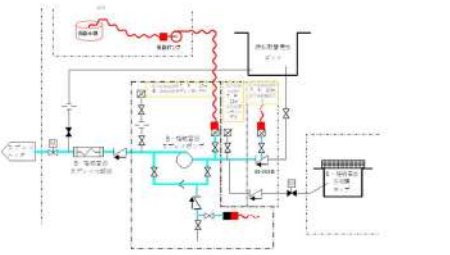
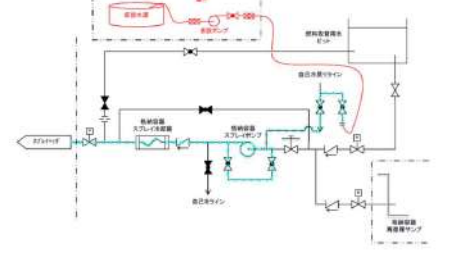


女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
		<p>水が流れているものの、鉛マット等による遮蔽やポンプ内の汚染水を非汚染水で押し流す等の対策を行い、作業員の交替を前提とすれば、既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環も可能である。</p> <p>炉心損傷に至っている場合であっても、格納容器スプレイ再循環が成功している場合には、長期的な格納容器圧力低減ができていく(上表③の状態)。</p> <p>炉心損傷に至らない事象のうち、格納容器再循環サンプ隔離弁を開として ECCS 再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状態で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、速やかな復旧が見込めない場合には、<u>格納容器再循環サンプ隔離弁(余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁、安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁の双方)</u>を閉とし、原子炉格納容器隔離をする。</p> <p>炉心損傷に至る事象においても、格納容器再循環サンプ隔離弁を開として ECCS 再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状態で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、速やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプ隔離弁を閉とし、原子炉格納容器隔離をする。</p> <p><u>ここで、格納容器スプレイ再循環運転失敗時に、炉心損傷が発生しており再循環サンプ隔離弁下流に汚染水が存在している可能性を検討する。</u></p> <p><u>炉心損傷後は再循環サンプ隔離弁のうち余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁は閉止する運用なので、再循環サンプ隔離弁下流に汚染水が存在するケースは、格納容器スプレイ再循環失敗の事故シーケンスのうち、隔離弁(安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁)開失敗以外の原因によるものである。</u></p> <p><u>このため、レベル 1.5PRA の格納容器破損頻度(CFF)を用いて、LOCA 発生時の格納容器スプレイ再循環失敗の事故シーケンスを対象として、隔離弁開失敗以外の原因による CFF を算定した。</u></p> <p>その結果、CFF は約 2.1×10^{-8}/炉年であり十分小さく、全 CFF に対する割合としても 0.01% 未満であることから、荷重の継続時間を設定するに当たって考慮する対策としては無視できる。</p> <p>運転継続失敗等により再循環失敗が発生する頻度は低いものの、再循環失敗等が発生した場合においても、汚染範囲が広がることを抑制し、原子炉格納容器の圧力低減方策を実施できるように、再循環失敗に至る状況になることを回避するための対応、また、再循環失敗に至った場合の対応について、以下のとおり検討した。</p>	<p>非汚染水で押し流す等の対策を行い、作業員の交替を前提とすれば、既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環も可能である。</p> <p>炉心損傷に至っている場合であっても、格納容器スプレイ再循環が成功している場合には、長期的な格納容器圧力低減ができていく(上表③の状態)。</p> <p>炉心損傷に至らない事象のうち、格納容器再循環サンプ隔離弁を開として ECCS 再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状態で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、速やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプ隔離弁を閉とし、原子炉格納容器隔離をする。</p> <p>炉心損傷に至る事象においても、格納容器再循環サンプ隔離弁を開として ECCS 再循環又は格納容器スプレイ再循環を行っている状態で、ポンプの運転継続失敗等が発生し、速やかな復旧が見込めない場合には、格納容器再循環サンプ隔離弁を閉とし、原子炉格納容器隔離をする。</p> <p><u>なお、格納容器スプレイ再循環運転失敗時に、炉心損傷が発生しており再循環サンプ隔離弁下流に汚染水が存在している可能性を検討するため、レベル 1.5PRA の格納容器破損頻度(CFF)を用いて、LOCA 発生時の格納容器スプレイ再循環失敗の事故シーケンスを対象として、隔離弁開失敗以外の原因による CFF を算定した。</u></p> <p>その結果、CFF は約 4.2×10^{-8}/炉年であり十分小さく、全 CFF に対する割合としても 0.02% 程度であることから、荷重の継続時間を設定するに当たって考慮する対策としては無視できる。</p> <p>運転継続失敗等により再循環失敗が発生する頻度は低いものの、再循環失敗等が発生した場合においても、汚染範囲が広がることを抑制し、原子炉格納容器の圧力低減方策を実施できるように、再循環失敗に至る状況になることを回避するための対応、また、再循環失敗に至った場合の対応について、以下のとおり検討した。</p>	<p>相違理由</p> <p>・個別評価結果の相違 【玄海3/4】</p>

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
		<p>a. 再循環中における運転継続失敗等による再循環失敗を回避するための対応</p> <p>安定状態に到達した以降であれば、プラント状態により再循環を行っている1系統を待機状態とし、同時にすべての系統の運転継続失敗等による再循環失敗を回避する。</p> <p>また、運転待機中の系統については、仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築及び作業環境の線量低減のための対応準備を行う(「②仮設スプレイ再循環系統の構築」参照)ことにより、再循環失敗による長期間の格納容器スプレイ停止のリスクを低減する。</p> <p>b. 炉心損傷後に運転継続失敗等による再循環失敗に至った場合の対応</p> <p>炉心損傷後に運転継続失敗等による再循環失敗に至った場合には、現場における復旧作業が、被ばくの観点から困難になると考えられるが、現場における作業環境、復旧作業の状況に応じて可能な対応をとる。例えば、既設の格納容器スプレイ系統又は余熱除去系統のフラッシングを実施し、作業環境の線量低減を図った上で、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替や補修等により、格納容器スプレイ再循環系統の復旧を実施する等が考えられる。格納容器スプレイ系統のフラッシングの系統構成について、具体的なイメージ図を以下に示す。現場における作業環境に応じて、格納容器スプレイポンプの自己冷却ライン等にフラッシング用のラインを接続し、フラッシングすることにより、系統の復旧を実施することが考えられる。</p> <p>また、運転継続失敗等による再循環失敗の原因が電源等のサポート設備によるものであれば、その設備の復旧を行うことで再循環の継続が可能である。サポート設備の復旧に当たっては、汚染水が存在する系統から離れており、高線量下が予想される環境での作業ではないため、速やかに実施できると考える。</p>  <p>※ 汚染範囲に応じて、フランジ部・弁等からのフラッシング箇所を決定する。</p>	<p>a. 再循環中における運転継続失敗等による再循環失敗を回避するための対応</p> <p>安定状態に到達した以降であれば、プラント状態により再循環を行っている1系統を待機状態とし、同時にすべての系統の運転継続失敗等による再循環失敗を回避する。</p> <p>また、運転待機中の系統については、仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築及び作業環境の線量低減のための対応準備を行う(「②仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築」参照)ことにより、再循環失敗による長期間の格納容器スプレイ停止のリスクを低減する。</p> <p>b. 炉心損傷後に運転継続失敗等による再循環失敗に至った場合の対応</p> <p>炉心損傷後に運転継続失敗等による再循環失敗に至った場合には、現場における復旧作業が、被ばくの観点から困難になると考えられるが、現場における作業環境、復旧作業の状況に応じて可能な対応をとる。例えば、既設の格納容器スプレイ系統又は余熱除去系統のフラッシングを実施し、作業環境の線量低減を図った上で、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替や補修等により、格納容器スプレイ再循環系統の復旧を実施する等が考えられる。格納容器スプレイ系統のフラッシングの系統構成について、具体的なイメージ図を以下に示す。現場における作業環境に応じて、格納容器スプレイポンプの自己冷却ライン等にフラッシング用のラインを接続し、フラッシングすることにより、系統の復旧を実施することが考えられる。</p> <p>また、運転継続失敗等による再循環失敗の原因が電源などのサポート設備によるものであれば、その設備の復旧を行うことで再循環の継続が可能である。サポート設備の復旧に当たっては、汚染水が存在する系統から離れており、高線量下が予想される環境での作業ではないため、速やかに実施できると考える。</p>  <p>※ 汚染範囲に応じて、フランジ部・弁等からのフラッシング箇所を決定する。</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>1. 可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱 (実現可能性) 重大事故等時において、原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修によるサブプレッションプール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型原子炉格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱を構築する。</p> <p>可搬型原子炉格納容器除熱系は、残留熱除去系配管から可搬ホース及び可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッションチェンバのプール水を供給し、そこで除熱した水を残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成であり、可搬設備を運搬、設置する等の作業があるが、長納期品(可搬ポンプ、可搬熱交換器及び可搬ホース)については事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度でシステムを構築することが可能であると考えられる。</p> <p>可搬型原子炉格納容器除熱系は、残留熱除去系(A)又は(B)へ接続可能な設計とする。可搬ポンプの吸込箇所は、残留熱除去系ポンプの吸込配管にある「RHR A系FPC吸込連絡弁」又は「RHR B系FPC吸込連絡弁」とし、可搬ホースで接続する構成とする。可搬ポンプの吐出については、可搬ホースを用いて原子炉建屋原子炉棟内に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「RHR A系LPCI注水ライン洗浄止め弁」又は「RHR B系LPCI注水ライン洗浄止め弁」と可搬ホースで接続する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水するシステムを構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水ポンプ(タイプI)又は大容量送水ポンプ(タイプII)により海水を通水可能な構成とする。</p> <p>本システムに関する系統概要図を図1及び図2、本システムに関する系統構築に必要な作業と期間を表2に示す。</p>	<p>1. 可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱 <実現可能性> 重大事故等時において、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系の補修によるサブプレッション・プール水冷却モードの復旧を実施する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱を構築する。</p> <p>可搬型格納容器除熱系は、高圧炉心スプレイ系(以下、HPCSという)配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッション・チェンバのプール水を供給し、そこで除熱した水を低圧原子炉代替注水系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成であり、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品については事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度でシステムを構築することが可能であると考えられる。</p> <p>可搬型格納容器除熱系について、可搬ポンプの吸込み箇所は、HPCSポンプの吸込配管にある「HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁」とし、耐熱ホースで接続する構成とする。可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建物大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配管にある「FLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水するシステムを構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大型送水ポンプ車により海水を通水できる構成とする。</p>	<p>2. 仮設格納容器スプレイ再循環システムの構築 <実現可能性> 重大事故発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環システムの復旧を実施する。</p> <p>また、並行して仮設機器による格納容器スプレイ再循環システムを構築する。<u>その場合サイト外からの人的・物的支援等を考慮すれば、余熱除去冷却器を通して代替格納容器スプレイポンプに供給する仮設ラインを設置し、1ヶ月程度で仮設格納容器スプレイ再循環システムを構築することが可能であると考えられる。</u></p> <p>なお、長納期品については事前に準備しておく。</p> <p>また、仮設システムの構築に当たっては極力既設設備を活用することとするが、信頼性の観点からは恒設システムに劣ることから、仮設格納容器スプレイ再循環システムの構築に当たっては、格納容器再循環サンプから代替格納容器スプレイポンプまでのラインの多重化(格納容器再循環サンプも含め)を行うとともに、<u>代替格納容器スプレイポンプのバックアップとして仮設代替格納容器スプレイポンプを準備する。</u></p> <p>更に仮設ポンプのバックアップとして仮設ポンプ(予備)を準備し、信頼性を高める。仮設システムのイメージを以下に示す。</p>	<p>② 仮設格納容器スプレイ再循環システムの構築 <実現可能性> 重大事故等発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレイポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレイ再循環システムの復旧を実施する。</p> <p>また、並行して仮設格納容器スプレイ再循環システムを構築するが、構築に当たってはB余熱除去冷却器、A格納容器スプレイ冷却器又はB格納容器スプレイ冷却器のいずれか、または仮設クーラを使用したシステム構成を行う。<u>仮設ラインを構築する場合は、サイト外からの人的・物的支援などを考慮すれば、1ヶ月程度で仮設格納容器スプレイ再循環システムを構築することが可能であると考えられる。</u></p> <p>なお、長納期品については事前に準備しておく。</p> <p>また、仮設システムの構築に当たっては極力既設設備を活用することとするが、信頼性の観点からは恒設システムに劣ることから、仮設格納容器スプレイ再循環システムの構築に当たっては、格納容器再循環サンプから既設配管までのラインの多重化(格納容器再循環サンプも含め)を行う。</p> <p>更に仮設ポンプのバックアップとして仮設ポンプ(予備)を準備し、信頼性を高める。仮設システムのイメージを以下に示す。</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
				<p>相違理由</p>
<p>図1 可搬型原子炉格納容器除熱系の系統概要図 (残留熱除去系 (A) への接続の場合)</p>	<p>参考1図 可搬型格納容器除熱系の系統概略図</p>	<p>系統構築に係る作業及び所要期間（概略）を以下に示す。</p>	<p>系統構築に係る作業及び所要期間（概略）を以下に示す。</p>	
<p>図2 可搬型原子炉格納容器除熱系の系統概要図 (残留熱除去系 (B) への接続の場合)</p>				

