逆止弁	原子炉補機冷却系逆止弁	○																																																																																																																																											
				原子炉補機冷却系熱交換器	○																																																																																																																																											
			原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉補機冷却系逆止弁(ゲート)	○																																																																																																																																											
				原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	○																																																																																																																																											
			原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																											
				原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																											
			原子炉補機冷却系配管	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																											
				原子炉補機冷却系配管	○																																																																																																																																											
			原子炉補機海水系配管	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																											
				原子炉補機海水系配管	○																																																																																																																																											
			原子炉補機海水ストレナ	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																											
				原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																											
			原子炉補機冷却系サージタンク	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																											
				原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																											
			原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																											
原子炉補機冷却系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																															

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																														
		補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (7 / 16)	・設備構成の相違																																																																														
		<table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSS耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="30">3 全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="30">外部電源喪失 + 交流電源 (D G-A, B) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td rowspan="30">高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="30">×</td> <td rowspan="30"></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水槽</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系直母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSS耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源 (D G-A, B) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×		高圧炉心スプレイ系逆止弁	○	高圧炉心スプレイポンプ	○	高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○	高圧炉心スプレイ系配管	○	サブプレッション・チェンバ	○	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○	屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○	取水槽	○	タービン建物	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○	高圧炉心スプレイ系直母線盤	○	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○	【柏崎 6/7, 東海第二】対象機器は、地震 PRA においてモデル化している機器を記載
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSS耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																											
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源 (D G-A, B) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×																																																																												
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																													
			サブプレッション・チェンバ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																													
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○																																																																													
			取水槽	○																																																																													
			タービン建物	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																													
高圧炉心スプレイ系直母線盤	○																																																																																
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																										
		補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(8/16)	・設備構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載																																																																																																																																										
		<table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上の耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="40">3 全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="40">外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却失敗</td> <td>外部電源喪失</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="40">運転状態Ⅱ</td> </tr> <tr> <td>交流電源(DG-A, B)失敗</td> <td>燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> <td rowspan="39">×</td> </tr> <tr> <td>(DG-A, B)失敗</td> <td>非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>(DG-A, B)失敗</td> <td>非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用ロードセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>取水槽</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機海水ストレナ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧炉心冷却失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上の耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ	交流電源(DG-A, B)失敗	燃料移送系逆止弁	○	×	(DG-A, B)失敗	非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	(DG-A, B)失敗	非常用ディーゼル発電設備	○		非常用母線メタクラ	○		非常用コントロールセンタ	○		燃料移送系配管	○		非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		非常用ロードセンタ	○		非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○		非常用母線変圧器	○		屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○		取水槽	○		タービン建物	○		原子炉補機冷却系逆止弁	○		原子炉補機海水系逆止弁	○		原子炉補機冷却系熱交換器	○		原子炉補機冷却水ポンプ	○		原子炉補機海水ポンプ	○		原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	○		原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	○		原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)	○		原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)	○		原子炉補機冷却系配管	○		原子炉補機海水系配管	○		原子炉補機海水ストレナ	○		原子炉補機冷却系サージタンク	○		原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○		高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○			高圧炉心スプレイポンプ	○			高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○			高圧炉心スプレイ系配管	○			サブプレッション・チェンバ	○			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上の耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																																																							
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ																																																																																																																																							
		交流電源(DG-A, B)失敗	燃料移送系逆止弁	○	×																																																																																																																																								
		(DG-A, B)失敗	非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																																																																									
		(DG-A, B)失敗	非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																									
			非常用母線メタクラ	○																																																																																																																																									
			非常用コントロールセンタ	○																																																																																																																																									
			燃料移送系配管	○																																																																																																																																									
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																																																																																									
			非常用ロードセンタ	○																																																																																																																																									
			非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																																																																																									
			非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																																																																									
			非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○																																																																																																																																									
			非常用母線変圧器	○																																																																																																																																									
			屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○																																																																																																																																									
			取水槽	○																																																																																																																																									
			タービン建物	○																																																																																																																																									
			原子炉補機冷却系逆止弁	○																																																																																																																																									
			原子炉補機海水系逆止弁	○																																																																																																																																									
			原子炉補機冷却系熱交換器	○																																																																																																																																									
			原子炉補機冷却水ポンプ	○																																																																																																																																									
			原子炉補機海水ポンプ	○																																																																																																																																									
			原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	○																																																																																																																																									
			原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	○																																																																																																																																									
			原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																									
			原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																																									
			原子炉補機冷却系配管	○																																																																																																																																									
			原子炉補機海水系配管	○																																																																																																																																									
			原子炉補機海水ストレナ	○																																																																																																																																									
			原子炉補機冷却系サージタンク	○																																																																																																																																									
			原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○																																																																																																																																									
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機			○																																																																																																																																						
				高圧炉心スプレイ系逆止弁			○																																																																																																																																						
				高圧炉心スプレイポンプ			○																																																																																																																																						
				高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)			○																																																																																																																																						
				高圧炉心スプレイ系配管			○																																																																																																																																						
				サブプレッション・チェンバ			○																																																																																																																																						
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機			○																																																																																																																																						
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備			○																																																																																																																																						
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ			○																																																																																																																																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																										
		<p>補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(9/16)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="30">3 全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="30">外部電源喪失+交流電源(D-G-A, B)失敗+高圧炉心冷却失敗</td> <td rowspan="30">高圧炉心冷却失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td rowspan="30">×</td> <td rowspan="30"></td> </tr> <tr> <td>ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水槽</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系電動弁(ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系電動弁(グローブ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 充電器盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源(D-G-A, B)失敗+高圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	×		ディーゼル燃料デイトンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	燃料貯蔵タンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	燃料移送系配管	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	燃料移送系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	燃料移送ポンプ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○	屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)	○	取水槽	○	タービン建物	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	原子炉隔離時冷却系電動弁(ゲート)	○	原子炉隔離時冷却系電動弁(グローブ)	○	原子炉隔離時冷却系配管	○	原子炉隔離時冷却ポンプ	○	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○	230V 直流母線盤	○	230V 蓄電池	○	230V 充電器盤	○	原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○	<p>・設備構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																							
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源(D-G-A, B)失敗+高圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	×																																																																																								
			ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																									
			燃料貯蔵タンク	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																									
			燃料移送系配管	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																									
			燃料移送系逆止弁	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																									
			燃料移送ポンプ	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																																									
			屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)	○																																																																																									
			取水槽	○																																																																																									
			タービン建物	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																									
			原子炉隔離時冷却系逆止弁	○																																																																																									
原子炉隔離時冷却系電動弁(ゲート)	○																																																																																												
原子炉隔離時冷却系電動弁(グローブ)	○																																																																																												
原子炉隔離時冷却系配管	○																																																																																												
原子炉隔離時冷却ポンプ	○																																																																																												
原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○																																																																																												
230V 直流母線盤	○																																																																																												
230V 蓄電池	○																																																																																												
230V 充電器盤	○																																																																																												
原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○																																																																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																																																
		<p align="center"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u></p> <p align="center"><u>(10 / 16)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="33">3 全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="33">外部電源喪失 + 直流電源 (区分1, 2) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗</td> <td>外部電源喪失</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="2">運転状態 II</td> </tr> <tr> <td>直流電源</td> <td>直流母線盤</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>(区分1, 2) 失敗</td> <td>蓄電池</td> <td>○</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>充電器盤</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>サブプレッジョン・チェンバ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>取水槽</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>タービン建物</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 直流電源 (区分1, 2) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	直流電源	直流母線盤	○		(区分1, 2) 失敗	蓄電池	○	×			充電器盤	○			高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○				高圧炉心スプレイ系逆止弁	○				高圧炉心スプレイポンプ	○				高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○				高圧炉心スプレイ系配管	○				サブプレッジョン・チェンバ	○				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○				高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○				高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○				高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○				屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)	○				取水槽	○				タービン建物	○				高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○				高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○				高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○				高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○				高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○				高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○				高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○				高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○				高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○				高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○				高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○				高圧炉心スプレイ系蓄電池	○				高圧炉心スプレイ系充電器盤	○		<p>・設備構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>対象機器は、地震 P R Aにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																																																																																																													
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 直流電源 (区分1, 2) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II																																																																																																																																																																																													
		直流電源	直流母線盤	○																																																																																																																																																																																															
		(区分1, 2) 失敗	蓄電池	○	×																																																																																																																																																																																														
				充電器盤	○																																																																																																																																																																																														
			高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																																																																																																																																														
				サブプレッジョン・チェンバ	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																																																																																																																																														
				屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)	○																																																																																																																																																																																														
				取水槽	○																																																																																																																																																																																														
				タービン建物	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																																																																																																																																														
				高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○																																																																																																																																																																																														
		高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																																																																																																																																																
		高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																																																																																																																																
		高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																																																																																																																																
		高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																																																																																																																																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																							
		<p align="center"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u></p> <p align="center"><u>(1 1 / 1 6)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="27">3 全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="27">外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗</td> <td>外部電源喪失</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="27">運転状態Ⅱ</td> </tr> <tr> <td>交流電源(DG-A, B)失敗</td> <td>燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> <td rowspan="26">×</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室</td> <td>送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備</td> <td>非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用コントロールセンタ</td> <td>燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>非常用ロードセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ロードセンタ</td> <td>非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用母線変圧器</td> <td>屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水槽</td> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>原子炉補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系逆止弁</td> <td>原子炉補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>原子炉補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水ポンプ</td> <td>原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)</td> <td>原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)</td> <td>原子炉補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系配管</td> <td>原子炉補機海水ストレナ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水ストレナ</td> <td>原子炉補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機</td> <td>SRV再閉失敗</td> <td>透がし安全弁</td> <td>○</td> <td>×</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ	交流電源(DG-A, B)失敗	燃料移送系逆止弁	○	×	非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室	送風機	○	非常用ディーゼル発電設備	非常用母線メタクラ	○	非常用コントロールセンタ	燃料移送系配管	○	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	非常用ロードセンタ	○	非常用ロードセンタ	非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○	非常用母線変圧器	屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○	取水槽	タービン建物	○	タービン建物	原子炉補機冷却系逆止弁	○	原子炉補機海水系逆止弁	原子炉補機冷却系熱交換器	○	原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉補機海水ポンプ	○	原子炉補機海水ポンプ	原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	○	原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)	○	原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)	原子炉補機冷却系配管	○	原子炉補機海水系配管	原子炉補機海水ストレナ	○	原子炉補機海水ストレナ	原子炉補機冷却系サージタンク	○	原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	SRV再閉失敗	透がし安全弁	○	×	<p>・設備構成の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>対象機器は, 地震PRAにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																				
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ																																																																				
		交流電源(DG-A, B)失敗	燃料移送系逆止弁	○	×																																																																					
		非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室	送風機	○																																																																						
		非常用ディーゼル発電設備	非常用母線メタクラ	○																																																																						
		非常用コントロールセンタ	燃料移送系配管	○																																																																						
		非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	非常用ロードセンタ	○																																																																						
		非常用ロードセンタ	非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																						
		非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○																																																																						
		非常用母線変圧器	屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○																																																																						
		取水槽	タービン建物	○																																																																						
		タービン建物	原子炉補機冷却系逆止弁	○																																																																						
		原子炉補機海水系逆止弁	原子炉補機冷却系熱交換器	○																																																																						
		原子炉補機冷却水ポンプ	原子炉補機海水ポンプ	○																																																																						
		原子炉補機海水ポンプ	原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	○																																																																						
		原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)	○																																																																						
		原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)	原子炉補機冷却系配管	○																																																																						
		原子炉補機海水系配管	原子炉補機海水ストレナ	○																																																																						
		原子炉補機海水ストレナ	原子炉補機冷却系サージタンク	○																																																																						
		原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	SRV再閉失敗	透がし安全弁			○	×																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																														
		<p style="text-align: center;"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u> <u>(1 2 / 1 6)</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 310 2487 1255"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="30">3 全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="30">外部電源喪失 + 交流電源 (D G-A, B) 失敗 + 圧カバウンダリ健全性 (S R V再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗</td> <td rowspan="30">高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="30">×</td> <td rowspan="30"></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サブプレッジョン・チェンバ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水槽</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (パタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源 (D G-A, B) 失敗 + 圧カバウンダリ健全性 (S R V再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗	高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×		高圧炉心スプレイ系逆止弁	○	高圧炉心スプレイポンプ	○	高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○	高圧炉心スプレイ系配管	○	サブプレッジョン・チェンバ	○	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○	屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)	○	取水槽	○	タービン建物	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (パタフライ)	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○	<p>・設備構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対象機器は、地震 P R Aにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																											
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源 (D G-A, B) 失敗 + 圧カバウンダリ健全性 (S R V再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗	高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×																																																																												
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																													
			サブプレッジョン・チェンバ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																													
			屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)	○																																																																													
			取水槽	○																																																																													
			タービン建物	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (パタフライ)	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																													
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																									
		<p style="text-align: center;"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u> <u>(13 / 16)</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 300 2493 1360"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="14">4</td> <td rowspan="14">崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="14">外部電源喪失^① 崩壊熱除去失敗</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="14">運転状態 II</td> </tr> <tr><td>残留熱除去系ポンプ室冷却機</td><td>○</td><td rowspan="14">×</td></tr> <tr><td>残留熱除去系逆止弁</td><td>○</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器</td><td>○</td></tr> <tr><td>残留熱除去ポンプ</td><td>○</td></tr> <tr><td>残留熱除去系電動弁 (ゲート)</td><td>○</td></tr> <tr><td>残留熱除去系配管</td><td>○</td></tr> <tr><td>残留熱除去系電動弁 (グローブ)</td><td>○</td></tr> <tr><td>サブプレッション・チェンバ</td><td>○</td></tr> <tr><td>セラミックインシュレータ</td><td>×</td><td>△</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td><td>○</td><td rowspan="24">×</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイポンプ</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系配管</td><td>○</td></tr> <tr><td>サブプレッション・チェンバ</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td><td>○</td></tr> <tr><td>ディーゼル燃料デイトンク</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td><td>○</td></tr> <tr><td>屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水槽</td><td>○</td></tr> <tr><td>タービン建物</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td><td>○</td></tr> <tr><td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)</td><td>○</td></tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	4	崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^① 崩壊熱除去失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×	残留熱除去系逆止弁	○	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去ポンプ	○	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○	残留熱除去系配管	○	残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○	サブプレッション・チェンバ	○	セラミックインシュレータ	×	△	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○	高圧炉心スプレイポンプ	○	高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○	高圧炉心スプレイ系配管	○	サブプレッション・チェンバ	○	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	ディーゼル燃料デイトンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○	屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○	取水槽	○	タービン建物	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○	<p>・設備構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対象機器は, 地震 PRA においてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																						
4	崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^① 崩壊熱除去失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II																																																																																						
			残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×																																																																																							
			残留熱除去系逆止弁	○																																																																																								
			残留熱除去系熱交換器	○																																																																																								
			残留熱除去ポンプ	○																																																																																								
			残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○																																																																																								
			残留熱除去系配管	○																																																																																								
			残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○																																																																																								
			サブプレッション・チェンバ	○																																																																																								
			セラミックインシュレータ	×			△																																																																																					
			高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○			×																																																																																					
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																																								
			高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																																								
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○																																																																																								
高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																																											
サブプレッション・チェンバ	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																											
ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																																											
屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○																																																																																											
取水槽	○																																																																																											
タービン建物	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																																											
高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○																																																																																											

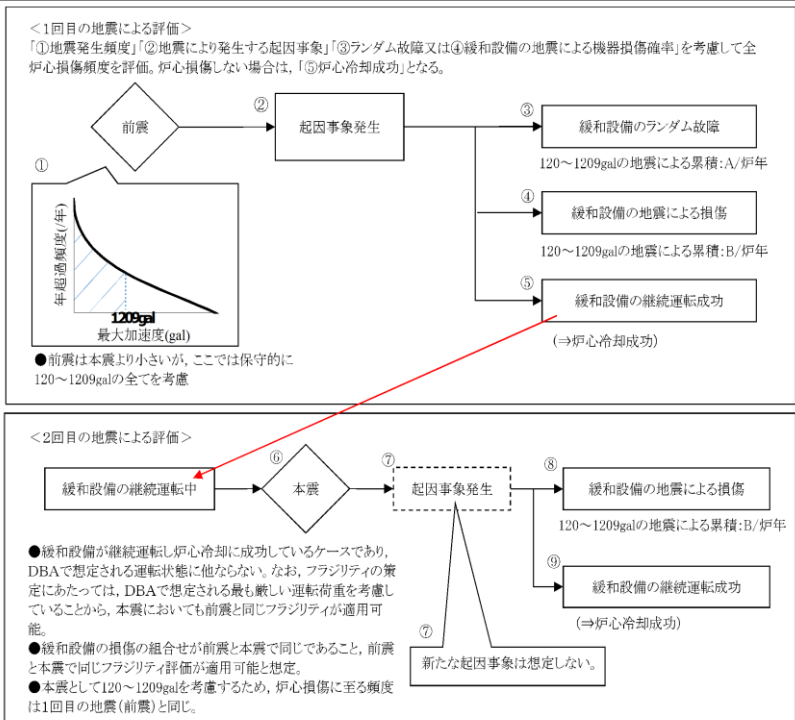
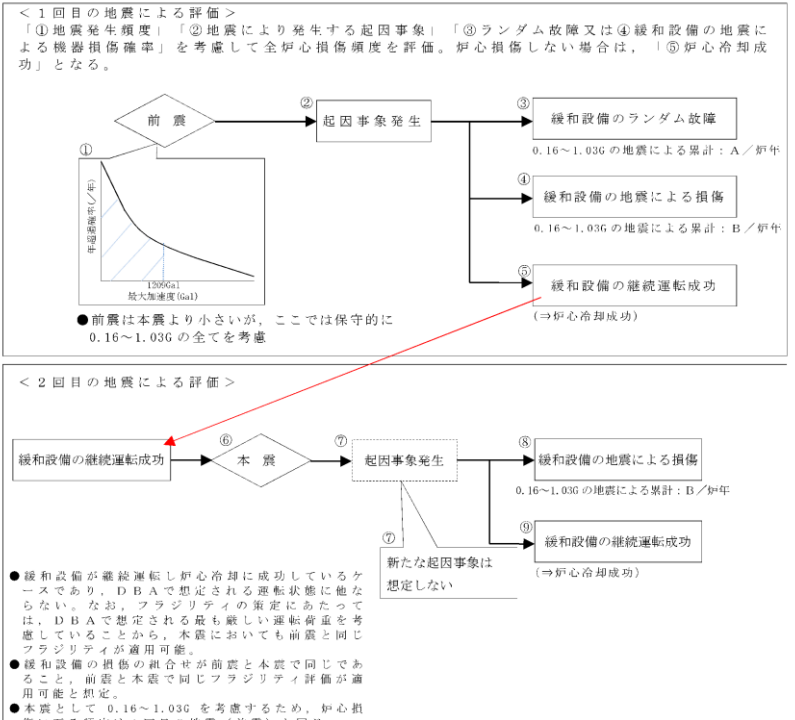
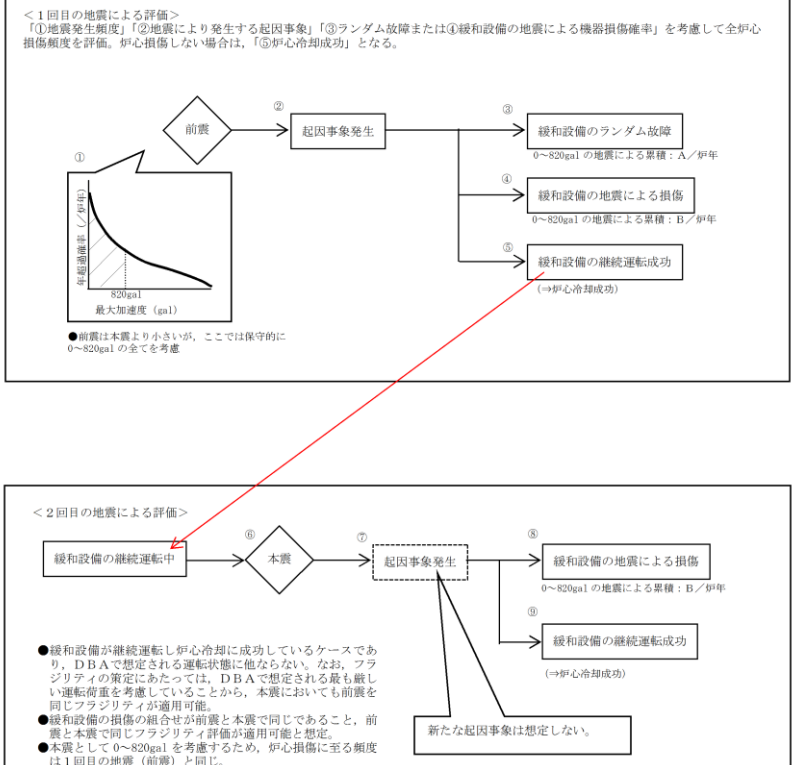
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																
		<p align="center"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u></p> <p align="center"><u>(1 4 / 1 6)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のS a耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="30">4 崩壊熱除去機能喪失</td> <td rowspan="20">過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="20">高圧炉心冷却失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> <td rowspan="20">×</td> <td rowspan="20"></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系電動弁 (グループ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 充電器盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="7">崩壊熱除去失敗</td> <td>残留熱除去系ポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="7">×</td> <td rowspan="7"></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (グループ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="3">外部電源喪失^① SRV再閉失敗 崩壊熱除去失敗</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td>運転状態 II</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>○</td> <td>×</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="7">×</td> <td rowspan="7"></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (グループ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS a耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	×		高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○	原子炉隔離時冷却系電動弁 (グループ)	○	原子炉隔離時冷却系配管	○	原子炉隔離時冷却ポンプ	○	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○	230V 直流母線盤	○	230V 蓄電池	○	230V 充電器盤	○	原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○	崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×		残留熱除去系逆止弁	○	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去系ポンプ	○	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○	残留熱除去系配管	○	残留熱除去系電動弁 (グループ)	○	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^① SRV再閉失敗 崩壊熱除去失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	逃がし安全弁	○	×		残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×		残留熱除去系逆止弁	○	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去系ポンプ	○	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○	残留熱除去系配管	○	残留熱除去系電動弁 (グループ)	○				サブプレッション・チェンバ	○		<p>・設備構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS a耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																													
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	×																																																																																														
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																																															
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○																																																																																															
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																																															
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																															
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																															
			高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																															
			原子炉隔離時冷却系逆止弁	○																																																																																															
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○																																																																																															
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グループ)	○																																																																																															
			原子炉隔離時冷却系配管	○																																																																																															
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○																																																																																															
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○																																																																																															
			230V 直流母線盤	○																																																																																															
			230V 蓄電池	○																																																																																															
			230V 充電器盤	○																																																																																															
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○																																																																																															
			崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去失敗			残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×																																																																																										
							残留熱除去系逆止弁	○																																																																																											
							残留熱除去系熱交換器	○																																																																																											
	残留熱除去系ポンプ	○																																																																																																	
	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○																																																																																																	
	残留熱除去系配管	○																																																																																																	
	残留熱除去系電動弁 (グループ)	○																																																																																																	
	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^① SRV再閉失敗 崩壊熱除去失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II																																																																																													
			逃がし安全弁	○	×																																																																																														
			残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×																																																																																														
	残留熱除去系逆止弁	○																																																																																																	
	残留熱除去系熱交換器	○																																																																																																	
	残留熱除去系ポンプ	○																																																																																																	
残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○																																																																																																		
残留熱除去系配管	○																																																																																																		
残留熱除去系電動弁 (グループ)	○																																																																																																		
			サブプレッション・チェンバ	○																																																																																															

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																						
		<p align="center"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u></p> <p align="center"><u>(1 5 / 1 6)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="30">4 崩壊熱除去機能喪失</td> <td rowspan="30">過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</td> <td>外部電源喪失^{※1}</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="2">運転状態 II</td> </tr> <tr> <td>SRV再閉失敗</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>○</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="28">×</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>取水槽</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^{※1}	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	SRV再閉失敗	逃がし安全弁	○	×	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系配管	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	サブプレッション・チェンバ	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	取水槽	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	タービン建物	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○	<p>・設備構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>対象機器は、地震 PRAにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																																			
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^{※1}	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II																																																																																																																			
		SRV再閉失敗	逃がし安全弁	○	×																																																																																																																				
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×																																																																																																																				
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	サブプレッション・チェンバ	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	取水槽	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	タービン建物	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○																																																																																																																					
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																																																																					
高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ	○																																																																																																																							
高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																																																																							
高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																																																							
高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																																																							
高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																																																							

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																			
		<p style="text-align: center;"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u> <u>(16 / 16)</u></p> <table border="1" data-bbox="1762 310 2475 968"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のS s耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">4 崩壊熱除去機能喪失</td> <td rowspan="7">過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (S R V 再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="7">崩壊熱除去失敗</td> <td>残留熱除去系ポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="7">×</td> <td rowspan="7"></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (グローブ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="11">5 原子炉停止機能喪失</td> <td rowspan="11">過渡事象 + 原子炉停止失敗</td> <td rowspan="11">外部電源喪失^{※1} 原子炉停止失敗</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td rowspan="11">△</td> <td rowspan="11">運転状態 II</td> </tr> <tr> <td>炉心支持板</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒案内管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>水圧制御ユニット</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動機構ハウジング</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>炉心シュワウド</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>シュワウドサポート</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>上部格子板</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動機構ハウジングレストレイントビーム</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>6 LOC 時注水機能喪失</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td>7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOC Δ)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 1 : 過渡事象を代表する起因事象として外部電源喪失を設定。 【凡例】 DB上のS s耐震性 ○ : 有 × : 無 地震の従属事象としての適用の有無 ○ : 地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。 △ : 地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。 × : 地震の従属事象でないもの。</p>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (S R V 再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×		残留熱除去系逆止弁	○	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去系ポンプ	○	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○	残留熱除去系配管	○	残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○	サブプレッション・チェンバ	○	5 原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	外部電源喪失 ^{※1} 原子炉停止失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	炉心支持板	○	燃料集合体	○	制御棒案内管	○	水圧制御ユニット	○	制御棒駆動機構ハウジング	○	制御棒駆動系配管	○	炉心シュワウド	○	シュワウドサポート	○	上部格子板	○	制御棒駆動機構ハウジングレストレイントビーム	○	6 LOC 時注水機能喪失	-	-	-	-		7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOC Δ)	-	-	-	-		<p>・設備構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対象機器は、地震 P R A においてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (S R V 再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×																																																																	
			残留熱除去系逆止弁	○																																																																		
			残留熱除去系熱交換器	○																																																																		
			残留熱除去系ポンプ	○																																																																		
			残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○																																																																		
			残留熱除去系配管	○																																																																		
			残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○																																																																		
サブプレッション・チェンバ	○																																																																					
5 原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	外部電源喪失 ^{※1} 原子炉停止失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II																																																																
			炉心支持板	○																																																																		
			燃料集合体	○																																																																		
			制御棒案内管	○																																																																		
			水圧制御ユニット	○																																																																		
			制御棒駆動機構ハウジング	○																																																																		
			制御棒駆動系配管	○																																																																		
			炉心シュワウド	○																																																																		
			シュワウドサポート	○																																																																		
			上部格子板	○																																																																		
			制御棒駆動機構ハウジングレストレイントビーム	○																																																																		
6 LOC 時注水機能喪失	-	-	-	-																																																																		
7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOC Δ)	-	-	-	-																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																												
<p>3. 確率論的な考察</p> <p>2. のとおり、SA施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて、確定論の観点から運転状態Vは地震の独立事象として取り扱うこととしている。</p> <p>このことについて参考のため、確率論的な観点から考察すると、S s相当 (1209Gal※) までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた¹⁾炉心損傷頻度 (CDF) であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、SA施設を考慮した場合のPRA評価を実施した結果、約8.2×10^{-8}/炉年となった。</p> <p>※ 大湊側でのS sの最大加速度 (解放基盤表面)</p> <p>¹⁾ 地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては、保守的に除かないものとした。</p> <p>補足3.3表 DB条件を超える事故シーケンスに対するCDF</p> <table border="1" data-bbox="163 945 905 1386"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>DB条件を超える事故シーケンス</th> <th>CDF</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗</td> <td>1.3E-09</td> <td rowspan="14">8.2E-08</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗</td> <td>5.7E-10</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">全交流動力電源喪失</td> <td>全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)</td> <td>2.4E-08</td> </tr> <tr> <td>全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再閉失敗</td> <td>5.6E-09</td> </tr> <tr> <td>全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +RCIC失敗</td> <td>3.0E-08</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+直流電源喪失</td> <td>6.9E-09</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">崩壊熱除去機能喪失</td> <td>過渡事象+崩壊熱除去失敗</td> <td>4.8E-09</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗</td> <td>1.9E-11</td> </tr> <tr> <td>LOCA+崩壊熱除去失敗</td> <td>1.4E-09</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス+崩壊熱除去失敗</td> <td>4.0E-14</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉停止機能喪失</td> <td>全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +崩壊熱除去失敗</td> <td>3.6E-09</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+原子炉停止失敗</td> <td>3.4E-16</td> </tr> <tr> <td>大LOCA+原子炉停止失敗</td> <td>1.7E-17</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス+原子炉停止失敗</td> <td>4.3E-20</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>大LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗</td> <td>4.2E-09</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対して1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、8.2×10^{-8}/炉年はこれを大きく下回り、S s相当までの</p>	事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF	合計	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.3E-09	8.2E-08	過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	5.7E-10	全交流動力電源喪失	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)	2.4E-08	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再閉失敗	5.6E-09	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +RCIC失敗	3.0E-08	外部電源喪失+直流電源喪失	6.9E-09	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗	4.8E-09	過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	1.9E-11	LOCA+崩壊熱除去失敗	1.4E-09	格納容器バイパス+崩壊熱除去失敗	4.0E-14	原子炉停止機能喪失	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +崩壊熱除去失敗	3.6E-09	過渡事象+原子炉停止失敗	3.4E-16	大LOCA+原子炉停止失敗	1.7E-17	格納容器バイパス+原子炉停止失敗	4.3E-20	LOCA時注水機能喪失	大LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.2E-09		<p>3. 確率論的な考察</p> <p>2. のとおり、SA施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて、確定論の観点から運転状態Vは地震の独立事象として取り扱うこととしている。</p> <p>このことについて、参考のため確率論的な観点から考察すると、S s相当 (1.03G) までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた^{※1)}炉心損傷頻度 (CDF) であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、一部のSA施設を考慮した場合のPRAを実施した結果、約3.7×10^{-7}/炉年となった。</p> <p>※1) 地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては、保守的に除かないものとした。</p> <p>補足第3-3表 DB条件を超える事故シーケンスに対するCDF</p> <table border="1" data-bbox="955 945 1697 1711"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>DB条件を超える事故シーケンス</th> <th>CDF (/炉年)</th> <th>合計 (/炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td> <td>4.2E-11</td> <td rowspan="14">3.7E-07</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td> <td>3.8E-12</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">全交流動力電源喪失</td> <td>外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (蓄電池枯渇後RCIC停止)</td> <td>1.2E-09</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗</td> <td>7.7E-08</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗</td> <td>2.2E-11</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗</td> <td>6.4E-12</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">崩壊熱除去機能喪失</td> <td>過渡事象+RRR失敗</td> <td>1.4E-07</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RRR失敗</td> <td>7.1E-10</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)</td> <td>1.3E-08</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS成功)</td> <td>6.9E-11</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉停止機能喪失</td> <td>外部電源喪失+直流電源喪失 (HPCS成功)</td> <td>1.2E-07</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+原子炉停止失敗</td> <td>2.9E-09</td> </tr> <tr> <td>直流電源喪失+原子炉停止失敗</td> <td>4.2E-11</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">-</td> <td>交流電源喪失+原子炉停止失敗</td> <td>3.1E-12</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋損傷</td> <td>4.9E-10</td> </tr> <tr> <td>格納容器損傷</td> <td>5.6E-12</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器損傷</td> <td>2.0E-08</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td>2.1E-10</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA)</td> <td>3.9E-12</td> </tr> <tr> <td>計装・制御系喪失</td> <td>1.7E-14</td> </tr> </tbody> </table> <p>性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対して1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、3.7×10^{-7}/炉年はこれを下回り、S s相当までの</p>	事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF (/炉年)	合計 (/炉年)	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	4.2E-11	3.7E-07	過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.8E-12	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (蓄電池枯渇後RCIC停止)	1.2E-09	外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗	7.7E-08	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	2.2E-11	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	6.4E-12	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+RRR失敗	1.4E-07	過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RRR失敗	7.1E-10	外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)	1.3E-08	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS成功)	6.9E-11	原子炉停止機能喪失	外部電源喪失+直流電源喪失 (HPCS成功)	1.2E-07	過渡事象+原子炉停止失敗	2.9E-09	直流電源喪失+原子炉停止失敗	4.2E-11	-	交流電源喪失+原子炉停止失敗	3.1E-12	原子炉建屋損傷	4.9E-10	格納容器損傷	5.6E-12	原子炉圧力容器損傷	2.0E-08	格納容器バイパス	2.1E-10	原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA)	3.9E-12	計装・制御系喪失	1.7E-14	<p>3. 確率論的な考察</p> <p>2. のとおり、SA施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて、確定論の観点から運転状態Vは地震の独立事象として取り扱うこととしている。</p> <p>このことについて参考のため、確率論的な観点から考察すると、S s相当 (820gal) までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた^{※1)}炉心損傷頻度 (CDF) であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、一部のSA施設を考慮した場合のPRA評価を実施した結果、約1.0×10^{-7}/炉年となった。</p> <p>※1) 地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては、保守的に除かないものとした。</p> <p>補足3-3表 DB条件を超える事故シーケンスに対するCDF</p> <table border="1" data-bbox="1748 945 2490 1449"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>DB条件を超える事故シーケンス</th> <th>CDF (/炉年)</th> <th>合計 (/炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td> <td>3.3E-09</td> <td rowspan="14">1.0E-07</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+低圧炉心冷却失敗</td> <td>3.1E-11</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">全交流動力電源喪失</td> <td>外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>3.1E-08</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗+高圧炉心冷却失敗</td> <td>2.3E-09</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+直流電源 (区分1, 2) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>2.8E-11</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>1.5E-10</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">崩壊熱除去機能喪失</td> <td>過渡事象+崩壊熱除去機能失敗</td> <td>6.2E-08</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗</td> <td>8.5E-10</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+崩壊熱除去失敗</td> <td>1.6E-10</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉停止機能喪失</td> <td>過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+崩壊熱除去失敗</td> <td>2.6E-11</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+原子炉停止失敗</td> <td>1.3E-10</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+交流電源・補機冷却系喪失)+原子炉停止失敗</td> <td>1.2E-11</td> </tr> </tbody> </table> <p>性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対して1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、1.0×10^{-7}/炉年はこれを大きく下回り、S s相当までの</p>	事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF (/炉年)	合計 (/炉年)	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.3E-09	1.0E-07	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+低圧炉心冷却失敗	3.1E-11	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	3.1E-08	外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗+高圧炉心冷却失敗	2.3E-09	外部電源喪失+直流電源 (区分1, 2) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	2.8E-11	外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	1.5E-10	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去機能失敗	6.2E-08	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	8.5E-10	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+崩壊熱除去失敗	1.6E-10	原子炉停止機能喪失	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+崩壊熱除去失敗	2.6E-11	過渡事象+原子炉停止失敗	1.3E-10	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+交流電源・補機冷却系喪失)+原子炉停止失敗	1.2E-11	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震動の相違【柏崎6/7, 東海第二】 地震動の相違【柏崎6/7】 柏崎サイトでは、大湊側、荒浜側の2種類のS sを評価しているため、対象となるS sを記載 解析結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】 東海第二では、保守的に炉心損傷直結事象を含めた結果を記載
事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF	合計																																																																																																																												
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.3E-09	8.2E-08																																																																																																																												
	過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	5.7E-10																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)	2.4E-08																																																																																																																													
	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再閉失敗	5.6E-09																																																																																																																													
	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +RCIC失敗	3.0E-08																																																																																																																													
	外部電源喪失+直流電源喪失	6.9E-09																																																																																																																													
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗	4.8E-09																																																																																																																													
	過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	1.9E-11																																																																																																																													
	LOCA+崩壊熱除去失敗	1.4E-09																																																																																																																													
	格納容器バイパス+崩壊熱除去失敗	4.0E-14																																																																																																																													
原子炉停止機能喪失	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +崩壊熱除去失敗	3.6E-09																																																																																																																													
	過渡事象+原子炉停止失敗	3.4E-16																																																																																																																													
	大LOCA+原子炉停止失敗	1.7E-17																																																																																																																													
	格納容器バイパス+原子炉停止失敗	4.3E-20																																																																																																																													
LOCA時注水機能喪失	大LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.2E-09																																																																																																																													
事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF (/炉年)	合計 (/炉年)																																																																																																																												
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	4.2E-11	3.7E-07																																																																																																																												
	過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.8E-12																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (蓄電池枯渇後RCIC停止)	1.2E-09																																																																																																																													
	外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗	7.7E-08																																																																																																																													
	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	2.2E-11																																																																																																																													
	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	6.4E-12																																																																																																																													
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+RRR失敗	1.4E-07																																																																																																																													
	過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RRR失敗	7.1E-10																																																																																																																													
	外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)	1.3E-08																																																																																																																													
	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS成功)	6.9E-11																																																																																																																													
原子炉停止機能喪失	外部電源喪失+直流電源喪失 (HPCS成功)	1.2E-07																																																																																																																													
	過渡事象+原子炉停止失敗	2.9E-09																																																																																																																													
	直流電源喪失+原子炉停止失敗	4.2E-11																																																																																																																													
-	交流電源喪失+原子炉停止失敗	3.1E-12																																																																																																																													
	原子炉建屋損傷	4.9E-10																																																																																																																													
	格納容器損傷	5.6E-12																																																																																																																													
	原子炉圧力容器損傷	2.0E-08																																																																																																																													
	格納容器バイパス	2.1E-10																																																																																																																													
	原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA)	3.9E-12																																																																																																																													
	計装・制御系喪失	1.7E-14																																																																																																																													
事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF (/炉年)	合計 (/炉年)																																																																																																																												
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.3E-09	1.0E-07																																																																																																																												
	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+低圧炉心冷却失敗	3.1E-11																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	3.1E-08																																																																																																																													
	外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗+高圧炉心冷却失敗	2.3E-09																																																																																																																													
	外部電源喪失+直流電源 (区分1, 2) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	2.8E-11																																																																																																																													
	外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	1.5E-10																																																																																																																													
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去機能失敗	6.2E-08																																																																																																																													
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	8.5E-10																																																																																																																													
	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+崩壊熱除去失敗	1.6E-10																																																																																																																													
原子炉停止機能喪失	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+崩壊熱除去失敗	2.6E-11																																																																																																																													
	過渡事象+原子炉停止失敗	1.3E-10																																																																																																																													
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+交流電源・補機冷却系喪失)+原子炉停止失敗	1.2E-11																																																																																																																													