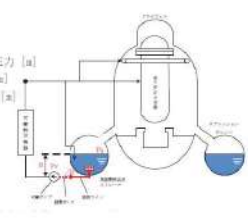
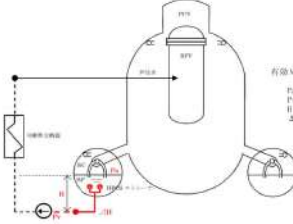
39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																						
<p>表2 可搬型原子炉格納容器除熱系構築に必要な作業</p> <table border="1" data-bbox="73 199 539 311"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ機込ラインの仕切弁と残留熱除去系浄水ラインの仕切弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付</td> <td>これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えられている。</td> </tr> <tr> <td>仮設ポンプ準備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器準備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(効果) 「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)」において事象発生後約1ヵ月まで原子炉格納容器ベントによる除熱を行った後、可搬型原子炉格納容器除熱系による除熱を実施する場合の原子炉格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型原子炉格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を除去可能である□m³/hとし、原子炉格納容器ベントを停止するとともに、原子炉格納容器の負圧破損防止のため可搬型窒素ガス供給設備により窒素ガスを220m³/h注入する。 図3~5に原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度及びサブプレッションプール水温の推移を示す。図4及び図5に示すとおり、原子炉格納容器気相部温度及びサブプレッションプール水温を低減させることができる。 なお、本評価のように原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器圧力が低下している状態では、原子炉格納容器ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは排出され、原子炉格納容器内は保圧解熱により発生する蒸気で満たされる状態になる。こうした状況において除熱系(可搬型原子炉格納容器除熱系)の運転を開始する場合、サブプレッションチェンバのプール水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い原子炉格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって可搬型原子炉格納容器除熱系の運転を開始する際には、原子炉格納容器ベントを停止し、可搬型窒素ガス供給装置より窒素ガスを注入し、原子炉格納容器圧力が負圧とならないよう制御する運用とする。</p>	作業	所要期間	残留熱除去系ポンプ機込ラインの仕切弁と残留熱除去系浄水ラインの仕切弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えられている。	仮設ポンプ準備		可搬熱交換器準備		通水試験等		<p>参考2表 可搬型格納容器除熱系構築に必要な作業</p> <table border="1" data-bbox="539 199 1016 335"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPC Sポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取外し、耐熱ホース取付</td> <td>これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えられている。</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ準備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器準備</td> <td></td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p><効果> 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において事象発生後約1ヵ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る□m³/hとし、格納容器フィルタベント系は微開(流路面積3%開)とするとともに可搬式窒素供給装置により窒素ガスを100m³/h注入する。</p> <p>参考2~4図に格納容器圧力、格納容器気相部温度、サブプレッション・チェンバ水温の推移を示す。参考3図及び参考4図に示すとおり、格納容器気相部温度、サブプレッション・チェンバ水温を低減させることができる。 なお、本評価のように、格納容器フィルタベント系により格納容器圧力が低下している状態では、格納容器ベント実施時に原子炉格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、原子炉格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされる状態となる。こうした状況において除熱系(可搬型格納容器除熱系)の運転を開始する場合、サブプレッション・チェンバ水温が100℃を下回ると、飽和蒸気圧に従い格納容器圧力は負圧となる可能性がある。よって、可搬型格納容器除熱系の運転を開始する際には、格納容器フィルタベント系は微開としたうえで、可搬式窒素供給装置より窒素ガスを注入し、格納容器圧力が負圧とならないよう制御する運用とする。</p>	作業	所要期間	HPC Sポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えられている。	可搬ポンプ準備		可搬熱交換器準備		通水試験等		<p>仮設格納容器スプレイ再循環系統構築に必要な作業と所要期間(概略)</p> <table border="1" data-bbox="1016 199 1494 335"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器再循環サンプ出口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ入口逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付</td> <td>1週間^{※1}</td> </tr> <tr> <td>仮設ポンプ、仮設クーラー準備</td> <td>1週間^{※2}</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> <td>漏えい不具合発生時の対応を含め1週間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 運搬に要する期間は除く ※2 併行して作業可能</p> <p>↓</p> <p>上記のとおり、1ヵ月程度で仮設格納容器スプレイ再循環機能を構築することが可能である。</p> <p><効果> 格納容器過圧破損事象において事象発生後約1ヵ月まで格納容器内自然対流冷却を行った後に格納容器スプレイ再循環を実施した場合の格納容器圧力を評価した(ここで再循環流量は代替格納容器スプレイポンプの流量(140m³/h)とした)。 下図に示すとおり、格納容器スプレイ再循環開始後7日程度で圧力を大気圧近傍(約0.079MPa[gage])まで低減することができる。</p>	作業	所要期間	格納容器再循環サンプ出口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ入口逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	1週間 ^{※1}	仮設ポンプ、仮設クーラー準備	1週間 ^{※2}	通水試験等	漏えい不具合発生時の対応を含め1週間	<p>仮設格納容器スプレイ再循環系統構築に必要な作業と所要期間(概略)</p> <table border="1" data-bbox="1494 199 1968 335"> <thead> <tr> <th>作業</th> <th>所要期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器再循環サンプ出口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ入口逆止弁の上蓋等取外し、仮設逆止弁取付及び耐熱ホース取付</td> <td>4週間^{※1}</td> </tr> <tr> <td>仮設ポンプ準備等</td> <td>1週間^{※2}</td> </tr> <tr> <td>仮設クーラー設備</td> <td>4週間^{※2}</td> </tr> <tr> <td>通水試験等</td> <td>漏えい不具合発生時の対応を含め1週間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 耐熱ホース等の一般汎用品の調達時間を含む ※2 並行して作業可能</p> <p>↓</p> <p>上記のとおり、1ヵ月程度で仮設格納容器スプレイ再循環機能を構築することが可能である。</p> <p><効果> 格納容器過圧破損事象において事象発生後約1ヵ月まで格納容器自然対流冷却を行った後に格納容器スプレイ再循環を実施した場合の格納容器圧力を評価した(ここで再循環流量は常設電動注入ポンプの流量(140m³/h)とした)。 下図に示すとおり、格納容器スプレイ再循環開始後7日程度で圧力を大気圧近傍(約0.077MPa[gage])、すなわち通常運転状態程度まで低減することができる。</p>	作業	所要期間	格納容器再循環サンプ出口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ入口逆止弁の上蓋等取外し、仮設逆止弁取付及び耐熱ホース取付	4週間 ^{※1}	仮設ポンプ準備等	1週間 ^{※2}	仮設クーラー設備	4週間 ^{※2}	通水試験等	漏えい不具合発生時の対応を含め1週間	<p>・個別評価結果の相違 【玄海3/4】</p>
作業	所要期間																																									
残留熱除去系ポンプ機込ラインの仕切弁と残留熱除去系浄水ラインの仕切弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えられている。																																									
仮設ポンプ準備																																										
可搬熱交換器準備																																										
通水試験等																																										
作業	所要期間																																									
HPC Sポンプ吸込みラインの逆止弁と低圧原子炉代替注水系注水ラインの逆止弁の上蓋取外し、耐熱ホース取付	これらの作業は、1ヵ月程度で準備可能と考えられている。																																									
可搬ポンプ準備																																										
可搬熱交換器準備																																										
通水試験等																																										
作業	所要期間																																									
格納容器再循環サンプ出口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ入口逆止弁の上蓋等取外し、耐熱ホース取付	1週間 ^{※1}																																									
仮設ポンプ、仮設クーラー準備	1週間 ^{※2}																																									
通水試験等	漏えい不具合発生時の対応を含め1週間																																									
作業	所要期間																																									
格納容器再循環サンプ出口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ入口逆止弁の上蓋等取外し、仮設逆止弁取付及び耐熱ホース取付	4週間 ^{※1}																																									
仮設ポンプ準備等	1週間 ^{※2}																																									
仮設クーラー設備	4週間 ^{※2}																																									
通水試験等	漏えい不具合発生時の対応を含め1週間																																									

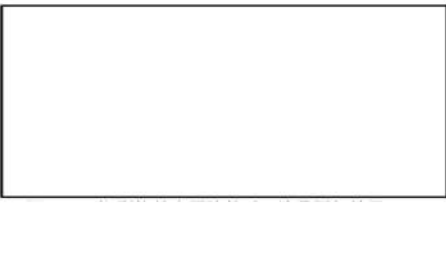

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>図3 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>参考2図 格納容器圧力の推移</p>	<p>図5 サプレッションプール水温の推移<系統成立性評価></p>	<p>参考4図 サプレッション・チェンバ水温の推移<系統成立性評価></p>	<p>・個別評価結果の相違 【玄海3/4】</p>
<p>図4 原子炉格納容器温度の推移</p>	<p>参考3図 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>参考4図 サプレッション・チェンバ水温の推移<系統成立性評価></p>	<p>参考4図 サプレッション・チェンバ水温の推移<系統成立性評価></p>	
<p>可搬型原子炉格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約5MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効</p>	<p>可搬型格納容器除熱系は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できる設計とし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては「①可搬ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建物地下2階に設置する可搬ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効</p>			

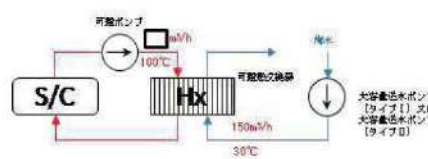
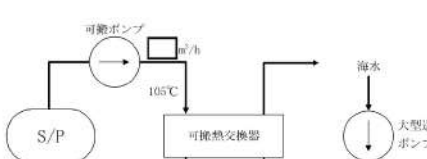
39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>NPSH を満足することを確認する。 次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約5 MW)を除熱可能なことを確認し、系統成立性を示す。</p> <p>① ポンプのNPSH 評価 ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH≧必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSH と必要NPSH を比較するNPSH 評価によりポンプの成立性を確認する。</p> <p>本評価では図6の系統構成を想定し、原子炉格納容器内圧力(サブプレッションチェンバ)、サブプレッションチェンバのブル水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管(残留熱除去系常設配管及び可搬ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSH を比較することで評価する。</p> <p>有効NPSH の評価式は以下のとおりであり、評価結果は表3に示すとおり、ポンプのNPSH 評価は成立する。</p> <div style="text-align: center;"> <p>有効NPSH = P₀ - P_v + H - ΔH</p>  <p> P₀ : 本源気排部の圧力 [m] P_v : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m] H : 静水頭(本源水位～ポンプ) [m] ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m] </p> </div> <p>図6 可搬型原子炉格納容器除熱系のNPSH評価</p>	<p>効NPSHを満足することを確認する。 次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価し、その流量で可搬熱交換器による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p> <p>① ポンプのNPSH評価 ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH≧必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSH と必要NPSH を比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。</p> <p>本評価では参考5図の系統構成を想定し、格納容器内圧力(S/C)、サブプレッション・チェンバのブル水位と可搬ポンプ吸込口レベル間の水頭差、吸込配管(HPCS常設配管及び耐熱ホース)圧力損失により求められる有効NPSHと、可搬ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。</p> <p>有効NPSHの評価式は以下のとおりであり、評価結果は参考3表に示すとおり、ポンプのNPSH評価は成立する。</p> <div style="text-align: center;"> <p>有効NPSH = P₀ - P_v + H - ΔH</p>  <p> P₀ : 本源気排部の圧力 [m] P_v : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m] H : 静水頭(本源水位～ポンプ) [m] ΔH : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m] </p> </div> <p>参考5図 可搬型格納容器除熱系のNPSH評価</p>			

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																
<p>表3 NPSH評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">水頭差</th> <th rowspan="2">設定根拠</th> </tr> <tr> <th>残留熱除去系(A)</th> <th>残留熱除去系(B)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Fi サプレッション・チェンバース圧力(水頭換算値)</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> <td>サプレッション・チェンバース圧力100℃とした場合の飽和蒸気圧とする。</td> </tr> <tr> <td>Pi 可搬ポンプ入口側での飽和蒸気圧(水頭換算値)</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> <td>サプレッション・チェンバース圧力100℃とした場合の飽和蒸気圧とする。</td> </tr> <tr> <td>ii サプレッション・チェンバース水位と可搬ポンプ吸込レベル間の水頭差</td> <td>5.2m</td> <td>5.2m</td> <td>サプレッション・チェンバース水位は安全解析における事故発生30日後の水位(EL.1000)とし、可搬ポンプ吸込レベルは原子炉建屋地下2階床(EL.000)を想定する。</td> </tr> <tr> <td>ΔH 吸込配管圧損(残留熱除去系配管)</td> <td></td> <td></td> <td>1) 1/2"時の残留熱除去系ストレーナ～可搬ホース取付箇所までの配管の圧損</td> </tr> <tr> <td>吸込配管圧損(可搬ホース)</td> <td></td> <td></td> <td>1) 1/2"時の可搬ポンプ吸込側の可搬ホースの圧損</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ストレーナ圧損</td> <td></td> <td></td> <td>1) 1/2"時の残留熱除去系ストレーナの圧損</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td></td> <td></td> <td>配管、ホース及び残留熱除去系ストレーナに相当</td> </tr> <tr> <td>有効NPSH</td> <td></td> <td></td> <td>Fi-Pi-ii-ΔH</td> </tr> <tr> <td>必要NPSH</td> <td></td> <td></td> <td>可搬ポンプの必要NPSH</td> </tr> <tr> <td>成り性評価</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>有効NPSH>必要NPSH</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>② 流量評価 可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型原子炉格納容器除熱系の系統流量は、口述する評価により \square m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図1及び図2の系統構成を想定した場合において、評価が最も厳しくなる残留熱除去系(B)に接続した場合の原子炉注水時の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図7に示すとおり、m³/h以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量 m³/h時の圧力損失を表4に示す。</p>	項目	水頭差		設定根拠	残留熱除去系(A)	残留熱除去系(B)	Fi サプレッション・チェンバース圧力(水頭換算値)	10.3m	10.3m	サプレッション・チェンバース圧力100℃とした場合の飽和蒸気圧とする。	Pi 可搬ポンプ入口側での飽和蒸気圧(水頭換算値)	10.3m	10.3m	サプレッション・チェンバース圧力100℃とした場合の飽和蒸気圧とする。	ii サプレッション・チェンバース水位と可搬ポンプ吸込レベル間の水頭差	5.2m	5.2m	サプレッション・チェンバース水位は安全解析における事故発生30日後の水位(EL.1000)とし、可搬ポンプ吸込レベルは原子炉建屋地下2階床(EL.000)を想定する。	ΔH 吸込配管圧損(残留熱除去系配管)			1) 1/2"時の残留熱除去系ストレーナ～可搬ホース取付箇所までの配管の圧損	吸込配管圧損(可搬ホース)			1) 1/2"時の可搬ポンプ吸込側の可搬ホースの圧損	残留熱除去系ストレーナ圧損			1) 1/2"時の残留熱除去系ストレーナの圧損	合計			配管、ホース及び残留熱除去系ストレーナに相当	有効NPSH			Fi-Pi-ii-ΔH	必要NPSH			可搬ポンプの必要NPSH	成り性評価	○	○	有効NPSH>必要NPSH		<p>参考3表 NPSH評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">2号炉</th> <th rowspan="2">設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Fi サプレッション・チェンバース圧力(水頭換算値)</td> <td>11.6m</td> <td>安全解析における事故発生30日後のS/P圧力の水頭圧換算</td> </tr> <tr> <td>Pi 可搬ポンプ入口側での飽和蒸気圧(水頭換算値)</td> <td>12.0m</td> <td>安全解析における事故発生30日後のS/P水頭105℃での飽和蒸気圧換算</td> </tr> <tr> <td>ii S/P水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差</td> <td>3.9m</td> <td>安全解析における事故発生30日後のS/P水位(EL.6778)とし、可搬ポンプ吸込レベルは原子炉建屋地下2階床(EL.0)を想定しEL.1800とする。</td> </tr> <tr> <td>ΔH 吸込配管圧損(HPCS配管)</td> <td></td> <td>HPCSストレーナ～耐圧ホース取付箇所までの配管の圧損 (<input type="checkbox"/> m²/h)</td> </tr> <tr> <td>吸込配管圧損(耐圧ホース)</td> <td></td> <td>可搬ポンプ吸込側の耐圧ホースの圧損 (<input type="checkbox"/> m²/h)</td> </tr> <tr> <td>HPCSストレーナ圧損</td> <td></td> <td>HPCSストレーナの圧損</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>有効NPSH</td> <td>3.1m</td> <td>Fi-Pi-ii-ΔH</td> </tr> <tr> <td>必要NPSH</td> <td>2.0m</td> <td>可搬ポンプの必要NPSH</td> </tr> <tr> <td>成り性評価</td> <td>○</td> <td>有効NPSH>必要NPSH</td> </tr> </tbody> </table> <p>② 流量評価 可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の系統流量は、後述する評価により \square m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。流量確認方法としては、可搬ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と参考1図の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は参考6図に示すとおり、m³/h以上確保可能であることを確認した。参考として、系統流量 m³/h時の圧力損失を参考4表に示す。</p>	項目	2号炉	設定根拠	Fi サプレッション・チェンバース圧力(水頭換算値)	11.6m	安全解析における事故発生30日後のS/P圧力の水頭圧換算	Pi 可搬ポンプ入口側での飽和蒸気圧(水頭換算値)	12.0m	安全解析における事故発生30日後のS/P水頭105℃での飽和蒸気圧換算	ii S/P水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差	3.9m	安全解析における事故発生30日後のS/P水位(EL.6778)とし、可搬ポンプ吸込レベルは原子炉建屋地下2階床(EL.0)を想定しEL.1800とする。	ΔH 吸込配管圧損(HPCS配管)		HPCSストレーナ～耐圧ホース取付箇所までの配管の圧損 (<input type="checkbox"/> m ² /h)	吸込配管圧損(耐圧ホース)		可搬ポンプ吸込側の耐圧ホースの圧損 (<input type="checkbox"/> m ² /h)	HPCSストレーナ圧損		HPCSストレーナの圧損	合計			有効NPSH	3.1m	Fi-Pi-ii-ΔH	必要NPSH	2.0m	可搬ポンプの必要NPSH	成り性評価	○	有効NPSH>必要NPSH			
項目		水頭差			設定根拠																																																																															
	残留熱除去系(A)	残留熱除去系(B)																																																																																		
Fi サプレッション・チェンバース圧力(水頭換算値)	10.3m	10.3m	サプレッション・チェンバース圧力100℃とした場合の飽和蒸気圧とする。																																																																																	
Pi 可搬ポンプ入口側での飽和蒸気圧(水頭換算値)	10.3m	10.3m	サプレッション・チェンバース圧力100℃とした場合の飽和蒸気圧とする。																																																																																	
ii サプレッション・チェンバース水位と可搬ポンプ吸込レベル間の水頭差	5.2m	5.2m	サプレッション・チェンバース水位は安全解析における事故発生30日後の水位(EL.1000)とし、可搬ポンプ吸込レベルは原子炉建屋地下2階床(EL.000)を想定する。																																																																																	
ΔH 吸込配管圧損(残留熱除去系配管)			1) 1/2"時の残留熱除去系ストレーナ～可搬ホース取付箇所までの配管の圧損																																																																																	
吸込配管圧損(可搬ホース)			1) 1/2"時の可搬ポンプ吸込側の可搬ホースの圧損																																																																																	
残留熱除去系ストレーナ圧損			1) 1/2"時の残留熱除去系ストレーナの圧損																																																																																	
合計			配管、ホース及び残留熱除去系ストレーナに相当																																																																																	
有効NPSH			Fi-Pi-ii-ΔH																																																																																	
必要NPSH			可搬ポンプの必要NPSH																																																																																	
成り性評価	○	○	有効NPSH>必要NPSH																																																																																	
項目	2号炉	設定根拠																																																																																		
			Fi サプレッション・チェンバース圧力(水頭換算値)	11.6m	安全解析における事故発生30日後のS/P圧力の水頭圧換算																																																																															
Pi 可搬ポンプ入口側での飽和蒸気圧(水頭換算値)	12.0m	安全解析における事故発生30日後のS/P水頭105℃での飽和蒸気圧換算																																																																																		
ii S/P水位と可搬ポンプ軸レベル間の水頭差	3.9m	安全解析における事故発生30日後のS/P水位(EL.6778)とし、可搬ポンプ吸込レベルは原子炉建屋地下2階床(EL.0)を想定しEL.1800とする。																																																																																		
ΔH 吸込配管圧損(HPCS配管)		HPCSストレーナ～耐圧ホース取付箇所までの配管の圧損 (<input type="checkbox"/> m ² /h)																																																																																		
吸込配管圧損(耐圧ホース)		可搬ポンプ吸込側の耐圧ホースの圧損 (<input type="checkbox"/> m ² /h)																																																																																		
HPCSストレーナ圧損		HPCSストレーナの圧損																																																																																		
合計																																																																																				
有効NPSH	3.1m	Fi-Pi-ii-ΔH																																																																																		
必要NPSH	2.0m	可搬ポンプの必要NPSH																																																																																		
成り性評価	○	有効NPSH>必要NPSH																																																																																		
<p>図7 可搬型格納容器熱除去系の流量評価結果</p> 	<p>参考6図 可搬型格納容器除熱系の流量評価結果</p> 																																																																																			