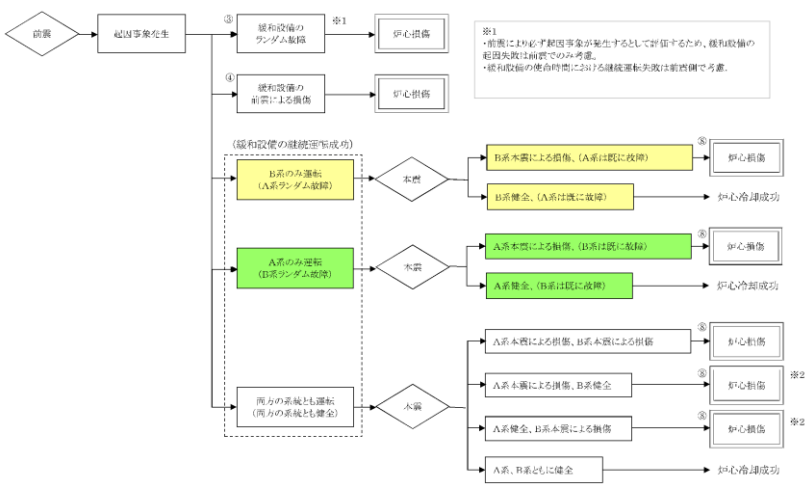
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。従って、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。</p>	<p>の地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。</p>	<p>での地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(参考) 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出</p> <p>1 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法</p> <p>1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価</p> <p>地震PRAにおいては, 前震, 本震全体を考慮した評価方法はないことから, 1回の地震による評価を2回使用することで前震, 本震を考慮することとする。評価方法の概念図を参考1.1-1図に示す。</p>  <p>以上より結果として前震, 本震による炉心損傷頻度は, 以下の式で表すことができる。 $A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$</p> <p>参考1.1.1 図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法</p>	<p>(参考) 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出</p> <p>1 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法</p> <p>1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価</p> <p>地震PRAにおいては, 前震, 本震全体を考慮した評価方法はないことから, 1回の地震による評価を2回使用することで前震, 本震を考慮することとする。評価方法の概念図を参考第1.1-1図に示す。</p>  <p>以上より結果として前震, 本震による炉心損傷頻度は, 以下の式で表すことができる。 $A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$</p> <p>参考第1.1-1 図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法</p>	<p>(参考) 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出</p> <p>1. 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法</p> <p>1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価</p> <p>地震PRAにおいては, 前震, 本震全体を考慮した評価方法はないことから, 1回の地震による評価を2回使用することで前震, 本震を考慮することとする。評価方法の概念図を参考1.1-1 図に示す。</p>  <p>以上より結果として前震, 本震による炉心損傷頻度は, 以下の式で表すことができる。 $A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$</p> <p>参考1.1-1 図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。
 緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため、緩和設備の状態について考えられる全ての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

前震	A系	B系	処理
ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒②で整理
ランダム故障(前震)	前震による機器損傷	○(健全)	⇒②で整理
前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒②で整理
前震による機器損傷	前震による機器損傷	○(健全)	⇒②で整理
前震による機器損傷	○(健全)	前震による機器損傷	⇒②で整理
前震による機器損傷	○(健全)	○(健全)	⇒②で整理
ランダム故障(前震)	○(健全)	ランダム故障(前震)	⇒②で整理
○(健全)	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒②で整理
○(健全)	○(健全)	○(健全)	⇒②で整理

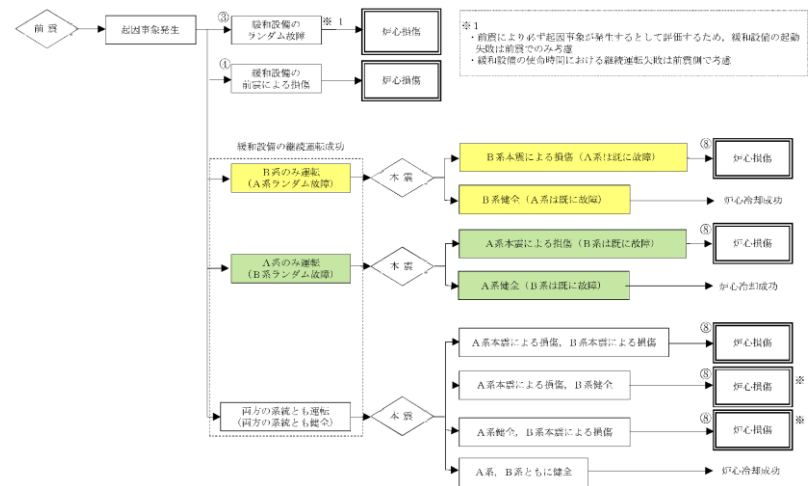
※2 緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が機器損傷しもう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの機器が損傷することで伊心損傷に至るものとして保守的に評価している。

○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通りの全ての組合せを考慮。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。
 緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため、緩和設備の状態について考えられる全ての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

前震	A系	B系	処理
ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒②で整理
ランダム故障(前震)	前震による機器損傷	○(健全)	⇒②で整理
前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒②で整理
前震による機器損傷	前震による機器損傷	○(健全)	⇒②で整理
前震による機器損傷	○(健全)	前震による機器損傷	⇒②で整理
前震による機器損傷	○(健全)	○(健全)	⇒②で整理
ランダム故障(前震)	○(健全)	ランダム故障(前震)	⇒②で整理
○(健全)	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒②で整理
○(健全)	○(健全)	○(健全)	⇒②で整理

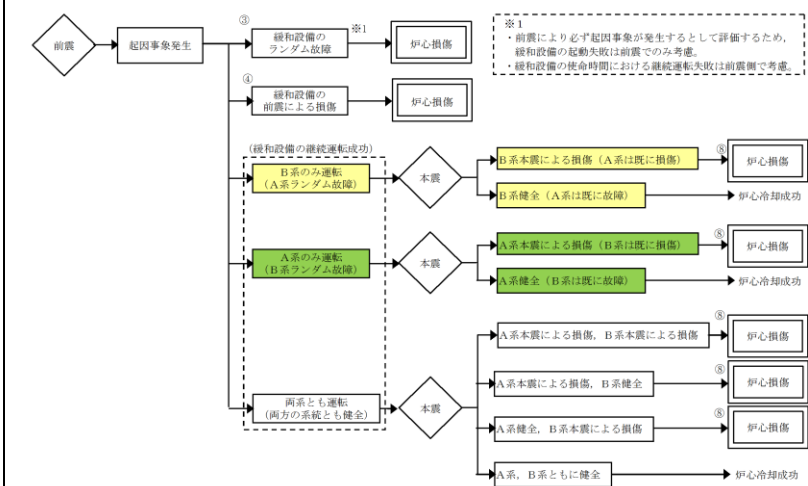
※2 緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が機器損傷し、もう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの機器が損傷することで伊心損傷に至るものとして保守的に評価している。

○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通りの全ての組合せを考慮。

島根原子力発電所 2号炉

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。
 緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため、緩和設備の状態について考えられる全ての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

前震	A系	B系	処理
ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒②で整理
ランダム故障(前震)	前震による機器損傷	○(健全)	⇒②で整理
前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒②で整理
前震による機器損傷	前震による機器損傷	○(健全)	⇒②で整理
前震による機器損傷	○(健全)	前震による機器損傷	⇒②で整理
前震による機器損傷	○(健全)	○(健全)	⇒②で整理
ランダム故障(前震)	○(健全)	ランダム故障(前震)	⇒②で整理
○(健全)	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒②で整理
○(健全)	○(健全)	○(健全)	⇒②で整理

※2 緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が機器損傷しもう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの機器が損傷することで伊心損傷に至るものとして保守的に評価している。

○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通りの全ての組合せを考慮。

備考

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。</p> <p>○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理</p> <p>○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り全ての組合せを想定。</p> <p>○ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。</p> <p>○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。</p> <p>1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について 地震PRAにおいては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。</p> <p>また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を120Galから1209Galの全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合、「(4)本震前に前震を考慮した場合の影響」においても前震及び本震の地震加速度を120Galから1209Galの全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。</p> <p>以上より本震、余震による炉心損傷頻度は、 $A/炉年 + B/炉年 + B/炉年$ で算出される</p> <p>2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1 S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果 地震PRAにおいては、本震による影響のみを評価しているが、算出したS s相当(1209Gal)までの本震による全炉心損傷頻度は120Gal*からS s相当である1209Galまでの地震による影響を累積した評価であり、緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心</p>	<p>○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。</p> <p>○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。</p> <p>○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り全ての組合せを想定。</p> <p>○ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。</p> <p>○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。</p> <p>1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について 地震PRAにおいては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。</p> <p>また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を0.16G から 1.03G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合、「1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価」においても前震及び本震の地震加速度を 0.16G から 1.03G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。</p> <p>以上より本震、余震による炉心損傷頻度は、次式で算出される。 $A/炉年 + B/炉年 + B/炉年$</p> <p>2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1 S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果 地震PRAにおいては、本震による影響のみを評価しているが、算出したS s相当(1.03G)までの本震による全炉心損傷頻度は0.16G からS s相当である 1.03G までの地震による影響を累積した評価であり、緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損</p>	<p>○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。</p> <p>○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。</p> <p>○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り全ての組合せを想定。</p> <p>○ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。</p> <p>○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。</p> <p>1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について 地震PRAにおいては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。</p> <p>また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を0gal から 820gal の全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合、「1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価」においても前震及び本震の地震加速度を 0gal から 820gal の全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。</p> <p>以上より、本震、余震による炉心損傷頻度は、 $A/炉年 + B/炉年 + B/炉年$ で算出される。</p> <p>2. 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1 S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果 地震PRAにおいては、本震による影響のみを評価しているが、算出したS s相当(820gal)までの本震による全炉心損傷頻度は0gal からS s相当である 820gal までの地震による影響を累積した評価であり、緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損</p>	<p>・地震動の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉では、地震加速度の下限を 0gal として外部電源喪失の発生を評価している。以降、同様な相違については記載省略</p> <p>・地震動の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>損傷に至るケースが含まれている。</p> <p>S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約1.2×10^{-7}/炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約2.5×10^{-8}/炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約9.5×10^{-8}/炉年である。</p> <p>※地震PRAの評価対象範囲の地震加速度(解放基盤表面における)の下限値。</p> <p>2.2 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果</p> <p>2.1項の算出結果を用い, 1.2項及び1.3項の算出式で, 評価を行った。</p> <p>A/炉年 + B/炉年 + B/炉年 $\approx 2.5 \times 10^{-8}$/炉年 + 9.5×10^{-8}/炉年 + 9.5×10^{-8}/炉年 $\approx 2.2 \times 10^{-7}$/炉年</p> <p>以上の算出結果から, 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度は約2.2×10^{-7}/炉年と非常に低い値となる。</p>	<p>傷に至るケースが含まれている。</p> <p>S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約4.1×10^{-7}/炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約3.5×10^{-8}/炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約3.7×10^{-7}/炉年である。</p> <p>2.2 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果</p> <p>2.1項の算出結果を用い, 1.2項及び1.3項の算出式で, 評価を行った。</p> <p>A/炉年 + B/炉年 + B/炉年 $\approx 3.5 \times 10^{-8}$/炉年 + 3.7×10^{-7}/炉年 + 3.7×10^{-7}/炉年 $\approx 7.8 \times 10^{-7}$/炉年</p> <p>以上の算出結果から, 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度は約7.8×10^{-7}/炉年と非常に低い値となる。</p>	<p>傷に至るケースが含まれている。</p> <p>S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約3.3×10^{-7}/炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約5.5×10^{-9}/炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約3.3×10^{-7}/炉年である。</p> <p>2.2 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果</p> <p>2.1項の算出結果を用い, 1.1項及び1.2項の算出式で評価を行った。</p> <p>A/炉年 + B/炉年 + B/炉年 $\approx 5.5 \times 10^{-9}$/炉年 + 3.3×10^{-7}/炉年 + 3.3×10^{-7}/炉年 $\approx 6.6 \times 10^{-7}$/炉年</p> <p>以上の算出結果から, 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度は約6.6×10^{-7}/炉年と非常に低い値となる。</p>	

補足4

(補足4) DBAによる履歴を考慮しなくてよい理由

6.1~6.4項において、運転状態 I~IV と S_s の組合せにおいて適用するとして許容応力状態 IV_AS の適用性について、以下のとおり検討した。

JEAG4601に記載される IV_AS は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態であり、IV_AS における許容応力は、設計引張強さ Su 又は設計降伏点 Sy に一定の係数を乗じて設定するものである。

例として、クラス1容器及びクラスMC容器の許容応力を補足4.1表及び補足4.2表に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を補足4.1図にそれぞれ示す。

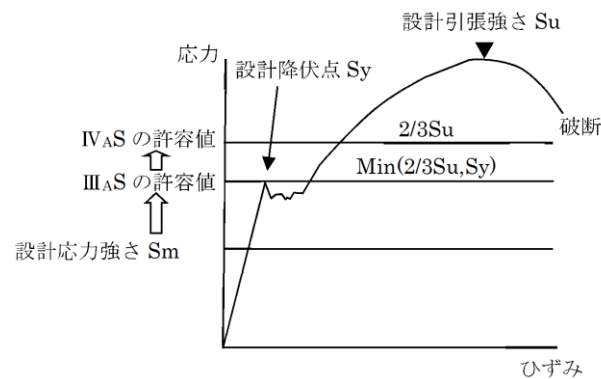
補足4.1表、4.2表及び補足4.1図より、IV_AS は、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、S_s に対する安全機能を損なうおそれのない要件を十分満足できるものである。

補足4.1表 クラス1容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値	
IV _A S	2/3Su	左欄の1.5倍の値	

補足4.2表 クラスMC容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(0.6Su, Sy)	左欄の1.5倍の値	
IV _A S	0.6Su ^{*1}	左欄の1.5倍の値	※1 不連続な部分は Min(0.6Su, Sy)



補足4.1図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係

(補足4) DBAによる履歴を考慮しなくてよい理由

6.1 から 6.4 項において、運転状態 I から IV と S_S の組合せにおいて適用するとして許容応力状態 IV_AS の適用性について、以下のとおり検討した。

JEAG4601に規定される IV_AS は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態であり、IV_AS における許容応力は、設計引張強さ Su 又は設計降伏点 Sy に一定の係数を乗じて設定するものである。

例として、クラス1容器及びクラスMC容器の許容応力を補足第4-1表及び補足第4-2表に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を補足第4.1図にそれぞれ示す。

補足第4-1表、補足第4-2表及び補足第4-1図より、IV_AS は、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、S_S に対する安全機能を損なうおそれのない要件を十分満足できるものである。

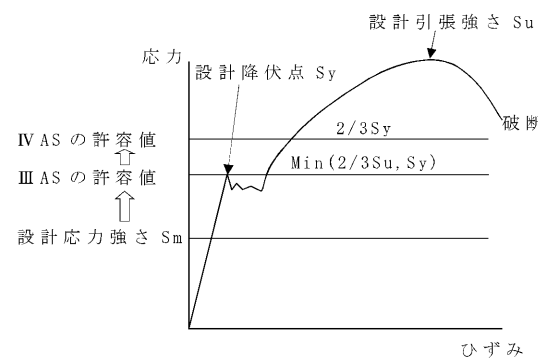
補足第4-1表 クラス1容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値	
IV _A S	2/3Su	左欄の1.5倍の値	

補足第4-2表 クラスMC容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(0.6Su, Sy)	左欄のα倍の値	
IV _A S	0.6Su ^{*1}	左欄のα倍の値	※1 不連続な部分は Min(0.6Su, Sy)

(注) : α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は 1.5 のいずれか小さいほうの値とする。



補足第4-1図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係

DBAによる履歴を考慮しなくてよい理由

6.1~6.4 項において、運転状態 I~IV と S_s の組合せにおいて適用するとして許容応力状態 IV_AS の適用性について、以下のとおり検討した。

JEAG4601に規定される IV_AS は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態であり、IV_AS における許容応力は、設計引張強さ Su 又は設計降伏点 Sy に一定の係数を乗じて設定するものである。

例として、クラス1容器及びクラスMC容器の許容応力を補足4-1表及び補足4-2表に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を補足4-1図にそれぞれ示す。

補足4-1表、補足4-2表及び補足4-1図より、IV_AS は、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、S_s に対する安全機能を損なうおそれのない要件を十分満足できるものである。

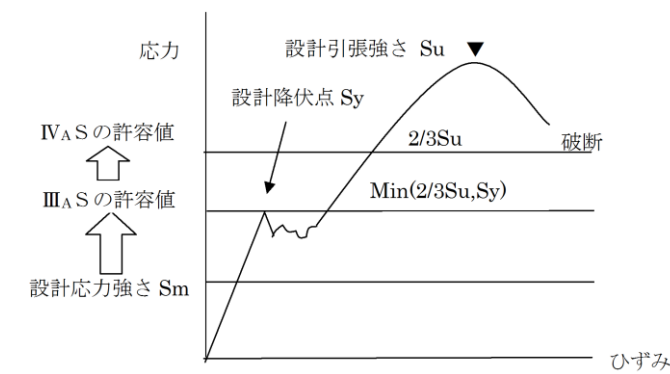
補足4-1表 クラス1容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値	
IV _A S	2/3Su	左欄の1.5倍の値	

補足4-2表 クラスMC容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(0.6Su, Sy)	左欄のα倍の値 ^(注)	
IV _A S	0.6Su ^{*1}	左欄のα倍の値 ^(注)	※1 不連続な部分は Min(0.6Su, Sy)

(注) : α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は 1.5 のいずれか小さいほうの値とする。



補足4-1図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>次に、$IV_A S$相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について、発生応力(一次応力)がS_yを超える場合に生じるひずみ履歴(イメージ図)を補足4.2図に示し、以下のとおり検討する。</p> <p>(1) $IV_A S$は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。</p> <p>(2) 発生応力が設計降伏点S_y以下なら残留ひずみは生じない。(0→a→0)</p> <p>(3) 発生応力S_F(荷重Fによる応力)がS_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみϵが生じる。(0→a→b→c)</p> <p>(4) 2回目以降、荷重Fと同等の荷重が生じた場合、1回目と同様の弾性的挙動を示し、S_Fが発生する。(c→b)</p> <p>(5) (1)により、$IV_A S$相当の応力に対して、材料はわずかに塑性域に入る程度であり、$IV_A S$相当の応力を生じる荷重が生じた場合、(3)と同様の挙動を示す。</p> <p>(6) 2回目以降、同様の荷重が発生したとしても、(4)の挙動を示すことから、耐震設計において$IV_A S$を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。</p> <p>補足4.2図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)</p>	<p>次に、$IV_A S$相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について、発生応力(一次応力)がS_yを超える場合に生じるひずみ履歴(イメージ図)を補足第4-2図に示し、以下のとおり検討する。</p> <p>(1) $IV_A S$は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。</p> <p>(2) 発生応力が設計降伏点 S_y 以下なら残留ひずみは生じない。(0→a→0)</p> <p>(3) 発生応力 S_F (荷重 F による応力) が S_y を超える場合は、除荷後に残留ひずみ ϵ が生じる。(0→a→b→c)</p> <p>(4) 2回目以降、荷重 F と同等の荷重が生じた場合、1回目と同様の弾性的挙動を示し、S_F が発生する。(c→b)</p> <p>(5) (1)により、$IV_A S$相当の応力に対して、材料はわずかに塑性域に入る程度であり、$IV_A S$相当の応力を生じる荷重が生じた場合、(3)と同様の挙動を示す。</p> <p>(6) 2回目以降、同様の荷重が発生したとしても、(4)の挙動を示すことから、耐震設計において$IV_A S$を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。</p> <p>補足第4-2図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)</p>	<p>次に、$IV_A S$相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について、発生応力(一次応力)がS_yを超える場合に生じるひずみ履歴(イメージ図)を補足4-2図に示し、以下のとおり検討する。</p> <p>(1) $IV_A S$は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。</p> <p>(2) 発生応力が設計降伏点 S_y 以下なら残留ひずみは生じない。(0→a→0)</p> <p>(3) 発生応力 S_F (荷重 F による応力) が S_y を超える場合は、除荷後に残留ひずみ ϵ が生じる。(0→a→b→c)</p> <p>(4) 2回目以降、荷重 F と同等の荷重が生じた場合、1回目と同様の弾性的挙動を示し、S_F が発生する。(c→b)</p> <p>(5) (1)により、$IV_A S$相当の応力に対して、材料はわずかに塑性域に入る程度であり、$IV_A S$相当の応力を生じる荷重が生じた場合、(3)と同様の挙動を示す。</p> <p>(6) 2回目以降、同様の荷重が発生したとしても、(4)の挙動を示すことから、耐震設計において$IV_A S$を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。</p> <p>補足4-2図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料</p> <p>添付資料-1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>添付資料-2. 地震動の年超過確率</p> <p>添付資料-3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>添付資料-4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>添付資料-5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>添付資料-6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>添付資料-7. 荷重の組合せ表</p> <p>添付資料-8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>添付資料-9. ABWRにおける運転状態V(LL)の適切性について</p> <p>添付資料-10. 荷重条件として組合せるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p>	<p>添付資料</p> <p>1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>2. 地震動の超過確率</p> <p>3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性</p> <p>6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>7. 荷重の組合せ表</p> <p>8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>9. 東海第二発電所における運転状態V(LL)の適切性について</p> <p>10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈7</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2(抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601(抜粋)</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考7] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考8] 重大事故等発生後の長期安定冷却手段について</p>	<p>添付資料</p> <p>1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>2. 地震動の年超過確率</p> <p>3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>7. 荷重の組合せ表</p> <p>8. 重大事故時の荷重条件等の妥当性について</p> <p>9. 島根原子力発電所2号炉における運転状態V(LL)の適切性について</p> <p>10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p>	

添付資料-1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	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 水素燃焼	—	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
	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しない場合	—	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮断壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ コリウムシールド	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク

添付資料-1 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		格納容器内	格納容器外
格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 水素燃焼	—	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 可搬型窒素供給装置
	高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	逃がし安全弁 コリウムシールド	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 可搬型窒素供給装置
原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	—	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	高圧注水・減圧機能喪失	—	残留熱除去系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	全交流動力電源喪失(長期TB)	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ
	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	—	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ

添付資料-1 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)残留熱代替除去系を使用する場合 水素燃焼	—	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 残留熱代替除去系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型窒素供給装置
	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)残留熱代替除去系を使用しない場合	—	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 格納容器フィルタベント系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備
	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	逃がし安全弁 コリウムシールド	残留熱代替除去系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型窒素供給装置

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)				東海第二発電所 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉				備考
防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		備考
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外			格納容器内	格納容器外			原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	
原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮蔽壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク	原子炉圧力容器	全交流動力電源喪失 (TBP)		原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系 (常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタバント系	・設備構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】
	高圧注水・減圧機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)		崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ		高圧注水・減圧機能喪失	逃がし安全弁	代替自動減圧機能	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮蔽壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置		全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	逃がし安全弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+RCIC失敗)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	高圧代替注水系ポンプ 復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮蔽壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		原子炉停止機能喪失	-	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ		全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	逃がし安全弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	
					LOCA時注水機能喪失	-	代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置		崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	逃がし安全弁	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備	
					格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽		崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系 (常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタバント系	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版) 東海第二発電所 (2018. 9. 18 版) 島根原子力発電所 2号炉 備考

防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉圧力容器	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+ DG喪失)+直流電源 喪失)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	高圧代替注水系ポンプ 復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク AM用直流125V蓄電池 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+ DG喪失)+SRV再 閉失敗	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失し た場合)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 軽油タンク 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設	
		格納容器内	格納容器外
原子炉圧力容器	津波浸水による最終 ヒートシンク喪失	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ
	運転停止中の原子炉 における崩壊熱除去 機能喪失(残留熱除 去系の故障による停 止時冷却機能喪失) 運転停止中の原子炉 における原子炉冷却 材の流出	-	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ
	運転停止中の原子炉 における全交流動力 電源喪失	-	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ
	運転停止中の原子炉 における反応度の誤 投入	-	- 原子炉周期(ペリオド短) 原子炉スクラム

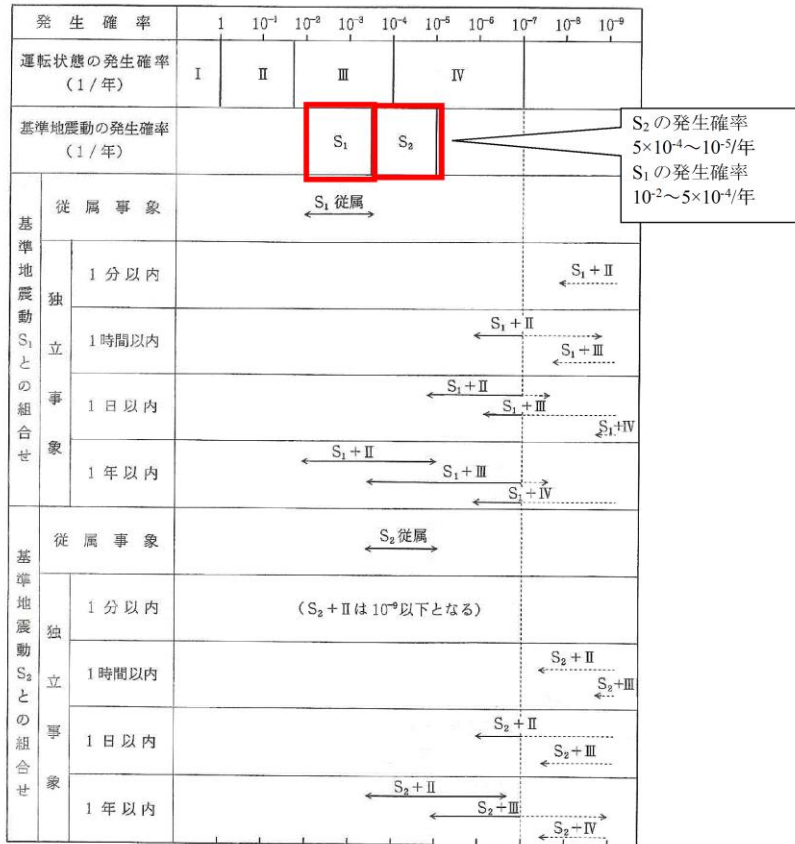
防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉圧力容器	原子炉停止機能喪失	逃がし安全弁	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ ほう酸水注入系
	LOCA時注水機能喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系
	格納容器バイパス (インターフェイスシ ステムLOCA)	逃がし安全弁	原子炉建物ブローアウトパネル
使用済燃料プール	想定事故1	-	-
	想定事故2	-	-
原子炉圧力容器	運転停止中	逃がし安全弁	-
	崩壊熱除去機能喪失	逃がし安全弁	-
	運転停止中 全交流動力電源喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電池式直流電源設備 常設代替直流電源設備
	運転停止中 原子炉冷却材の流出	-	-
	運転停止中 反応度の誤投入	-	-

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)				東海第二発電所 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉				備考			
防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設				原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
		原子炉格納容器内		原子炉格納容器外											
原子炉圧力容器	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク												
	原子炉停止機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク 復水貯蔵槽 ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ												
	LOCA 時注水機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク												
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水貯蔵槽 原子炉建屋ブローアウトパネル												
使用済燃料プール	想定事故 1	—	常設スプレイヘッド 軽油タンク												
	想定事故 2	—	常設スプレイヘッド 軽油タンク												
原子炉圧力容器	崩壊熱除去機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	—												
	全交流動力電源喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流 125V 蓄電池 A 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ												
	原子炉冷却材の流出	—	—												
	反応度の誤投入	—	—												

・設備構成の相違
【柏崎 6/7】

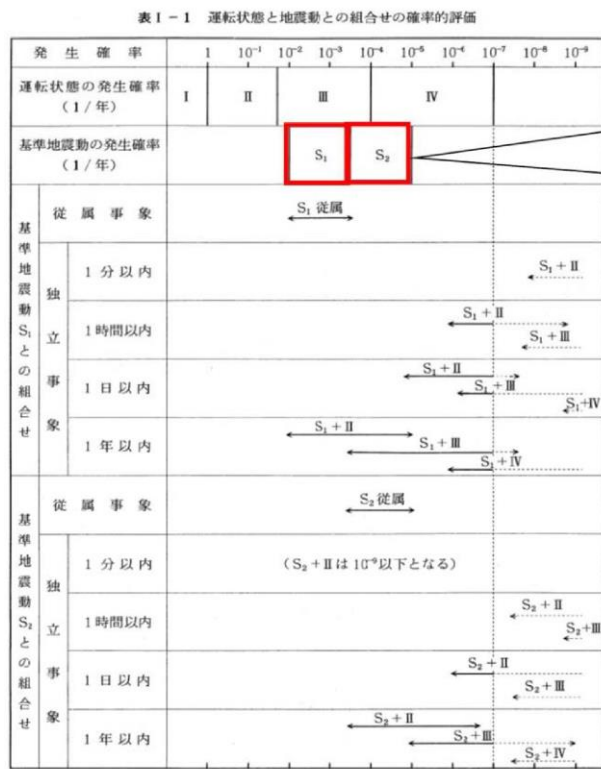
添付資料-2. 地震動の年超過確率



注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₂ の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

添付資料-2

地震動の超過確率

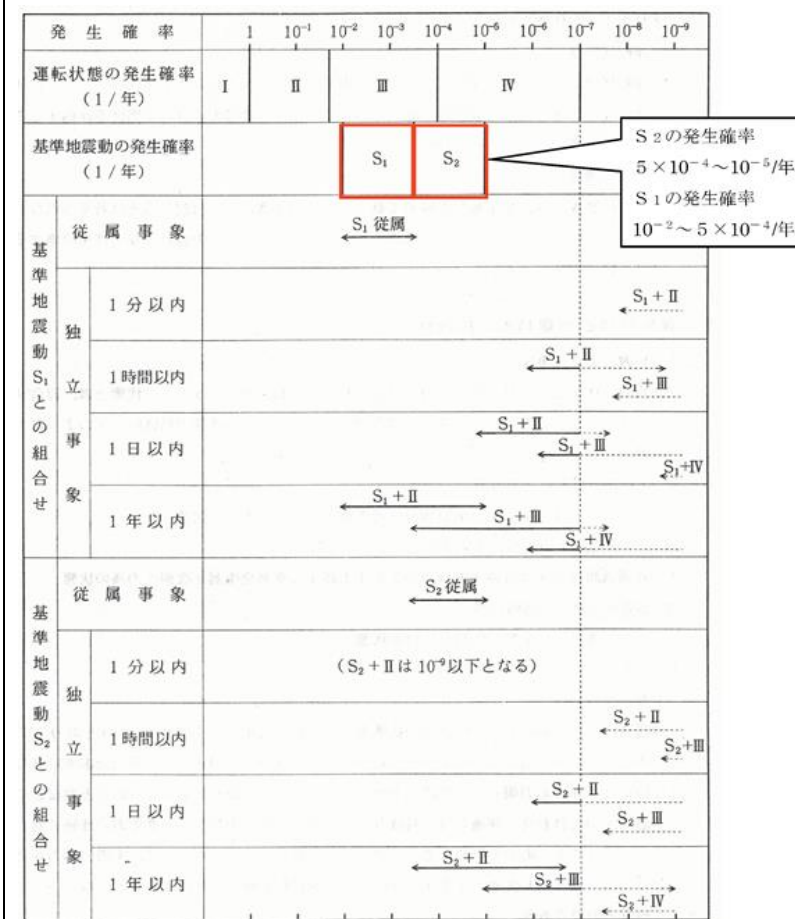


注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₂ の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

S₂の発生確率
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年
 S₁の発生確率
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ /年

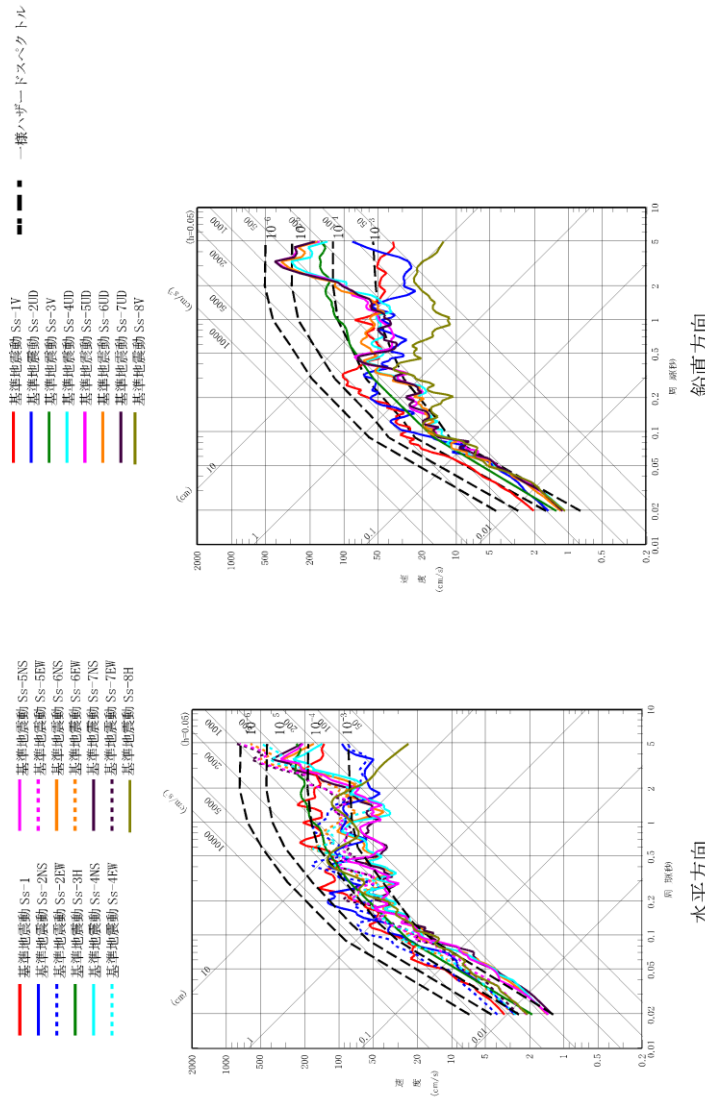
添付資料-2

地震動の年超過確率

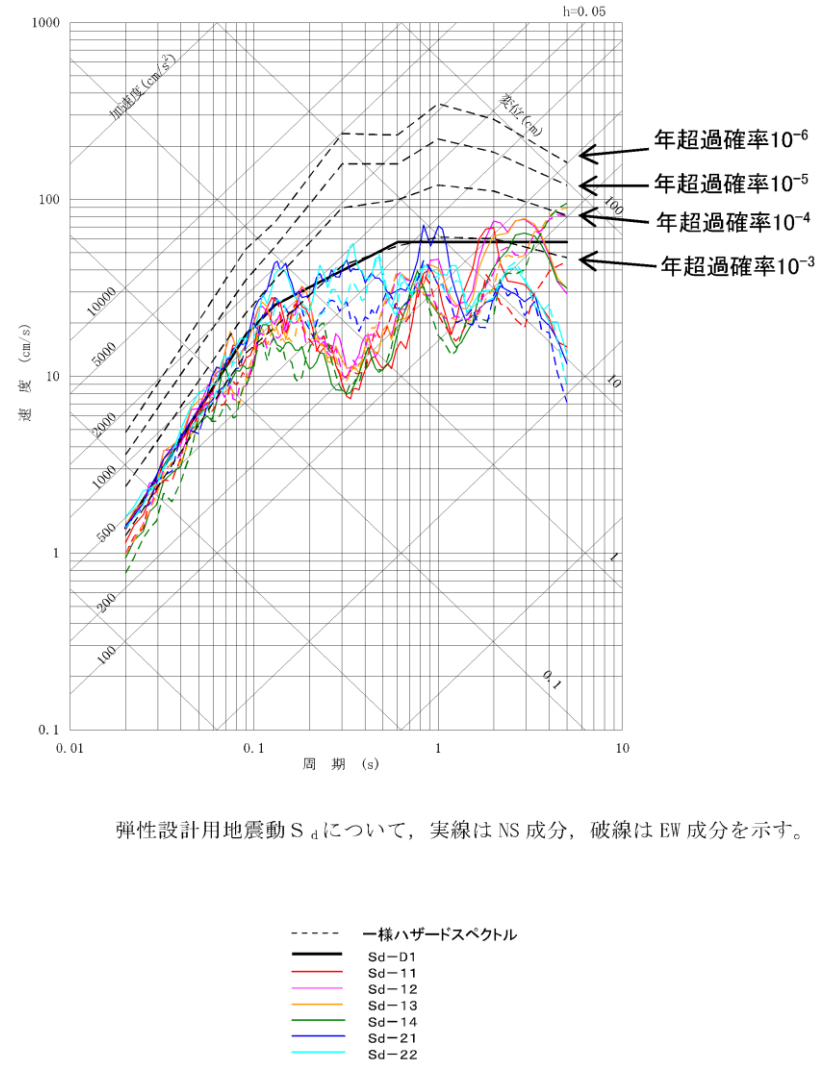


注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₂ の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

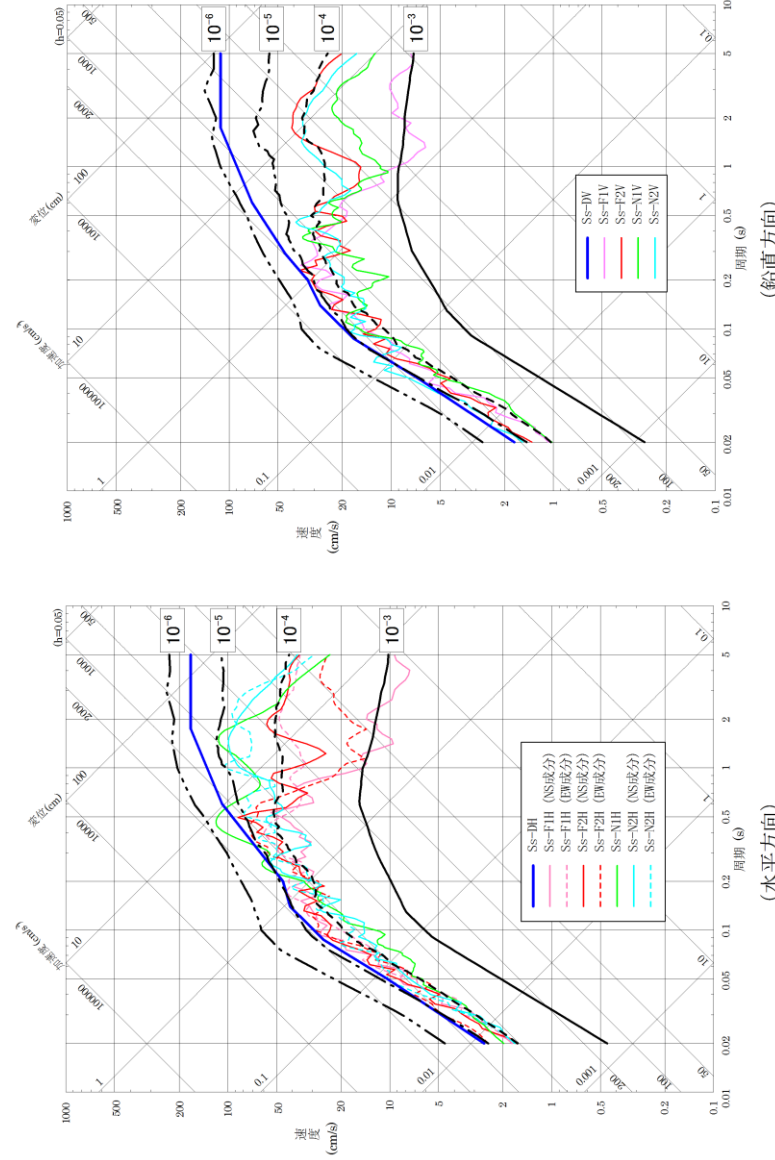
S₂の発生確率
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年
 S₁の発生確率
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ /年



基準地震動 (Ss) の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一例ハザードスペクトルの比較 (大浜側)

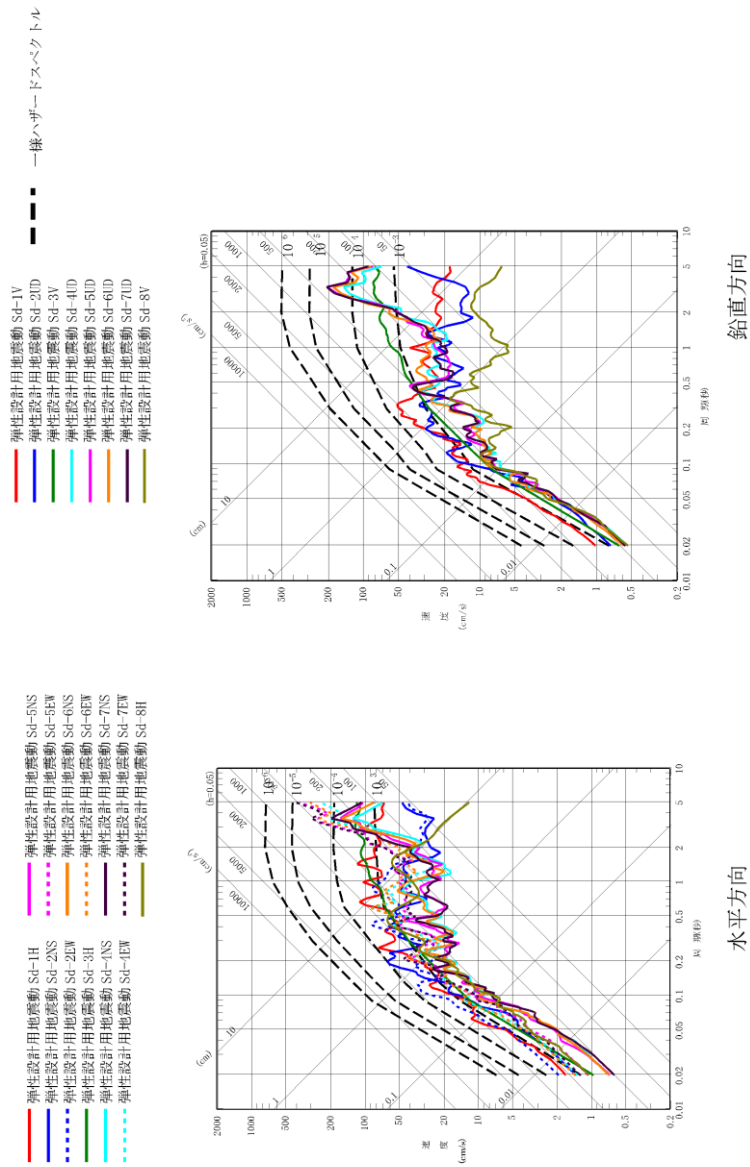


添付 2-1 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (水平方向)

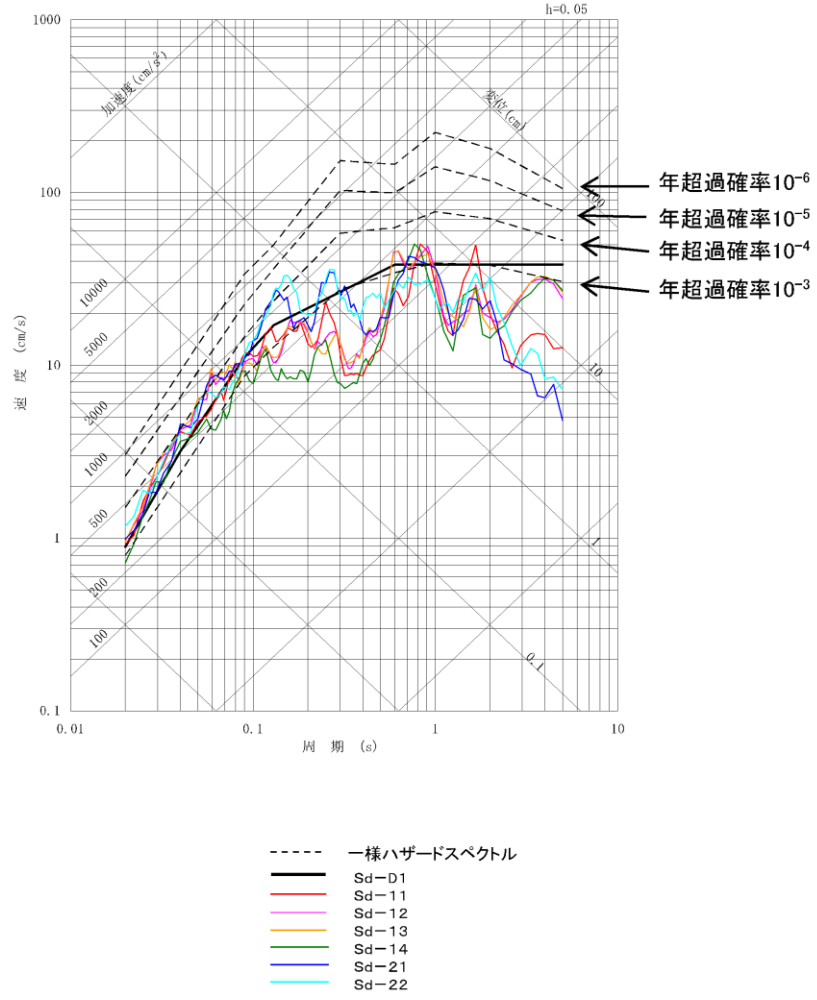


基準地震動 S_s の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一例ハザードスペクトルの比較

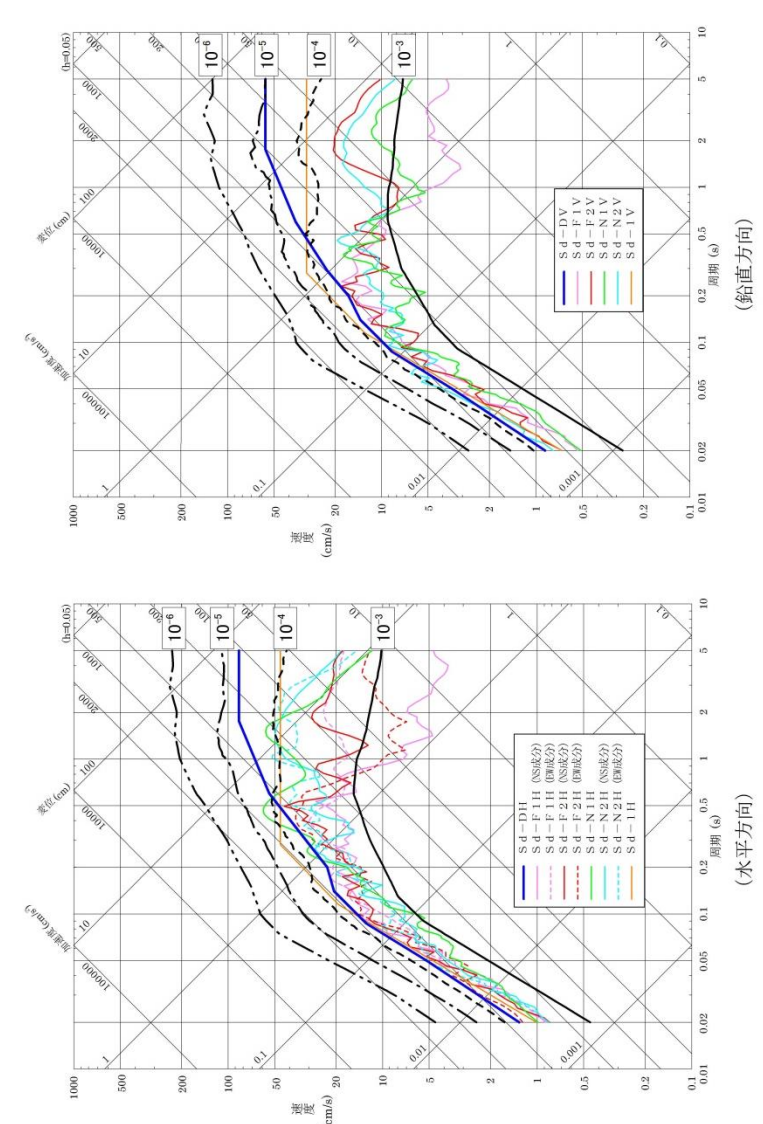
備考
 ・地震動の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 立地地点における地震ハザードの相違及びプラント毎の基準地震動等の相違



弾性設計用地震動 (Sd) の応答スペクトルと一様ハザードスペクトルの比較 (大湊側)

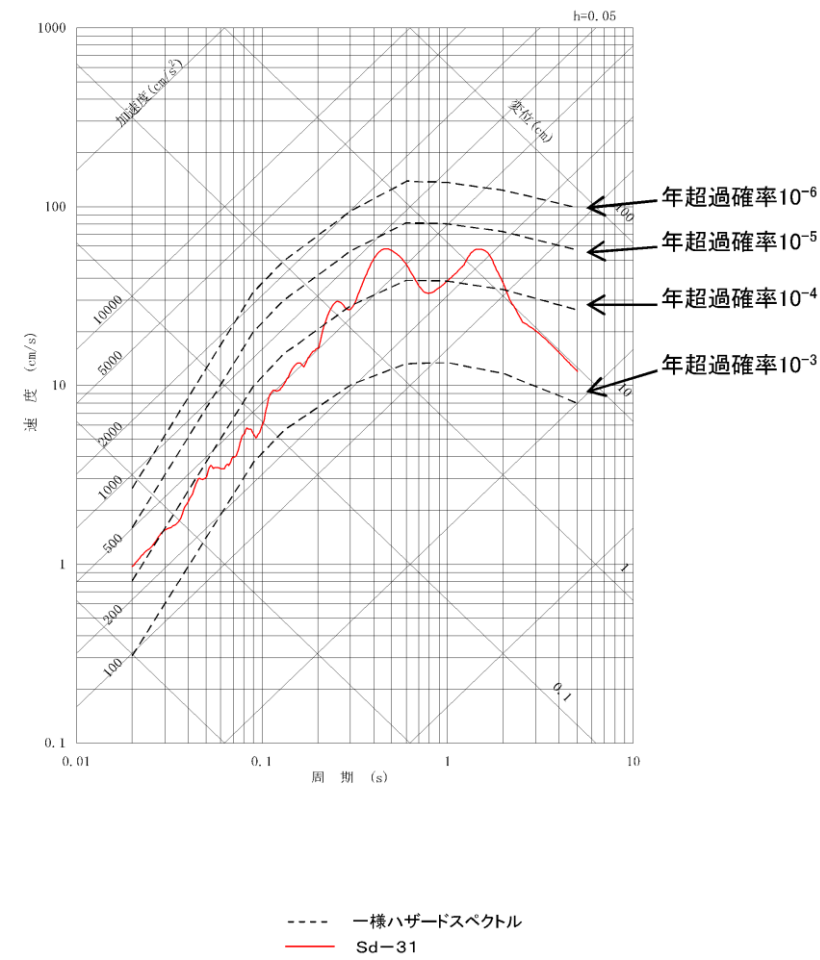


添付 2-2 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)

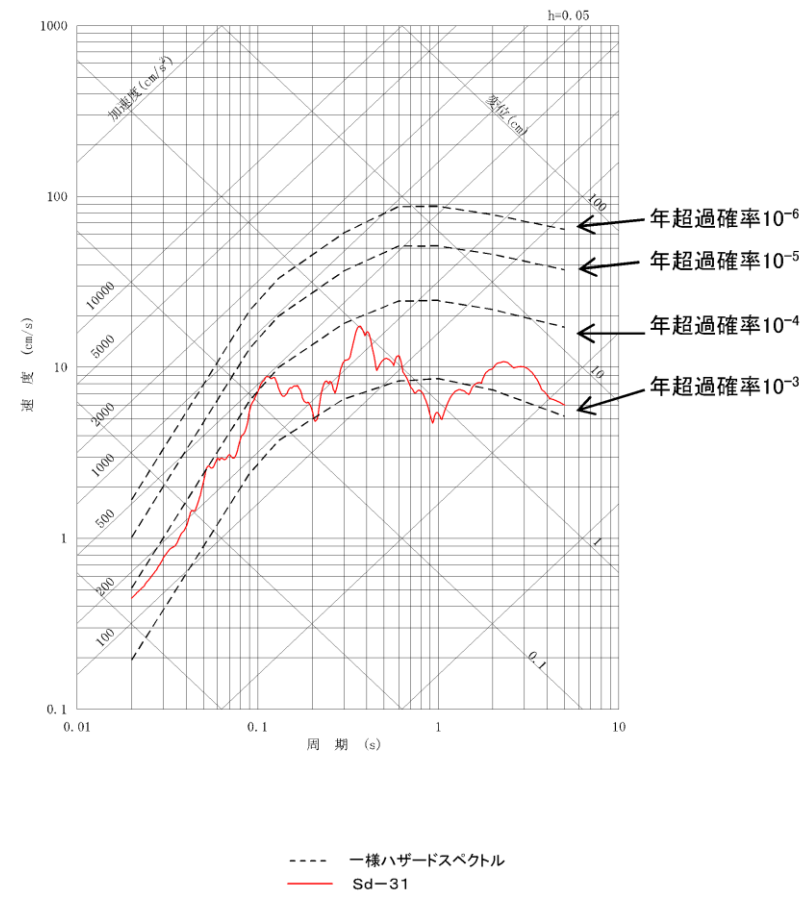


弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトルの比較

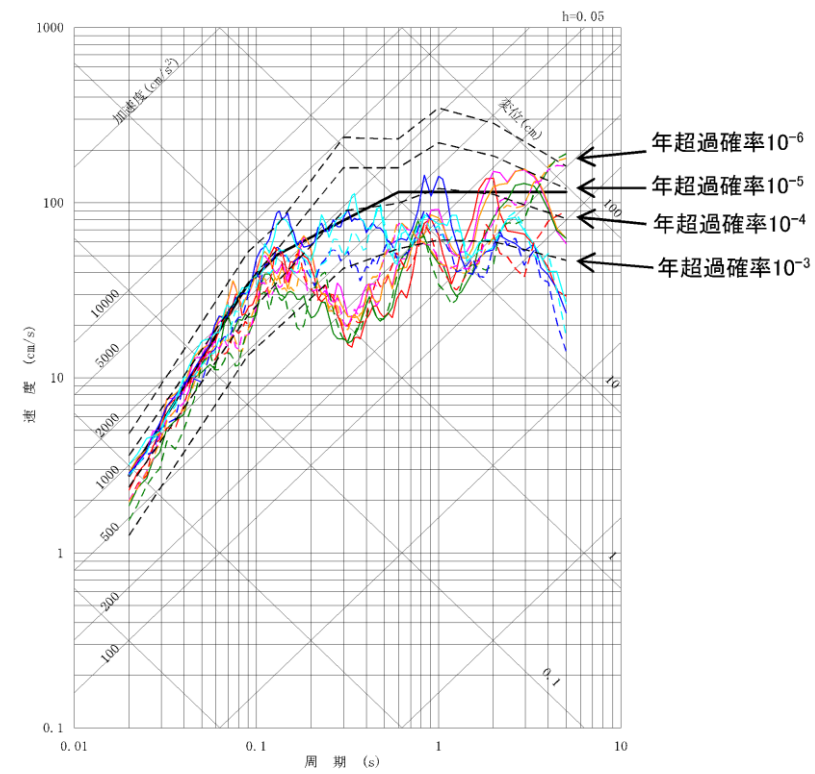
備考
 ・地震動の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】
 立地地点における地震ハザードの相違及びプラント毎の基準地震動等の相違



添付2-3図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(水平方向)



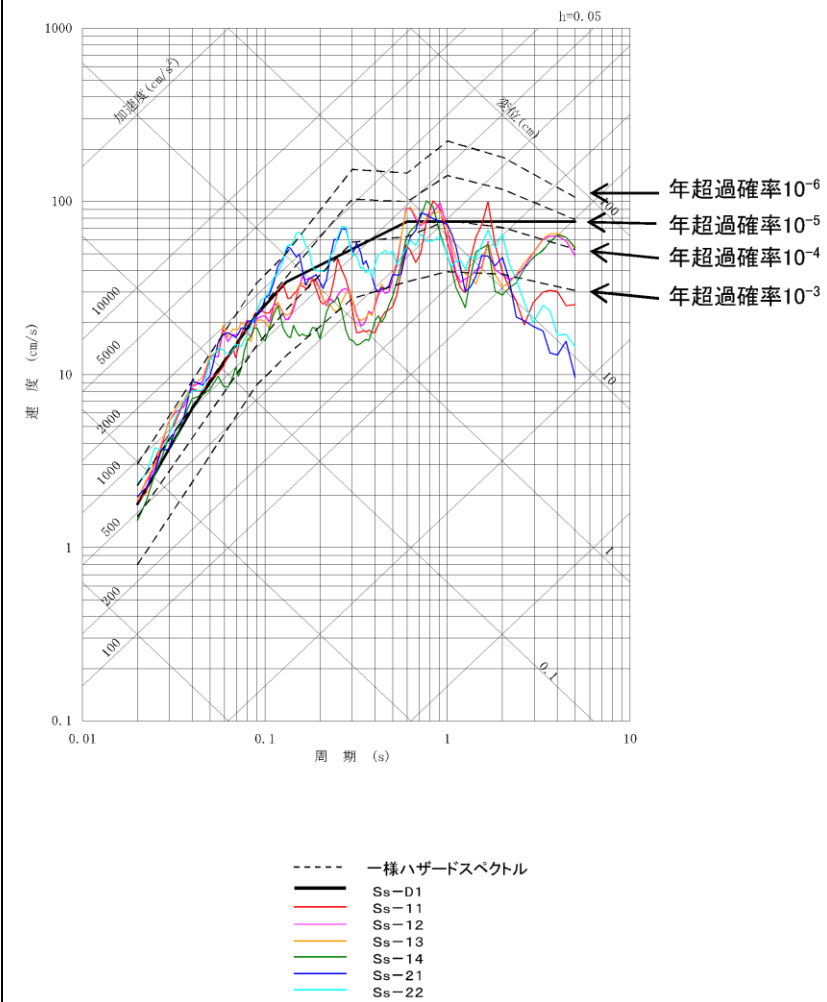
添付 2-4 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(鉛直方向)



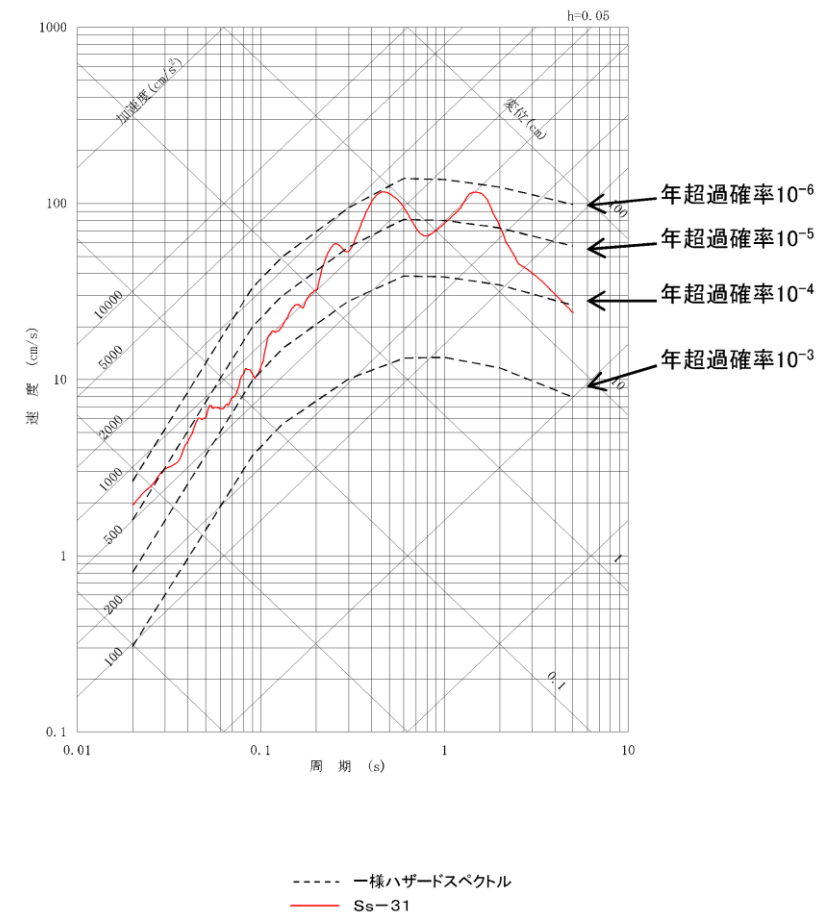
基準用地震動 S_s について、実線は NS 成分、破線は EW 成分を示す。

- 一様ハザードスペクトル
- S_s -D1
- S_s -11
- S_s -12
- S_s -13
- S_s -14
- S_s -21
- S_s -22

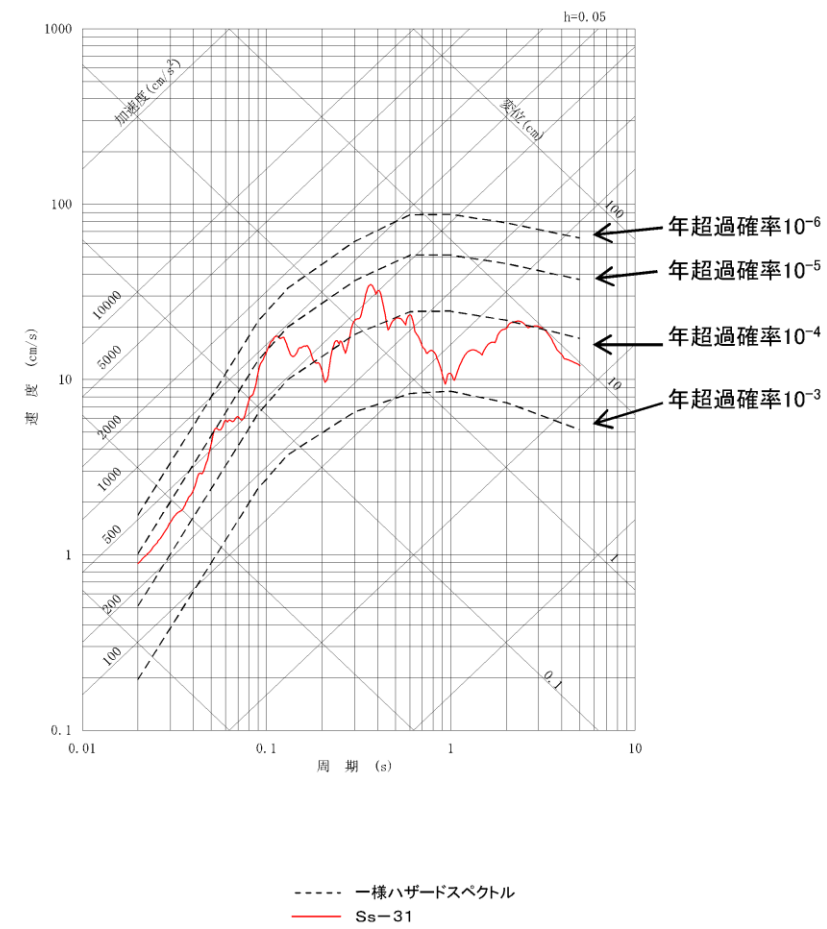
添付 2-5 図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(水平方向)



添付2-6 図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(鉛直方向)

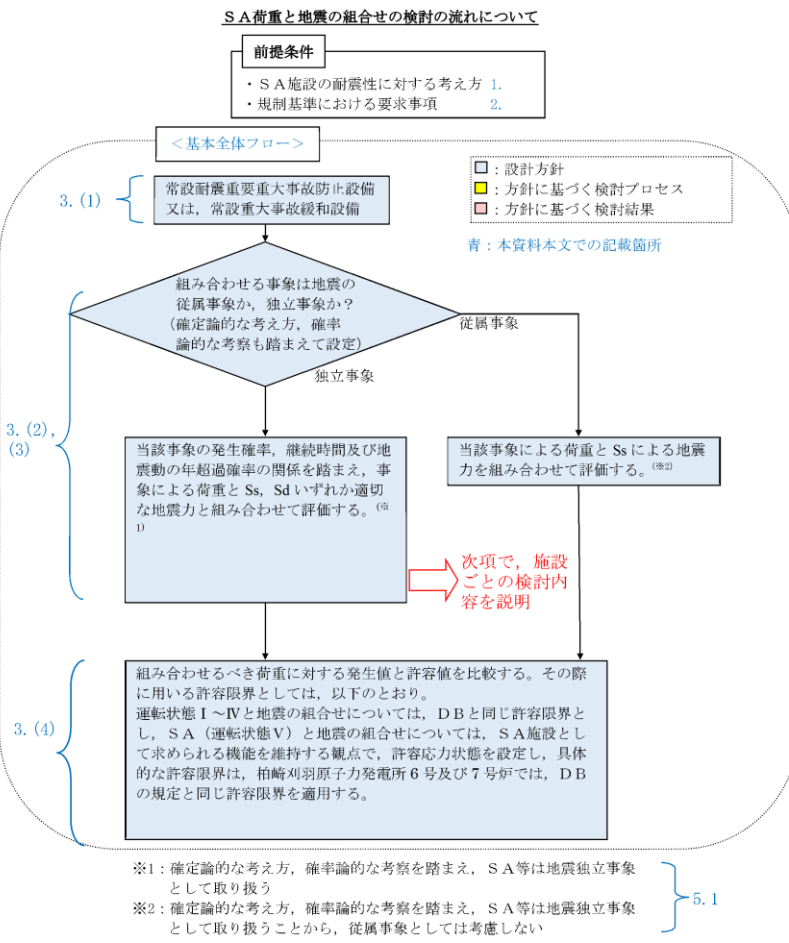


添付 2-7 図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(水平方向)



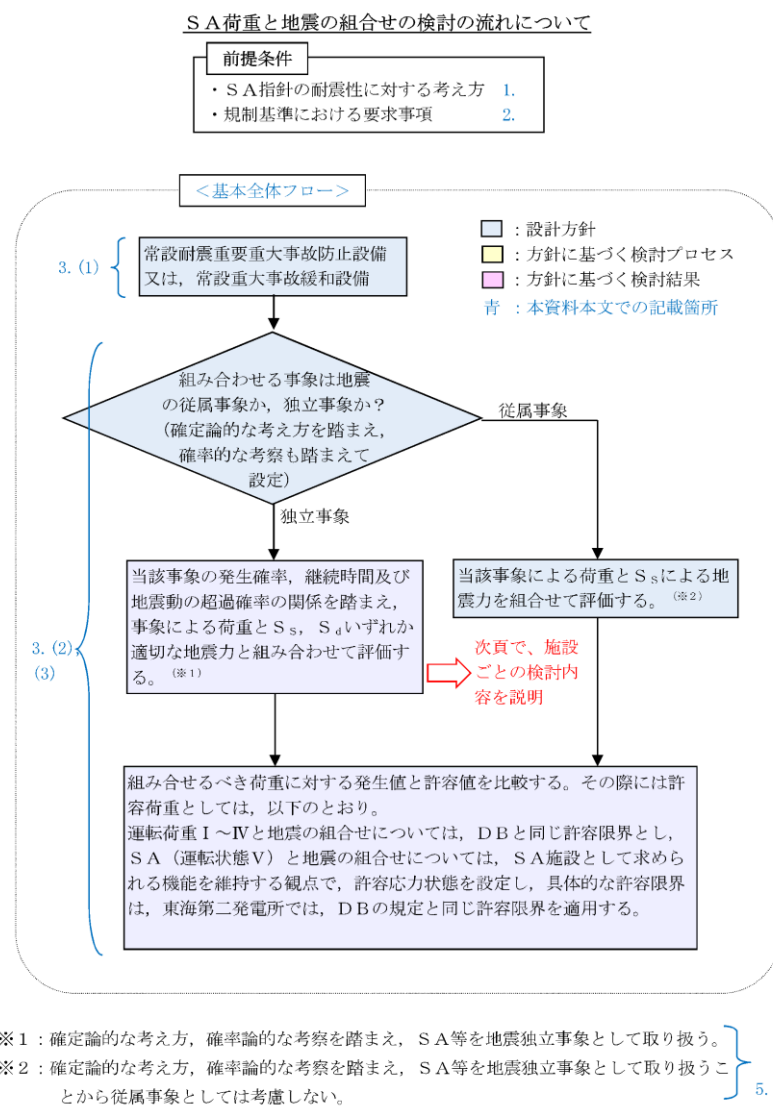
添付2-8図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(鉛直方向)

添付資料-3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

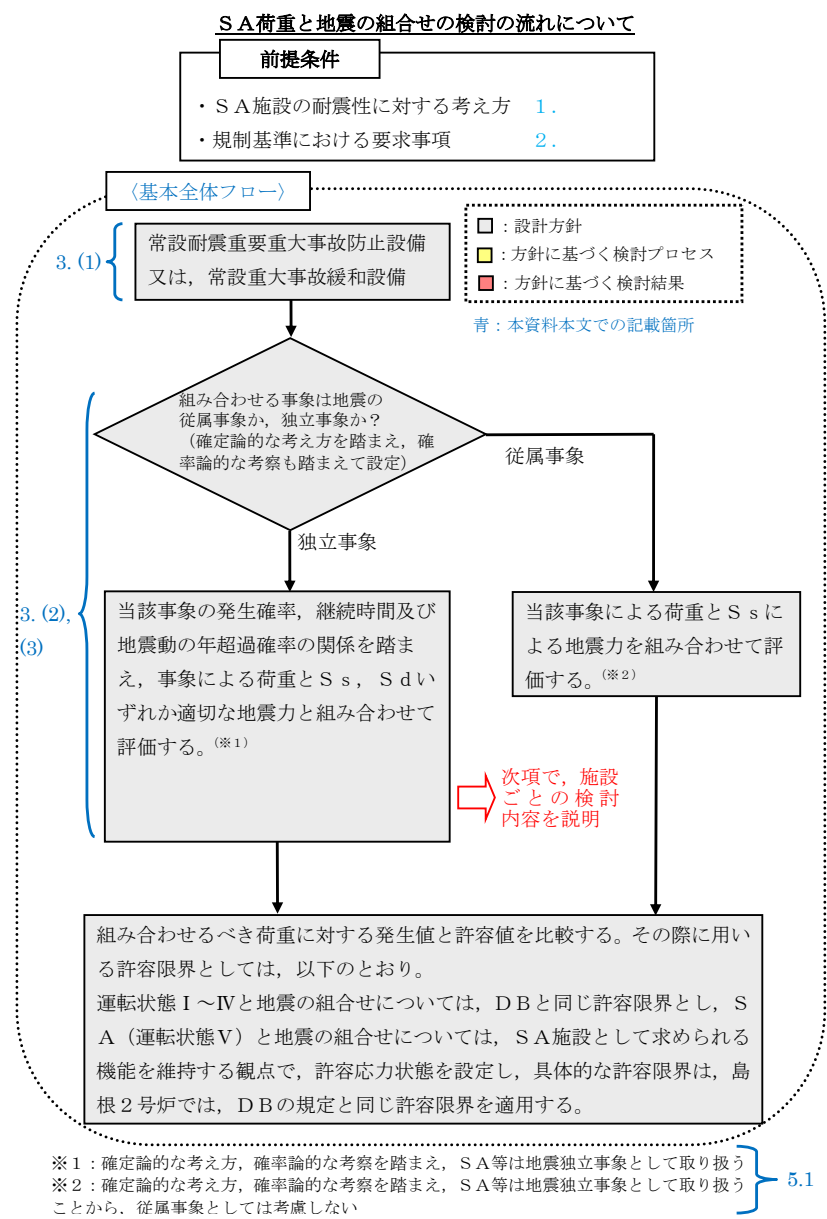


(備考) 重大事故防止設備 (設計基準拡張) は、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従った耐震評価を実施する。