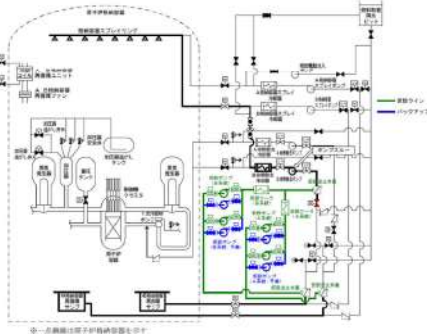
39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																							
<p>表4 圧力損失内訳 (残留熱除去系 (B) に接続した場合の原子炉注水時)</p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="3">流量 配管・弁類圧力損失</td> <td>常設配管</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>可搬ホース</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>O.P.-3900 (サブプレッションチェーンバ 通常最低水位)</td> </tr> <tr> <td>注入先</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td>0.427MPa</td> </tr> <tr> <td>注入先</td> <td>0.432MPa</td> </tr> <tr> <td>システム抵抗 (圧力損失)</td> <td></td> <td>5.1m</td> </tr> </table>	流量 配管・弁類圧力損失	常設配管		可搬ホース	可搬熱交換器	静水頭	水源	O.P.-3900 (サブプレッションチェーンバ 通常最低水位)	注入先		圧力差	水源	0.427MPa	注入先	0.432MPa	システム抵抗 (圧力損失)		5.1m	<p>参考4表 圧力損失内訳</p> <table border="1"> <tr> <td colspan="2">除熱手段 (評価ルート)</td> <td>2号炉</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">流量 配管・弁類圧力損失</td> <td>常設ライン</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>耐圧ホース</td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>El. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/ P水位)</td> </tr> <tr> <td>注入先</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td>1.4m</td> </tr> <tr> <td>注入先</td> <td>2.9m</td> </tr> <tr> <td>システム抵抗 (圧力損失)</td> <td></td> <td>1.5m</td> </tr> </table>	除熱手段 (評価ルート)		2号炉	流量 配管・弁類圧力損失	常設ライン		耐圧ホース	可搬熱交換器	静水頭	水源	El. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/ P水位)	注入先		圧力差	水源	1.4m	注入先	2.9m	システム抵抗 (圧力損失)		1.5m			
流量 配管・弁類圧力損失		常設配管																																									
		可搬ホース																																									
	可搬熱交換器																																										
静水頭	水源	O.P.-3900 (サブプレッションチェーンバ 通常最低水位)																																									
	注入先																																										
圧力差	水源	0.427MPa																																									
	注入先	0.432MPa																																									
システム抵抗 (圧力損失)		5.1m																																									
除熱手段 (評価ルート)		2号炉																																									
流量 配管・弁類圧力損失	常設ライン																																										
	耐圧ホース																																										
	可搬熱交換器																																										
静水頭	水源	El. 5778 (安全解析における事故発生30日後のS/ P水位)																																									
	注入先																																										
圧力差	水源	1.4m																																									
	注入先	2.9m																																									
システム抵抗 (圧力損失)		1.5m																																									
<p>③除熱量評価</p> <p>上述②の評価結果のとおり、可搬型原子炉格納容器除熱系は流量□m³/hが確保可能であることから、その時の系統の除熱量を氷解した。</p> <p>評価条件は表5に示すとおり、可搬熱交換器の性能及び大容量送水ポンプ (タイプI) 又は大容量送水ポンプ (タイプII) による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約5MW) を除熱可能なことを確認した。</p> <p>可搬型原子炉格納容器除熱系の除熱量評価図を図8に示す。</p>	<p>③ 除熱量評価</p> <p>上述②の評価結果のとおり、可搬型格納容器除熱系の流量は□m³/h以上が確保可能であることから、その時の系統の除熱量を評価した。</p> <p>評価条件は参考5表に示すとおりであり、可搬熱交換器の性能及び大型送水ポンプ車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱できることを確認した。</p>																																										
<p>表5 可搬熱交換器の除熱量評価条件</p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="2">可搬熱交換器</td> <td>淡水系</td> <td>入口温度</td> <td>100℃</td> </tr> <tr> <td></td> <td>1次側流量</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">海水系</td> <td>海水温度</td> <td>30℃</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>150m³/h</td> </tr> </table>	可搬熱交換器	淡水系	入口温度	100℃		1次側流量		海水系	海水温度	30℃	海水流量	150m ³ /h	<p>参考5表 可搬熱交換器の除熱量評価条件</p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="2">可搬熱交換器</td> <td>淡水系</td> <td>1次側入口温度</td> <td>105℃</td> </tr> <tr> <td></td> <td>1次側流量</td> <td>□m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">海水系</td> <td>海水温度</td> <td>30℃</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>180m³/h</td> </tr> </table>	可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃		1次側流量	□m ³ /h	海水系	海水温度	30℃	海水流量	180m ³ /h																		
可搬熱交換器		淡水系	入口温度	100℃																																							
		1次側流量																																									
海水系	海水温度	30℃																																									
	海水流量	150m ³ /h																																									
可搬熱交換器	淡水系	1次側入口温度	105℃																																								
		1次側流量	□m ³ /h																																								
海水系	海水温度	30℃																																									
	海水流量	180m ³ /h																																									
																																											
<p>図8 可搬型原子炉格納容器除熱系の除熱量評価図</p> <p>以上の「①ポンプのNPSH評価」、「②流量評価」、「③除熱量評価」の結果から、可搬型原子炉格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当 (約5MW) を除熱するための系統流量が確保可能なシ</p>	<p>参考7図 可搬型格納容器除熱系の除熱量評価図</p> <p>以上の「①ポンプのNPSH評価」、「②流量評価」、「③除熱量評価」の結果から、可搬型格納容器除熱系は事故発生30日後の崩壊熱相当 (約3.9MW) を除熱するための系統流量が確保可能なシ</p>																																										

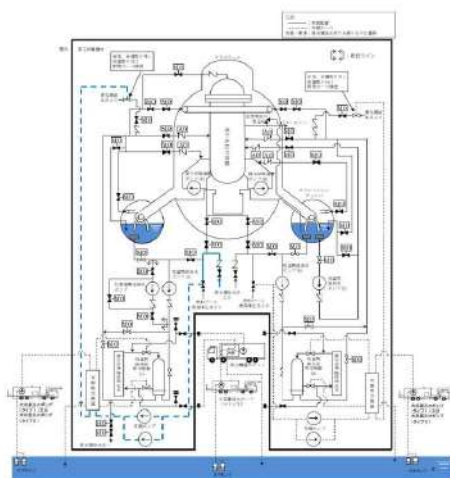
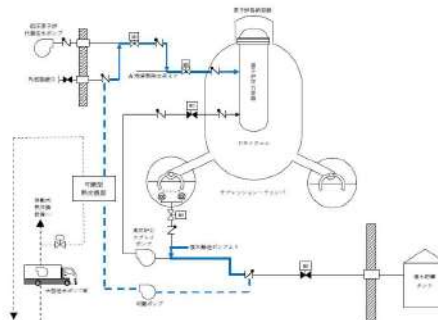
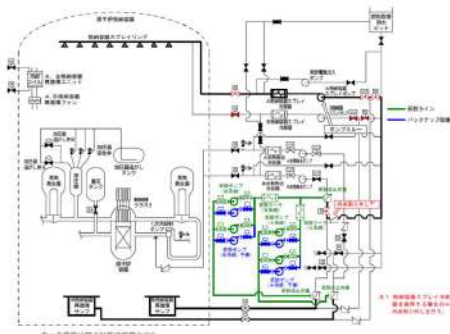
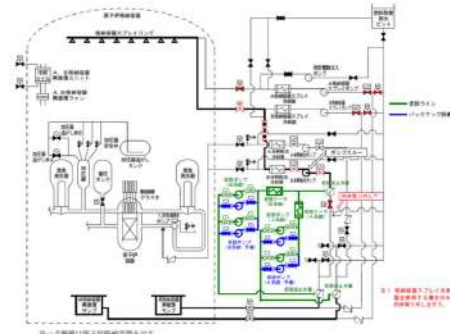
39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>テムであることを確認した。</p> <p><具体的な手順の概要> (1) 可搬型原子炉格納容器除熱系統の概要(残留熱除去系(A)への接続の場合) 可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系統の概要を以下に示す。</p> <p>残留熱除去系ポンプ(A)室(O.P.-8100)のRHR A系FPC吸込連絡弁の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジに可搬ホースが接続可能な仮蓋を取り付け、その仮蓋に可搬ホースを接続する。 RHR A系FPC吸込連絡弁に取り付けた可搬ホースを、残留熱除去系ポンプ(A)室前通路に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し、可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた可搬ホースを原子炉建物屋地上1階(O.P.15000)に設置した可搬熱交換器入口側フランジに連結する。 また、原子炉建物屋地上1階(O.P.15000)通路のRHR A系LPCI注入ライン洗浄止め弁の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジに可搬ホースが接続可能な仮蓋を取り付け、その仮蓋に可搬ホースを接続し、可搬熱交換器出口側フランジに連結する。</p> <p>このように系統を構成することで、サブプレッションチェンバのプール水を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注入することが可能となる。可搬型原子炉格納容器除熱系統を構成する可搬ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した位置に設置する。 なお、可搬型原子炉格納容器除熱系の使用にあたっては、サブプレッションチェンバのプール水からの汚染水を通水する前に復水移送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。図9に系統水張りの概要図を示す。 また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に大容量送水ポンプ(タイプI)又は大容量送水ポンプ(タイプII)と可搬ホースを配備して連結し、大容量送水ポンプ(タイプI)又は大容量送水ポンプ(タイプII)を起動することで海水を通水する。系統水張りによる健全性確認が完了した後、RHRポンプ(A)S/C吸込み弁及びRHRポンプ(A)停止時冷却吸込弁を開操作し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注入し循環することにより除熱する。 可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた可搬型原子炉</p>	<p>ステムであることを確認した。</p> <p><具体的な手順の概要> (1) 可搬型格納容器除熱系の概要 可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器除熱系の概要を以下に示す。</p> <p>HPCSポンプ室(EL.1300)のHPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁の上蓋を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。 HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁に取り付けた耐熱ホースを、HPCSポンプ室に設置した可搬ポンプの吸込側フランジに連結し、可搬ポンプ吐出側フランジに取り付けた耐熱ホースを原子炉建物1階大物搬入口(EL.15300)に設置した可搬熱交換器の入口側フランジに連結する。 また、原子炉建物1階(EL.15300)のFLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁の上蓋を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続し、可搬熱交換器出口側フランジに連結する。</p> <p>このように系統を構成することで、サブプレッション・チェンバのプール水を可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いて原子炉圧力容器に注水することが可能となる。可搬型格納容器除熱系を構成する耐熱ホース等は、作業時の被ばく線量を考慮した配置に設置する。 なお、可搬型格納容器除熱系の使用にあたっては、サブプレッション・チェンバのプール水からの汚染水を通水する前に復水輸送ポンプで非汚染水による水張りを実施し、可搬部位の健全性確認を行う。参考8図に系統水張りの概要図を示す。 また、可搬熱交換器の二次系については、屋外に大容量送水ポンプ車とホースを配備して連結し、大型送水ポンプ車を起動することで海水を通水する。系統水張りによる健全性確認が完了した後、HPCSポンプトラス水入口弁を開操作し、低圧原子炉代替注水系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。 可搬ポンプ、可搬熱交換器を用いた可搬型格納容器</p>	<p><具体的な手順の概要> (1) 仮設格納容器スプレイ再循環系統概要(補足4添付資料-5) 仮設格納容器スプレイ再循環系統構築に係る手順の概要を以下に示す。</p> <p><u>余熱除去ポンプ再循環サンブ側入口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ出口逆止弁の上蓋及び弁体を取り外し、上蓋フランジに耐熱ホースが接続できる仮蓋を取り付け、その仮蓋に耐熱ホースを接続する。</u> <u>余熱除去ポンプ再循環サンブ側入口ラインの逆止弁に取り付けた耐熱ホースに、仮設ポンプと仮設ポンプ(予備)を連結し、ポンプ出口を余熱除去ポンプ出口逆止弁に接続することで代替格納容器スプレイポンプ及び仮設代替格納容器スプレイポンプへの供給ラインを設ける。供給ラインからは、代替格納容器スプレイポンプ又は仮設代替格納容器スプレイポンプにて格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>仮設ラインを構成するフレキシブルメタルホース等は、<u>遮蔽壁で区画された安全補機室(安全系ポンプバルブ室)内及び鉛マット等により遮蔽可能な安全補機室(安全系ポンプバルブ室)近傍に設置する。</u></p> <p>なお、仮設ラインの使用にあたっては、格納容器再循環サンブからの汚染水を通水する前に<u>仮設洗浄ポンプで非汚染水を水張りし、健全性確認を行う。これらはいずれもT.P.2.8m安全系ポンプバルブ室内における作業である。</u></p>	<p><具体的な手順の概要> (1) 仮設格納容器スプレイ再循環系統概要(補足4添付資料-5) 仮設格納容器スプレイ再循環系統構築に係る手順の概要を以下に示す。 <u>作業手順1: 仮設機器の系統構成</u> <u>1) 仮設機器の接続</u> ・<u>EL.-11.5m配管室内の格納容器再循環サンブ出口ラインの逆止弁と余熱除去ポンプ入口逆止弁の上蓋及び弁体を取り外す。</u> ・<u>上蓋フランジに耐熱ホース等が接続できる仮設逆止弁蓋を取り付け、その仮設逆止弁蓋に耐熱ホース等を接続する。</u> ・<u>格納容器再循環サンブ出口ラインの逆止弁に取り付けた耐熱ホース等に、EL.-11.5mに設置する仮設ポンプ及び仮設ポンプ(予備)、仮設クレーラを順に連結し、ポンプ出口をEL.-11.5m配管室内の余熱除去ポンプ入口逆止弁に接続することでスプレイ配管への供給ラインを設ける。</u></p> <p><u>2) 仮設機器の健全性確認</u> ・<u>仮設ラインを構成するフレキシブルメタルホース等は、遮へい壁と堰で区画されたEL.-11.5mのエリア内に設置する。なお、仮設ラインの使用にあたっては、格納容器再循環サンブからの汚染水を通水する前に仮設逆洗ポンプで非汚染水を水張りし、健全性確認を行う。</u></p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>格納容器除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約5MW)を上回る系統設計とする。系統を構成する機器の配置イメージを図10及び図11に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は表6のとおりである。</p>	<p>除熱系の除熱可能量は、事故発生30日後の崩壊熱「約3.9MW」を上回る系統設計とする。系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は参考6表のとおりである。</p>		<p>作業手順2: 冷却器への系統構成及び注水開始 使用する冷却器としては、系統構成の容易なB余熱除去冷却器を優先して系統構成を行う。B余熱除去冷却器が使用できない場合は、A又はB格納容器スプレイ冷却器又は仮設クーラを使用した系統構成を行う。</p> <p>2-① B余熱除去冷却器を使用する場合</p> <p>1) B余熱除去冷却器への系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ B余熱除去ポンプ入口弁を開操作し、B余熱除去冷却器への系統を構成する。 2) 仮設ポンプ運転 ・ 仮設ポンプを起動し、仮設ポンプ出口弁を開する。 ・ B余熱除去冷却器を使用した系統での運転を開始する。  <p>2-② 格納容器スプレイ冷却器を使用する場合</p> <p>1) A又はB格納容器スプレイ冷却器への系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ EL.-11.5mバルブ室で高压注入ポンプ入口逆止弁の内弁を取り外す。 ・ B余熱除去ポンプ入口弁を開操作し、格納容器スプレイ冷却器への系統を構成する。 <p>2) 仮設ポンプ運転</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 仮設ポンプを起動し、仮設ポンプ出口弁を開する。 ・ A又はB格納容器スプレイ冷却器を使用した系統での運転を開始する。 	<p>相違理由</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
 <p>図9 復水補給水系を用いた系統水張り概要図(残留熱除去系(A)の場合)</p>	 <p>参考8図 復水輸送系を用いた系統水張り概要図</p>	<p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は次表のとおりである。</p>	 <p>2-③ 仮設クーラを使用する場合(余熱除去システムを使用する例)</p> <p>1) 仮設クーラへの系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ B 余熱除去ポンプ入口弁を開操作し、余熱除去システムへの系統を構成する。 <p>2) 仮設ポンプ運転</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 仮設ポンプを起動し、仮設ポンプ出口弁を開とする。 ・ 仮設クーラを使用した系統での運転を開始する。  <p>系統を構成する機器の配置イメージを以下に示す。また、系統を構成する機器の仕様等は次表のとおりである。</p>	<p>相違理由</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

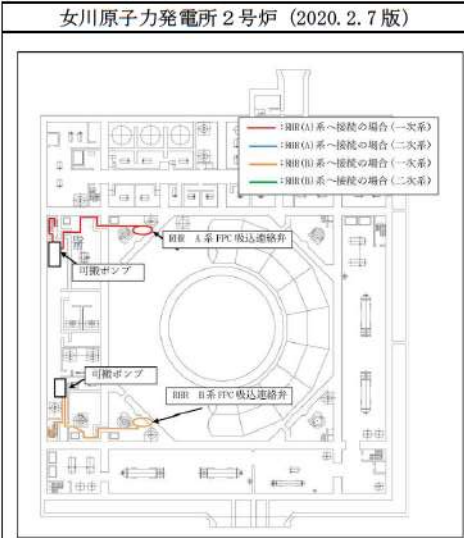


図10 配置図(原子炉建屋地下3階)

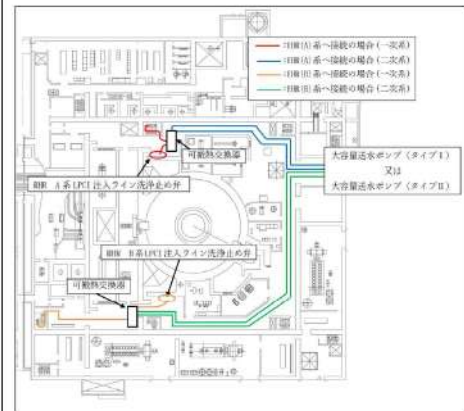
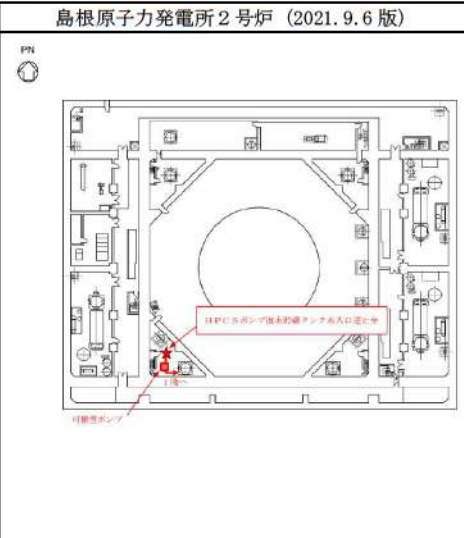


図11 配置図(原子炉建屋地上1階)

表6 可搬型原子炉格納容器除熱系の機器仕様

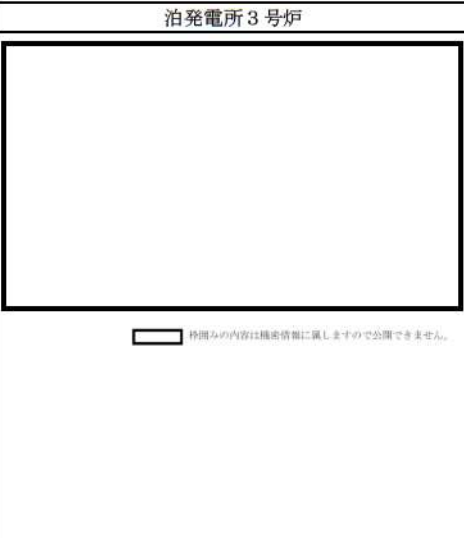


参考9図 原子炉建物地下2階 機器配置図



参考10図 原子炉建物1階 機器配置図

参考6表 可搬型格納容器除熱系の機器仕様



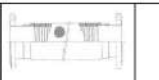



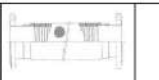



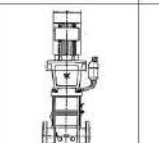
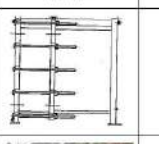

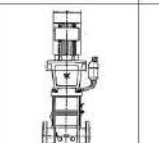
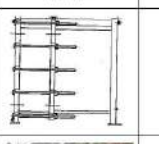



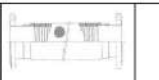



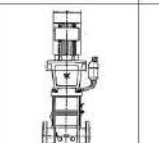
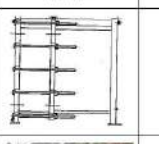


構成機器	仕様等	備考
取組系統		
前熱ホース(アレキサンダメタルホース)	SSS04 圧力:1.0MPa ホースサイズ: 100、40、2	
取組ポンプ(取組ブーストアップポンプ、取組ポンプ(予備))	種類:立形多段ラジエータインライン 揚程:80m 容量:600L/min (最高運転での性能) 揚程:70m 容量:700L/min	
取組ポンプ(取組代替格納容器スプレッドポンプ)、取組ポンプ(予備)	種類:立形多段ラジエータインライン 揚程:100m 容量:600L/min (最高運転での性能) 揚程:110m 容量:470L/min	
取組冷却ポンプ	種類:立形多段ラジエータインライン 揚程:80m 容量:1000L/min	



構成機器	仕様等	備考
【取組系統】		
取組逆止弁	・格納容器再循環ポンプ出口逆止弁用弁蓋 材質:SS製 個数:2個 (A系/A系各1個) ・余熱除去ポンプ入口逆止弁用弁蓋 材質:SS製 個数:1個(B系)	
前熱ホース(アレキサンダメタルホース)	材質:SS製 ホースサイズ:40、40 設計圧力:1.0MPa 温度:200℃ 数量:一式	
取組ポンプ(取組冷却ポンプ)	種類:高耐熱タイプ立形多段ラジエータ 揚程:80m 容量:700L/min 最高使用温度:180℃ 台数:9台(1号機及び取組逆止弁ポンプ含む) (取組ポンプ:A系4台(うち予備2台)、B系4台(うち予備2台)、取組冷却ポンプ:A系/A系各1台)	
取組クーラ	種類:プレート式伝熱面積:約24㎡ 容量:6.2MW以上 最高使用温度:180℃ 基数:2基 (A系/A系各1基)	