添付資料-3 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

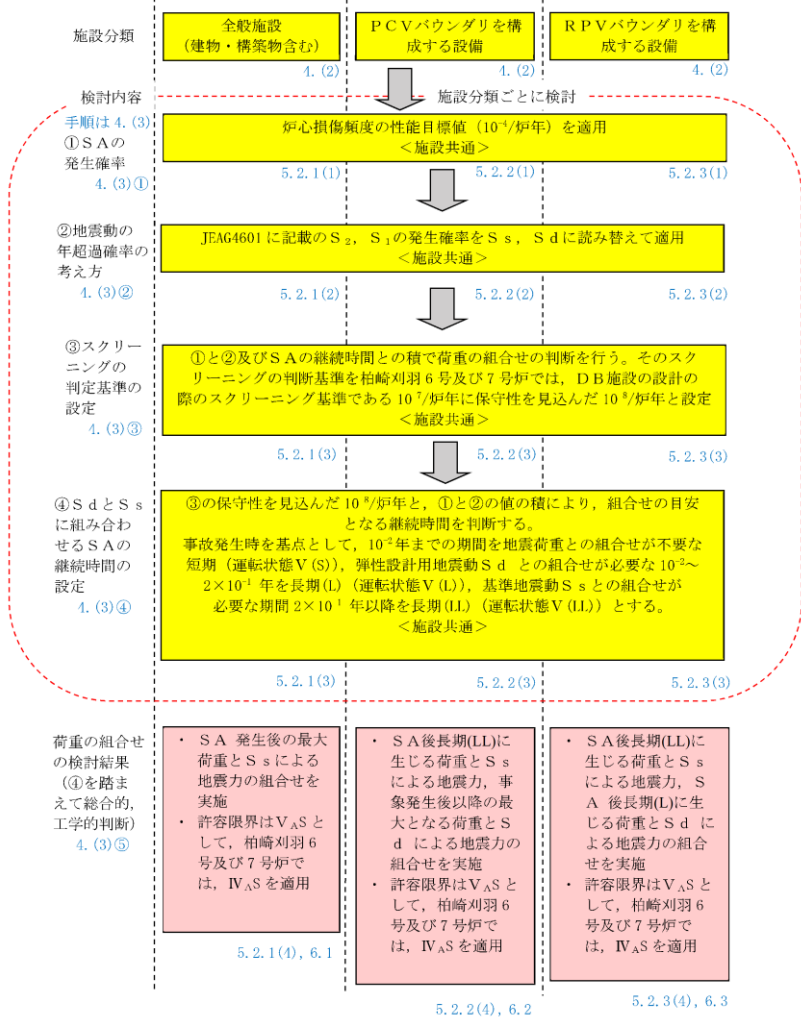


添付資料3 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

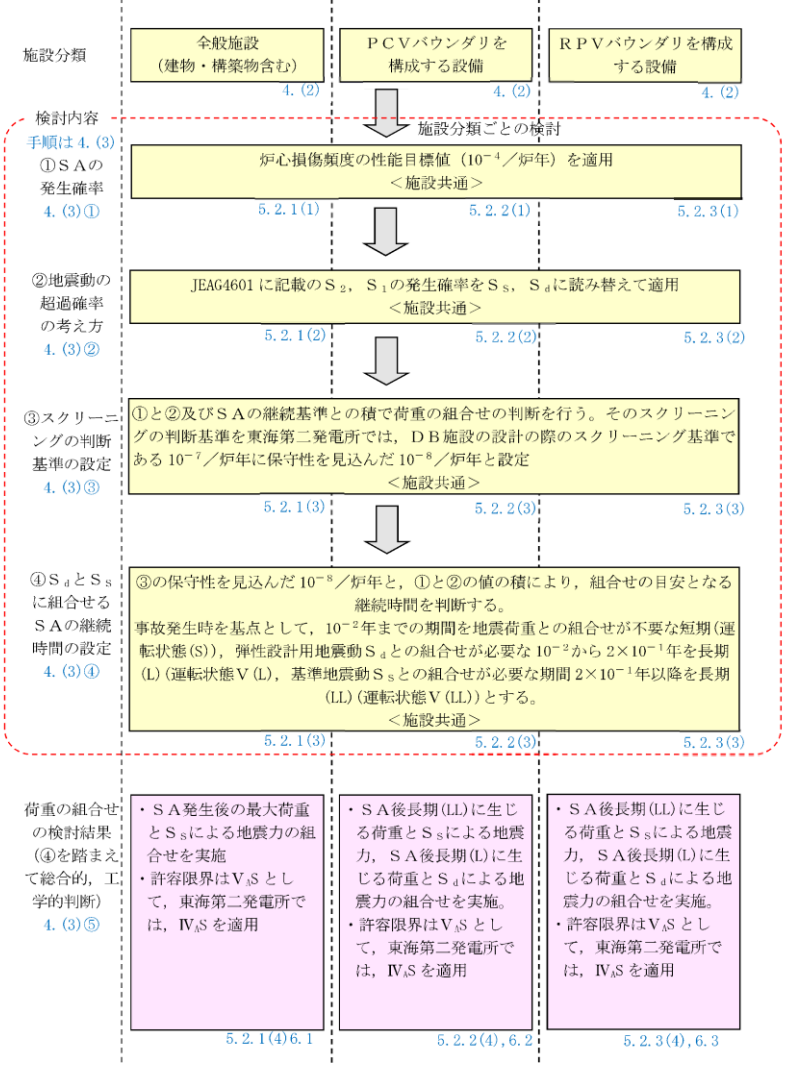


(備考) 重大事故防止設備 (設計基準拡張) は、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従った耐震評価を実施する。

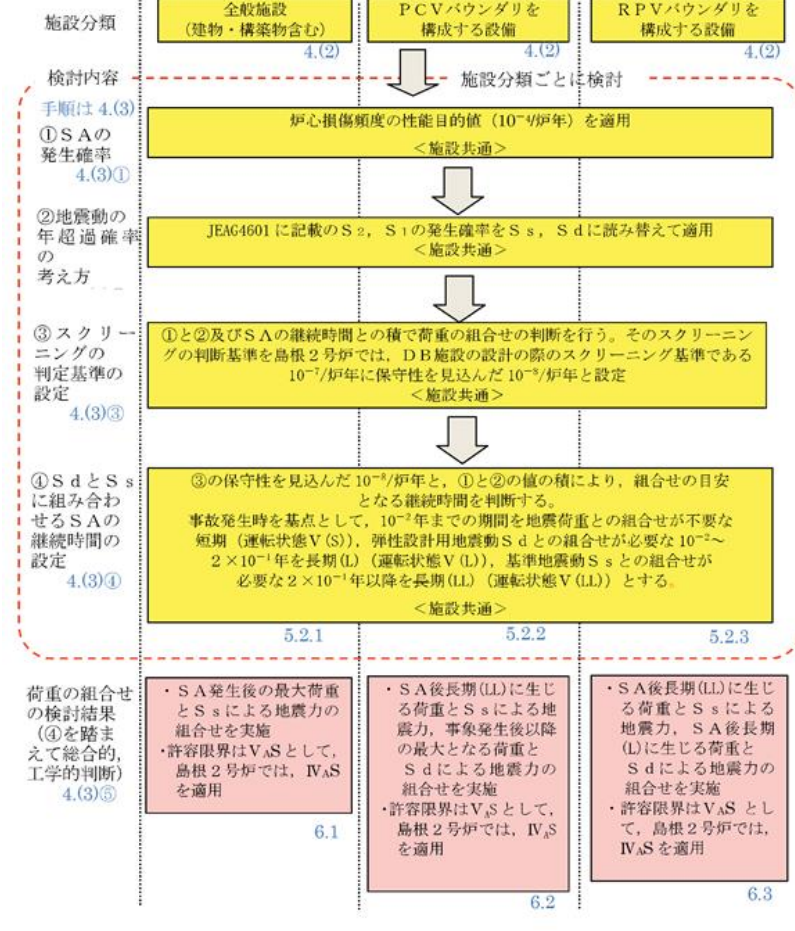
SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>添付資料-4</u>. 建物・構築物のSA 施設としての設計の考え方</p> <p>4項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重とSsによる地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。</p> <p>以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項ごとに説明する。</p> <p>(1) 対象施設とその施設分類 (3項(1)に対する考え方)</p> <p>『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「39条 地震による損傷の防止 添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したSA施設の建物・構築物を表1に示す。<u>補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽を除く12施設</u>は、<u>基準地震動</u>による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。</p> <p>なお、「<u>常設重大事故防止設備(設計基準拡張)</u>」兼「<u>常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)</u>」である<u>補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽</u>についても、<u>Ss機能維持設計</u>であることから、「<u>常設耐震重要重大事故防止設備</u>」及び「<u>常設重大事故緩和設備</u>」と同等のものとして取り扱う。</p>	<p><u>添付資料-4</u></p> <p>建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>4項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重とSsによる地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。</p> <p>以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項ごとに説明する。</p> <p>(1) 対象施設とその施設分類 (3項(1)に対する考え方)</p> <p>『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「39条地震による損傷の防止添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したSA施設の建物・構築物を表1に示す。<u>これら13施設</u>は、<u>基準地震動</u>Ssによる地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。</p>	<p><u>添付資料4</u></p> <p>建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>4項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重とSsによる地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。</p> <p>以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項ごとに説明する。</p> <p>(1) 対象施設とその施設分類(3項(1)に対する考え方)</p> <p>『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「39条地震による損傷の防止添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したSA施設の建物・構築物を表1に示す。<u>これら12施設</u>は、<u>Ss</u>による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。</p>	<p>・施設構成の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2は柏崎6/7及び東海第二と施設構成が異なる</p> <p>・施設構成の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2は柏崎6/7と施設構成が異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

表1 SA施設(建物・構築物)の施設分類

SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故 防止設備以外の常設重 大事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
復水貯蔵槽	○	—	○
フィルタベント遮蔽壁	○	—	○
使用済燃料プール	○	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
中央制御室待避室遮蔽	—	—	○
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽	○	—	○
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽	○	—	○
海水貯留堰	○	—	○
スクリーン室	—	○	○
取水路	—	○	○
補機冷却用海水取水路	—	—	—
補機冷却用海水取水槽	—	—	—
主排気筒(内筒)	○	—	○
原子炉建屋原子炉区域	—	—	○

東海第二発電所 (2018.9.18版)

表1 SA施設(建物・構築物)の施設分類

SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要重大事 故防止設備以外の常 設重大事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
使用済燃料プール	○	—	○
緊急用海水ポンプピ ット	—	○	○
SA用海水ピット取 水塔	—	○	○
海水引込み管	—	○	○
SA用海水ピット	—	○	○
貯留堰	○	—	○
取水路	—	○	○
フィルタ装置遮蔽	○	—	○
二次隔離弁操作室遮 蔽	—	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
中央制御室待避室遮 蔽	—	—	○
緊急時対策所遮蔽	—	—	○
代替淡水貯槽	○	—	○

島根原子力発電所 2号炉

表1 SA施設(建物・構築物)の施設分類

SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大 事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
燃料プール	○	—	○
低圧原子炉代替注 水槽	○	—	○
第1ベントフィル タ格納槽遮蔽	○	—	○
配管遮蔽	○	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
緊急時対策所遮蔽	—	—	○
取水槽	—	○	○
取水管	—	○	○
取水口	—	○	○
原子炉建物原子炉 棟	—	—	○
非常用ガス処理系 排気管	—	—	○
緊急時対策所用燃 料地下タンク	○	—	○

備考

・施設構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2は柏崎6/7及
び東海第二と施設構成
が異なる

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>(a) 新規制基準における要求事項</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第4条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 <p>(b) JEAG4601の記載内容(2.3項に対する考え方)</p> <p>上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように記載されている。</p> <p>【荷重の組合せ】</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震力と常時作用している荷重、<u>運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重を組み合わせる。</u> 常時作用している荷重、<u>及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動S_1による荷重を組み合わせる。</u> <p>【許容限界】</p> <ul style="list-style-type: none"> 基準地震動S_1による地震力との組合せに対する許容限界安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組み合わせる場合には、次項による許容限界を適用する。 基準地震動S_2による地震力との組合せに対する許容限界建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。 <p>ここで、JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは、2.3項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として記載されているものである。</p>	<p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>a. 新規制基準における要求事項</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第4条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 <p>b. JEAG4601の規定内容(2.3項に対する考え方)</p> <p>上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように規定されている。</p> <p>【荷重の組合せ】</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震力と常時作用している荷重、<u>運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重とを組み合わせる。</u> 常時作用している荷重、<u>及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動S_1による荷重を組み合わせる。</u> <p>【許容限界】</p> <ul style="list-style-type: none"> 基準地震動S_1による地震力との組合せに対する許容限界安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組み合わせる場合には、次項による許容限界を適用する。 基準地震動S_2による地震力との組合せに対する許容限界建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。 <p>ここで、JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは、2.3項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として規定されているものである。</p>	<p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>(a) 新規制基準における要求事項</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第4条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 <p>(b) JEAG4601の規定内容(2.3項に対する考え方)</p> <p>上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように規定されている。</p> <p>【荷重の組合せ】</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震力と常時作用している荷重<u>及び</u>運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重<u>とを組み合わせる。</u> 常時作用している荷重<u>及び</u>事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動S_1による荷重<u>とを組み合わせる。</u> <p>【許容限界】</p> <ul style="list-style-type: none"> 基準地震動S_1による地震力との組合せに対する許容限界安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と<u>組み合わせる</u>場合には、次項による許容限界を適用する。 基準地震動S_2による地震力との組合せに対する許容限界建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。 <p>ここで、JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは、2.3項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として規定されているものである。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、JEAG4601-1987において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。</p> <p>(3) SA 施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針 (3. (3) (4) 項に対する考え方)</p> <p>SA施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、JEAG4601-1987のDB施設に対する記載内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。</p> <p>【SA施設(建物・構築物)における設定方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S_s, S_dと運転状態の組合せを考慮する。 ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、耐震Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがってSAは地震の独立事象として取り扱う。 ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの年超過確率の積と<u>比較等</u>により判断する。 ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重とS_dによる地震力と<u>組み合わせる</u>。 ・ 許容限界として、DB施設のS_sに対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態V_ASに相当するもの)を設定する。ここで、<u>柏崎刈羽6号及び7号炉</u>では、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界はDB施設のS_sに対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。 	<p>なお、JEAG4601-1987 において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。</p> <p>(3) SA施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針 (3. (3) (4) 項に対する考え方)</p> <p>SA施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、JEAG4601-1987 のDB施設に対する規定内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。</p> <p>【SA施設(建物・構築物)における設定方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S_s, S_dと運転状態の組合せを考慮する。 ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、耐震Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがって、SAは地震の独立事象として取り扱う。 ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの<u>超過確率</u>の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの<u>超過確率</u>の積と<u>比較等</u>により判断する。 ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重とS_dによる地震力と<u>組み合わせる</u>。 ・ 許容限界として、DB施設のS_sに対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態V_ASに相当するもの)を設定する。ここで、<u>東海第二発電所</u>では、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界はDB施設のS_sに対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。 	<p>なお、JEAG4601-1987 において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。</p> <p>(3) SA施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針(3. (3) (4) 項に対する考え方)</p> <p>SA施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、JEAG4601-1987 のDB施設に対する<u>規定</u>内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。</p> <p>【SA施設(建物・構築物)における設定方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S_s, S_dと運転状態の組合せを考慮する。 ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがってSAは地震の独立事象として取り扱う。 ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの<u>年超過確率</u>の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの<u>年超過確率</u>の積と<u>の比較等</u>により判断する。 ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重とS_dによる地震力と<u>を組み合わせる</u>。 ・ 許容限界として、DB施設のS_sに対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態V_ASに相当するもの)を設定する。ここで、<u>島根2号炉</u>では、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界は、DB施設のS_sに対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。 	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1項に対する考え方)</p> <p>5.2.1項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。</p> <p>SAの発生確率……………炉心損傷頻度の性能目標値(10⁻⁴/炉年)を設定</p> <p>継続時間……………事故発生時を基点として、10⁻²年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S)), <u>弾性設計用地震動S_d</u>との組合せが必要な10⁻²~2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L)), <u>基準地震動S_s</u>との組合せが必要な期間2×10⁻¹年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</p> <p>(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ5.2.1項(2)b.の分類を設備ごとに検討した結果を添付資料-4 補足資料-1に示す。)</p> <p>地震動の年超過確率……………JEAG4601の地震動の発生確率(S_s: 5×10⁻⁴/年以下, S_d: 10⁻²/年以下)を設定</p> <p>以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SAと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1項に対する考え方)</p> <p>(3)の荷重の組合せ方針から、SA施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表2に示す。なお、表2に示す荷重の組合せケースのうち、他の組合せケースと同一となる場合、又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。</p>	<p>(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1項に対する考え方)</p> <p>5.2.1項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。</p> <p>SAの発生確率…炉心損傷頻度の性能目標値(10⁻⁴/炉年)を設定</p> <p>継続時間……………事象発生時を起点として、10⁻²年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S)), <u>弾性設計用地震動S_d</u>との組合せが必要な10⁻²から2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L)), <u>基準地震動S_s</u>との組合せが必要な期間2×10⁻¹年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</p> <p>(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ、<u>施設ごとに検討した結果を添付4 補足資料-1に示す。</u>)</p> <p>地震動の<u>超過確率</u>……………JEAG4601の地震動の発生確率(S_s: 5×10⁻⁴/年以下, S_d: 10⁻²/年以下)を設定</p> <p>以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、<u>地震動の超過確率</u>の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SAと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1項に対する考え方)</p> <p>(3)の荷重の組合せ方針から、SA施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表2に示す。なお、表2に示す荷重の組合せケースのうち、他の組合せケースと同一となる場合、又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。</p>	<p>(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1項に対する考え方)</p> <p>5.2.1項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。</p> <p>SAの発生確率……………炉心損傷頻度の性能目標値(10⁻⁴/炉年)を設定</p> <p>継続時間……………事故発生時を基点として、10⁻²年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S)), S_dとの組合せが必要な10⁻²~2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L)), S_sとの組合せが必要な2×10⁻¹年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</p> <p>(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ5.2.1項(2)b.の分類を設備ごとに検討した結果を添付4 補足資料-1に示す。)</p> <p>地震動の<u>年超過確率</u>……………JEAG4601の地震動の発生確率(S_s: 5×10⁻⁴/年以下, S_d: 10⁻²/年以下)を設定</p> <p>以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、<u>地震動の年超過確率</u>の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SAと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1項に対する考え方)</p> <p>(3)の荷重の組合せ方針から、SA施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表2に示す。なお、表2に示す荷重の組合せケースのうち、他の組合せケースと同一となる場合、又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																				
<p style="text-align: center;"><u>表2 荷重の組合せと許容限界</u></p> <table border="1" data-bbox="172 262 896 588"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th colspan="2">DB 施設</th> <th colspan="2">SA 施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>S_d</th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時</td> <td>許容応力度^{※1}</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>DB事故時(長期)</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>SA事故時</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>注2</td> <td>注2: SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、柏崎刈羽6号及び7号炉では、終局^{※2}とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 許容応力度: 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度</p> <p>※2: 終局: 構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせていること</p> <p>添付資料-4 補足資料-2に、<u>S_sによる地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。</u></p> <p><u>使用済燃料プールを除く施設は、DB事故時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表2における「DB事故時(長期)+S_d」は地震力が大きい「運転時+S_s」に包絡されることになる。</u></p> <p><u>使用済み燃料プールについては、「SA事故時+S_s」の条件をDB設計条件で包絡出来ないことから、「SA事故時+S_s」の組合せを実施することとする。</u></p> <p>以上より、建物・構築物は、PCV、RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。</p>	運転状態	DB 施設		SA 施設		備考	S _d	S _s	S _d	S _s	運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。	DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。	SA事故時	—	—	—	注2	注2: SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、柏崎刈羽6号及び7号炉では、終局 ^{※2} とする。	<p style="text-align: center;"><u>表2 荷重の組合せと許容限界</u></p> <table border="1" data-bbox="949 262 1703 535"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th colspan="2">DB施設</th> <th colspan="2">SA施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>S_d</th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時</td> <td>許容応力度^{※1}</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>DB事故時(長期)</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>SA事故時</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、終局^{※2}とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 許容応力度: 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度</p> <p>※2: 終局: 構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して、安全余裕を持たせていること</p> <p>添付4 補足資料-2に、<u>S_sによる地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。</u></p> <p>いずれの施設も、DB事故時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表2における「DB事故時(長期)+S_d」は地震力が大きい「運転時+S_s」に包絡されることになる。</p> <p>以上より、建物・構築物は、PCV、RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。</p>	運転状態	DB施設		SA施設		備考	S _d	S _s	S _d	S _s	運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。	DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。	SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、終局 ^{※2} とする。	<p style="text-align: center;"><u>表2 荷重の組合せと許容限界</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 262 2487 535"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th colspan="2">DB施設</th> <th colspan="2">SA施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>S_d</th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時</td> <td>許容応力度^{※1}</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>DB事故時(長期)</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>SA事故時</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、島根2号炉では、終局^{※2}とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 許容応力度: 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度</p> <p>※2: 終局: 構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせていること</p> <p>添付4 補足資料-2に、地震力と組み合わせる荷重を施設ごとに示す。</p> <p><u>いずれの施設も、DB事故時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表2における「DB事故時(長期)+S_d」は地震力が大きい「運転時+S_s」に包絡されることになる。</u></p> <p>以上より、建物・構築物は、PCV、RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。</p>	運転状態	DB施設		SA施設		備考	S _d	S _s	S _d	S _s	運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。	DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。	SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、島根2号炉では、終局 ^{※2} とする。	<p>・荷重条件の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7の使用済燃料プールはRCCVと一体構造であり、島根2号炉の燃料プールと荷重条件が異なる</p> <p>・同上</p>
運転状態		DB 施設		SA 施設			備考																																																																																
	S _d	S _s	S _d	S _s																																																																																			
運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
SA事故時	—	—	—	注2	注2: SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、柏崎刈羽6号及び7号炉では、終局 ^{※2} とする。																																																																																		
運転状態	DB施設		SA施設		備考																																																																																		
	S _d	S _s	S _d	S _s																																																																																			
運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、終局 ^{※2} とする。																																																																																		
運転状態	DB施設		SA施設		備考																																																																																		
	S _d	S _s	S _d	S _s																																																																																			
運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、島根2号炉では、終局 ^{※2} とする。																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																											
<p style="text-align: center;">添付資料-4 補足資料-1</p> <p style="text-align: center;"><u>SA施設（建物・構築物）のSA時の条件を踏まえた分類</u></p> <table border="1" data-bbox="160 310 914 1444"> <thead> <tr> <th>SA 施設 (建物・構築物)</th> <th>5.2.1 継続時間 設定の分類*</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール</td> <td>a(b)</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）、通常時においては運転時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室待避室遮蔽 フィルタベント遮蔽壁 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（対策本部）遮蔽 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）遮蔽</td> <td>c</td> <td>中央制御室待避室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽についてはDB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA 時においても、地盤内で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>補機冷却用海水取水槽</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>主排気筒（内筒）</td> <td>a(b)</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA 時においては、SA 時温度荷重を考慮するため、DB 条件を上回る荷重が作用する。</td> </tr> </tbody> </table>	SA 施設 (建物・構築物)	5.2.1 継続時間 設定の分類*	分類の根拠	復水貯蔵槽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。	使用済燃料プール	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）、通常時においては運転時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。	原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。	中央制御室待避室遮蔽 フィルタベント遮蔽壁 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（対策本部）遮蔽 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）遮蔽	c	中央制御室待避室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽についてはDB施設ではない。	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	b	DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA 時においても、地盤内で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。	補機冷却用海水取水槽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。	主排気筒（内筒）	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA 時においては、SA 時温度荷重を考慮するため、DB 条件を上回る荷重が作用する。	<p style="text-align: center;">添付4 補足資料-1</p> <p style="text-align: center;"><u>SA施設（建物・構築物）のSA時の条件を踏まえた分類</u></p> <table border="1" data-bbox="955 310 1709 1087"> <thead> <tr> <th>SA施設 (建物・構築物)</th> <th>荷重状態* の分類</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プール</td> <td>a(b)</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA時にはDB条件とは異なる異常時荷重が作用する。</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水ポンプピット SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット</td> <td>c</td> <td>緊急用海水ポンプピット、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットについてはDB施設ではない</td> </tr> <tr> <td>貯留堰 取水路</td> <td>b</td> <td>DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽</td> <td>c</td> <td>フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはDB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室遮蔽</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽</td> <td>c</td> <td>中央制御室退避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはDB施設ではない</td> </tr> </tbody> </table>	SA施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠	使用済燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA時にはDB条件とは異なる異常時荷重が作用する。	緊急用海水ポンプピット SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット	c	緊急用海水ポンプピット、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットについてはDB施設ではない	貯留堰 取水路	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。	フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽	c	フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはDB施設ではない。	中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽	c	中央制御室退避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはDB施設ではない	<p style="text-align: center;">添付4 補足資料-1</p> <p style="text-align: center;"><u>SA施設（建物・構築物）のSA時の条件を踏まえた分類</u></p> <table border="1" data-bbox="1774 352 2487 1285"> <thead> <tr> <th>SA施設 (建物・構築物)</th> <th>荷重状態* の分類</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料プール</td> <td>a(b)</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（温度荷重）、異常時荷重（温度荷重）を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。</td> </tr> <tr> <td>低圧原子炉代替注水 水槽</td> <td>c</td> <td>低圧原子炉代替注水槽については、DB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>第1ベントフィルタ格納槽遮蔽</td> <td>c</td> <td>第1ベントフィルタ格納槽遮蔽については、DB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>配管遮蔽</td> <td>c</td> <td>配管遮蔽については、DB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物原子炉棟 中央制御室遮蔽</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所遮蔽</td> <td>c</td> <td>緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>取水槽 取水管 取水口</td> <td>b</td> <td>DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 排気管</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所用燃料 地下タンク</td> <td>c</td> <td>緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。</td> </tr> </tbody> </table>	SA施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠	燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（温度荷重）、異常時荷重（温度荷重）を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。	低圧原子炉代替注水 水槽	c	低圧原子炉代替注水槽については、DB施設ではない。	第1ベントフィルタ格納槽遮蔽	c	第1ベントフィルタ格納槽遮蔽については、DB施設ではない。	配管遮蔽	c	配管遮蔽については、DB施設ではない。	原子炉建物原子炉棟 中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	緊急時対策所遮蔽	c	緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。	取水槽 取水管 取水口	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。	非常用ガス処理系 排気管	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	緊急時対策所用燃料 地下タンク	c	緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。	<p>・施設構成の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】 島根2は柏崎6/7及び東海第二と施設構成が異なる</p>
SA 施設 (建物・構築物)	5.2.1 継続時間 設定の分類*	分類の根拠																																																																												
復水貯蔵槽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。																																																																												
使用済燃料プール	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）、通常時においては運転時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。																																																																												
原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。																																																																												
中央制御室待避室遮蔽 フィルタベント遮蔽壁 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（対策本部）遮蔽 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）遮蔽	c	中央制御室待避室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽についてはDB施設ではない。																																																																												
海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	b	DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA 時においても、地盤内で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。																																																																												
補機冷却用海水取水槽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。																																																																												
主排気筒（内筒）	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA 時においては、SA 時温度荷重を考慮するため、DB 条件を上回る荷重が作用する。																																																																												
SA施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠																																																																												
使用済燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA時にはDB条件とは異なる異常時荷重が作用する。																																																																												
緊急用海水ポンプピット SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット	c	緊急用海水ポンプピット、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットについてはDB施設ではない																																																																												
貯留堰 取水路	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																												
フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽	c	フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはDB施設ではない。																																																																												
中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																												
中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽	c	中央制御室退避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはDB施設ではない																																																																												
SA施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠																																																																												
燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（温度荷重）、異常時荷重（温度荷重）を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。																																																																												
低圧原子炉代替注水 水槽	c	低圧原子炉代替注水槽については、DB施設ではない。																																																																												
第1ベントフィルタ格納槽遮蔽	c	第1ベントフィルタ格納槽遮蔽については、DB施設ではない。																																																																												
配管遮蔽	c	配管遮蔽については、DB施設ではない。																																																																												
原子炉建物原子炉棟 中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																												
緊急時対策所遮蔽	c	緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。																																																																												
取水槽 取水管 取水口	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																												
非常用ガス処理系 排気管	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																												
緊急時対策所用燃料 地下タンク	c	緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。																																																																												
<p>※ 5.2.1項 継続時間設定の分類</p> <p>a.: SA条件がDB条件を超える既設施設</p> <p>(a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える既設施設</p> <p>(b) SAによる荷重・温度の影響によってDB条件を超える既設施設</p> <p>b.: SA条件がDB条件に包絡される既設施設</p> <p>c.: DB施設を兼ねないSA施設</p>	<p>※荷重状態の分類</p> <p>a. SA条件がDB条件を超える施設</p> <p>(a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える施設</p> <p>(b) SAによる荷重・温度条件の影響によってDB条件を超える施設</p> <p>b. SA条件がDB条件に包絡される施設</p> <p>c. DB施設を兼ねないSA施設</p>	<p>※ 荷重状態の分類</p> <p>a.: SA条件がDB条件を超える既設施設</p> <p>(a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える既設施設</p> <p>(b) SAによる荷重・温度の影響によってDB条件を超える既設施設</p> <p>b.: SA条件がDB条件に包絡される既設施設</p> <p>c.: DB施設を兼ねないSA施設</p>																																																																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																											
<p style="text-align: center;">添付資料-4 補足資料-2</p> <p>建物・構築物においてSsによる地震力と組み合わせる荷重は補足表2-1のとおりとなる。</p> <p style="text-align: center;">補足表2-1 SA施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重(1/2)</p>	<p style="text-align: center;">添付4 補足資料-2</p> <p>建物・構築物においてSsによる地震力と組み合わせる荷重は補足表2-1のとおりとなる。</p> <p style="text-align: center;">補足表2-1 SA施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重</p>	<p style="text-align: center;">添付4 補足資料-2</p> <p>建物・構築物において地震力と組み合わせる荷重は補足表2-1のとおりとなる。</p> <p style="text-align: center;">補足表2-1 SA施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重</p>	<p>・施設構成の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2は柏崎6/7及び東海第二と施設構成が異なる</p>																																																																																																																																																											
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB事故(長期)</th> <th>SA事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>Ss</td> <td>Sd</td> <td>Ss</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="8" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">SA施設(建物・構築物)</td> <td>復水貯蔵槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 運転時荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>中央制御室待避室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>フィルタベント遮蔽壁</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部)遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(待機場所)遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> </tbody> </table>		運転時	DB事故(長期)	SA事故時	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss	許容限界	終局	終局	終局	SA施設(建物・構築物)	復水貯蔵槽	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 運転時荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重	原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	中央制御室待避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	フィルタベント遮蔽壁	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(待機場所)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB事故(長期)</th> <th>SA事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>Ss</td> <td>Sd</td> <td>Ss</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="16" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">SA施設(建物・構築物)</td> <td>使用済燃料プール</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水ポンプピット</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>SA用海水ピット取水塔</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>海水引込み管</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>SA用海水ピット</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>貯留堰</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> </tr> <tr> <td>取水路</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>二次隔離弁操作室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>中央制御室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>中央制御室退避室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>代替淡水貯槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> </tbody> </table>		運転時	DB事故(長期)	SA事故時	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss	許容限界	終局	終局	終局	SA施設(建物・構築物)	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重	緊急用海水ポンプピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	SA用海水ピット取水塔	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	海水引込み管	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	SA用海水ピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	貯留堰	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	フィルタ装置遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	二次隔離弁操作室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	中央制御室退避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	代替淡水貯槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB事故時(長期)</th> <th>SA事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>Ss</td> <td>Sd</td> <td>Ss</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">SA施設(建物・構築物)</td> <td>燃料プール</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>低圧原子炉代替注水槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>第1ベントフィルタ格納槽遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>配管遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物原子炉棟 中央制御室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>取水槽 取水管 取水口</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系排気管</td> <td>固定荷重</td> <td>固定荷重</td> <td>固定荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所用燃料地下タンク</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧</td> </tr> </tbody> </table>		運転時	DB事故時(長期)	SA事故時	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss	許容限界	終局	終局	終局	SA施設(建物・構築物)	燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重	低圧原子炉代替注水槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	第1ベントフィルタ格納槽遮蔽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	配管遮蔽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	原子炉建物原子炉棟 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	取水槽 取水管 取水口	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	非常用ガス処理系排気管	固定荷重	固定荷重	固定荷重	緊急時対策所用燃料地下タンク	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	
	運転時	DB事故(長期)	SA事故時																																																																																																																																																											
組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss																																																																																																																																																											
許容限界	終局	終局	終局																																																																																																																																																											
SA施設(建物・構築物)	復水貯蔵槽	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重																																																																																																																																																										
	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 運転時荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重																																																																																																																																																										
	原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
	中央制御室待避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
	フィルタベント遮蔽壁	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重																																																																																																																																																										
	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(待機場所)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
		運転時	DB事故(長期)	SA事故時																																																																																																																																																										
組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss																																																																																																																																																											
許容限界	終局	終局	終局																																																																																																																																																											
SA施設(建物・構築物)	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重																																																																																																																																																										
	緊急用海水ポンプピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																										
	SA用海水ピット取水塔	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																										
	海水引込み管	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																										
	SA用海水ピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																										
	貯留堰	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧																																																																																																																																																										
	取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																										
	フィルタ装置遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
	二次隔離弁操作室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
	中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
	中央制御室退避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
	代替淡水貯槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																										
		運転時	DB事故時(長期)	SA事故時																																																																																																																																																										
	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss																																																																																																																																																										
	許容限界	終局	終局	終局																																																																																																																																																										
SA施設(建物・構築物)	燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重																																																																																																																																																										
	低圧原子炉代替注水槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																										
	第1ベントフィルタ格納槽遮蔽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																										
	配管遮蔽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																										
	原子炉建物原子炉棟 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																										
	取水槽 取水管 取水口	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																										
	非常用ガス処理系排気管	固定荷重	固定荷重	固定荷重																																																																																																																																																										
	緊急時対策所用燃料地下タンク	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧																																																																																																																																																										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>補足表2-1 SA施設（建物・構築物）において地震力と組み合わせる荷重 (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="172 317 899 711"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB 事故 (長期)</th> <th>SA 事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>Ss</td> <td>Sd</td> <td>Ss</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">SA 施設 (建物・構築物)</td> <td>補機冷却用海水取水槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> </tr> <tr> <td>主排気筒 (内筒)</td> <td>固定荷重</td> <td>固定荷重 SA 時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> </tbody> </table> <p>JEAG4601-1987では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない(参考資料[参考5]参照)。これを踏まえ、補足表2-1から温度荷重を消去すると使用済燃料プールを除いた全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧)のみとなるため、DB事故時(Sdとの組合せ)は運転時(Ssとの組合せ)に包絡され、SA事故時は運転時と同一となる。</p> <p>一方、使用済燃料プールについては、DB設計条件とは異なる異常時荷重を考慮する必要があり、DB条件では包絡できない荷重条件となるため、SA事故時(Ssとの組合せ)による検討を実施する。</p>		運転時	DB 事故 (長期)	SA 事故時	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss	許容限界	終局	終局	終局	SA 施設 (建物・構築物)	補機冷却用海水取水槽	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	主排気筒 (内筒)	固定荷重	固定荷重 SA 時温度荷重	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	<p>JEAG4601-1987では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない(参考資料[参考5]参照)。これを踏まえ、補足表2-1から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧)のみとなるため、DB事故時(Sdとの組合せ)は運転時(Ssとの組合せ)に包絡され、SA事故時は運転時と同一となる。</p>	<p>JEAG4601-1987では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない(参考資料[参考5]参照)。これを踏まえ、補足表2-1から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧)のみとなるため、DB事故時(Sdとの組合せ)は運転時(Ssとの組合せ)に包絡され、SA事故時は運転時と同一となる。</p>	<p>・荷重条件の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7の使用済燃料プールはRC CVと一体構造であり、島根2号炉の燃料プールと荷重条件が異なる ・同上</p>
	運転時	DB 事故 (長期)	SA 事故時																						
組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss																						
許容限界	終局	終局	終局																						
SA 施設 (建物・構築物)	補機冷却用海水取水槽	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧																						
	主排気筒 (内筒)	固定荷重	固定荷重 SA 時温度荷重																						
	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																						