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

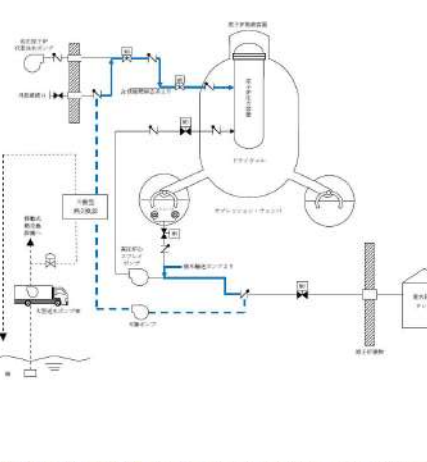
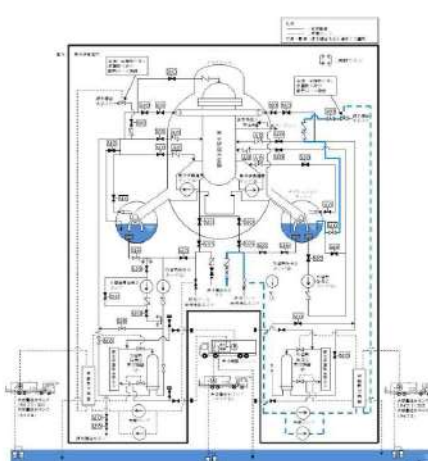
女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>構成機器</th> <th>仕様等</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬機器</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬ホース (フレキシブルメタルホース) 中央接続部の仮蓋含む</td> <td>口径 150A 圧力 1.5MPa 温度 150℃</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ</td> <td>容量 約100m³/h 揚程 約5m</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器</td> <td>除熱量 50W以上</td> <td></td> </tr> <tr> <td>大容量送水ポンプ (タイプI) または大容量送水ポンプ (タイプII)</td> <td>(タイプI) 容量 1,440m³/h 揚程 12m (タイプII) 容量 1,800m³/h 揚程 12m</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	構成機器	仕様等	備考	可搬機器			可搬ホース (フレキシブルメタルホース) 中央接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1.5MPa 温度 150℃		可搬ポンプ	容量 約100m³/h 揚程 約5m		可搬熱交換器	除熱量 50W以上		大容量送水ポンプ (タイプI) または大容量送水ポンプ (タイプII)	(タイプI) 容量 1,440m³/h 揚程 12m (タイプII) 容量 1,800m³/h 揚程 12m		<table border="1"> <thead> <tr> <th>構成機器</th> <th>仕様等</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>可搬機器</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬ホース (フレキシブルメタルホース) 中央接続部の仮蓋含む</td> <td>口径 150A 圧力 1.6MPa 温度 450℃</td> <td>150A: H P C S ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁〜可搬ポンプまで</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ</td> <td>口径 100A 圧力 1.7MPa 温度 450℃</td> <td>100A: 可搬ポンプ〜F L S R 可搬式設備A-注水ライン逆止弁</td> </tr> <tr> <td>可搬ポンプ</td> <td>容量 約60m³/h 全揚程 約85m</td> <td></td> </tr> <tr> <td>可搬熱交換器</td> <td>除熱量 3.50W以上</td> <td></td> </tr> <tr> <td>大型送水ポンプ車</td> <td>容量 1,800m³/h 吐出圧力 1.4MPa</td> <td></td> </tr> <tr> <td>既設機器</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>復水輸送ポンプ</td> <td>容量 85m³/h 全揚程 70m</td> <td>復水輸送系</td> </tr> </tbody> </table> <p>※機器図は一般例を示すものである。 ※詳細設計に伴い機器仕様の変更が必要な場合は、仕様を変更する。</p>	構成機器	仕様等	備考	可搬機器			可搬ホース (フレキシブルメタルホース) 中央接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1.6MPa 温度 450℃	150A: H P C S ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁〜可搬ポンプまで	可搬ポンプ	口径 100A 圧力 1.7MPa 温度 450℃	100A: 可搬ポンプ〜F L S R 可搬式設備A-注水ライン逆止弁	可搬ポンプ	容量 約60m³/h 全揚程 約85m		可搬熱交換器	除熱量 3.50W以上		大型送水ポンプ車	容量 1,800m³/h 吐出圧力 1.4MPa		既設機器			復水輸送ポンプ	容量 85m³/h 全揚程 70m	復水輸送系	<table border="1"> <thead> <tr> <th>構成機器</th> <th>仕様等</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>仮設系統</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>仮設クーラー</td> <td>種類: プレート式 伝熱面積: 約155.10m² 容量: 125kW</td> <td></td> </tr> <tr> <td>構成機器</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>仮設系統</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>種類: U字管形 揚程: 約73m 容量: 約850m³/h</td> <td>余熱除去系統</td> </tr> <tr> <td>余熱除去冷却器</td> <td>種類: 横置U字管式 容量: 約8.6×10⁹W</td> <td>余熱除去系統</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイポンプ</td> <td>種類: U字管形 揚程: 約170m 容量: 約910m³/h</td> <td>格納容器スプレイ系統</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ冷却器</td> <td>種類: 横置U字管式 容量: 約1.5×10⁹W</td> <td>格納容器スプレイ系統</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ</td> <td>種類: U字管形 揚程: 約300m 容量: 約150m³/h</td> <td>格納容器スプレイ系統</td> </tr> </tbody> </table>	構成機器	仕様等	備考	仮設系統			仮設クーラー	種類: プレート式 伝熱面積: 約155.10m² 容量: 125kW		構成機器			仮設系統			余熱除去ポンプ	種類: U字管形 揚程: 約73m 容量: 約850m³/h	余熱除去系統	余熱除去冷却器	種類: 横置U字管式 容量: 約8.6×10⁹W	余熱除去系統	格納容器スプレイポンプ	種類: U字管形 揚程: 約170m 容量: 約910m³/h	格納容器スプレイ系統	格納容器スプレイ冷却器	種類: 横置U字管式 容量: 約1.5×10⁹W	格納容器スプレイ系統	代替格納容器スプレイポンプ	種類: U字管形 揚程: 約300m 容量: 約150m³/h	格納容器スプレイ系統	<table border="1"> <thead> <tr> <th>構成機器</th> <th>仕様等</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>【既設系統】</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>種類: 横置U字管形 揚程: 91.4m 容量: 1020m³/h</td> <td>余熱除去系統</td> </tr> <tr> <td>余熱除去冷却器</td> <td>種類: 横置U字管式 容量: 3.89×10⁹kcal/h</td> <td>余熱除去系統</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイポンプ</td> <td>種類: 横置U字管形 揚程: 175m 容量: 1500m³/h</td> <td>格納容器スプレイ系統</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ冷却器</td> <td>種類: 横置U字管式 容量: 8.50×10⁹kcal/h</td> <td>格納容器スプレイ系統</td> </tr> </tbody> </table>	構成機器	仕様等	備考	【既設系統】			余熱除去ポンプ	種類: 横置U字管形 揚程: 91.4m 容量: 1020m³/h	余熱除去系統	余熱除去冷却器	種類: 横置U字管式 容量: 3.89×10⁹kcal/h	余熱除去系統	格納容器スプレイポンプ	種類: 横置U字管形 揚程: 175m 容量: 1500m³/h	格納容器スプレイ系統	格納容器スプレイ冷却器	種類: 横置U字管式 容量: 8.50×10⁹kcal/h	格納容器スプレイ系統	<p>(2) 作業に伴う被ばく線量</p> <p>格納容器再循環サンプル隔離弁の開閉状態、ECCS再循環及び格納容器スプレイ再循環の状態は、①既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環の「(1)既設機器の復旧作業に伴う被ばく線量」に示すとおりであり、炉心損傷が発生した汚染水は格納容器再循環サンプル隔離弁で堰止められ、その下流にある格納容器スプレイポンプ等が直接汚染水に接することはない。</p> <p>また、格納容器再循環サンプル隔離弁から仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築するEL₁-11.5m配管ポンプバルブ室等まで十分な厚さの遮壁があることから、作業員の交替を前提とすれば仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築も可能である。</p> <p>仮設格納容器スプレイ再循環系統取付場所(逆止弁)付近の雰囲気線量は、汚染水(格納容器再循環サンプル隔離弁)との間にある遮壁内の貫通部を通過して作業場所に影響するが、空間や貫通部によ</p>
構成機器	仕様等	備考																																																																																															
可搬機器																																																																																																	
可搬ホース (フレキシブルメタルホース) 中央接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1.5MPa 温度 150℃																																																																																																
可搬ポンプ	容量 約100m³/h 揚程 約5m																																																																																																
可搬熱交換器	除熱量 50W以上																																																																																																
大容量送水ポンプ (タイプI) または大容量送水ポンプ (タイプII)	(タイプI) 容量 1,440m³/h 揚程 12m (タイプII) 容量 1,800m³/h 揚程 12m																																																																																																
構成機器	仕様等	備考																																																																																															
可搬機器																																																																																																	
可搬ホース (フレキシブルメタルホース) 中央接続部の仮蓋含む	口径 150A 圧力 1.6MPa 温度 450℃	150A: H P C S ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁〜可搬ポンプまで																																																																																															
可搬ポンプ	口径 100A 圧力 1.7MPa 温度 450℃	100A: 可搬ポンプ〜F L S R 可搬式設備A-注水ライン逆止弁																																																																																															
可搬ポンプ	容量 約60m³/h 全揚程 約85m																																																																																																
可搬熱交換器	除熱量 3.50W以上																																																																																																
大型送水ポンプ車	容量 1,800m³/h 吐出圧力 1.4MPa																																																																																																
既設機器																																																																																																	
復水輸送ポンプ	容量 85m³/h 全揚程 70m	復水輸送系																																																																																															
構成機器	仕様等	備考																																																																																															
仮設系統																																																																																																	
仮設クーラー	種類: プレート式 伝熱面積: 約155.10m² 容量: 125kW																																																																																																
構成機器																																																																																																	
仮設系統																																																																																																	
余熱除去ポンプ	種類: U字管形 揚程: 約73m 容量: 約850m³/h	余熱除去系統																																																																																															
余熱除去冷却器	種類: 横置U字管式 容量: 約8.6×10⁹W	余熱除去系統																																																																																															
格納容器スプレイポンプ	種類: U字管形 揚程: 約170m 容量: 約910m³/h	格納容器スプレイ系統																																																																																															
格納容器スプレイ冷却器	種類: 横置U字管式 容量: 約1.5×10⁹W	格納容器スプレイ系統																																																																																															
代替格納容器スプレイポンプ	種類: U字管形 揚程: 約300m 容量: 約150m³/h	格納容器スプレイ系統																																																																																															
構成機器	仕様等	備考																																																																																															
【既設系統】																																																																																																	
余熱除去ポンプ	種類: 横置U字管形 揚程: 91.4m 容量: 1020m³/h	余熱除去系統																																																																																															
余熱除去冷却器	種類: 横置U字管式 容量: 3.89×10⁹kcal/h	余熱除去系統																																																																																															
格納容器スプレイポンプ	種類: 横置U字管形 揚程: 175m 容量: 1500m³/h	格納容器スプレイ系統																																																																																															
格納容器スプレイ冷却器	種類: 横置U字管式 容量: 8.50×10⁹kcal/h	格納容器スプレイ系統																																																																																															
<p>(2) 作業に伴う被ばく線量</p> <p>可搬ホースを接続するRHR A系FPC吸込連絡弁又はRHR B系FPC吸込連絡弁は、RHRポンプ(A)停止時冷却吸込弁又はRHR(B)停止時冷却吸込弁により隔離されているため、サブプレッションチェンバ内にある炉心損傷により発生する汚染水に接することはない。</p> <p>また、可搬ホースを接続するRHR A系LPCI注入ライン洗浄止め弁又はRHR B系LPCI 注入ライン洗浄止め弁は復水貯水タンクを水源とする復水補給水系の水</p>	<p>(2) 作業に伴う被ばく線量</p> <p>炉心損傷が発生した汚染水はサブプレッション・プール水中にあるが、高圧炉心スプレイ系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、H P C S ポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁にはサブプレッション・プール水が流入していることが考えられる。ただし、高圧炉心スプレイ系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染する段階では、高圧炉心スプレイ系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。</p> <p>また、F L S R 可搬式設備A-注水ライン逆止弁は低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系で満たされているため直接汚染水に接する</p>	<p>(2) 作業に伴う被ばく線量(補足4 添付資料-6, 7)</p> <p>格納容器再循環サンプル隔離弁の開閉状態、ECCS再循環及び格納容器スプレイ再循環の状態は、①既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環の「(1)既設機器の復旧作業に伴う被ばく線量」に示すとおりであり、炉心損傷が発生した汚染水は格納容器再循環サンプル隔離弁で堰止められ、その下流にある格納容器スプレイポンプ等が直接汚染水に接することはない。</p> <p>また、格納容器再循環サンプル隔離弁から仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築するT.P2.8m安全系ポンプバルブ室等まで十分な厚さの遮壁があることから、作業員の交替を前提とすれば仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築も可能である。</p> <p>仮設格納容器スプレイ再循環系統取付場所(逆止弁)付近の雰囲気線量は、汚染水(格納容器再循環サンプル隔離弁)との間にある遮壁内の貫通部を通過して作業場所に影響するが、空間や貫通部による</p>	<p>(2) 作業に伴う被ばく線量(補足4 添付資料-6, 7)</p> <p>格納容器再循環サンプル隔離弁の開閉状態、ECCS再循環及び格納容器スプレイ再循環の状態は、①既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環の「(1)既設機器の復旧作業に伴う被ばく線量」に示すとおりであり、炉心損傷が発生した汚染水は格納容器再循環サンプル隔離弁で堰止められ、その下流にある格納容器スプレイポンプ等が直接汚染水に接することはない。</p> <p>また、格納容器再循環サンプル隔離弁から仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築するEL₁-11.5m配管ポンプバルブ室等まで十分な厚さの遮壁があることから、作業員の交替を前提とすれば仮設格納容器スプレイ再循環系統を構築も可能である。</p> <p>仮設格納容器スプレイ再循環系統取付場所(逆止弁)付近の雰囲気線量は、汚染水(格納容器再循環サンプル隔離弁)との間にある遮壁内の貫通部を通過して作業場所に影響するが、空間や貫通部によ</p>																																																																																														

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>で満たされているため直接汚染水に接することはない。</p> <p>可搬型原子炉格納容器除熱系は、原子炉格納容器内温度低減対策として残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段として、原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱実施後に構成する系統であり、原子炉格納容器フィルタベント系配管付近で作業を実施する残留熱除去系(B)接続による系統構成が作業に伴う被ばくの影響が大きいことから、被ばく評価を実施する。</p> <p>残留熱除去系ポンプ(B)室内におけるRHR B系FPC吸込連弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約17mSv/hとなる。【参考8-補足3】</p> <p>原子炉建屋地下3階通路における可搬ポンプ設置付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約9.4mSv/hとなる。【参考8-補足3】</p> <p>原子炉建屋地上1階通路のRHR B系LPCI注入ライン洗浄止め弁及び可搬熱交換器設備箇所付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する空間線量率及び原子炉格納容器フィルタベント系配管からの直接線による線量率により約22mSv/hとなる。【参考8-補足3】</p> <p>原子炉建屋大物搬入口における雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する空間線量率及び原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置に起因する空間線量率により約13mSv/hとなる。【参考8-補足3】</p> <p>これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約30時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。フラッシングにより現場へのアクセスが可能に</p>	<p>ことはない。</p> <p>HPCSポンプ室内(EL.1300)におけるHPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約12.8mSv/hとなる。【参考9-補足2】</p> <p>HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>原子炉建物1階(EL.15300)におけるFLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約3.3mSv/hとなる。【参考9-補足2】</p> <p>FLSR可搬式設備A-注水ライン逆止弁への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>原子炉建物大物搬入口における可搬熱交換器設備箇所の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約5.2mSv/hとなる。【参考9-補足2】</p> <p>可搬熱交換器への耐熱ホース接続作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約10時間程度(5人1班で作業)と想定しており、遮蔽等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。</p> <p>(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応</p> <p>系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水輸送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。フラッシングにより現場へのアクセスが可能に</p>	<p>減衰により作業場所の雰囲気線量は約2.2mSv/hとなる。</p> <p>逆止弁内部が汚染している場合は、系統ベント・ブロー管からのブロー及び系統の水張りによる除染後に仮蓋に取り替える。</p> <p>逆止弁仮蓋取替作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は約5時間で実施可能であり、作業に伴う被ばく線量は約11mSv程度となる。その他の作業については、装置の敷設が主な作業であり、多くの場合雰囲気線量が低い場所で実施する。</p> <p>一方、雰囲気線量の高い場所で装置の敷設を行う場合は、計画的に交替作業を行うことにより、被ばく線量の低減を図る。</p> <p>また、仮設格納容器スプレー再循環系統の雰囲気線量低減策として、仮設格納容器スプレー再循環系統敷設時にコンクリート製U字溝や鉛マット等によりあらかじめ遮蔽を行う。</p> <p>既設ラインについても鉛マット等による遮蔽を行う。</p> <p>3. 格納容器スプレー再循環系統運転停止時の対応</p> <p>重大事故発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレーポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレー再循環系統の復旧を実施する。また、並行して仮設機器による格納容器スプレー再循環系統を構築する。既設機器の復旧及び使用を優先するが、復旧が困難な場合は、仮設機器による格納容器スプレー再循環を使用する。これら圧力低減方策の更なる改善のため、格納容器スプレー再循環運転停止時の対応について以下の通り検討した。</p> <p>(1) 格納容器スプレー再循環停止時の格納容器圧力への影響</p> <p>重大事故発生後、スプレー再循環により格納容器圧力が低下している状態であっても、格納容器スプレー再循環が停止した場合には炉心崩壊熱により格納容器圧力は再び上昇する。</p>	<p>る減衰により作業場所の雰囲気線量は約30mSv/hとなる。</p> <p>逆止弁内部が汚染している場合は、系統ベント・ブロー管からのブロー及び系統の水張りによる除染後に仮設逆止弁蓋に取り替える。</p> <p>逆止弁仮蓋取替作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は1時間程度で実施可能であり、作業に伴う被ばく線量は30mSv程度となる。その他の作業については、装置の敷設等が主な作業であり、多くの場合雰囲気線量が低い場所(高圧注入ポンプ入口逆止弁の内弁取り外し作業を含む)(1mSv/h以下)で実施し、作業時間は10時間程度で実施可能であることから、作業に伴う被ばく線量は約10mSv程度となる。したがって、仮設格納容器スプレー再循環系統構築に係る作業全体の被ばく線量は40mSv程度となる。</p> <p>また、雰囲気線量の高い場所で装置の敷設を行う場合は、計画的に交替作業を行うことにより、被ばく線量の低減を図る。</p> <p>さらに、仮設格納容器スプレー再循環系統の雰囲気線量低減策として、仮設格納容器スプレー再循環系統敷設時に鉛マット等により予め作業環境線量率が50mSv/h以下となるように遮へいを行う。</p> <p>既設ラインについても鉛マット等による遮へいを行う。</p> <p>③ 格納容器スプレー再循環系統運転停止時の対応</p> <p>重大事故発生後において、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却を実施している場合、格納容器スプレーポンプ又は余熱除去ポンプの部品取替による格納容器スプレー再循環系統の復旧を実施する。また、並行して仮設格納容器スプレー再循環系統を構築する。既設機器の復旧及び使用を優先するが、復旧が困難な場合は、仮設格納容器スプレー再循環を使用する。これら圧力低減方策の更なる改善のため、格納容器スプレー再循環運転停止時の対応について以下の通り検討した。</p> <p>(1) 格納容器スプレー再循環停止時の格納容器圧力への影響</p> <p>重大事故発生後、格納容器スプレー再循環により格納容器圧力が低下している状態であっても、格納容器スプレー再循環が停止した場合には炉心崩壊熱により格納容器圧力は再び上昇する。ここでは、格</p>	<p>・個別評価結果の相違</p> <p>【玄海3/4】</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>なった後、増し締め等の補修作業を実施する。 非汚染水によるフラッシングの系統イメージを図12及び図13に示す。</p>  <p>図12 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング (残留熱除去系 (A) の場合)</p>	<p>なった後、増し締め等の補修作業を実施する。 非汚染水によるフラッシングの系統イメージを以下に示す。</p>  <p>参考11図 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング</p>	<p>ここでは、格納容器過圧破損事象において、事象発生後30日間まで格納容器内自然対流冷却を行い、その後7日間格納容器スプレイ再循環を行った後に格納容器スプレイが停止した場合の格納容器圧力への影響について検討した。</p> <p>以下の条件で格納容器内水の沸騰までの時間を算出すると21時間程度となり、その間は大幅な格納容器圧力の上昇はない。</p> <p>格納容器スプレイ停止の時期が更に遅くなれば、崩壊熱の低下により沸騰までの時間は長くなり、例えば30日間スプレイ再循環を行った後に停止した場合は約26時間となる。</p> <p>○ 算出条件 (解析結果より)</p> <p>炉心崩壊熱: 約5.5MW 格納容器内水温: 約80℃ エンタルピー: 約335kJ/kg 0.16MPaAの飽和水温度: 約110℃ エンタルピー: 約475kJ/kg 格納容器内水量: 約3000ton 格納容器内圧: 約0.06MPa [gage]</p> <p>○ 計算式</p> $(475-335) \times 3000 \times 1000 / (5.5 \times 1000) = \text{約 } 76000 \text{ s} \approx \text{約 } 21 \text{ h}$	<p>格納容器過圧破損事象において、事象発生後30日間まで格納容器内自然対流冷却を行い、その後7日間格納容器スプレイ再循環を行った後に格納容器スプレイが停止した場合の格納容器圧力への影響について検討した。</p> <p>以下の条件で格納容器内水の沸騰までの時間を算出すると16時間程度となり、その間は大幅な格納容器圧力の上昇はない。格納容器スプレイ停止の時期が更に遅くなれば、崩壊熱の低下により沸騰までの時間は長くなり、例えば30日間格納容器スプレイ再循環を行った後に停止した場合は約20時間となる。</p> <p>△算出条件 (解析結果より) △</p> <p>炉心崩壊熱: 約7.0MW 格納容器内水温: 約85℃ エンタルピー: 約356kJ/kg 0.17MPaAの飽和水温度: 約115℃ エンタルピー: 約483kJ/kg 格納容器内水量: 約3200ton 格納容器内圧: 約0.07MPa [gage]</p> <p>△計算式△</p> $(483-356) \times 3200 \times 1000 / (7.0 \times 1000) = \text{約 } 58000 \text{ s} \approx \text{約 } 16 \text{ h}$	<p>相違理由</p> <p>・個別評価結果の相違 【玄海3/4】</p>
 <p>図13 復水補給水系からの洗浄水ラインを使用したフラッシング (残留熱除去系 (B) の場合)</p>		<p>なお、沸騰開始後は格納容器内温度・圧力の上昇率が大きくなるが、格納容器再循環ユニットへの通水は継続あるいは早期に開始できるよう待機している状態であり、格納容器内温度の上昇に伴い格納容器内自然対流冷却が有効となるとともに、事故後30日時点よりも崩壊熱が低下しているため、格納容器圧力は格納容器スプレイ再循環開始時の圧力(約0.153MPa [gage] (30日時点))以上となることはない。</p> <p>したがって、その後格納容器スプレイが再開されれば、既設格納容器スプレイ使用の場合は1日程度、代替格納容器スプレイ使用の場合は7日程度で格納容器圧力は再び大気圧近傍まで低下する。</p> <p>(2) 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環時に設備が故障した場合の復旧方法</p> <p>既設機器の復旧により格納容器スプレイ再循環を行う際、故障時に備えて複数系統の復旧作業を並行して行う。</p> <p>格納容器再循環サンプは2基あり、それぞれの取</p>	<p>なお、沸騰開始後は格納容器内温度・圧力の上昇率が大きくなるが、格納容器再循環ユニットへの通水は継続あるいは早期に開始できるよう待機している状態であり、格納容器内温度の上昇に伴い格納容器内自然対流冷却が有効となるとともに、事故後30日時点よりも崩壊熱が低下しているため、格納容器圧力は格納容器スプレイ再循環開始時の圧力(約0.187MPa [gage] (30日時点))以上となることはない。</p> <p>したがって、その後格納容器スプレイが再開されれば、既設格納容器スプレイ使用の場合は1日程度、代替格納容器スプレイ使用の場合は7日程度で格納容器圧力は再び大気圧近傍まで低下する。</p> <p>(2) 既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環時に設備が故障した場合の復旧方法</p> <p>既設機器の復旧により格納容器スプレイ再循環を行う際、故障時に備えて複数系統の復旧作業を並行して行う。</p> <p>格納容器再循環サンプは2基あり、それぞれの取</p>	<p>・個別評価結果の相違 【玄海3/4】</p>