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料-5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>SA荷重の組合せの検討においては, 全ての対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件等を網羅的に検討している。以下では, それぞれについて, その考え方を説明する。</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>今回のSA荷重の組合せの検討においては, 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備を対象とし, 全ての対象施設を全般施設, 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「PCVバウンダリ」という。), 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RPVバウンダリ」という。)のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス</p> <p>重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は, 本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて, 以下のとおり選定されている。ここには「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転中の原子炉における重大事故」, 並びに「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を挙げており, 考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。</p> <p>継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から, DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し, その条件を超える時間を継続時間として設定している。</p> <p>また, 地震と組み合わせるSA荷重としては, 全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。</p>	<p>添付資料-5 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性</p> <p>SA荷重の組合せの検討においては, 全ての対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件等を網羅的に検討している。以下では, それぞれについて, その考え方を説明する。</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>今回のSA荷重の組合せの検討においては, 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備を対象とし, 全ての対象施設を全般施設, 格納容器バウンダリを構成する設備(以下「PCVバウンダリ」という。), 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RPVバウンダリ」という。)のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス</p> <p>重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は, 東海第二発電所を対象としたPRAの結果を踏まえて, 以下のとおり選定されている。ここには「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を挙げており, 考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。</p> <p>継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から, DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し, その条件を超える時間を継続時間として設定している。</p> <p>また, 地震と組み合わせるSA荷重としては, 全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。</p>	<p>添付資料5 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>SA荷重の組合せの検討においては, 全ての対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件等を網羅的に検討している。以下では, それぞれについて, その考え方を説明する。</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>今回のSA荷重の組合せの検討においては, 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備を対象とし, 全ての対象施設を全般施設, 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「PCVバウンダリ」という。), 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RPVバウンダリ」という。)のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス</p> <p>重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は, 本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて, 以下のとおり選定されている。ここには「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転中の原子炉における重大事故」, 並びに「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を挙げており, 考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。</p> <p>継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から, DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し, その条件を超える時間を継続時間として設定している。</p> <p>また, 地震と組み合わせるSA荷重としては, 全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																					
<table border="1"> <tr><td>事故シナシグループ等</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ</td></tr> <tr><td>高圧・低圧注水機能喪失</td></tr> <tr><td>高圧注水・減圧機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>取水機能が喪失した場合</td></tr> <tr><td>残留熱除去系が故障した場合</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード</td></tr> <tr><td>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用する場合</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用できない場合</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用しない場合</td></tr> <tr><td>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td></tr> <tr><td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td></tr> <tr><td>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材の流出</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td></tr> </table>	事故シナシグループ等	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗	崩壊熱除去機能喪失	取水機能が喪失した場合	残留熱除去系が故障した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	「運転中の原子炉における重大事故」に係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・過温破損)	代替循環冷却系を使用する場合	代替循環冷却系を使用できない場合	代替循環冷却系を使用しない場合	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	<table border="1"> <tr><td>事故シナシグループ等</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ</td></tr> <tr><td>高圧・低圧注水機能喪失</td></tr> <tr><td>高圧注水・減圧機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(長期TB)</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(TBD, TBU)</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(TBP)</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>取水機能が喪失した場合</td></tr> <tr><td>残留熱除去系が故障した場合</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td></tr> <tr><td>津波浸水による最終ヒートシンク喪失</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る格納容器破損モード</td></tr> <tr><td>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用する場合</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用できない場合</td></tr> <tr><td>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td></tr> <tr><td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td></tr> <tr><td>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材の流出</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td></tr> </table>	事故シナシグループ等	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流電源喪失	全交流動力電源喪失(長期TB)	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	全交流動力電源喪失(TBP)	崩壊熱除去機能喪失	取水機能が喪失した場合	残留熱除去系が故障した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係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・過温破損)	代替循環冷却系を使用する場合	代替循環冷却系を使用できない場合	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	<table border="1"> <tr><td>事故シナシグループ等</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ</td></tr> <tr><td>高圧・低圧注水機能喪失</td></tr> <tr><td>高圧注水・減圧機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>取水機能が喪失した場合</td></tr> <tr><td>残留熱除去系が故障した場合</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード</td></tr> <tr><td>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td></tr> <tr><td>残留熱代替除去系を使用する場合</td></tr> <tr><td>残留熱代替除去系を使用しない場合</td></tr> <tr><td>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td></tr> <tr><td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td></tr> <tr><td>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材の流出</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td></tr> </table>	事故シナシグループ等	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	崩壊熱除去機能喪失	取水機能が喪失した場合	残留熱除去系が故障した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	「運転中の原子炉における重大事故」に係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・過温破損)	残留熱代替除去系を使用する場合	残留熱代替除去系を使用しない場合	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	<p>・事故シナシグループ等の名称の相違(実質的な相違なし)</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p>
事故シナシグループ等																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ																																																																																								
高圧・低圧注水機能喪失																																																																																								
高圧注水・減圧機能喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
取水機能が喪失した場合																																																																																								
残留熱除去系が故障した場合																																																																																								
原子炉停止機能喪失																																																																																								
LOCA時注水機能喪失																																																																																								
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故」に係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・過温破損)																																																																																								
代替循環冷却系を使用する場合																																																																																								
代替循環冷却系を使用できない場合																																																																																								
代替循環冷却系を使用しない場合																																																																																								
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱																																																																																								
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用																																																																																								
水素燃焼																																																																																								
溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																								
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失																																																																																								
原子炉冷却材の流出																																																																																								
反応度の誤投入																																																																																								
事故シナシグループ等																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ																																																																																								
高圧・低圧注水機能喪失																																																																																								
高圧注水・減圧機能喪失																																																																																								
全交流電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(長期TB)																																																																																								
全交流動力電源喪失(TBD, TBU)																																																																																								
全交流動力電源喪失(TBP)																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
取水機能が喪失した場合																																																																																								
残留熱除去系が故障した場合																																																																																								
原子炉停止機能喪失																																																																																								
LOCA時注水機能喪失																																																																																								
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)																																																																																								
津波浸水による最終ヒートシンク喪失																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係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・過温破損)																																																																																								
代替循環冷却系を使用する場合																																																																																								
代替循環冷却系を使用できない場合																																																																																								
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱																																																																																								
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用																																																																																								
水素燃焼																																																																																								
溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																								
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失																																																																																								
原子炉冷却材の流出																																																																																								
反応度の誤投入																																																																																								
事故シナシグループ等																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ																																																																																								
高圧・低圧注水機能喪失																																																																																								
高圧注水・減圧機能喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
取水機能が喪失した場合																																																																																								
残留熱除去系が故障した場合																																																																																								
原子炉停止機能喪失																																																																																								
LOCA時注水機能喪失																																																																																								
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故」に係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・過温破損)																																																																																								
残留熱代替除去系を使用する場合																																																																																								
残留熱代替除去系を使用しない場合																																																																																								
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱																																																																																								
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用																																																																																								
水素燃焼																																																																																								
溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																								
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シナシグループ																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失																																																																																								
原子炉冷却材の流出																																																																																								
反応度の誤投入																																																																																								

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
<p>(3) 設計条件</p> <p>耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せはJEAG4601・補-1984より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 自重(D) 圧力による荷重(P) 機械的荷重(自重, 地震による荷重を除く。)(M) <p>SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重(自重, 圧力による荷重, 機械的荷重)は全て考慮している。</p>	<p>(3) 設計条件</p> <p>耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せはJEAG4601・補-1984より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 自重(D) 圧力による荷重(P) 機械的荷重(自重, 地震による荷重を除く。)(M) <p>SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重(自重, 圧力による荷重, 機械的荷重)は全て考慮している。</p>	<p>(3) 設計条件</p> <p>耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せはJEAG4601・補-1984より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 自重(D) 圧力による荷重(P) 機械的荷重(自重, 地震による荷重を除く。)(M) <p>SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重(自重, 圧力による荷重, 機械的荷重)は全て考慮している。</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">施設分類 (SA) (DB)</th> <th rowspan="3">RPV バウンダリ</th> <th rowspan="3">PCV バウンダリ</th> <th colspan="5">全般施設</th> <th rowspan="3">炉心支持 構造物</th> </tr> <tr> <th colspan="6">重大事故等クラス2設備</th> </tr> <tr> <th>クラス 1設備</th> <th>クラス MC容器</th> <th>クラス 2設備</th> <th>クラス 3設備</th> <th>クラス 4配管</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重 の組合せ</td> <td>D+P+M+S_d</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_d</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_L+M_L+S_d</td> <td>IV_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P+M+S_s</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>SA荷重 の組合せ</td> <td>D+P_{RSAL}(L)+M+S_d</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="5">SA施設 ではない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{RSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSA}+M+S_d</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+(P_D³又はP_{SA}の 厳しい方)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> </tr> </tbody> </table>	施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物	重大事故等クラス2設備						クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S		D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-		D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-	SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない		D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-		D+P _{PSA} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+(P _D ³ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">施設分類 (SA) (DB)</th> <th rowspan="3">RPV バウンダリ</th> <th rowspan="3">PCV バウンダリ</th> <th colspan="5">全般施設</th> <th rowspan="3">炉心 支持構 造物</th> </tr> <tr> <th colspan="6">重大事故等クラス2設備</th> </tr> <tr> <th>クラス 1設備</th> <th>クラス MC容器</th> <th>クラス 2設備</th> <th>クラス 3設備</th> <th>クラス 4配管</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重 の組合せ</td> <td>D+P+M+S_d</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_d</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_L+M_L+S_d</td> <td>IV_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P+M+S_s</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>SA荷重 の組合せ</td> <td>D+P_{RSAL}(L)+M+S_d</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="5">SA施設 ではない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{RSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSA}+M+S_d</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+(P_D³又はP_{SA}の 厳しい方)+M+S_s</td> <td>-³</td> <td>-³</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> </tr> </tbody> </table>	施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心 支持構 造物	重大事故等クラス2設備						クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S		D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-		D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	IV _A S	IV _A S	-	SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない		D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-		D+P _{PSA} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+(P _D ³ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	- ³	- ³	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">施設分類 (SA) (DB)</th> <th rowspan="3">RPV バウンダリ</th> <th rowspan="3">PCV バウンダリ</th> <th colspan="5">全般施設</th> <th rowspan="3">炉心支持 構造物</th> </tr> <tr> <th colspan="6">重大事故等クラス2設備</th> </tr> <tr> <th>クラス 1設備</th> <th>クラス MC設備</th> <th>クラス 2設備</th> <th>クラス 3設備</th> <th>クラス 4配管</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重 の組合せ</td> <td>D+P+M+S_d</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_d</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_L+M_L+S_d</td> <td>IV_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P+M+S_s</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>SA荷重 の組合せ</td> <td>D+P_{RSAL}(L)+M+S_d</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="5">SA施設 ではない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{RSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSA}+M+S_d</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+(P_D³又はP_{SA}の 厳しい方)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> </tr> </tbody> </table>	施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物	重大事故等クラス2設備						クラス 1設備	クラス MC設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S		D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-		D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-	SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない		D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-		D+P _{PSA} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+(P _D ³ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	
施設分類 (SA) (DB)				RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
						重大事故等クラス2設備																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
	クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備			クラス 3設備	クラス 4配管	その他																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSA} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+(P _D ³ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心 支持構 造物																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
			重大事故等クラス2設備																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
			クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管		その他																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	IV _A S	IV _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSA} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+(P _D ³ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	- ³	- ³	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
			重大事故等クラス2設備																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
			クラス 1設備	クラス MC設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管		その他																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSA} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+(P _D ³ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
<p>※1: DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。</p> <p>※2: V_ASの許容限界は、IV_ASと同じものを適用する。</p> <p>【記号の説明】</p> <p>D: 自重 (JEAG4601・補-1984では「死荷重」と記載)</p> <p>P: 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等</p> <p>M: 地震, 自重以外で地震と組み合わせるべき機械的荷重, 又は設計機械荷重等</p> <p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重</p> <p>M_L: LOCA直後を除いてその後に生じる自重及び地震荷重以外の機械的荷重</p>	<p>※1 DB施設を兼ねるSA施設についても考慮する。</p> <p>※2 V_ASの許容限界は、IV_ASと同じものを適用する。</p> <p>※3 PCVについては、2×10^{-1}年以降の状態、RPVについては、10^{-2}年以降の状態は、S_Sを組み合わせ、許容応力状態V_ASを満足する状態となっていることを確認している。</p> <p>【記号の説明】</p> <p>D: 自重 (JEAG4601・補-1984では「死荷重」と記載)</p> <p>P: 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等</p> <p>M: 地震, 死荷重以外で地震と組み合わせるべき機械荷重, 又は設計機械荷重等</p> <p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重</p> <p>M_L: LOCA直後を除いてその後に生じる死荷重及び地震荷重以外の機械荷重</p>	<p>※1: DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。</p> <p>※2: V_ASの許容限界は、IV_ASと同じものを適用する。</p> <p>【記号の説明】</p> <p>D: 自重 (JEAG4601・補-1984では「死荷重」と記載)</p> <p>P: 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等</p> <p>M: 地震, 自重以外で地震と組み合わせるべき機械的荷重, 又は設計機械荷重等</p> <p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重</p> <p>M_L: LOCA直後を除いてその後に生じる自重及び地震荷重以外の機械的荷重</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む) 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: 原子炉格納容器の重大事故における長期的な (長期 (L)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (L)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (LL)) 圧力荷重</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力, 又は静的地震力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>$IV_A S$: JSME S NC1の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>$V_A S$: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>【JEAG4601・補-1984における記載からの読み替え】</p> <p>耐震クラス $A_s, A \Rightarrow$ 耐震クラス S</p> <p>第1種 \Rightarrow クラス1</p> <p>第2種 \Rightarrow クラスMC</p> <p>第3種 \Rightarrow クラス2</p> <p>第4種 \Rightarrow クラス3</p> <p>第5種 \Rightarrow クラス4</p> <p>$S_1 \Rightarrow S_d$</p> <p>$S_2 \Rightarrow S_s$</p>	<p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>$P_{PSA(L)}$: 格納容器の重大事故における長期的 (長期 (L)) な圧力荷重</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: 格納容器 格納容器の重大事故における長期的 (長期 (LL)) な圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的 (長期 (L)) な圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的 (長期 (LL)) な圧力荷重</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>$IV_A S$: JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>$V_A S$: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>【JEAG4601・補-1984 における記載からの読み替え】</p> <p>耐震クラス $A_s, A \Rightarrow$ 耐震クラス S</p> <p>第1種 \Rightarrow クラス1</p> <p>第2種 \Rightarrow クラスMC</p> <p>第3種 \Rightarrow クラス2</p> <p>第4種 \Rightarrow クラス3</p> <p>第5種 \Rightarrow クラス4</p> <p>$S_1 \Rightarrow S_d$</p> <p>$S_2 \Rightarrow S_s$</p>	<p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: 原子炉格納容器の重大事故における長期的な (長期 (LL)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (L)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (LL)) 圧力荷重</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力, 又は静的地震力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>$IV_A S$: JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>$V_A S$: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>【JEAG4601・補-1984 における記載からの読み替え】</p> <p>耐震クラス $A_s \Rightarrow$ 耐震クラス S</p> <p>第1種 \Rightarrow クラス1</p> <p>第2種 \Rightarrow クラスMC</p> <p>第3種 \Rightarrow クラス2</p> <p>第4種 \Rightarrow クラス3</p> <p>第5種 \Rightarrow クラス4</p> <p>$S_1 \Rightarrow S_d$</p> <p>$S_2 \Rightarrow S_s$</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料-6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>(1) はじめに SA施設は、SA施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA施設としての温度条件を設定する。 SA施設のうち、DB施設を兼ねるものについては、DB条件とSA条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件を上回る場合 DB設計条件とは別に、SA設計条件を設ける。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される場合(※) SA設計条件はDB設計条件で代表させる。 ※「SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、SAを考慮した条件がDB設計条件に包絡される場合を指す 以下では、DB施設を兼ねるSA施設を対象に、SA荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、<u>PCV</u>、<u>RPV</u>)ごとに示す。</p> <p>(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性 a. 全般施設 【DB設計条件とSA設計条件の整理】 全般施設は<u>RPV</u>(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))と<u>PCV</u>(現クラスMC容器(JEAG4601においては、第2種容器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4(JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ^{*1}を考慮して設定した設計用荷重P_D、M_D(以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件とS_sとを組み合わせている。 このことから、SA施設としての設計においては、SA時の荷</p>	<p>添付資料-6 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>(1) はじめに SA施設は、SA施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA施設としての温度条件を設定する。 SA施設のうち、DB施設を兼ねるものについては、DB条件とSA条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件を上回る場合 DB設計条件とは別に、SA設計条件を設ける。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される場合(※) SA設計条件はDB設計条件で代表させる。 ※「SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、SAを考慮した条件がDB設計条件に包絡される場合を指す 以下では、DB施設を兼ねるSA施設を対象に、SA荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、<u>PCV</u>、<u>RPV</u>)ごとに示す。</p> <p>(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性 a. 全般施設 【DB設計条件とSA設計条件の整理】 全般施設は<u>RPV</u>(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))と<u>PCV</u>(現クラスMC機器(JEAG4601においては、第2種機器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4(JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ^{*1}を考慮して設定した設計用荷重P_D、M_D(以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件とS_sとを組み合わせている。 このことから、SA施設としての設計においては、SA時の荷</p>	<p>添付資料6 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>(1) はじめに SA施設は、SA施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA施設としての温度条件を設定する。 SA施設のうち、DB施設を兼ねるものについては、DB条件とSA条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件を上回る場合 DB設計条件とは別に、SA設計条件を設ける。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される場合(※) SA設計条件はDB設計条件で代表させる。 ※「SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、SAを考慮した条件がDB設計条件に包絡される場合を指す。 以下では、DB施設を兼ねるSA施設を対象に、SA荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、<u>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</u>、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</u>)ごとに示す。</p> <p>(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性 a. 全般施設 【DB設計条件とSA設計条件の整理】 全般施設は<u>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</u>(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))と<u>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</u>(現クラスMC容器(JEAG4601においては、第2種容器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4(JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって、全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ^{*1}を考慮して設定した設計用荷重P_D、M_D(以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件とS_sを組み合わせている。 このことから、SA施設としての設計においては、SA時の荷</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>重がDB設計荷重を超える場合は、SA時の荷重をもとに新たに設定した設計荷重(以下「SA設計荷重」という。)とS_sを組み合わせる。また、SA時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重とS_sとの組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。</p> <p>※1：ECCS等については運転状態IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。</p> <p>ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態IV(L)に対する許容応力状態がI_A*と定められており、I_A*の定義としては、「ECCS等のように運転状態IV(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態I_Aに準ずる。」とされている。</p> <p>つまり、ECCS等については、運転状態I～IIIだけでなく、運転状態IV(L)も設計条件となっており、運転状態I～IV(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。</p> <p>なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態I～IIIとS₂を、運転状態IV(L)とS₁を組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重であるP_D、M_Dを用いて設計を行うことから、運転状態I～IV(L)を包絡するようにP_D、M_Dを設定し、それらとS_sを組み合わせている。</p> <p>ここで、旧指針においては、耐震As、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていたことから、耐震Aクラスの設備においては、S₂との組合せは実施せず、S₁との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、耐震As・Asクラスを統合して、耐震Sクラスとし、S_s、S_d双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、P_D、M_DとS_sの組合せを実施することになる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DB設計においてS_s、S_dとの組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。</p>	<p>重がDB設計荷重を超える場合は、SA時の荷重を元に新たに設定した設計荷重(以下「SA設計荷重」という。)とS_sを組み合わせる。また、SA時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重とS_sとの組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。</p> <p>※1：ECCS等については運転状態IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。</p> <p>ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態IV(L)に対する許容応力状態がI_A*と定められており、I_A*の定義としては、「ECCS等のように運転状態IV(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態I_Aに準ずる。」とされている。</p> <p>つまり、ECCS等については、運転状態I～IIIだけでなく、運転状態IV(L)も設計条件となっており、運転状態I～IV(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。</p> <p>なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態I～IIIとS_sを、運転状態IV(L)とS_dと組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重であるP_D、M_Dを用いて設計を行うことから、運転状態I～IV(L)を包絡するようにを設定し、それらとS_sを組み合わせている。</p> <p>ここで、旧指針においては、耐震As、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていることから、耐震Aクラスの設備においては、S_sとの組合せは実施せず、S₁との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、耐震As、Aクラスを統合して、耐震Sクラスとし、S_s、S_d双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、P_D、M_DとS_sの組合せを実施することになる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件と網羅性】</p> <p>DB設計においてS_s、S_dとの組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。</p>	<p>重がDB設計荷重を超える場合は、SA時の荷重をもとに新たに設定した設計荷重(以下「SA設計荷重」という。)とS_sを組み合わせる。また、SA時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重とS_sとの組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。</p> <p>※1：ECCS等については運転状態IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。</p> <p>ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態IV(L)に対する許容応力状態がI_A*と定められており、I_A*の定義としては、「ECCS等のように運転状態IV(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態I_Aに準ずる。」とされている。</p> <p>つまり、ECCS等については、運転状態I～IIIだけでなく、運転状態IV(L)も設計条件となっており、運転状態I～IV(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。</p> <p>なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態I～IIIとS₂を、運転状態IV(L)とS₁を組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重であるP_D、M_Dを用いて設計を行うことから、運転状態I～IV(L)を包絡するようにP_D、M_Dを設定し、それらとS_sを組み合わせている。</p> <p>ここで、旧指針においては、As、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていたことから、Aクラスの設備においては、S₂との組合せは実施せず、S₁との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、As、Aクラスを統合して、Sクラスとし、S_s、S_d双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、P_D、M_DとS_sの組合せを実施することになる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DB設計においてS_s、S_dとの組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																											
<p>添付6.1表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</p> <table border="1" data-bbox="201 304 869 592"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度	SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—	<p>添付6-1表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</p> <table border="1" data-bbox="949 304 1700 541"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>(DB設計荷重・温度 < SA時荷重の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重の場合) DB設計荷重・温度</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度	SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重の場合) DB設計荷重・温度	—	<p>添付6-1表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</p> <table border="1" data-bbox="1745 304 2493 556"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度	SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—	
	S s	S d																												
DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度																												
SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—																												
	S s	S d																												
DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度																												
SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重の場合) DB設計荷重・温度	—																												
	S s	S d																												
DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度																												
SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. <u>PCV</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せではJEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、PCVの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態Ⅳ(L) (LOCA後長期間経過した状態)の荷重・温度は、運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから、DB設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度 ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA後の最大内圧・温度 <p>以上を踏まえ、PCVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の2種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA発生後の最大荷重・温度 ・SA後の長期(LL)における荷重・温度 <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時圧力+S_s ・LOCA後の最大内圧+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA発生後の最大荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)を組み合わせる。</p>	<p>b. <u>PCV</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せでは、JEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、PCVの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態Ⅳ(L) (LOCA後長期間経過した状態)の荷重・温度は、運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから、DB設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度 ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA後の最大内圧・温度 <p>以上を踏まえ、PCVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の2種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA後の長期(L)における荷重・温度 ・SA後の長期(LL)における荷重・温度 <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時圧力+S_s ・LOCA後の最大圧力+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ、</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²～2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p>	<p>b. <u>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せでは、JEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、PCVの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態Ⅳ(L) (LOCA後長期間経過した状態)の荷重・温度は、運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから、DB設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度 ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA後の最大内圧・温度 <p>以上を踏まえ、PCVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の2種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA発生後の最大荷重・温度 ・SA後の長期(LL)における荷重・温度 <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時圧力+S_s ・LOCA後の最大内圧+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA発生後の最大荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)を組み合わせる。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																											
添付6.2表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度 <table border="1" data-bbox="181 310 890 537"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>LOCA後の最大内圧・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)	添付6-2表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件 <table border="1" data-bbox="949 310 1700 491"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>LOCA後の最大内圧・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後の長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度	添付6.2表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件 <table border="1" data-bbox="1742 310 2493 537"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>LOCA後の最大内圧・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)	
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)																												
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度																												
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																											
<p>c. <u>R P V</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せではJEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS sと組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS dと組み合わせている。</p> <p>ここで、R P Vの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ(給水流量の全喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS s、S dを組み合わせて評価している。</p> <p>以上を踏まえ、R P VのSA施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA後長期(L)荷重・温度を設定する。SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえSA後の長期(LL)荷重とS s、SA後の長期(L)荷重とS dを組み合わせる方針とする。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給水流量の全喪失又はタービントリップ+S s ・給水流量の全喪失又はタービントリップ+S d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S s →S sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>③ SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S d →S dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p> <p>添付6.3表 <u>R P Vの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</u></p> <table border="1" data-bbox="172 1648 905 1858"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> <td>「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後の長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度	<p>c. <u>R P V</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せでは、JEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS dと組み合わせている。</p> <p>ここで、R P Vの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ(全給水流量喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では、「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS s、S dを組み合わせて評価している。</p> <p>以上を踏まえ、R P VのSA施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA後の長期(L)荷重・温度を設定する。SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえSA後の長期(LL)荷重とS s、SA後の長期(L)荷重とS dを組み合わせる方針とする。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S s ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ、</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S s →S sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S d →S dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p> <p>添付6-3表 <u>R P Vの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1648 1700 1858"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後の長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度	<p>c. <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せではJEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS sと組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS dと組み合わせている。</p> <p>ここで、R P Vの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ(全給水流量喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS s、S dを組み合わせて評価している。</p> <p>以上を踏まえ、R P VのSA施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA後長期(L)荷重・温度を設定する。SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえSA後の長期(LL)荷重とS s、SA後の長期(L)荷重とS dを組み合わせる方針とする。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S s ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S s →S sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S d →S dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p> <p>添付6-3表 <u>R P Vの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 1648 2493 1858"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後長期(L)圧力・温度	
	S s	S d																												
DB荷重・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度																												
	S s	S d																												
DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度																												
	S s	S d																												
DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後長期(L)圧力・温度																												

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) JEAG4601のアプローチを用いた検討</p> <p>本項では、DB設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。</p> <p>a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① 運転状態の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-7}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする</p> <p>b. 今回の検討に用いたSA荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① SA事象の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-8}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-8}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする</p> <p>以上より, ③, ④で用いた組合せの判定基準は, 今回のSA荷重の組合せの検討(10^{-8}/炉年)の方が, JEAG4601における荷重の組合せ検討(10^{-7}/炉年)のアプローチよりも, 保守的な条件となっている。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>以上のとおり, 各施設のSA荷重と組合せの検討では, S_s, S_dとSA荷重を適切に考慮しており, JEAG4601における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。</p>	<p>(3) JEAG4601のアプローチを用いた検討</p> <p>本項では、DB設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。</p> <p>a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① 運転状態の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-7}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>b. 今回の検討に用いたSA荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① SA事象の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-8}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-8}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>以上より, ③, ④で用いた組合せの判定基準は, 今回のSA荷重の組合せの検討(10^{-8}/炉年)の方が, JEAG4601における荷重の組合せ検討(10^{-7}/炉年)のアプローチよりも, 保守的な条件となっている。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>以上のとおり, 各施設のSA荷重と組合せの検討では, S_s, S_dとSA荷重を適切に考慮しており, JEAG4601における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。</p>	<p>(3) JEAG4601のアプローチを用いた検討</p> <p>本項では、DB設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。</p> <p>a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① 運転状態の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-7}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>b. 今回の検討に用いたSA荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① SA事象の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-8}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-8}/炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>以上より, ③, ④で用いた組合せの判定基準は, 今回のSA荷重の組合せの検討(10^{-8}/炉年)の方が, JEAG4601における荷重の組合せ検討(10^{-7}/炉年)のアプローチよりも, 保守的な条件となっている。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>以上のとおり, 各施設のSA荷重と組合せの検討では, S_s, S_dとSA荷重を適切に考慮しており, JEAG4601における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;"><u>添付資料-7. 荷重の組合せ表</u></p> <p>(1) 記号の説明</p> <p>D : 自重</p> <p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>P_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</p> <p>P_{PSA(LL)} : 原子炉格納容器の重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</p> <p>P_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(L))</p> <p>P_{RSA(LL)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) で設備に作用している機械的荷重 (各運転状態におけるP及びMについては, 安全側に設定された値 (最高使用圧力, 設計機械荷重等) を用いてもよい。)</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>T_D : 設計基準対象施設の耐震設計上の設計温度</p> <p>T_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</p> <p>T_{PSA(LL)} : 原子炉格納容器の重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))</p> <p>T_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(L))</p> <p>T_{RSA(LL)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))</p> <p>T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度</p> <p>T_a : 重大事故における施設本体の温度, 及び施設周囲の雰囲気温度を考慮して設定した温度</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力又は静的地震力</p>	<p style="text-align: center;"><u>添付資料-7</u></p> <p style="text-align: center;">荷重の組合せ表</p> <p>(1) 記号の説明</p> <p>D : <u>死荷重</u></p> <p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>P_{PSA(L)} : <u>格納容器の重大事故における長期圧力(長期(L))</u></p> <p>P_{PSA(LL)} : <u>格納容器の重大事故における長期圧力(長期(LL))</u></p> <p>P_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力 (長期(L))</p> <p>P_{RSA(LL)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力 (長期(LL))</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) で設備に作用している機械的荷重 (各運転状態におけるP及びMについては, 安全側に設定された値 (最高使用圧力, 設計機械荷重等) を用いてもよい。)</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>T_D : 設計基準対象施設の耐震設計上の温度</p> <p>T_{PSA} : <u>格納容器の重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</u></p> <p>T_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</p> <p>T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度</p> <p>T_D : 重大事故における施設本体の温度, 及び施設周囲の雰囲気温度を考慮して設定した温度</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力又は静的地震力</p>	<p style="text-align: center;"><u>添付資料7</u></p> <p style="text-align: center;">荷重の組合せ表</p> <p>(1) 記号の説明</p> <p>D : <u>自重 (JEAG4601・補-1984 では「死荷重」と記載)</u></p> <p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>P_{PSA} : <u>原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</u></p> <p>P_{PSA(L)} : <u>原子炉格納容器の重大事故における長期圧力(長期(L))</u></p> <p>P_{PSA(LL)} : <u>原子炉格納容器の重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</u></p> <p>P_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(L))</p> <p>P_{RSA(LL)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) で設備に作用している機械的荷重 (各運転状態におけるP及びMについては, 安全側に設定された値 (最高使用圧力, 設計機械荷重等) を用いてもよい。)</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>T_D : 設計基準対象施設の耐震設計上の設計温度</p> <p>T_{PSA} : <u>原子炉格納容器の重大事故発生後の最大温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</u></p> <p>T_{PSA(LL)} : <u>原子炉格納容器の重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))</u></p> <p>T_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(L))</p> <p>T_{RSA(LL)} : <u>原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))</u></p> <p>T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度</p> <p>T_a : 重大事故における施設本体の温度及び施設周囲の雰囲気温度を考慮して設定した温度</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力, 又は静的地震力</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>S_s : 基準地震動 S_sにより定まる地震力</p> <p>IV_AS : JSME S NC1の供用状態D相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>V_AS : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p>	<p>S_s : 基準地震動 S_sにより定まる地震力</p> <p>IV_AS : JSME S NC1 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>V_AS : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p>	<p>力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_sにより定まる地震力</p> <p>IV_AS : JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>V_AS : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)					東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)					島根原子力発電所 2号炉					備考					
(2) 荷重の組合せ表					(2) 荷重の組合せ表					(2) 荷重の組合せ表										
施設区分		荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考	施設区分		荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考	施設区分		荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考			
原子炉格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)		$D+P_{PSA}+M+S_d$	T_{PSA}	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.2	格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)		$D+P_{PSA(L)}+M+S_d$	$T_{PSA(L)}$	V_{AS}	検討項目 6.2	原子炉格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)		$D+P_{PSA}+M+S_d$	T_{PSA}	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.2			
原子炉格納容器内のSA施設	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備 (RPVバウンダリ)	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.3	格納容器内のSA施設	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備 (RPVバウンダリ)	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	V_{AS}	検討項目 6.3	原子炉格納容器内のSA施設	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備 (RPVバウンダリ)	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.3
		支持構造物	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	$T_{RSA(LL)}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4		支持構造物	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_d$	T_a	V_{AS}	検討項目 6.4	支持構造物			$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	$T_{RSA(LL)}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4	
	全般施設	施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1	全般施設	施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_b^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	V_{AS}	検討項目 6.1	原子炉格納容器内のSA施設	全般施設	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4	
		支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4		支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	V_{AS}	検討項目 6.4			支持構造物	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4	
原子炉格納容器外全般施設		$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1	格納容器外全般施設		施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_b^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	T_{PSA}	検討項目 6.1	原子炉格納容器外全般施設		施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1	
								支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	T_{PSA}	検討項目 6.1			支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4	
※1 DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。 ※2 V_{AS} の許容限界は、 IV_{AS} と同じものを適用する。					※1 : DB施設を兼ねるSA施設についても考慮する。 ※2 : V_{AS} の許容限界は、 IV_{AS} と同じものを適用する。					※1 DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。 ※2 V_{AS} の許容限界は、 IV_{AS} と同じものを適用する。										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>添付資料-8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について</u></p> <p>(1) はじめに 重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる<u>圧力・温度</u>は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる<u>圧力・温度</u>条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のRPV及びPCVにかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、RPV及びPCVの<u>圧力・温度</u>が最も厳しくなるものを選定することとした。</p> <p>選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙1参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており(別紙2～別紙4参照)、耐震評価に用いるRPV及びPCV<u>圧力・温度</u>条件として、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。</p> <p>耐震評価に用いる<u>重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの具体的な圧力・温度条件</u>について、次項以降に示す。</p> <p>(2) 耐震評価で用いるRPVの<u>圧力・温度</u>について</p> <p>RPVの圧力・温度が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWSで考慮する運転中の異常な過渡変</p>	<p><u>添付資料-8</u> 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>(1) はじめに 重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる<u>圧力・温度</u>は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる<u>圧力・温度</u>条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度</u>が最も厳しくなるものを選定することとした。</p> <p>選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙1参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとして</u>おり(別紙2から別紙4参照)、<u>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから</u>、耐震評価に用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の<u>圧力・温度</u>条件として、<u>不確かさは考慮せず、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度に基づいた保守的な圧力・温度</u>を用いることとした。</p> <p>耐震評価に用いる<u>重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の具体的な圧力・温度条件</u>について次項以降に示す。</p> <p>(2) 耐震評価で用いる<u>原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度</u>について</p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWSで</p>	<p><u>添付資料8</u> 重大事故時の荷重条件等の妥当性について</p> <p>(1) はじめに 重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)にかかる<u>荷重</u>を組み合わせる場合、耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる<u>荷重</u>条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のRPV及びPCVにかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、<u>RPV及びPCVの荷重</u>が最も厳しくなるものを選定することとした。</p> <p>選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙1参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとして</u>おり、(別紙2～別紙4参照)、耐震評価に用いるRPV及びPCVの<u>荷重</u>条件として、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。</p> <p><u>また、重大事故時の耐震評価において考慮する水位条件等についても有効性評価結果を踏まえて設定する。</u></p> <p>重大事故時の耐震評価に用いる<u>荷重条件等</u>について、<u>次項以降</u>に示す。</p> <p>(2) 耐震評価で用いるRPVの<u>荷重</u>について</p> <p>RPVの<u>圧力・温度</u>が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWSで考慮する運転中の異常な過渡変</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7、東海第二】 Mark-I型原子炉格納容器の耐震評価には、原子炉格納容器の水位も影響することから、島根2号炉では水位条件等の設定を説明(以下、①の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（A R I）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水過熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。</p> <p>この事故シーケンスにおけるS A発生後の原子炉圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を添付8.1表に示す。<u>スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。</u></p> <p>添付8.1表に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、添付8.1表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、短期荷重の継続時間として考慮する時間設定として、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8.1図～8.2図に示す。原子炉圧力は10秒以内に代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である<u>8.38MPa[gage]</u>を下回っている。また、冷却材温度も、原子炉圧</p>	<p>考慮する運転時の異常な過渡変化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（以下「A R I」という。）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてA R Iを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このA R Iの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するためのA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。</p> <p>この事故シーケンスにおけるS A発生後の原子炉圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を添付8-1表に示す。<u>スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。</u></p> <p>添付8-1表に示す「原子炉停止機能喪失」の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。</u>また、不確かさの影響評価を行っており、<u>その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、ここでは不確かさは考慮しない。</u></p> <p>「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8-1図及び添付8-2図に示す。原子炉圧力は10秒以内にA T W S緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である約<u>8.14MPa[gage]</u>を下回っている。</p>	<p>化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。<u>スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。</u></p> <p>「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（A R I）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてA R Iを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このA R Iの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水過熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。<u>重大事故時において、R P Vの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方を添付8.1表に示す。</u></p> <p>選定した事故シーケンス「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8.1図～8.2図に示す。原子炉圧力は10秒以内に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である<u>8.28MPa[gage]</u>を下回っている。</p>	<p>備考</p> <p>柏崎 6/7 号炉及び東海第二の(2)項内に同一記載あり（差異なし）</p> <p>柏崎 6/7 号炉の添付8.3表及び東海第二の添付8-3表に対応 島根2号炉における(2)項内に同一記載あり（差異なし）</p> <p>・設計値の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																															
<p>力の上昇に伴う飽和蒸気温度の上昇により、耐震設計上の設計温度をわずかに超過するが、原子炉圧力の低下に伴い、同様に低下する傾向となる。長期的な観点では、事象発生後10秒以降、逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。</p> <p>事象発生後11分で運転員がほう酸注入系によるほう酸水の注入を開始することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。</p> <p>以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、RPVの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。</p> <p>添付8.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="163 1696 923 1801"> <tr> <td></td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>DB条件</td> </tr> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 8.92MPa[gage]</td> <td>8.38MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 304℃</td> <td>299℃</td> </tr> </table>		原子炉停止機能喪失	DB条件	最高圧力	約 8.92MPa[gage]	8.38MPa[gage]	最高温度	約 304℃	299℃	<p>また、冷却材温度も、原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度が上昇するが、耐震設計上の設計温度である 301℃を下回っている。長期的な観点では、事象発生後 10 秒以降、逃がし安全弁(逃がし弁機能)による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。</p> <p>運転員がほう酸注入系を起動し、事象発生後 9分 30 秒にほう酸水の注入が開始されることにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。</p> <p>以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。</p> <p>添付 8-1 表 原子炉冷却材バウンダリのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1012 1696 1679 1856"> <tr> <td></td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>DB条件</td> </tr> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 8.49MPa [gage]</td> <td>約 8.14MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 298℃</td> <td>301℃</td> </tr> </table>		原子炉停止機能喪失	DB条件	最高圧力	約 8.49MPa [gage]	約 8.14MPa [gage]	最高温度	約 298℃	301℃	<p>また、冷却材温度も、原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度の上昇により、耐震設計上の設計温度をわずかに超過するが、原子炉圧力の低下に伴い、同様に低下する傾向となる。長期的な観点では、事象発生後 10 秒以降、逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。</p> <p>事象発生後 11.6 分で運転員がほう酸水注入系によるほう酸水の注入を開始することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。この事故シーケンスにおけるSA発生後の原子炉の最高圧力、原子炉冷却材の最高温度を添付 8.2 表に示す。</p> <p>原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その場合の圧力・温度は添付 8.2 表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、短期荷重の継続時間として考慮する時間設定として、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。</p> <p>以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、RPVの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。</p> <p>添付 8.1 表 R PVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方</p> <table border="1" data-bbox="1745 1356 2504 1541"> <tr> <th>事故シーケンスと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)</td> <td>原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドブブラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。</td> </tr> </table> <p>添付 8.2 表 R PVのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1745 1675 2504 1818"> <tr> <td></td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>DB条件</td> </tr> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 8.98MPa[gage]</td> <td>8.28MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 304℃</td> <td>298℃</td> </tr> </table>	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方	原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドブブラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。		原子炉停止機能喪失	DB条件	最高圧力	約 8.98MPa[gage]	8.28MPa[gage]	最高温度	約 304℃	298℃	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違【東海第二】 島根 2号炉は、冷却材温度が、DB 条件をわずかに上回る ・解析結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 柏崎 6/7 号炉及び東海第二における(2)項内に同一記載あり(差異なし) ・解析条件の相違【東海第二】 (東海第二の添付 8-3 表に対応) 有効性評価で用いる解析条件の保守性の取り方による相違 ・解析結果及び設計値の相違【柏崎 6/7, 東海第二】
	原子炉停止機能喪失	DB条件																																
最高圧力	約 8.92MPa[gage]	8.38MPa[gage]																																
最高温度	約 304℃	299℃																																
	原子炉停止機能喪失	DB条件																																
最高圧力	約 8.49MPa [gage]	約 8.14MPa [gage]																																
最高温度	約 298℃	301℃																																
事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方																																	
原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドブブラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。																																	
	原子炉停止機能喪失	DB条件																																
最高圧力	約 8.98MPa[gage]	8.28MPa[gage]																																
最高温度	約 304℃	298℃																																

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力の上昇に伴うボイドの減少によって出力が上昇</p> <p>炉心流量減少により出力降下</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止による給水加熱喪失によって出力が上昇</p> <p>炉心流量減少により出力降下</p> <p>ほう酸水注入系によるほう酸水の注入と炉心流量の減少によって出力が低下</p> <p>1. 中性子束 (%)</p> <p>事故発生からの時間 (m)</p>	<p>主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力の上昇によりボイドが減少することで、原子炉出力が上昇</p> <p>約131秒後に給水・復水系停止に伴う原子炉水位の低下により原子炉出力が低下</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失により原子炉出力が上昇</p> <p>ほう酸水注入系によるほう酸水の注入により負の反応度が印加されることで出力が低下</p> <p>1. 中性子束 (%)</p> <p>事故後の時間 (min)</p>	<p>主蒸気隔離弁閉止による給水加熱喪失により、給水温度が低下し中性子束が上昇</p> <p>一時的に逃がし安全弁(逃がし弁機能)による圧力変動が大きくなり中性子束が大きくなるが、水位低下後は逃がし安全弁(逃がし弁機能)の開閉段数が少なくなり中性子束が減少する</p> <p>電動機駆動給水ポンプトリップ(約230秒後)に伴う原子炉水位低下により、炉心流量の自然循環力が低下し中性子束が低下</p> <p>ほう酸水注入及び炉心流量減少により中性子束が低下</p> <p>1. 中性子束 (%)</p> <p>事故後の時間 (分)</p>	備考
<p>添付8.1図 原子炉停止機能喪失における中性子束の時間変化 (事象発生から40分後まで)</p>	<p>添付8-1図 原子炉停止機能喪失における中性子束の推移 (事象発生から60分まで)</p>	<p>添付8.1図 原子炉停止機能喪失に中性子束の時間変化 (事象発生から50分後まで)</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載</p>
<p>主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力の上昇</p> <p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa) 2. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (×5cm)</p> <p>逃がし安全弁の開閉による蒸気流量の変動</p> <p>有効燃料棒頂部</p> <p>事故発生からの時間 (m)</p> <p>*: 初期圧力 7.07MPa[gage]</p>	<p>主蒸気隔離弁の閉止に伴う原子炉圧力の上昇</p> <p>逃がし安全弁(逃がし弁機能)の開閉に伴う蒸気流量の変動</p> <p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa) 2. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (×5cm)</p> <p>事故後の時間 (min)</p>	<p>主蒸気隔離弁閉止による圧力上昇の後、逃がし安全弁(逃がし弁機能)開と出力低下による発生蒸気減少により圧力降下</p> <p>逃がし安全弁(逃がし弁機能)による圧力制御</p> <p>高圧炉心スプレイ系の水位制御による圧力の増減</p> <p>1. 原子炉圧力変化 (×0.01MPa) 2. 原子炉水位 (シュラウド外水位) 変化 (×5cm)</p> <p>原子炉隔離時冷却系停止(約24.4分後)による注水量減少により、水位上昇率が一時的に低下</p> <p>ほう酸水注入による出力低下及び発生蒸気量と高圧炉心スプレイ系等による注水流量のバランスによる水位上昇</p> <p>高圧炉心スプレイ系による水位制御</p> <p>事故後の時間 (分)</p>	備考
<p>添付8.2図 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位) の時間変化 (事象発生から40分後まで)</p>	<p>添付8-2図 原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子炉圧力の推移 (事象発生から60分まで)</p>	<p>添付8.2図 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位) の時間変化 (事象発生から50分後まで)</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載</p>

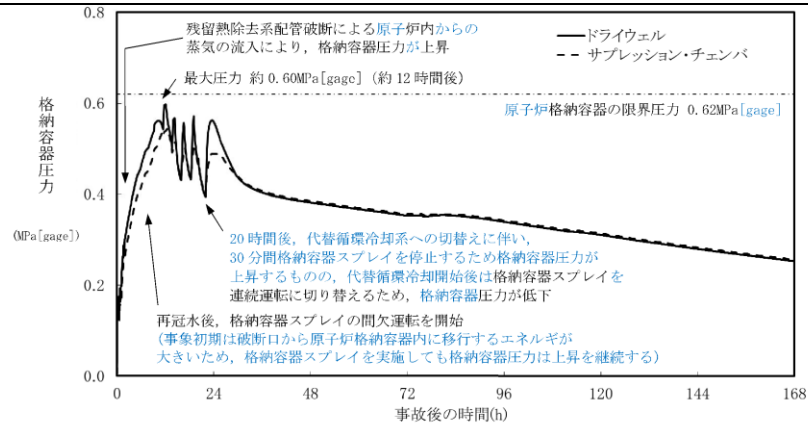
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 耐震評価で用いるPCVの<u>圧力・温度</u>について</p> <p>原子炉格納容器の<u>圧力・温度</u>条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10^{-2}年(約3日後)以内及び事象発生後10^{-2}年(約3日後)の<u>圧力・温度</u>が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(代替循環冷却系を使用する場合) ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(代替循環冷却系を使用しない場合) <p>なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等において、事象発生後10^{-2}年(約3日後)後前までに<u>原子炉格納容器圧力逃がし装置又は代替原子炉補機冷却系による除熱機能が確保され、10^{-2}年(約3日後)以降の原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されることから、10^{-2}年(約3日後)までの圧力・温度に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</u></p> <p>なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、<u>高圧代替注水系</u>により炉心損傷回避が可能な事故シーケンス)。一方、原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、原子炉格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支</p>	<p>(3) 耐震評価で用いる<u>格納容器の圧力・温度</u>について</p> <p><u>格納容器の圧力・温度</u>条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10^{-2}年(約3日後)以内及び事故発生後10^{-2}年(約3日後)の<u>圧力・温度</u>が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(代替循環冷却系を使用する場合) ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(代替循環冷却系を使用できない場合) <p><u>上記のいずれの事故シーケンスにおいても、事象発生後10^{-2}年(約3日後)前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系等による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2}年(約3日後)以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用圧力以下に抑えられる。</u></p> <p>したがって、<u>10^{-2}年(約3日後)以内の温度及び最高使用圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</u></p> <p>なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対策設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、<u>高圧代替注水系</u>により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである)。一方、<u>格納容器</u>に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、<u>格納容器</u>圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的</p>	<p>(3) 耐震評価で用いるPCVの<u>荷重</u>について</p> <p>原子炉格納容器の<u>荷重</u>条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10^{-2}年(約3.5日後)以内及び事象発生後10^{-2}年(約3.5日後)の<u>圧力・温度</u>が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(<u>残留熱代替除去系</u>を使用する場合) ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(<u>残留熱代替除去系</u>を使用しない場合) <p><u>なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事象発生後10^{-2}年(約3.5日後)までに格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による除熱機能が確保され、格納容器の<u>圧力・温度</u>条件は最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2}年(約3.5日後)以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から原子炉格納容器内への窒素注入を実施する運用として</u><u>いることから、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用圧力以下に抑えられる。</u></p> <p>したがって、<u>10^{-2}年(約3.5日後)以内の温度及び最高使用圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</u></p> <p>なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、<u>高圧原子炉代替注水系</u>により炉心損傷回避が可能な事故シーケンス)。一方、<u>原子炉格納容器</u>に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認するうえでは、<u>原子炉格納容器</u>圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違【柏崎6/7】 <p>島根2号炉は水素燃焼を防止する観点から、格納容器の最高使用圧力到達までは窒素注入を実施する運用としており、格納容器圧力が最大となるのは10^{-2}年以降(以下、②の相違)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。</u></p> <p>格納容器破損モード「<u>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）</u>」及び「<u>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しない場合）</u>」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。</p> <p>上記2つの事故シーケンスグループ等について、<u>事故発生後のPCVの最高圧力及び最高温度を添付8.2表に示す。添付8.2表に示すとおり、最高圧力及び最高温度はほぼ同等であり、これら2つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度を、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるPCVの圧力・温度条件とする。</u></p> <p>なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評</p>	<p>要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。</u></p> <p>格納容器破損モード「<u>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）</u>」及び「<u>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）</u>」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。</p> <p>上記2つの事故シーケンスグループ等について、<u>事故発生後の格納容器の最高圧力及び最高温度（壁面温度）を添付8.2表に示す。添付8.2表に示すとおり、最高圧力及び温度（壁面温度）はほぼ同等であり、これら2つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度（壁面温度）を、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる格納容器の圧力・温度条件とする。</u></p> <p>なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>設計値を用いるか又は評価項目となるパ</u></p>	<p>関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。</u></p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）</u>」及び「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）</u>」では、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。<u>重大事故時において、PCVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方を添付8.3表に示す。</u></p> <p><u>選定した2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力及び温度の解析結果を添付8.3図～8.10図に示す。SA発生後10^{-2}年（約3.5日後）までに、原子炉格納容器の圧力及び温度はそれぞれ最高圧力及び最高温度となり、10^{-2}年（約3.5日後）以降は、格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。残留熱代替除去系を使用する場合における10^{-2}年（約3.5日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。</u>上記2つの事故シーケンスグループ等における、<u>SA発生後のPCVの圧力及び温度を添付8.4表に示す。</u></p> <p>なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>現実的な条件を基本としつつ、原則、評</u></p>	<p>備考</p> <p>柏崎 6/7 号炉の添付 8.3 表及び東海第二の添付 8-3 表に対応</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、格納容器圧力は同等とならない（前者のシーケンスにおいて残留熱代替除去系のインサービスが早く格納容器圧力の上昇が抑制されるため）</p>

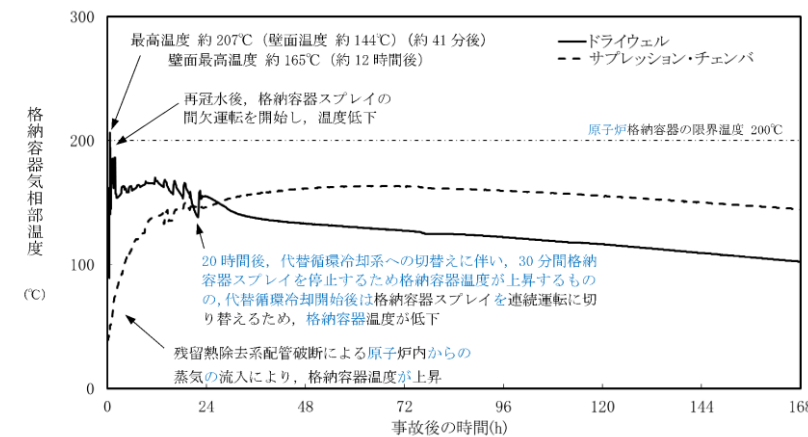
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。しかしながら、耐震評価に用いるPCVの圧力・温度条件には、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、SA発生後10^{-2}年以上2×10^{-1}年未満の期間として組み合わせる荷重は、添付8.2表の事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）をS_dと組み合わせる。</p> <p>上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を添付8.3図～8.6図に示す。添付8.3図～8.6図より、SA発生後10^{-2}年（約3日後）前までに、原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度となり、10^{-2}年（約3日後）以降は、<u>原子炉格納容器圧力逃がし装置又は代替原子炉補機冷却系による除熱機能の効果により、格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されていることが確認できる。</u></p>	<p>ラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。しかしながら、PCVバウンダリは、SA発生時における最終障壁となることから、その重要性を考慮し、SA発生後10^{-2}年以降2×10^{-1}年未満の期間として組み合わせる荷重は、<u>保守的に事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度（壁面温度））をS_dと組み合わせる。</u></p> <p>上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・雰囲気温度の解析結果を添付8-3図から8-6図に示す。添付8-3図から8-6図より、<u>重大事故発生後10^{-2}年（約3日後）前までに、格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。代替循環冷却系を使用する場合における10^{-2}年（約3日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。</u></p>	<p>価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。しかしながら、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることや、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）において、<u>重大事故が発生して10時間後から残留熱代替除去系を使用することを想定しているが、準備時間の遅れ等により残留熱代替除去系の使用開始が遅くなりPCV圧力が上昇する可能性がある等、SA発生後10^{-2}年以上2×10^{-1}年未満の期間にPCVの耐震評価と組み合わせる荷重には不確かさが想定される。</u></p> <p>上記を踏まえると、SA発生後10^{-2}年以上2×10^{-1}年未満の期間における荷重は、<u>事象進展に応じて変動する可能性があることから、包絡的な荷重条件を耐震評価に用いるため、添付8.4表において事象発生後の最大値である、有効性評価結果の最高圧力・最高温度をS_dと組み合わせる。</u></p> <p>添付8.4表の2×10^{-1}年後におけるPCV圧力は、<u>格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）の方が高く、温度は、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）の方が高い結果となっており、いずれの事故シーケンスも荷重条件として厳しい側面を持っている。ただし、除熱機能の確保は、SA設備である残留熱代替除去系の確保を優先に行うことから、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）においても、ベントの停止判断基準を整えば、格納容器除熱手段を切り替えることでPCV温度を低下させることが可能である。これに加えて、その他の格納容器除熱手段に期待することができ</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、S_sと組み合わせる荷重として、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における最高圧力・最高温度を用いることを記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																										
<p>添付8.2表 原子炉格納容器のSA時の圧力・温度（有効性評価結果）</p> <table border="1" data-bbox="166 1251 911 1438"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）</th> <th>格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 0.60MPa[gage]</td> <td>約 0.62MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 165℃^{*1}</td> <td>約 168℃^{*2}</td> </tr> <tr> <td>圧力 (10⁻²年)</td> <td>約 0.36MPa[gage]</td> <td>約 0.25MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>温度 (10⁻²年)</td> <td>約 164℃^{*3}</td> <td>約 139℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度） ※2：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は165℃であるが、保守的に最高温度は0.62MPa[gage]の飽和温度とする ※3：サブプレッション・チェンバの最高温度</p>		格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）	最高圧力	約 0.60MPa[gage]	約 0.62MPa[gage]	最高温度	約 165℃ ^{*1}	約 168℃ ^{*2}	圧力 (10 ⁻² 年)	約 0.36MPa[gage]	約 0.25MPa[gage]	温度 (10 ⁻² 年)	約 164℃ ^{*3}	約 139℃	<p>添付 8-2 表 格納容器のSA時の圧力・温度（有効性評価結果）</p> <table border="1" data-bbox="976 1251 1703 1533"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）</th> <th>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）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 310kPa[gage]</td> <td>約 465kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度（壁面温度）</td> <td>約 139℃</td> <td>約 157℃</td> </tr> <tr> <td>圧力 (10⁻²年後)</td> <td>約 310kPa[gage]以下</td> <td>約 465kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>温度（壁面温度）(10⁻²年後)</td> <td>約 139℃以下</td> <td>約 157℃以下</td> </tr> </tbody> </table>		格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	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）	最高圧力	約 310kPa[gage]	約 465kPa[gage]	最高温度（壁面温度）	約 139℃	約 157℃	圧力 (10 ⁻² 年後)	約 310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage] 以下	温度（壁面温度）(10 ⁻² 年後)	約 139℃以下	約 157℃以下	<p>る。一例として、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)において、事象発生から約 30 日後に可搬型格納容器除熱系に切り替えた場合のPCV温度の推移を添付 8.11 図に示す。可搬型格納容器除熱系に切り替えた以降は、PCV温度は緩やかに低下し、低下傾向が継続する。このように、2×10⁻¹年後におけるPCV温度は、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)においても、格納容器除熱手段を切り替えることで、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)と同様の傾向となる。</p> <p>以上のことから、SA発生後 2×10⁻¹年以降の期間において組み合わせる荷重としては、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)の 2×10⁻¹年以降の最高圧力・最高温度を S s と組み合わせる。</p> <p>添付 8.3 表 PCVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方</p> <table border="1" data-bbox="1733 919 2507 1148"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器過圧・過温破損（全事故シーケンスのうち、格納容器の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）</td> <td>格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最悪条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付 8.4 表 PCVのSA時の圧力・温度（有効性評価結果）</p> <table border="1" data-bbox="1733 1283 2507 1564"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）</th> <th colspan="2">格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）</th> </tr> <tr> <th>圧力</th> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SA事象発生後の最大値</td> <td>約 427kPa[gage]</td> <td>約 181℃^{*1}</td> <td>約 659kPa[gage]</td> <td>約 181℃^{*1}</td> </tr> <tr> <td>10⁻²年後</td> <td>約 317kPa[gage]</td> <td>約 131℃^{*2}</td> <td>約 109kPa[gage]</td> <td>約 144℃^{*3}</td> </tr> <tr> <td>2×10⁻¹年後</td> <td>約 372kPa[gage]</td> <td>約 62℃^{*2}</td> <td>約 26kPa[gage]</td> <td>約 113℃^{*3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度） ※2：サブプレッション・チェンバの温度 ※3：ドライウエル気相温度</p>	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方	格納容器過圧・過温破損（全事故シーケンスのうち、格納容器の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最悪条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。		格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）		格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）		圧力	温度	圧力	温度	SA事象発生後の最大値	約 427kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}	約 659kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}	10 ⁻² 年後	約 317kPa[gage]	約 131℃ ^{*2}	約 109kPa[gage]	約 144℃ ^{*3}	2×10 ⁻¹ 年後	約 372kPa[gage]	約 62℃ ^{*2}	約 26kPa[gage]	約 113℃ ^{*3}	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 （東海第二の添付 8-3 表に対応）有効性評価で用いる解析条件の保守性の取り方による相違</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>
	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）																																																											
最高圧力	約 0.60MPa[gage]	約 0.62MPa[gage]																																																											
最高温度	約 165℃ ^{*1}	約 168℃ ^{*2}																																																											
圧力 (10 ⁻² 年)	約 0.36MPa[gage]	約 0.25MPa[gage]																																																											
温度 (10 ⁻² 年)	約 164℃ ^{*3}	約 139℃																																																											
	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	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）																																																											
最高圧力	約 310kPa[gage]	約 465kPa[gage]																																																											
最高温度（壁面温度）	約 139℃	約 157℃																																																											
圧力 (10 ⁻² 年後)	約 310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage] 以下																																																											
温度（壁面温度）(10 ⁻² 年後)	約 139℃以下	約 157℃以下																																																											
事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方																																																												
格納容器過圧・過温破損（全事故シーケンスのうち、格納容器の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最悪条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。																																																												
	格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）		格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）																																																										
	圧力	温度	圧力	温度																																																									
SA事象発生後の最大値	約 427kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}	約 659kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}																																																									
10 ⁻² 年後	約 317kPa[gage]	約 131℃ ^{*2}	約 109kPa[gage]	約 144℃ ^{*3}																																																									
2×10 ⁻¹ 年後	約 372kPa[gage]	約 62℃ ^{*2}	約 26kPa[gage]	約 113℃ ^{*3}																																																									

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

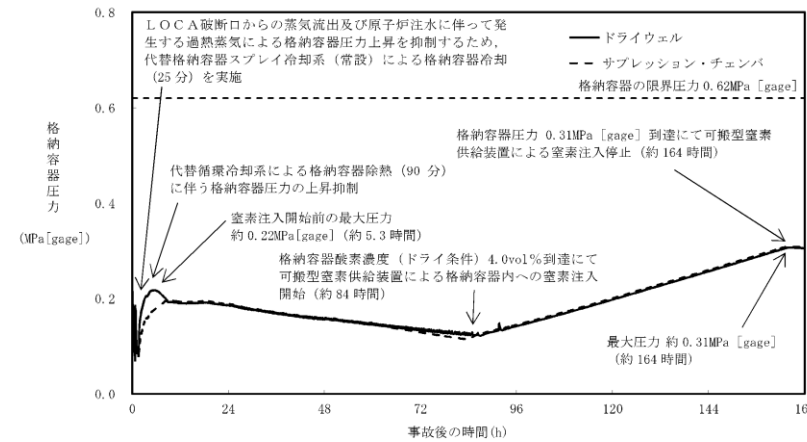


添付8.3図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) における格納容器圧力の推移

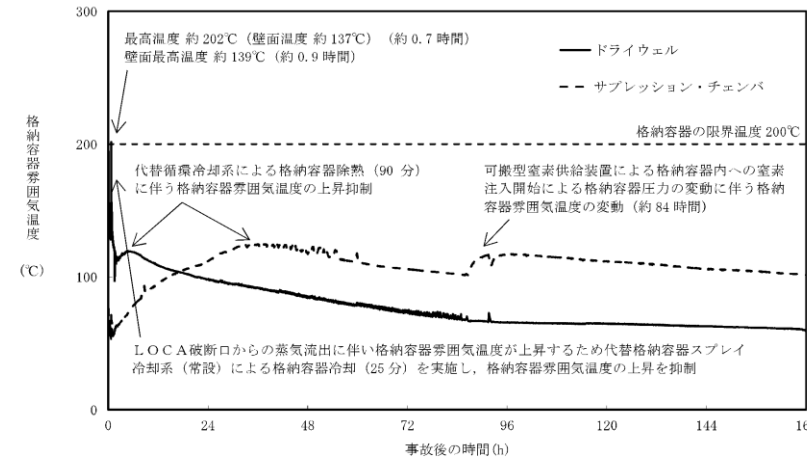


添付8.4図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

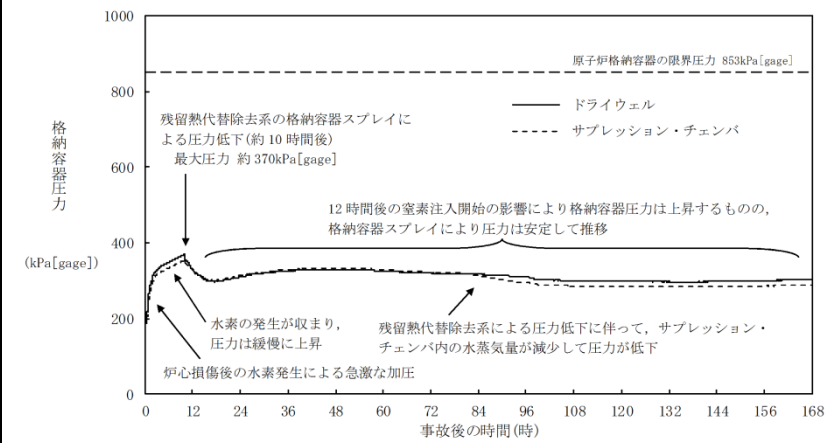


添付 8-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」における格納容器圧力の推移

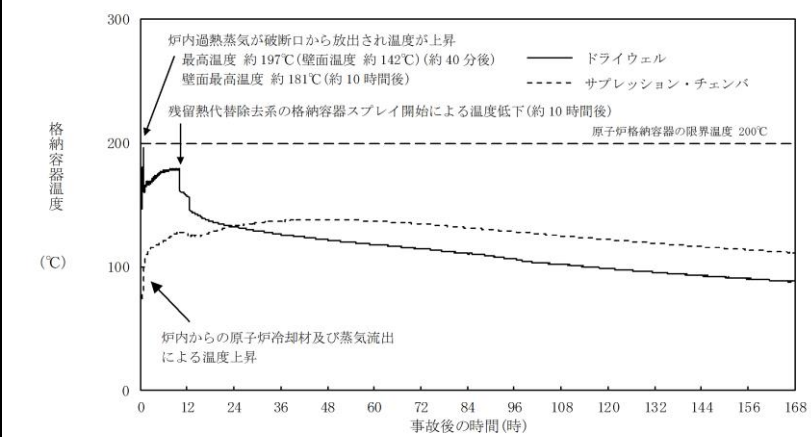


添付 8-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」における格納容器雰囲気温度の推移

島根原子力発電所 2号炉



添付 8.3 図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合) における格納容器圧力の推移



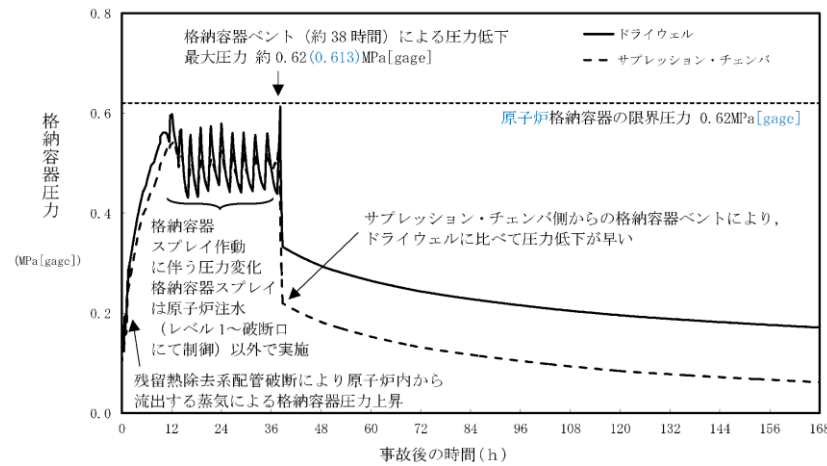
添付 8.4 図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

備考

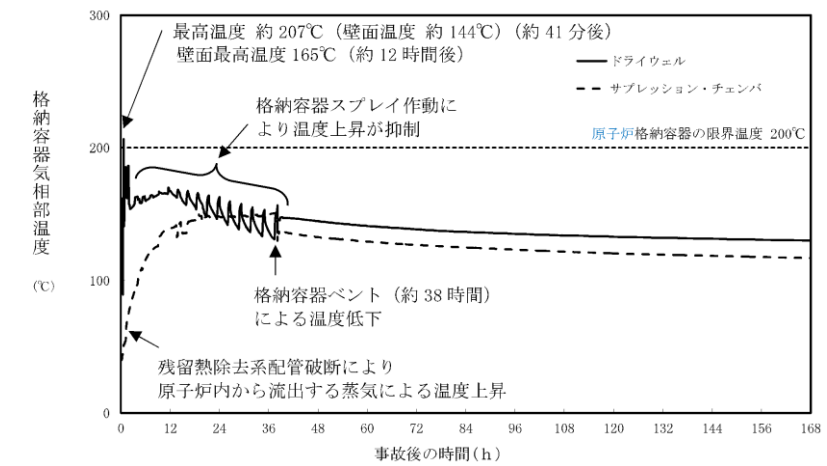
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

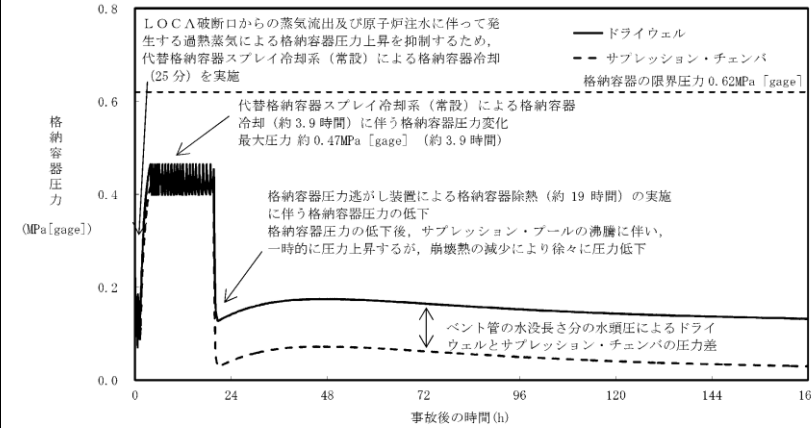


添付8.5図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合) における格納容器圧力の推移

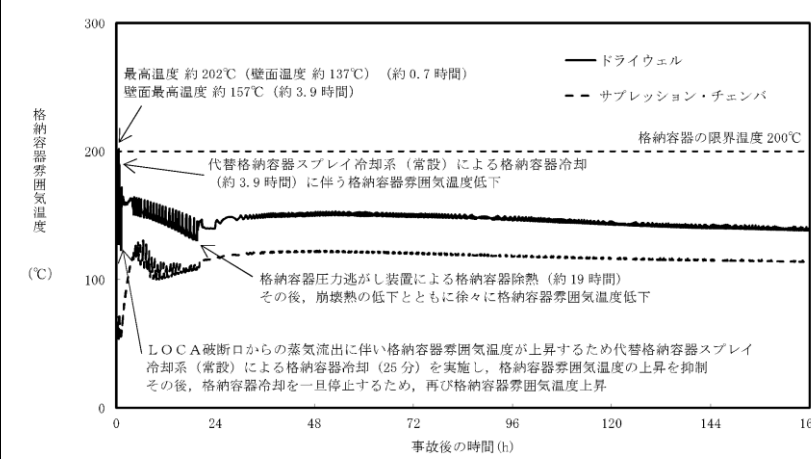


添付8.6図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

東海第二発電所 (2018. 9. 18版)

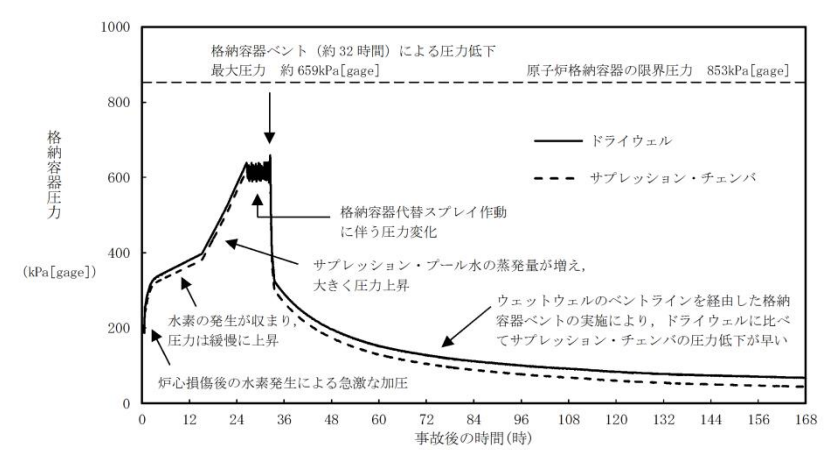


添付8-5図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合)」における格納容器圧力の推移

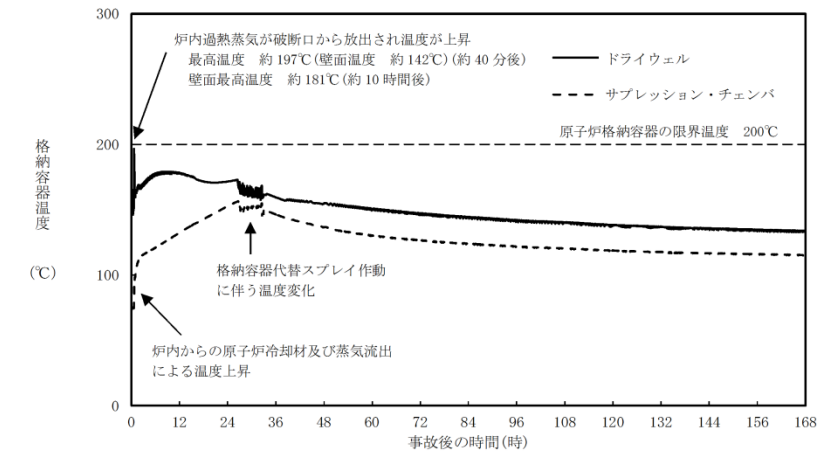


添付8-6図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器雰囲気温度の推移

島根原子力発電所 2号炉



添付8.5図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) における格納容器圧力の推移

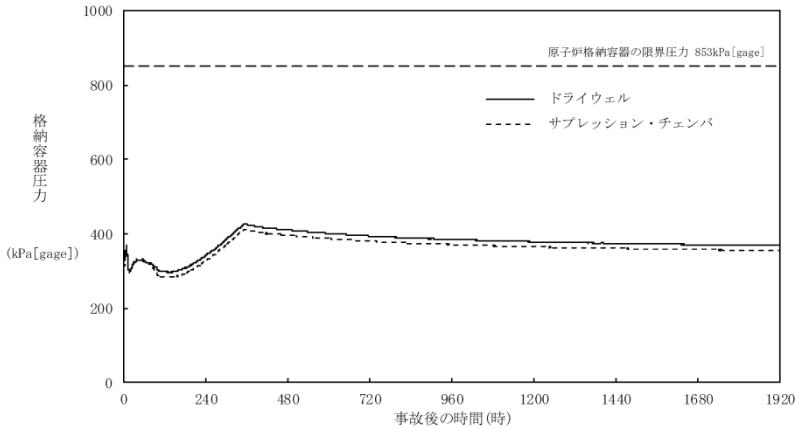
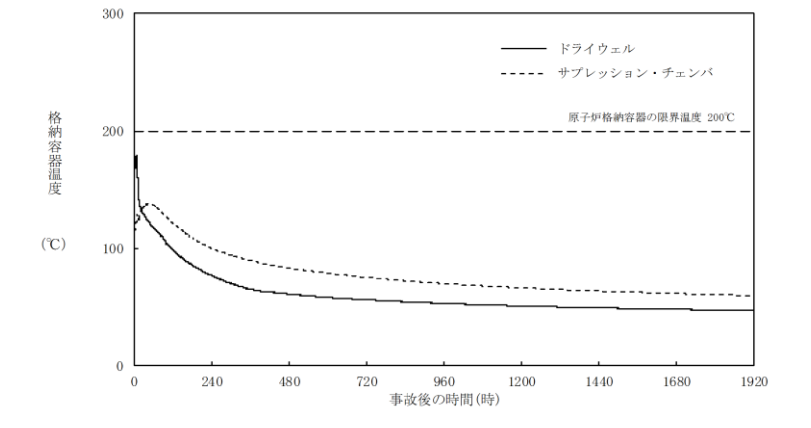


添付8.6図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

備考

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		 <p>添付 8.7 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力の推移（長期間解析）</p>  <p>添付 8.8 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違【柏崎 6/7, 東海第二】島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載 ・記載方針の相違【柏崎 6/7, 東海第二】島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>添付 8.9 図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) における格納容器圧力の推移 (長期間解析)</p> <p>添付 8.10 図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) における格納容器温度 (気相部) の推移 (長期間解析)</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載</p>

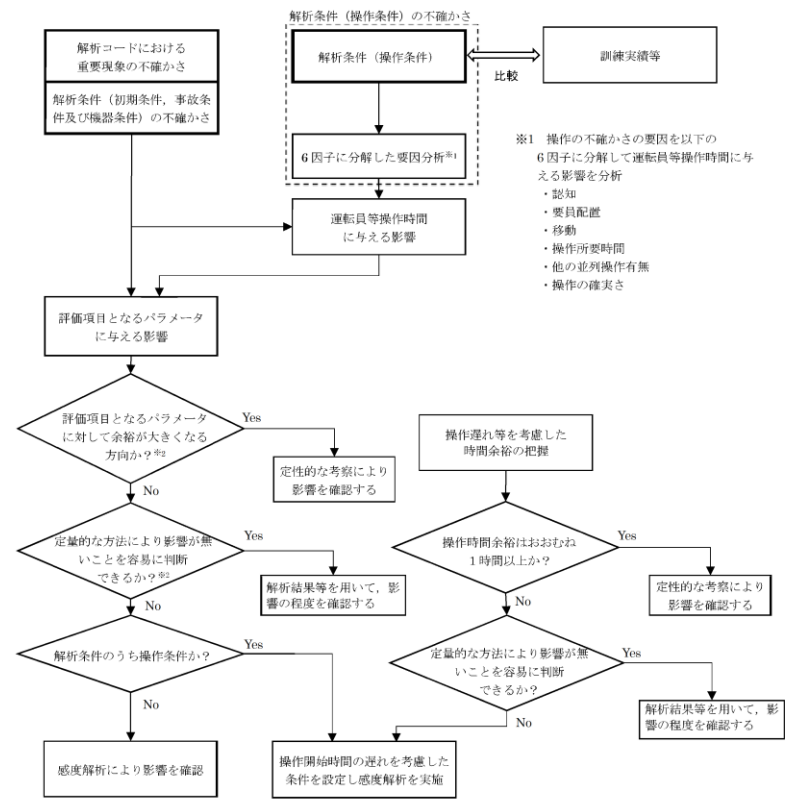
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) <u>SA時の耐震評価で用いるRPV及びPCVの圧力・温度条件について</u></p>	<p>(4) <u>重大事故等時の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件について</u></p>	<div data-bbox="1795 226 2448 583" data-label="Figure"> </div> <p>添付 8.11 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、可搬型格納容器除熱系に切り替えた場合の格納容器温度の推移</p> <p>(4) <u>地震応答解析モデルの水位条件等について</u></p> <p><u>重大事故時の耐震評価において考慮する、地震応答解析モデルの水位条件等の考え方を以下に示す。</u></p> <p><u>RPVでは、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。</u></p> <p><u>PCVでは、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、SA発生後 10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満の期間に組み合わせる水位条件としては、事象初期の不確かさ等を考慮して、有効性評価結果の最大値を包絡するサブプレッション・プール水位（約 5.05m）を用いる。また、SA発生後、外部水源を用いた注水等によりサブプレッション・プール水位が一度上昇すると、長期的にも水位が低下しない可能性があることから、SA発生後 2×10^{-1} 年以降において組み合わせるサブプレッション・プール水位としても上記の水位（約 5.05m）を用いる。</u></p> <p><u>原子炉建物の剛性については、コンクリート温度が 100°C を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2号炉は、長期間の解析図についても記載</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 PCV の水位条件等の設定方針を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>前述のとおり、重大事故等対処施設の耐震評価で用いるRPV及びPCVの圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの圧力・温度条件については、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち、最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度を選定することとした。</p> <p>耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの圧力・温度条件の考え方を添付8.3表に示す。</p>	<p>前述のとおり、重大事故等対処施設の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度条件については、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち、最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度(壁面温度)を選定することとした。</p> <p>耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件の考え方を添付8.3表に示す。</p>	<p><u>重大事故時を考慮した地震応答解析モデルにおける水位条件等の考え方を添付8.5表に示す。また、重大事故時のサプレッション・プールの水位と耐震評価に用いる水位との関係を添付8.12図に示す。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉では、RPV及びPCVの水位条件を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
<p>添付8.3表 重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度</p> <p style="text-align: center;"><u>条件の考え方</u></p> <table border="1" data-bbox="163 304 914 814"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>事故シナリオと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R P V 圧力 温度</td> <td>原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。</td> </tr> <tr> <td>P C V 圧力 温度</td> <td>格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table>	条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方	R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。	P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。	<p>添付8-3表 重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度</p> <p style="text-align: center;"><u>温度条件の考え方</u></p> <table border="1" data-bbox="961 304 1694 772"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>事故シナリオと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R P V 圧力 温度</td> <td>原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。</td> </tr> <tr> <td>P C V 圧力 温度</td> <td>格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>格納容器空間部容積及び初期ドライウエル雰囲気温度は設計値を使用し、サブプレッション・チェンバのプール水温(サブプレッション・チェンバ気相部温度と同じ)及びサブプレッション・チェンバのプール水位はサブプレッション・チェンバでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table>	条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方	R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。	P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積及び初期ドライウエル雰囲気温度は設計値を使用し、サブプレッション・チェンバのプール水温(サブプレッション・チェンバ気相部温度と同じ)及びサブプレッション・チェンバのプール水位はサブプレッション・チェンバでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。		<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析条件の相違 【東海第二】 (島根 2 号炉の添付 8.1 表及び添付 8.3 表に対応)有効性評価で用いる解析条件の保守性の取り方による相違
条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																			
R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。																			
P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。																			
条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																			
R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。																			
P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積及び初期ドライウエル雰囲気温度は設計値を使用し、サブプレッション・チェンバのプール水温(サブプレッション・チェンバ気相部温度と同じ)及びサブプレッション・チェンバのプール水位はサブプレッション・チェンバでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。																			

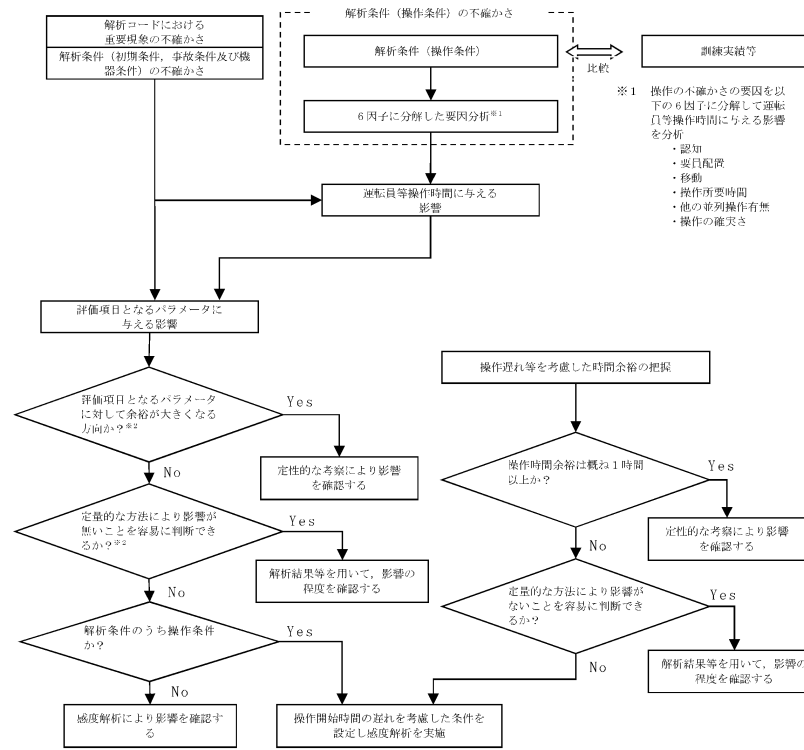
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
		添付 8.5 表 重大事故時を考慮した地震応答解析モデルの水位条件等の考え方	・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違																								
		<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>条件</th> <th>事故シナリオと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R P V</td> <td>水位 (質量)</td> <td>全事故シナリオ (重心位置が高くなるように水位等を選定)</td> <td>重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。</td> </tr> <tr> <td>P C V</td> <td>水位 (質量)</td> <td>格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器水位が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサプレッション・プール水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダウンカム取付け部下端位置 (約 5.05m) を用いる。 ・格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合 (大破断 L O C A 発生時)) で約 5.03m 重大事故時におけるドライウエルの水位としては、ドライウエル床面 + 約 1m (ベント開口下端位置) の水位が形成されることの影響を検討する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物 (原子炉本体の基礎を含む)</td> <td>剛性</td> <td>格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>コンクリート温度が 100℃ を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。 なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。</td> </tr> </tbody> </table>		条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方	R P V	水位 (質量)	全事故シナリオ (重心位置が高くなるように水位等を選定)	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。	P C V	水位 (質量)	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器水位が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサプレッション・プール水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダウンカム取付け部下端位置 (約 5.05m) を用いる。 ・格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合 (大破断 L O C A 発生時)) で約 5.03m 重大事故時におけるドライウエルの水位としては、ドライウエル床面 + 約 1m (ベント開口下端位置) の水位が形成されることの影響を検討する。	原子炉建物 (原子炉本体の基礎を含む)	剛性	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	コンクリート温度が 100℃ を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。 なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。									
	条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																								
R P V	水位 (質量)	全事故シナリオ (重心位置が高くなるように水位等を選定)	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。																								
P C V	水位 (質量)	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器水位が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサプレッション・プール水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダウンカム取付け部下端位置 (約 5.05m) を用いる。 ・格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合 (大破断 L O C A 発生時)) で約 5.03m 重大事故時におけるドライウエルの水位としては、ドライウエル床面 + 約 1m (ベント開口下端位置) の水位が形成されることの影響を検討する。																								
原子炉建物 (原子炉本体の基礎を含む)	剛性	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	コンクリート温度が 100℃ を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。 なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。																								
		 <table border="1"> <caption>サプレッション・プール水位とSA時の耐震評価に用いる水位</caption> <thead> <tr> <th>水位</th> <th>水量</th> <th>位置</th> <th>事故シナリオ等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約5.05m</td> <td>約4,580m³</td> <td>ダウンカム取付け部下端位置</td> <td>SAの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位^{※1} DBの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位^{※2}</td> </tr> <tr> <td>約5.03m</td> <td>約4,550m³</td> <td>—</td> <td>格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (不確かさケース: 2Pdに到達)</td> </tr> <tr> <td>約4.9m</td> <td>約4,410m³</td> <td>真空破壊弁下端位置 -0.4m</td> <td>格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (ベースケース)</td> </tr> <tr> <td>約4m</td> <td>約3,390m³</td> <td>—</td> <td>格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用する場合</td> </tr> <tr> <td>約3.7m</td> <td>約3,010m³</td> <td>通常運転範囲の上 限値 (H.W.L)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 SA時の耐震評価にてSsと組み合わせるサプレッション・プール水位を約4mから約5.05mに変更 ※2 SA時と同様にDB時の耐震評価に用いるサプレッション・プール水位を約3.7mから約5.05mに変更</p>	水位	水量	位置	事故シナリオ等	約5.05m	約4,580m ³	ダウンカム取付け部下端位置	SAの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位 ^{※1} DBの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位 ^{※2}	約5.03m	約4,550m ³	—	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (不確かさケース: 2Pdに到達)	約4.9m	約4,410m ³	真空破壊弁下端位置 -0.4m	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (ベースケース)	約4m	約3,390m ³	—	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用する場合	約3.7m	約3,010m ³	通常運転範囲の上 限値 (H.W.L)	—	
水位	水量	位置	事故シナリオ等																								
約5.05m	約4,580m ³	ダウンカム取付け部下端位置	SAの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位 ^{※1} DBの耐震評価 (Ss, Sd) に用いる水位 ^{※2}																								
約5.03m	約4,550m ³	—	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (不確かさケース: 2Pdに到達)																								
約4.9m	約4,410m ³	真空破壊弁下端位置 -0.4m	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (ベースケース)																								
約4m	約3,390m ³	—	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用する場合																								
約3.7m	約3,010m ³	通常運転範囲の上 限値 (H.W.L)	—																								
		添付 8.12 図 重大事故時のサプレッション・プール水位と耐震評価に用いる水位との関係																									

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー



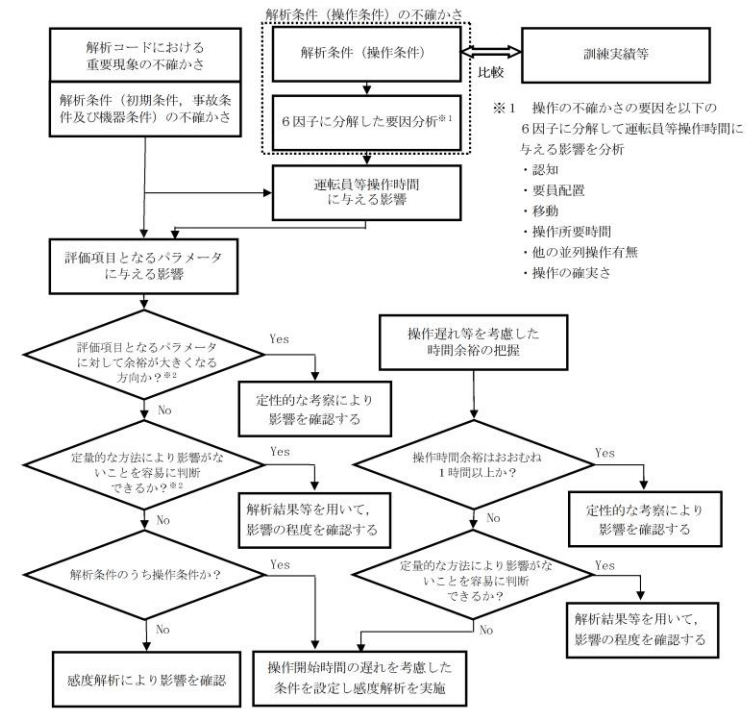
- ※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方
- | 解析コードにおける重要現象の不確かさの場合 | 解析条件(初期条件、事故条件)の不確かさの場合 | 解析条件(操作条件)の不確かさの場合 |
|--|---|---|
| ① 真値が解析結果に含まれるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認 | ① 最悪条件 ^{※3} が解析条件に含まれるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認 | ① 解析上の操作時間の余裕があるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認 |
| ② 真値が解析結果に含まれないもの
⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認 | ② 最悪条件が解析条件に対して正負の値を取るもの
⇒厳しい側において定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認 | ② 解析上の操作時間の余裕がないもの
⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認 |
- ※3 プラントパラメータの最悪条件には実測値(実績値)を、機器の最悪条件には設計値を用いる

解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー



- ※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方
- | 解析コードにおける重要現象の不確かさの場合 | 解析条件(初期条件、事故条件)の不確かさの場合 | 解析条件(操作条件)の不確かさの場合 |
|--|--|---|
| ① 真値が解析結果に含まれるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認 | ① 実績値が解析条件に含まれるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認 | ① 解析上の操作時間の余裕があるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認 |
| ② 真値が解析結果に含まれないもの
⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認 | ② 実績値が解析条件に対して正負の値をとるもの
⇒厳しい側において定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認 | ② 解析上の操作時間の余裕がないもの
⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認 |

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー



- ※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方
- | 解析コードにおける重要現象の不確かさの場合 | 解析条件(初期条件、事故条件)の不確かさの場合 | 解析条件(操作条件)の不確かさの場合 |
|--|---|---|
| ① 真値が解析結果に含まれるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認 | ① 最悪条件 ^{※3} が解析条件に含まれるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認 | ① 解析上の操作時間の余裕があるもの
⇒定性的に影響が無いことを確認 |
| ② 真値が解析結果に含まれないもの
⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認 | ② 最悪条件が解析条件に対して正負の値を取るもの
⇒厳しい側において定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認 | ② 解析上の操作時間の余裕がないもの
⇒定量的に影響を確認又は感度解析にて影響を確認 |
- ※3 プラントパラメータの最悪条件には実測値(実績値)を、機器の最悪条件には設計値を用いる

別紙2

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性: REDY	-
原子炉熱出力	3, 926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7. 07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52. 2×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
主蒸気流量	7. 64×10 ³ t/h	定格主蒸気流量として設定
給水温度	215℃	初期温度 215℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後、200秒程度で57℃まで低下し、その後は57℃一定に設定
燃料及び炉心	9×9燃料 (A型) (単一炉心)	9×9燃料 (A型) と9×9燃料 (B型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
核データ (動的ボイド係数)	サイクル末期の値の1.25倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることから、サイクル末期として設定
核データ (動的ドップラ係数)	サイクル末期の値の0.9倍	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ドライウエル)	7, 350m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いたウエツトウエル内体積の設計値)
格納容器容積 (ウエツトウエル)	空間部: 5, 960m ³ 液相部: 3, 580m ³	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバ・プールの上限値として設定
サブプレッジョン・チェンバ・プールの水温	35℃	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器圧力	5. 2kPa [gage]	復水貯蔵槽水温の実績値を踏まえて保守的に設定
復水貯蔵槽水温	32℃	

初期条件

別紙2

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性: REDY	-
原子炉熱出力	3, 293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6. 93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	約 41. 06×10 ³ t/h (85%)	原子炉定格出力時の下限流量として設定
主蒸気流量	6. 420t/h	定格主蒸気流量として設定
給水温度	約 216℃	初期温度約 216℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失の後、電動駆動給水ポンプ停止時点で約 84℃まで低下
燃料及び炉心	9×9燃料 (A型) 単一炉心	9×9燃料 (A型) と9×9燃料 (B型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
核データ (動的ボイド係数)	平衡サイクル末期の値の1.25倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることから、サイクル末期として設定
核データ (動的ドップラ係数)	平衡サイクル末期の値の0.9倍	
格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m ³	設計値
格納容器体積 (サブプレッジョン・チェンバ)	空間部: 4, 100m ³ 液相部: 3, 300m ³	設計値 (通常運転時のサブプレッジョン・プールの下限値として設定)
サブプレッジョン・プールの水温	32℃	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値

初期条件

別紙2

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性: REDY	-
原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6. 93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35. 6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
主蒸気流量	4. 74×10 ³ t/h	定格主蒸気流量として設定
給水温度	214℃	初期温度 214℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失後 230秒程度で約 55℃まで低下し、その後は55℃一定に設定
燃料及び炉心	9×9燃料 (A型) 及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心	圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため、絶対値の大きい9×9燃料 (A型) 及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期を設定
核データ (動的ボイド係数)	9×9燃料 (A型) 及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期の値	
核データ (動的ドップラ係数)	7, 900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器空間容積 (ドライウエル)	空間部: 4, 700m ³ 液相部: 2, 800m ³	サブプレッジョン・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器空間容積 (サブプレッジョン・チェンバ)	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水温の上限値として設定
サブプレッジョン・プールの水温	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器圧力		

初期条件

備考
 ・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定 評価対象とする炉心の状態 外部電源	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定 サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きくなり、保守的な評価となることを考慮して設定 外部電源がある場合、再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサブプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 原子炉再循環流量制御系	設計値の下限 (最も短い時間) として設定 原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage] × 1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage] × 4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage] × 4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage] × 4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage] × 4個, 380t/h/個 自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧 作動時間: ドライウェル圧力高 (13.7kPa[gage]) 及び原子炉水位低 (レベル1) 到達から 30 秒後	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定 評価対象とする炉心の状態 外部電源	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定 サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きくなり、保守的な評価となることを考慮して設定 外部電源がある場合、再循環ポンプは、事象発生と同時に給復水系及び再循環系ポンプがトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサブプレッション・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定 評価対象とする炉心の状態 外部電源	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定 サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きくなり、保守的な評価となることを考慮して設定 外部電源がある場合、再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサブプレッション・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号 主蒸気隔離弁閉止に要する時間 A.T.W.S.緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	設計上の下限値 (最も短い時間) として設定 A.T.W.S.緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) の設計値として設定
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58MPa[gage] × 2個, 367t/h/個 7.65MPa[gage] × 3個, 370t/h/個 7.72MPa[gage] × 3個, 373t/h/個 7.79MPa[gage] × 4個, 377t/h/個 自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧 作動時間: 格納容器圧力高 (13.7kPa[gage]) 及び原子炉水位低 (レベル1) 到達から 120 秒後	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
電動駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ 	電動駆動給水ポンプの設計値として設定
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル2) 又はドライウエル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動 注水遅れ時間 30 秒 注水流量 182m³/h (8.12~1.03MPa[diff]において) 	<p>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定</p>
高圧炉心注水系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル1.5) 又はドライウエル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動 注水遅れ時間 24 秒 (設計値の 37 秒から非常用デイズェル発電機の起動遅れ 13 秒を除いた値) 注水流量 182~727m³/h (8.12~0.69MPa[diff]において) 	<p>高圧炉心注水系の設計値として設定</p>
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> 注水流量 190L/min ほう酸濃度 13.4wt% 	ほう酸水注入系の設計値として設定
残留熱除去系 (サブプレッジョン・チェンバ・プール水冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (サブプレッジョン・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3 秒	設計値の下限 (最も短い時間) として設定
A.T.W.S緩和设备 (代替再循環系ポンプトリップ機能)	<p>再循環系ポンプが、原子炉圧力高 (7.39MPa[gage] (遅れ時間 0.2 秒)) で 2 台全てがトリップ</p> <p>逃がし弁機能</p> <ul style="list-style-type: none"> 7.37MPa[gage] × 2 個, 354.6t/h (1 個当たり) 7.44MPa[gage] × 4 個, 357.8t/h (1 個当たり) 7.51MPa[gage] × 4 個, 361.1t/h (1 個当たり) 7.58MPa[gage] × 4 個, 364.3t/h (1 個当たり) 7.65MPa[gage] × 4 個, 367.6t/h (1 個当たり) <p>自動減圧系により逃がし安全弁 (自動減圧系) による原子炉急速減圧</p> <p>作動時間: ドライウエル圧力高 (13.7kPa[gage]) 及び原子炉水位異常低下 (レベル1) 到達から、120 秒後</p> <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプが停止した後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ 	<p>再循環系のインターローロックとして設定</p> <p>原子炉圧力が低めに維持される方が、原子炉圧力に依存する高圧炉心スプレイ系の注水流量が大きくなり、原子炉水位が高めに維持されることで、原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、逃がし弁機能を設定</p> <p>逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定</p>
電動駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプが停止した後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ 	電動駆動給水ポンプの設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
電動機駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動機駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動給水ポンプがトリップ 	<p>電動機駆動給水ポンプの設計値として設定</p>
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル2) 信号によって自動起動 注水遅れ時間 30 秒 注水流量 91m³/h (8.21~0.74MPa[diff]において) サブプレッジョン・プール水温 100℃ 到達後は停止 	<p>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定</p>
高圧炉心スプレイ系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル1 H) 又は格納容器圧力高 (13.7kPa [gage]) 信号によって自動起動 注水遅れ時間 17 秒 (設計値の 30 秒から D/G の起動遅れ 13 秒を除いた値) 注水流量 318 ~ 1,050m³/h (8.14~1.38MPa[diff]において) 	<p>高圧炉心スプレイ系の設計値として設定</p>
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> 注水流量 162L/分 ほう酸濃度 13.4wt% 	ほう酸水注入系の設計値として設定
残留熱除去系 (サブプレッジョン・プール水冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 9 MW (サブプレッジョン・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

備考

- 解析条件の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位異常低下 (レベル2) によって自動起動 注水遅れ時間 0 秒 注水流量 $136.7 \text{ m}^3 / \text{h}$ ($7.86 \text{ MPa}[\text{gage}]$) ~ $1.04 \text{ MPa}[\text{gage}]$ において 	<p>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 注水遅れ時間は原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始タイミングが早い方が、原子炉水位が高めに維持されることで原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、0秒を設定</p>
高圧炉心スプレイ系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位異常低下 (レベル2) 又はドライウエール圧力高 ($13.7 \text{ kPa}[\text{gage}]$) によって自動起動 注水遅れ時間 0 秒 注水流量 $145 \text{ m}^3 / \text{h}$ ~ $1,506 \text{ m}^3 / \text{h}$ ($8.30 \text{ MPa}[\text{dif}]$ ~ $0 \text{ MPa}[\text{dif}]$) において 	<p>炉心に冷水が大量に注水され、原子炉水位が高めに維持される方が原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、ポンプ性能評価に基づき大きく大きめの注水流量特性を設定</p>

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
自動減圧系の自動起動阻止操作	自動減圧系の自動起動阻止操作に成功するものとし、自動減圧系は動作しない	原子炉急速減圧による大量の冷水注入による反応度上昇防止を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの30秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を設定
ほう酸水注入系運転操作	原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後に起動	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード) 運転操作	サブプレッション・チェンバ・プールの水温が49℃に到達した後から10分後に起動	サブプレッション・チェンバ・プールの高温警報設定値 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値
重大事故等対策に関連する操作条件		

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> ・注入流量 163L/min ・ほう酸水濃度 13.4wt% 	注入流量はほう酸水注入系の設計値として設定 ほう酸水濃度は単位時間当たり投入される負の反応度が小さくなるよう管理範囲の下限値として設定
残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却系)	熱交換器1基当たり約53MW (サブプレッション・プールの水温 100℃, 海水温度 27.2℃において)	残留熱除去系の設計値として設定
自動減圧系等の起動阻止操作	事象発生 4分後	原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の起動阻止に要する時間を考慮して設定
ほう酸水注入系の起動操作	事象発生 6分後	自動減圧系等の起動阻止操作後に実施するため、自動減圧系等の起動阻止操作が完了する事象発生後の4分後からほう酸水注入系の起動操作に要する時間を考慮して設定
残留熱除去系 (サブプレッション・プールの水冷却系) による格納容器除熱操作	事象発生 17分後	状況の確認及び操作に要する時間を考慮して設定
重大事故等対策に関連する操作条件		

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
自動減圧系の自動起動阻止操作	事象発生 5分後	原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の起動阻止に要する時間を考慮した値
ほう酸水注入系運転操作	事象発生 11.6分後	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値
残留熱除去系 (サブプレッション・プールの水冷却モード (2系統)) 運転操作	事象発生 11.6分後	サブプレッション・プールの水温度高 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値
重大事故等対策に関連する操作条件		

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/5)

項目	主要解析条件・相関式	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	-
初期条件	1.22	設計限界値として設定
BT 判定 (時刻)	44.0kW/m	設計限界値として設定
BT 後の燃料棒表面熱伝達係数	GEXL 相関式	-
リウエット相関式	修正 Dougal1-Rohsenow 式 学会標準における相関式2	-

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (6/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	-
初期条件	1.24	通常運転時の熱的制限値として設定
沸騰遷移の判定	44.0kW/m	通常運転時の熱的制限値として設定
沸騰遷移後の熱伝達相関式	GEXL 相関式	-
リウエット相関式	修正 Dougal1-Rohsenow 式 日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」における相関式2	-

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	-
初期条件	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型), MOX燃料の熱水力特性はほぼ同等であることから, 代表的に9×9燃料 (A型) を設定
BT 判定 (時刻)	1.25	通常運転時 (MOX燃料を装荷したサイクル以降におけるサイクル初期から, サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で2,000MWd/t 手前までの期間) の熱的制限値を設定
BT 後の被覆管表面熱伝達率	44.0kW/m	通常運転時の熱的制限値を設定
リウエット相関式	GEXL 相関式 修正 Dougal1-Rohsenow 式 日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」における相関式2	-

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m ³	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部：5,960m ³ 液相部：3,580m ³	ウエットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッジョン・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12時間以降は45℃、 事象開始 24時間以降は40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

別紙3

主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	1サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m ³	設計値
格納容器体積 (サブプレッジョン・チェンバ)	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³	設計値 (通常運転時のサブプレッジョン・プール水位の下限値に基づき設定)
真空破壊装置	3.45kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プール水位	6.983m (通常運転範囲の下限値)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位の下限値として設定
サブプレッジョン・プール水温	32℃	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度)として設定
外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ペダスタル (ドライウエル部) のプール水	考慮しない	ペダスタル (ドライウエル部) には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の差動を厳しく評価する設定として、ペダスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮しない

別紙3

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ⁴ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器空間体積 (サブプレッジョン・チェンバ)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	サブプレッジョン・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位として設定
サブプレッジョン・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

別紙3

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (零囲気圧力・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) (2 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

主要解析条件 (零囲気圧力・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) (2 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス、低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイス系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定 水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び零囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

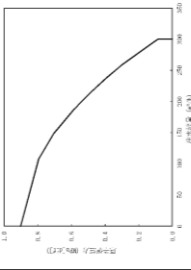
事故条件

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合) (2 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (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) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定 
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	90m ³ /h で注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
代替循環冷却系	循環流量は、全体で約 190m ³ /h とし、原子炉注水へ約 90m ³ /h, 格納容器スプレイへ約 100m ³ /h に流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定

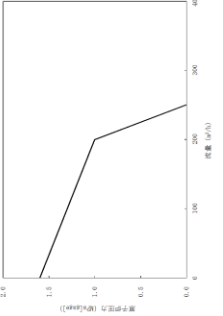
重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (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) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについて保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル3) (信号にて) スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	注水流量: 230m ³ /h (一定)	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	スプレイ流量: 130m ³ /h (一定)	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてベデスタル (ドローウェル部) のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドローウェル部) 水位の確保操作についても考慮しない。
代替循環冷却系	総循環流量: 250m ³ /h ・格納容器スプレイ: 150m ³ /h ・原子炉注水: 100m ³ /h	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
緊急用海水系	熱容量: 約 14MW (サブレーション・プール水温度 100℃, 海水温度 32℃において)	熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
可搬型窒素供給装置	総注入流量: 200m ³ /h ・窒素 198m ³ /h ・酸素 2m ³ /h ガス温度: 30℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度 99vol% を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	最大 250m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定 
残留熱代替除去系	循環流量は、全体で 150m ³ /h とし、原子炉注水へ 30m ³ /h, 格納容器スプレイへ 120m ³ /h に流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量: 約 7MW (サブレーション・プール水温度: 100℃, 海水温度 30℃において)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定
可搬式窒素供給装置	総注入流量: 100Nm ³ /h ・窒素: 99.9Nm ³ /h ・酸素: 0.1Nm ³ /h ガス温度: 35℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度 99.9% を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉水位が破断口高さまで水位回復後, 格納容器温度が約 190℃到達時
	代替原子炉補機冷却系運転操作	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定
	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作	代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮して設定

主要解析条件 (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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	中央制御室における常設代替高圧電源装置, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	緊急用海水系による冷却水 (海水) 確保操作並びに代替循環冷却系による格納容器除熱操作	中央制御室における緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間を考慮して設定
	可搬式窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達時
		格納容器内酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止する観点で設定

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (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しない場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAMP	-
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転時の原子炉水位 (セパレーター下 端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の 保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m ³	ドライウエルの内部体積の設計値 (全容積から内部機器 及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウエットウエルの内部体積の設計値 (内部機器及び構造 物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3,43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チ ェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・チェンバ・プール水 位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバ・プール水 位として設定
サブプレッジョン・チェンバ・プール水 温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバ・プール水 温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

別紙4

主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAMP	-
原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転時の原子炉水位 (セパレータ スカー卜下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	1サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転 期間に対応する燃焼度を設定
格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m ³	設計値
格納容器体積 (サブプレッジョン・チェンバ)	空間部: 4,100m ³ 液相部: 3,300m ³	設計値 (通常運転時のサブプレッジョン・プール水位の下限値に基づき設定)
真空破壊装置作動差圧	3,45kPa (ドライウエル-サブプレ ッジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プール水位	6.983m (通常運転範囲の下限値)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位の下限値として設定
サブプレッジョン・プール水温度	32℃	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温度の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度) として設定
外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ペダスタル (ドライウエル部) のプール水	考慮しない	ペダスタル (ドライウエル部) には通常運転時からプール水が存在するが、格 納容器の熱容量に相当することから、格納容器雰囲気温度の暴動を厳しく評価 する設定として、ペダスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮しない

別紙4

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAMP	-
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、 その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9 ×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇 の観点で厳しかったため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に 包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設 定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内部体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器空間体積 (サブプレッジョン・ チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブプレッジョン・チェンバ内部体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値) を設定
真空破壊装置	3,43kPa (ドライウエル-サブ プレッジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位として設定
サブプレッジョン・プール水温度	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温度の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

別紙4

備考

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有
効性評価比較表に記載

主要解析条件 (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しない場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
	外部電源	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
	水素ガスの発生	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

主要解析条件 (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) (2/4)

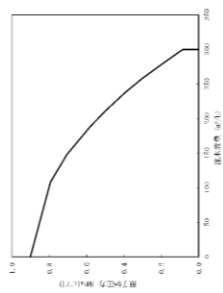
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系、低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイス系の機能喪失を設定
	外部電源	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
	水素の発生	ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定 水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
	外部電源	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
	水素ガスの発生	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

備考
 ・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (零囲気圧力・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しない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.62MPa [gauge] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 50%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設定値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

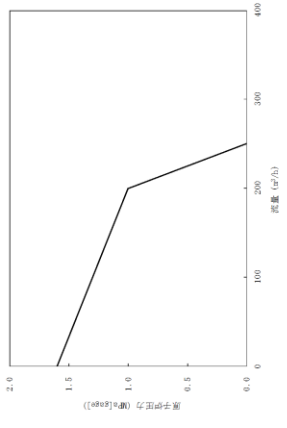
主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用できない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として, 外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず, 原子炉水位低 (レベル3) 信号にてスクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として, 原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず, 事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから, 全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	事象初期の原子炉注水実施時: 230m ³ /h (一定) 原子炉水位 0 到達判断後: 崩壊熱による蒸発を補う注水量 (最大 50m ³ /h) に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	事象初期の原子炉注水実施時: 130m ³ /h (一定) 格納容器圧力制御: 130m ³ /h (一定)	格納容器零囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	サブレンジョン・プール水位の上昇が早くなり, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作までの操作時間余裕の観点で厳しい条件として, 運転手順の流量調整範囲 (102m ³ /h~130m ³ /h) における上限を設定
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.310MPa [gauge] における排出流量 13.4kg/s に対して, 第二弁を全開にて格納容器除熱	格納容器零囲気温度の挙動を厳しく評価するため, 初期条件としてペデスタル (ドライウエル部) のアール水を考慮していないことから, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるペデスタル (ドライウエル部) 水位の確保操作についても考慮しない

重大事故等対策に関連する機器条件

東海第二発電所 (2018.9.18版)

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が原子炉格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	最大 250m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定 
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	120 m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器フィルタバント系	格納容器圧力 427kPa [gauge] における最大排出流量 9.8kg/s に対して, 第一弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器フィルタバント系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

島根原子力発電所 2号炉

備考

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (零囲気圧力・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しない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が約 190℃到達時
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

主要解析条件 (零囲気圧力・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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	原子炉格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始 格納容器圧力が 0.400MPa [gage] 以下となった時点で停止
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	常設代替交流電源設備の起動、受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																											
<p>添付資料-9. ABWRにおける運転状態V (LL)の適切性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>SA施設は、DBを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V (L)、V (L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V (LL)として定義している。ここでは、<u>ABWR</u>において新たに定義した運転状態V (LL)の適切性について示す。</p> <p>(2) <u>ABWR</u>における格納容器除熱評価</p> <p>添付9.1表に<u>格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合)</u>における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付9.1表に示すとおり、事故後長期においても格納容器圧力は炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスによる影響が支配的となる格納容器圧力まで低下可能であるものの、格納容器温度は後述(3)に示す<u>ABWR</u>の格納容器の特性により、海水温度を設計温度である30℃とした場合には、格納容器温度はDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下しない。</p> <p>添付9.1表 <u>格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器圧力・温度の推移</u></p> <table border="1" data-bbox="166 1430 911 1818"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁻²年後(3日後)</th> <th>2×10⁻¹年後(60日後)</th> <th>DB耐震条件(Ss)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約0.36MPa[gage]</td> <td>約0.15MPa[gage]</td> <td rowspan="2">大気圧相当(+14kPa)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約0.36MPa[gage]</td> <td>約0.14MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約128℃</td> <td>約54℃</td> <td>57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約164℃</td> <td>約74℃</td> <td rowspan="3">35℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>約149℃</td> <td>約68℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> <td>約11.4m</td> <td>約10.9m</td> </tr> </tbody> </table> <p>(海水温度は設計温度である30℃を条件とする)</p>	項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(60日後)	DB耐震条件(Ss)	ドライウエル圧力	約0.36MPa[gage]	約0.15MPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)	サブプレッション・チェンバ圧力	約0.36MPa[gage]	約0.14MPa[gage]	ドライウエル温度	約128℃	約54℃	57℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約164℃	約74℃	35℃	サブプレッション・プール水温度	約149℃	約68℃	サブプレッション・プール水位	約11.4m	約10.9m	<p>添付資料-9 東海第二発電所における運転状態V (LL)の適切性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>SA施設は、DBを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V (L)、V (L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V (LL)として定義している。ここでは、<u>東海第二発電所</u>において新たに定義した運転状態V (LL)の適切性について示す。</p> <p>(2) <u>東海第二発電所</u>における格納容器除熱評価</p> <p>添付9-1表に<u>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)</u>における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付9-1表に示す<u>事象発生後2×10⁻¹年(73日後)の格納容器圧力及び温度のとおり、事故後長期においても格納容器圧力及び温度は安定した状態を維持する。</u></p> <p>添付9-1表 <u>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)における格納容器圧力・温度の推移</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1472 1703 1801"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁻²年後(3日後)</th> <th>2×10⁻¹年後(73日後)</th> <th>DB耐震条件(Ss)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約166kPa[gage]</td> <td>約92kPa[gage]</td> <td rowspan="2">大気圧相当(約14kPa)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約63kPa[gage]</td> <td>約4kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約152℃</td> <td>約137℃</td> <td rowspan="3">57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約122℃</td> <td>約109℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバのプール水温度</td> <td>約116℃</td> <td>約102℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバのプール水位</td> <td>約14.8m</td> <td>約13.4m</td> <td>HWL(約7.1m)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(73日後)	DB耐震条件(Ss)	ドライウエル圧力	約166kPa[gage]	約92kPa[gage]	大気圧相当(約14kPa)	サブプレッション・チェンバ圧力	約63kPa[gage]	約4kPa[gage]	ドライウエル温度	約152℃	約137℃	57℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約122℃	約109℃	サブプレッション・チェンバのプール水温度	約116℃	約102℃	サブプレッション・チェンバのプール水位	約14.8m	約13.4m	HWL(約7.1m)	<p>添付資料9 島根原子力発電所2号炉における運転状態V (LL)の適切性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>SA施設は、DBを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V (L)、V (L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V (LL)として定義している。ここでは、<u>島根原子力発電所2号炉</u>において新たに定義した運転状態V (LL)の適切性について示す。</p> <p>(2) <u>島根原子力発電所2号炉</u>における格納容器除熱評価</p> <p>添付9.1表に<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)</u>における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付9.1表に示すとおり、<u>事故後長期においても格納容器圧力は炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスによる影響が支配的となる格納容器圧力まで低下可能であるものの、格納容器温度は後述(3)に示すBWRの格納容器の特性により、海水温度を設計温度である30℃とした場合には、格納容器温度はDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下しない。</u></p> <p>添付9.1表 <u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)における格納容器圧力・温度の推移</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 1457 2496 1829"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁻²年後(約3.5日後)</th> <th>2×10⁻¹年後(約70日後)</th> <th>DB耐震条件(Ss)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約317kPa[gage]</td> <td>約372kPa[gage]</td> <td rowspan="2">大気圧相当(+14kPa)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約308 kPa[gage]</td> <td>約358 kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル気相温度</td> <td>約110℃</td> <td>約48℃</td> <td rowspan="3">57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約131℃</td> <td>約62℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ水温度</td> <td>約127℃</td> <td>約57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ水位</td> <td>約3.9m</td> <td>約3.8m</td> <td>HWL(3.66m)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(海水温度は設計温度である30℃を条件とする)</p>	項目	10 ⁻² 年後(約3.5日後)	2×10 ⁻¹ 年後(約70日後)	DB耐震条件(Ss)	ドライウエル圧力	約317kPa[gage]	約372kPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)	サブプレッション・チェンバ圧力	約308 kPa[gage]	約358 kPa[gage]	ドライウエル気相温度	約110℃	約48℃	57℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約131℃	約62℃	サブプレッション・チェンバ水温度	約127℃	約57℃	サブプレッション・チェンバ水位	約3.9m	約3.8m	HWL(3.66m)	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 設備、運用、解析条件等の違いによる相違</p>
項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(60日後)	DB耐震条件(Ss)																																																																											
ドライウエル圧力	約0.36MPa[gage]	約0.15MPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)																																																																											
サブプレッション・チェンバ圧力	約0.36MPa[gage]	約0.14MPa[gage]																																																																												
ドライウエル温度	約128℃	約54℃	57℃																																																																											
サブプレッション・チェンバ気相温度	約164℃	約74℃	35℃																																																																											
サブプレッション・プール水温度	約149℃	約68℃																																																																												
サブプレッション・プール水位	約11.4m	約10.9m																																																																												
項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(73日後)	DB耐震条件(Ss)																																																																											
ドライウエル圧力	約166kPa[gage]	約92kPa[gage]	大気圧相当(約14kPa)																																																																											
サブプレッション・チェンバ圧力	約63kPa[gage]	約4kPa[gage]																																																																												
ドライウエル温度	約152℃	約137℃	57℃																																																																											
サブプレッション・チェンバ気相温度	約122℃	約109℃																																																																												
サブプレッション・チェンバのプール水温度	約116℃	約102℃																																																																												
サブプレッション・チェンバのプール水位	約14.8m	約13.4m	HWL(約7.1m)																																																																											
項目	10 ⁻² 年後(約3.5日後)	2×10 ⁻¹ 年後(約70日後)	DB耐震条件(Ss)																																																																											
ドライウエル圧力	約317kPa[gage]	約372kPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)																																																																											
サブプレッション・チェンバ圧力	約308 kPa[gage]	約358 kPa[gage]																																																																												
ドライウエル気相温度	約110℃	約48℃	57℃																																																																											
サブプレッション・チェンバ気相温度	約131℃	約62℃																																																																												
サブプレッション・チェンバ水温度	約127℃	約57℃																																																																												
サブプレッション・チェンバ水位	約3.9m	約3.8m	HWL(3.66m)																																																																											

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																				
<p>(3) <u>ABWR</u>の格納容器の特性について</p> <p>(2)において、事故後長期においても<u>ABWR</u>の格納容器温度は通常運転温度まで低下しないことを示したが、これは<u>ABWR</u>の格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較した<u>当社ABWR</u>の格納容器の特性を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>ABWR</u>では格納容器下部ドライウエルに熱の蓄積場所としての<u>サブプレッション・プール</u>が存在しており、その水温はPVCV評価において考慮されている。このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる ・<u>ABWR</u>ではECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源 (<u>復水貯蔵槽</u>)を使用する。これにより通常運転時より<u>サブプレッション・プール水位</u>が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある <p>上記より、<u>ABWR</u>では格納容器の特徴を踏まえ、PWR (伊方3号)とは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認する必要がある。</p> <p>なお、長期安定状態における<u>ABWR</u>とPWR (伊方3号)の格納容器除熱手段は、添付9.2表であり、同等の除熱設備を有している。</p> <p>添付9.2表 長期安定状態における<u>ABWR</u>とPWR (伊方3号)の格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="172 1339 908 1583"> <tr> <td>ABWR (KK6/7)</td> <td>残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)</td> <td>残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却系 (代替原子炉補機冷却系)</td> <td>格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)</td> </tr> <tr> <td>PWR (伊方3)</td> <td>余熱除去系 (余熱除去冷却器)</td> <td>格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)</td> <td>仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却</td> </tr> </table>	ABWR (KK6/7)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却系 (代替原子炉補機冷却系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)	PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)				格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却	<p>(3) BWRの格納容器の特性について</p> <p>(2)において、事故後長期においても格納容器温度は通常運転温度まで低下しないことを示したが、これはBWRの格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較したBWRの格納容器の特性を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BWRでは格納容器底部に熱の蓄積場所としての<u>サブプレッション・プール</u>が存在しており、その水温は格納容器の挙動評価において考慮されている。このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる ・BWRにおいて、ECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源 (<u>代替淡水貯槽</u>)を使用する。これにより通常運転時より<u>サブプレッション・プール水位</u>が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある <p>上記より、<u>東海第二発電所</u>ではその特徴を踏まえ、PWR (伊方3号)とは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認する必要がある。</p> <p>なお、長期安定状態における<u>東海第二発電所</u>とPWR (伊方3号)の格納容器除熱手段は、添付9-2表であり、同等の除熱設備を有している。</p> <p>添付9-2表 長期安定状態における<u>東海第二発電所</u>とPWR (伊方3号)の格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="973 1346 1709 1577"> <tr> <td>東海第二発電所</td> <td>残留熱除去系 (残留熱除去系熱交換器)</td> <td>残留熱除去系 (緊急用海水系) 代替循環冷却系 (緊急用海水系)</td> <td>格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)</td> </tr> <tr> <td>PWR (伊方3)</td> <td>余熱除去系 (余熱除去冷却器)</td> <td>格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)</td> <td>仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却系</td> </tr> </table>	東海第二発電所	残留熱除去系 (残留熱除去系熱交換器)	残留熱除去系 (緊急用海水系) 代替循環冷却系 (緊急用海水系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)	PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)				格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却系	<p>(3) <u>BWR</u>の格納容器の特性について</p> <p>(2)において、事故後長期においても<u>BWR</u>の格納容器温度は通常温度まで低下しないことを示したが、これは<u>BWR</u>の格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較した<u>BWR</u>の格納容器の特性を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>BWR</u>の格納容器には、熱の蓄積場所として<u>サブプレッション・プール</u>が存在しており、その水温はPVCV評価において考慮されている。このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる。 ・<u>BWR</u>ではECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源 (<u>低圧原子炉代替注水槽等</u>)を使用する。これにより通常運転時より<u>サブプレッション・チェンバ水位</u>が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある。 <p>上記より、<u>BWR</u>では格納容器の特徴を踏まえ、PWRとは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件(温度、圧力、水位)による影響を確認する必要がある。</p> <p>なお、長期安定状態における<u>島根原子力発電所2号炉</u>とPWR (伊方3号炉)の格納容器除熱手段は、添付9.2表であり、同等の除熱設備を有している。</p> <p>添付9.2表 長期安定状態におけるBWRとPWR (伊方3号炉)の格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="1745 1325 2496 1560"> <tr> <td>BWR (島根2号炉)</td> <td>残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)</td> <td>残留熱除去系 (原子炉補機代替冷却系) 残留熱代替除去系 (原子炉補機代替冷却系)</td> <td>格納容器フィルタベント系</td> </tr> <tr> <td>PWR (伊方3号炉)</td> <td>余熱除去系 (余熱除去冷却器)</td> <td>格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)</td> <td>仮設格納容器スプレイ再循環 (除熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却</td> </tr> </table>	BWR (島根2号炉)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (原子炉補機代替冷却系) 残留熱代替除去系 (原子炉補機代替冷却系)	格納容器フィルタベント系	PWR (伊方3号炉)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (除熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)				格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ・評価方針の相違 【柏崎6/7】 現実的な格納容器除熱評価については、海水温度を実測値に基づき感度評価を実施し、格納
ABWR (KK6/7)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却系 (代替原子炉補機冷却系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)																																				
PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)																																				
			格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却																																				
東海第二発電所	残留熱除去系 (残留熱除去系熱交換器)	残留熱除去系 (緊急用海水系) 代替循環冷却系 (緊急用海水系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)																																				
PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)																																				
			格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却系																																				
BWR (島根2号炉)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (原子炉補機代替冷却系) 残留熱代替除去系 (原子炉補機代替冷却系)	格納容器フィルタベント系																																				
PWR (伊方3号炉)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (除熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)																																				
			格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却																																				

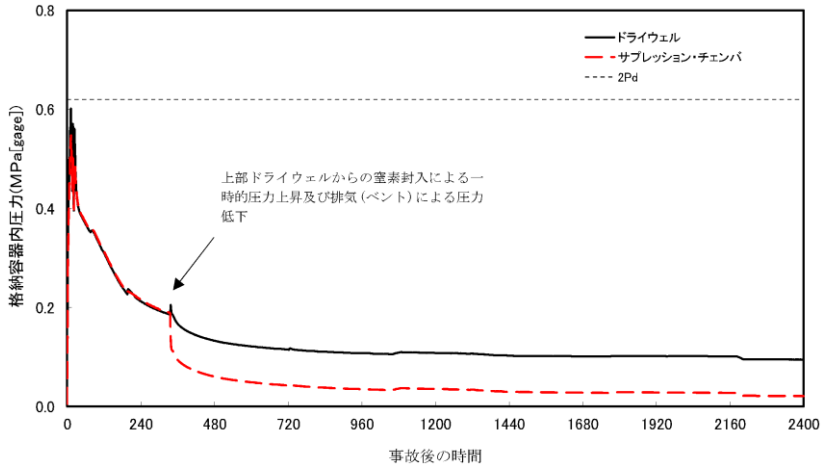
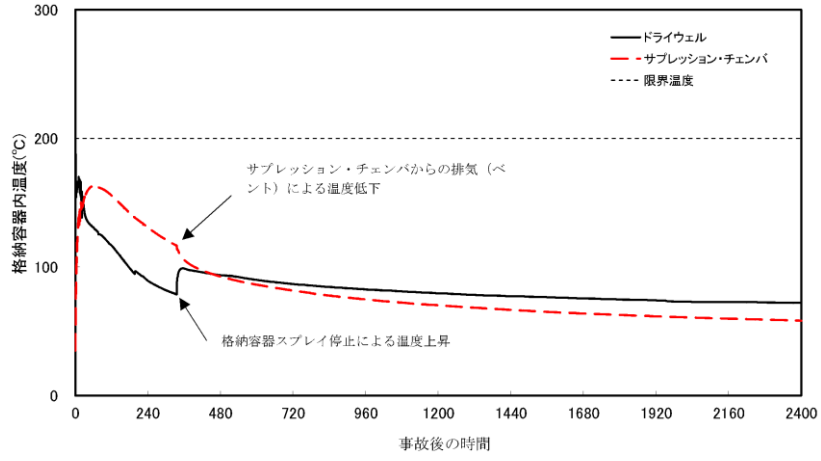
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																														
<p><u>象開始後7日後からRHR1系列による格納容器除熱を追加し、実測値に基づく海水温度を用いた場合には、格納容器温度をDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下させることが可能となる。しかしながら、通常運転時よりサブプレッション・プール水位が高くなることから、安全性確保の観点からこれを荷重条件として考慮し、荷重組合せに運転状態V(LL)の考え方を適用して影響を確認する。</u></p> <p><u>添付9.3表 実測値に基づく海水温度を用いた場合の格納容器圧力・温度の推移</u></p> <table border="1" data-bbox="160 661 902 1031"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 10²年後(3日後)</th> </tr> <tr> <th>海水温度 17℃^{*1}</th> <th>海水温度 3℃^{*1}</th> <th>海水温度 33℃^{*1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約 0.31MPa[gage]</td> <td>約 0.26MPa[gage]</td> <td>約 0.38MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約 0.31MPa[gage]</td> <td>約 0.26MPa[gage]</td> <td>約 0.38MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約 118℃</td> <td>約 106℃</td> <td>約 130℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約 157℃</td> <td>約 150℃</td> <td>約 164℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>約 143℃</td> <td>約 136℃</td> <td>約 151℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> <td>約 11.3m</td> <td>約 11.2m</td> <td>約 11.4m</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="160 1058 902 1444"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 7日後からRHR1系列+代替循環冷却系 2×10¹年後(60日後)</th> </tr> <tr> <th>海水温度 17℃^{*1}</th> <th>海水温度 3℃^{*1}</th> <th>海水温度 33℃^{*1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約 0.12MPa[gage]</td> <td>約 0.11MPa[gage]</td> <td>約 0.13MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約 0.10MPa[gage]</td> <td>約 0.09MPa[gage]</td> <td>約 0.12MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約 30℃</td> <td>約 27℃</td> <td>約 45℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約 40℃^{*2}</td> <td>約 28℃^{*2}</td> <td>約 54℃^{*2}</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>約 30℃</td> <td>約 16℃</td> <td>約 45℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> <td>約 10.6m</td> <td>約 10.9m</td> <td>約 10.6m</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>※1: 海水温度は10年間の観測記録の平均値である約17℃, 最小値である約3℃, 最大値である約33℃を用いて評価している。</u></p> <p><u>※2: 有効性評価ではRHR系によるサブプレッション・チェンバへのスプレイを模擬していないため、サブプレッション・チェンバ気相温度はサブプレッション・プール水温度より低下していないが、現実的な操作では、サブプレッション・チェンバへのスプレイにて、サブプレッション・プール水温度付近まで低下するものと考えられる。</u></p>	項目	格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 10 ² 年後(3日後)			海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}	ドライウエル圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]	サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]	ドライウエル温度	約 118℃	約 106℃	約 130℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約 157℃	約 150℃	約 164℃	サブプレッション・プール水温度	約 143℃	約 136℃	約 151℃	サブプレッション・プール水位	約 11.3m	約 11.2m	約 11.4m	項目	格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 7日後からRHR1系列+代替循環冷却系 2×10 ¹ 年後(60日後)			海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}	ドライウエル圧力	約 0.12MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	約 0.13MPa[gage]	サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.10MPa[gage]	約 0.09MPa[gage]	約 0.12MPa[gage]	ドライウエル温度	約 30℃	約 27℃	約 45℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約 40℃ ^{*2}	約 28℃ ^{*2}	約 54℃ ^{*2}	サブプレッション・プール水温度	約 30℃	約 16℃	約 45℃	サブプレッション・プール水位	約 10.6m	約 10.9m	約 10.6m			<p>容器温度をDB条件相当まで低下させることが可能かどうかを評価したものであり、荷重条件が緩和される評価結果となり、荷重条件への影響はないことから、島根2号炉は記載していない</p>
項目		格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 10 ² 年後(3日後)																																																															
	海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}																																																														
ドライウエル圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]																																																														
サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]																																																														
ドライウエル温度	約 118℃	約 106℃	約 130℃																																																														
サブプレッション・チェンバ気相温度	約 157℃	約 150℃	約 164℃																																																														
サブプレッション・プール水温度	約 143℃	約 136℃	約 151℃																																																														
サブプレッション・プール水位	約 11.3m	約 11.2m	約 11.4m																																																														
項目	格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 7日後からRHR1系列+代替循環冷却系 2×10 ¹ 年後(60日後)																																																																
	海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}																																																														
ドライウエル圧力	約 0.12MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	約 0.13MPa[gage]																																																														
サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.10MPa[gage]	約 0.09MPa[gage]	約 0.12MPa[gage]																																																														
ドライウエル温度	約 30℃	約 27℃	約 45℃																																																														
サブプレッション・チェンバ気相温度	約 40℃ ^{*2}	約 28℃ ^{*2}	約 54℃ ^{*2}																																																														
サブプレッション・プール水温度	約 30℃	約 16℃	約 45℃																																																														
サブプレッション・プール水位	約 10.6m	約 10.9m	約 10.6m																																																														

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) まとめ</p> <p><u>ABWR</u>はその格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認することが適切であると考ええる。</p>	<p>(4)まとめ</p> <p><u>東海第二発電所</u>はその格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認することが適切であると考ええる。</p>	<p>(4) まとめ</p> <p><u>島根原子力発電所2号炉</u>はその格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号炉)とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認することが適切であると考ええる。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料-10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>(1) はじめに 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。</p> <p>ここでは、当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。</p> <p>(2) 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、①格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。</p> <p>① 格納容器過圧・過温破損シナリオ:「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」 ② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ:「<u>過渡事象+ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)</u>」</p> <p>②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等防止対策による原子炉注水は実施しないものとして評価しており、本来は<u>高圧代替注水系又は低圧代替注水系</u>による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。また、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とし、これに①のシナリオ（<u>格納容器過圧・過温破損シナリオ</u>）同様に、SBOが重畳するものとした場合においても、事象発生から70分までに電源復旧及び低圧代替注水系による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーション※1を回避可能である。</p>	<p>添付資料-10 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>(1) はじめに 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」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）シナリオ「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。</p> <p>ここでは、当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。</p> <p>(2) 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、①雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。</p> <p>① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」 ② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ 「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗</u>」</p> <p>②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は<u>高圧代替注水系又は低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。なお、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とした場合においても、事象発生から2時間までに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーションを回避可能である。</p>	<p>添付資料10 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>(1) はじめに 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」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）シナリオ「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。</p> <p>ここでは、当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。</p> <p>(2) 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、①雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。</p> <p>① 格納容器過圧・過温破損シナリオ:「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」 ② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ:「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生</u>」</p> <p>②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しないものとして評価しており、本来は<u>高圧原子炉代替注水系又は低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。また、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とした場合においても、事象発生から60分までに電源復旧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーション※1を回避可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】 リロケーション防止可能な操作開始時間を設定しており，設備，運用の差異により異なる</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																												
<p>また、炉心損傷頻度及び低圧代替注水系による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10.1表に示すとおり保守性を考慮しても10^{-8}/炉年未満となり、荷重の組合せの判断目安を下回る。</p> <p>上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」を選定することが適切である。</p> <p>※1: 内部事象レベル1.5PRAにおいて設定しているIVR失敗確率は、炉心が下部プレナムへ移行した後からの原子炉注水によるIVRに失敗する確率として設定したものを。</p> <p>添付10.1表 R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</p> <table border="1" data-bbox="192 825 881 1119"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>R P V破損の発生頻度</th> <th>地震動の発生確率</th> <th>R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過渡事象+ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)</td> <td>10^{-4}/炉年^{*1} (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)</td> <td>10^{-2}/年^{*2} (弾性設計用地震動 S_d) 又は 5×10^{-4}/年^{*3} (基準地震動 S_s)</td> <td>10^{-8}/炉年未満</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。</p> <p>※2: 事象発生後、低圧代替注水系により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧代替注水系による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧代替注水系運転等の失敗確率を組み合わせで算出。</p> <p>※3: JEAG4601-1984に記載されている地震動の発生確率S_2、S_1の発生確率をS_s、S_dに読み換えた。</p>	事故シーケンス	R P V破損の発生頻度	地震動の発生確率	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度	過渡事象+ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /年 ^{*2} (弾性設計用地震動 S _d) 又は 5×10^{-4} /年 ^{*3} (基準地震動 S _s)	10^{-8} /炉年未満	<p>また、炉心損傷頻度及び低圧代替注水系(常設)による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10-1表に示すとおり10^{-8}/炉年未満となり、荷重の組合せの判断目安を下回る。</p> <p>上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)シナリオ「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を選定することが適切である。</p> <p>添付10-1表 R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</p> <table border="1" data-bbox="1044 825 1614 1119"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>R P V破損の発生頻度</th> <th>地震動の発生確率</th> <th>継続時間</th> <th>R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過渡事象+ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)</td> <td>10^{-4}/炉年^{*1} (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系(常設)の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)</td> <td>10^{-2}/炉年^{*2} (弾性設計用地震動 S_d) 又は 5×10^{-4}/炉年^{*3} (基準地震動 S_s)</td> <td>1年未満^{*4} 又は 20年未満^{*4}</td> <td>10^{-8}/炉年未満</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。東海第二発電所の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。</p> <p>※2: 事象発生後、低圧代替注水系(常設)により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧代替注水系(常設)運転等の失敗確率を組み合わせで算出。</p> <p>※3: JEAG4601-1984に記載されている地震動の発生確率S_2、S_1の発生確率をS_s、S_dに読み替えた。</p> <p>※4: 弾性設計用地震動S_dを考慮する場合、荷重の組合せの対象期間は事象発生1年以降であり、その時点では格納容器圧力・温度は十分低下している。基準地震動S_sを考慮する場合は、荷重の組合せの対象期間は20年以降とさらに長期となる。</p>	事故シーケンス	R P V破損の発生頻度	地震動の発生確率	継続時間	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度	過渡事象+ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系(常設)の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /炉年 ^{*2} (弾性設計用地震動 S _d) 又は 5×10^{-4} /炉年 ^{*3} (基準地震動 S _s)	1年未満 ^{*4} 又は 20年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満	<p>また、炉心損傷頻度及び低圧原子炉代替注水系による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10.1表に示すとおり保守性を考慮しても10^{-8}/炉年未満となり、荷重の組合せの判断目安を下回る。</p> <p>上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は格納容器過圧・過温破損シナリオ「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定することが適切である。</p> <p>※1: 内部事象レベル1.5PRAにおいても、炉心損傷後の原子炉注水によって下部プレナムへのリロケーションを回避可能な事故シーケンスを評価している。</p> <p>添付10.1表 R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</p> <table border="1" data-bbox="1762 825 2481 1119"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>R P V破損の発生頻度</th> <th>地震動の発生確率</th> <th>継続時間</th> <th>R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DC H発生</td> <td>10^{-4}/炉年^{*1} (炉心損傷頻度) × (低圧原子炉代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)</td> <td>10^{-2}/炉年^{*2} (弾性設計用地震動 S_d) 又は 5×10^{-4}/炉年^{*3} (基準地震動 S_s)</td> <td>1年未満^{*4} 又は 20年未満^{*4}</td> <td>10^{-8}/炉年未満</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。島根原子力発電所2号炉の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。</p> <p>※2: 事象発生後、低圧原子炉代替注水系により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧原子炉代替注水系による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧原子炉代替注水系運転等の失敗確率を組み合わせで算出。</p> <p>※3: JEAG4601・補-1984に記載されている地震動の発生確率S_2、S_1の発生確率をS_s、S_dに読み替えた。</p> <p>※4: 弾性設計用地震動S_dを考慮する場合、荷重の組合せの対象期間は事象発生1年以降であり、その時点では格納容器圧力・温度は十分低下している。基準地震動S_sを考慮する場合は、荷重の組合せの対象期間は20年以降とさらに長期となる。</p>	事故シーケンス	R P V破損の発生頻度	地震動の発生確率	継続時間	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DC H発生	10^{-4} /炉年 ^{*1} (炉心損傷頻度) × (低圧原子炉代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /炉年 ^{*2} (弾性設計用地震動 S _d) 又は 5×10^{-4} /炉年 ^{*3} (基準地震動 S _s)	1年未満 ^{*4} 又は 20年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満	<p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、レベル1.5PRAで溶融炉心が下部プレナムへ移行した後のIVRに期待していない</p>
事故シーケンス	R P V破損の発生頻度	地震動の発生確率	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度																												
過渡事象+ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /年 ^{*2} (弾性設計用地震動 S _d) 又は 5×10^{-4} /年 ^{*3} (基準地震動 S _s)	10^{-8} /炉年未満																												
事故シーケンス	R P V破損の発生頻度	地震動の発生確率	継続時間	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度																											
過渡事象+ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系(常設)の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /炉年 ^{*2} (弾性設計用地震動 S _d) 又は 5×10^{-4} /炉年 ^{*3} (基準地震動 S _s)	1年未満 ^{*4} 又は 20年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満																											
事故シーケンス	R P V破損の発生頻度	地震動の発生確率	継続時間	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度																											
過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DC H発生	10^{-4} /炉年 ^{*1} (炉心損傷頻度) × (低圧原子炉代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /炉年 ^{*2} (弾性設計用地震動 S _d) 又は 5×10^{-4} /炉年 ^{*3} (基準地震動 S _s)	1年未満 ^{*4} 又は 20年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満																											

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 荷重条件の保守性について</p> <p>運転状態V (L) , V (LL)に用いる荷重条件は, 本文5. 2. 2(4) a. に示すように格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」の有効性評価結果を用いることとしている。</p> <p>運転状態V (L) に用いる荷重条件は, 本文5. 2. 2(4)b. に示すように格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合) において, 格納容器圧力の上昇の速度が遅く, 格納容器スプレイ流量が抑制できるなど, <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の使用タイミングが遅くなる可能性があることから, 事象発生後以降の最大となる荷重 (有効性評価結果の最高圧力約0. 62MPa・最高温度約168℃) をS dと組み合わせることとしており, 保守性を確保している。なお, この荷重は<u>C UWボトムドレン配管破断シナリオ (約0. 45MPa)</u>及びR P V破損後のシナリオ (約0. 48MPa) の3日後 (10⁻²年後) における荷重を包絡している。</p> <p>運転状態V (LL)に用いる荷重条件は, 本文5. 2. 2(4)b. に示すように除熱能力の観点から格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) を参照している。さらに有効性評価では, 格納容器圧力に対して厳しい条件となるよう, 格納容器漏えい率は考慮しておらず, <u>添付10. 2表に示すとおり運転状態V (LL) のような長期間の圧力・温度挙動では, この格納容器漏えい率の考慮の有無の影響は大きく, 十分な保守性を確保している。</u></p> <p><u>長期的に安定状態を維持するにあたり, 原子炉格納容器が隔離されている又は隔離した場合, 水-放射線分解により発生する可燃性ガスの濃度制御が必要となる。この濃度制御は, 事故後7日以降において, 可燃性ガス濃度制御系の復旧により, 格納容器内の酸素/水素を再結合することにより, 可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能となる。仮に可燃性ガス濃度制御系の復旧に期待できない場合, 原子炉格納容器内の酸素濃度監視により, 酸素濃度が5%に至る前に排気 (ベント) する運用としている。このとき, ベント弁の開度を調整することにより, 徐々に格納容器圧力を低下させ, かつ, 原子炉格納容器が負圧となることを防止するための措置として, 窒素注入を継続し, 長期的な安定状態を維持する。この長期解析について, 格納容器圧力及び格納容器温度の推移について, 添付10. 1図及び添付10. 2図に示す。2×10⁻¹年後 (60日後) の運転状態V (LL)に用いる荷重条件と排気 (ベント) した場合の格納容器圧力・温度の比較においては, 添付10. 3表に示すとおり, 運転状態V (LL)に用いる荷重</u></p>		<p>(3) 荷重条件の保守性について</p> <p>運転状態V (L), V (LL) に用いる荷重条件は, 本文 5. 2. 2(4)a. に示すように格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>冷却材喪失 (大破断LOCA) +ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」の有効性評価結果を用いることとしている。</p> <p>運転状態V (L) に用いる荷重条件は, 本文 5. 2. 2(4)b. に示すように格納容器過圧・過温破損 (<u>残留熱代替除去系を使用しない場合</u>) において, 格納容器圧力の上昇の速度が遅く, 格納容器スプレイ流量が抑制できるなど, <u>格納容器フィルタベント系</u>の使用タイミングが遅くなる可能性があることから, 事象発生後以降の最大となる荷重 (有効性評価結果の最高圧力約 659kPa, 最高温度 181℃) をS dと組み合わせることとしており, 保守性を確保している。なお, この荷重はR P V破損後のシナリオ (<u>約 362kPa</u>) の10⁻² 年後 (約 3. 5 日後) における荷重を包絡している。</p> <p>運転状態V (LL) に用いる荷重条件は, 本文 5. 2. 2(4)b. に示すように除熱能力の観点から格納容器過圧・過温破損 (<u>残留熱代替除去系を使用する場合</u>) を参照している。さらに有効性評価では, 格納容器圧力に対して厳しい条件となるよう, 格納容器漏えい率は考慮しておらず, 運転状態V (LL) のような長期間の圧力・温度挙動では, この格納容器漏えい率の考慮の有無の影響は大きく, 十分な保守性を確保している。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 設備, 運用, 解析条件等の違いによる相違</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 有効性評価のベースケースにおいて窒素を注入する解析としているため, 記載していない</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="154 210 920 420">条件は上述の運用を考慮した場合においても、十分な保守性を確保している。なお、格納容器温度については、代替循環冷却系〔排気（ベント）した場合〕はドライウエル温度が約78℃と、僅かながら排気（ベント）しない場合に比べて高いことから、この増分を荷重条件の保守性として見込むこととする。</p>  <p data-bbox="154 928 920 961">添付10.1図 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける長期解析</p> <p data-bbox="430 972 647 1003">格納容器圧力推移</p> <p data-bbox="192 1014 905 1045">(代替循環冷却系を使用する場合〔排気（ベント）した場合〕)</p>  <p data-bbox="154 1558 920 1591">添付10.2図 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける長期解析</p> <p data-bbox="430 1602 647 1633">格納容器温度推移</p> <p data-bbox="192 1644 905 1675">(代替循環冷却系を使用する場合〔排気（ベント）した場合〕)</p>			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考									
添付10.2表 格納容器からの漏洩の有無による格納容器圧力・温度												
<u>の差異</u>												
<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]</td> <td style="text-align: center;">格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (2×10^{-1}年後)</td> <td style="text-align: center;">約 0.15MPa[gage]</td> <td style="text-align: center;">約 0.05MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度 (2×10^{-1}年後)</td> <td style="text-align: center;">約 74℃^{*1}</td> <td style="text-align: center;">約 72℃^{*1}</td> </tr> </table>		格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]	格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.05MPa[gage]	格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 72℃ ^{*1}			
	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]										
格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.05MPa[gage]										
格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 72℃ ^{*1}										
※1：サブプレッション・チェンバの温度												
添付10.3 表 運転状態V(LL)に用いる荷重条件と												
排気(ベント)した場合の格納容器圧力・温度の差異												
<table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">2×10^{-1}年後 (60日後)</td> <td style="text-align: center;">2×10^{-1}年後 (60日後) [排気(ベント)した場合]</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (2×10^{-1}年後)</td> <td style="text-align: center;">約 0.15MPa[gage]</td> <td style="text-align: center;">約 0.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度 (2×10^{-1}年後)</td> <td style="text-align: center;">約 74℃^{*1}</td> <td style="text-align: center;">約 78℃^{*2}</td> </tr> </table>		2×10^{-1} 年後 (60日後)	2×10^{-1} 年後 (60日後) [排気(ベント)した場合]	格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 78℃ ^{*2}			
	2×10^{-1} 年後 (60日後)	2×10^{-1} 年後 (60日後) [排気(ベント)した場合]										
格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]										
格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 78℃ ^{*2}										
※1：サブプレッション・チェンバの温度												
※2：ドライウェルの温度												
<p>(4) まとめ</p> <p>上記(2), (3)より「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOC A+ECCS機能喪失+SBO</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定することは適切であり、また、その荷重条件については保守性が確保されている。</p>		<p>(4) まとめ</p> <p>上記(2), (3)より「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定することは適切であり、また、その荷重条件については保守性が確保されている。</p>										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] <u>鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</u></p> <p>[参考7] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</p> <p>[参考8] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考9] 重大事故等時の長期安定冷却手段について</p>	<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第 39 条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第 4 条及び解釈 7</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考7] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考8] 重大事故等発生後の長期安定冷却手段について</p>	<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第 4 条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第 4 条解釈の別記 2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] J E A G 4 6 0 1 (抜粋)</p> <p>[参考6] <u>原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</u></p> <p>[参考7] <u>DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</u></p> <p>[参考8] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考9] 重大事故等時の長期安定冷却手段について</p>	<p>・構造・仕様の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>柏崎 6/7: 鉄筋コンクリート製, 島根 2号炉: 鋼製</p>