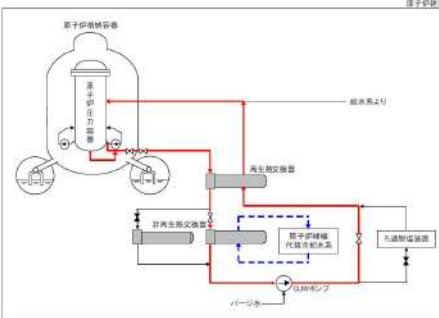
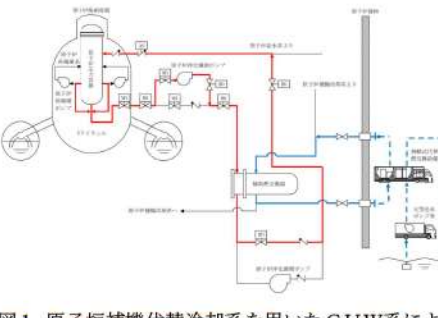
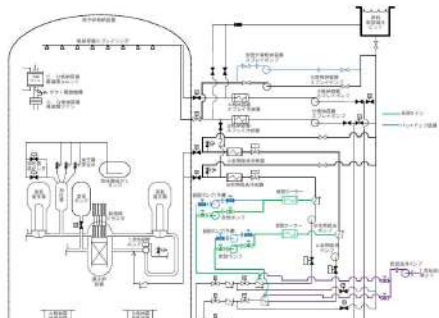
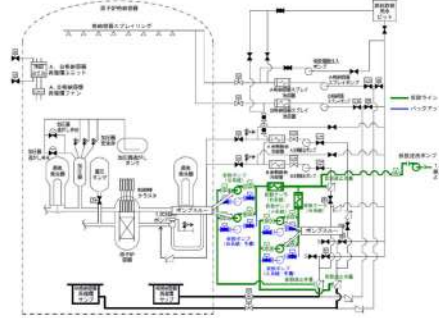
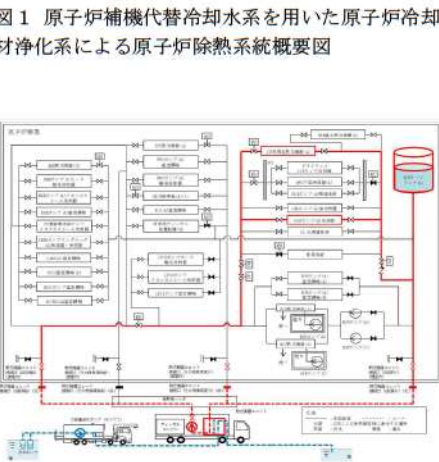
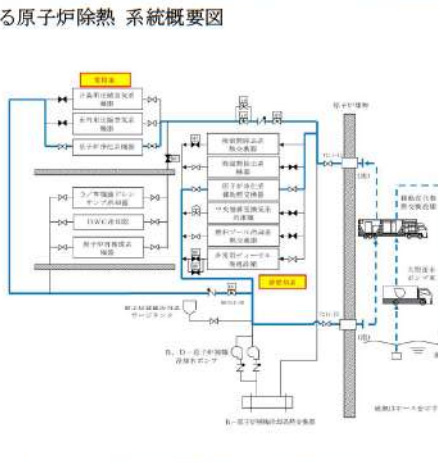
39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>I. 残留熱除去系 (A) 又は (B) の循環運転で使用した弁を全て全閉とする。</p> <p>II. 残留熱除去系 (A) 又は (B) の停止時冷却吸込ライン洗浄止め弁及び残留熱除去系 (A) 又は (B) の試験用調整弁を開操作することで、復水補給水系の水が可搬ホース、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を経由し、サブプレッションチェンパへ流入することで、系統をフラッシングする。</p> <p>III. サプレッションチェンパのプール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する。</p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする。</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する。</p> <p>〔参考8-補足1〕長期安定性の維持のための使用済燃料プール冷却浄化系と原子炉冷却材浄化系熱交換器使用の可能性について</p> <p>長期安定性の維持のために使用済燃料プール冷却浄化系熱交換器又は原子炉冷却材浄化系熱交換器による原子炉格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。</p> <p>ただし、使用済燃料プール冷却浄化系熱交換器については、これを用いて原子炉格納容器除熱を実施するラインを構成することで使用済燃料プールの冷却が行えなくなるため、原子炉格納容器除熱としては使用しないこととする。</p> <p>なお、使用済燃料プール冷却浄化系熱交換器を用いてサブプレッションチェンパのプール水を除熱するためには、使用済燃料プール冷却浄化系ポンプを使用する必要があるが、使用済燃料プール冷却浄化系ポンプは原子炉建屋地上1階に設置しており、水源であるサブプレッションチェンパとのレベル差が大きく、ポンプNPSH 評価が成立しないため、使用は困難と考えている。</p> <p>一方で、原子炉冷却材浄化系熱交換器による原子炉格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。</p> <p>なお、CUW非再生熱交換器は原子炉補機冷却系の常用負荷に接続されているため、より実現可能性の高い格納容器除熱系として非常用負荷に接続されて</p>	<p>I. 可搬型格納容器除熱系の循環運転で使用した弁を全て全閉とする</p> <p>II. 高圧炉心スプレイ系の洗浄水弁、FLSR注水隔離弁、A-RHR注水弁を開操作し、復水輸送系の水が耐熱ホース、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を経由し、原子炉压力容器へ流入することで、系統をフラッシングする</p> <p>III. サプレッション・チェンパのプール水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまでフラッシングを実施する</p> <p>IV. フラッシングにより漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする</p> <p>V. 漏えいフランジの増し締めを行い、系統を復旧する</p> <p>〔参考9-補足1〕長期安定性の維持のためにFPCとCUW補助熱交換器使用の可能性について</p> <p>長期安定性の維持のためにFPC熱交換器又はCUW補助熱交換器による格納容器除熱が可能であるかの検討を行った。</p> <p>ただし、FPC熱交換器については、これを用いて格納容器除熱を実施するラインを構成することで燃料プールの冷却が行えなくなるため、格納容器除熱としては使用しないこととする。</p> <p>なお、FPC熱交換器を用いてサブプレッション・チェンパのプール水を除熱するためには、FPCポンプを使用する必要があるが、FPCポンプは原子炉建物中2階に設置されており、水源であるサブプレッション・チェンパとのレベル差が大きく、ポンプNPSH評価が成立しないため、使用は困難と考えている。</p> <p>一方で、CUW補助熱交換器による格納容器除熱手段については系統成立性が確認できたため使用可能と判断した。詳細の成立性評価について以下に示す。</p> <p>なお、CUW非再生熱交換器は原子炉補機冷却系の常用負荷に接続されているため、より実現可能性の高い格納容器除熱系として非常用負荷に接続されて</p>	<p>り出しラインに格納容器スプレイポンプと余熱除去ポンプが接続されている。このうち格納容器スプレイ再循環運転が可能、格納容器スプレイA、B系統、余熱除去B系統が復旧対象となる。<u>(なお、余熱除去B系統の復旧に合わせて3V-RH-101の弁体を撤去し、B余熱除去系からのスプレイを可能とする)。</u></p> <p><u>これらは複数系統であっても、作業を並行して行うことが可能であり、仮設ラインについても並行して敷設することが可能であることから、3系統の復旧と仮設ラインの敷設に着手し、どれか1系統が復旧次第、その1系統を使って格納容器スプレイ再循環を開始し、残り2系統の復旧作業を継続する。</u></p> <p>a. 複数系統復旧されている場合 運転中の既設機器による格納容器スプレイ再循環1系統が停止した場合は、速やかに待機中の系統に切替えることができるため、格納容器スプレイが長時間停止することはない。</p> <p>b. 1系統のみ復旧されている場合 既設機器による格納容器スプレイ再循環1系統が停止した場合には、継続的な格納容器の圧力低減のため、順次並行で準備している仮設ラインに切替を行う。これにより、有意に格納容器圧力が上昇することはない。</p> <p>(3) 仮設格納容器スプレイ再循環系統による格納容器スプレイ再循環時に設備が故障した場合の復旧方法 仮設ラインを用いる場合は、優先して行っている既設機器の復旧が完了していない場合である。 したがって、仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築に当たっては極力多重化を図り信頼性を向上させる。 具体的には格納容器再循環サンプから<u>代替格納容器スプレイポンプ</u>までのラインの多重化(格納容器再循環サンプも含め)を行うとともに、<u>代替格納容器スプレイポンプのバックアップとして仮設代替格納容器スプレイポンプを準備する。</u>更に仮設ポンプのバックアップとして仮設ポンプ(予備)を準備し、信頼性を高める。</p>	<p>り出しラインに格納容器スプレイポンプと余熱除去ポンプが接続されている。このうち格納容器スプレイ再循環運転が可能、格納容器スプレイA、B系統、余熱除去B系統が復旧対象となる。</p> <p>複数系統であっても、作業を並行して行うことが可能であり、仮設ラインについても並行して敷設することが可能であることから、3系統の復旧と仮設ラインの敷設に着手し、どれか1系統が復旧し次第、その1系統を使って格納容器スプレイ再循環を開始し、残り2系統の復旧作業を継続する。</p> <p><u>なお、A系統とB系統は遮へい壁により分離されているため、片系統が運転中も継続して作業を実施するが、B系統内の1つが運転を開始した場合、空間線量が厳しくなるため、もう1つの復旧作業は実施しない。</u></p> <p>a. 複数系統復旧されている場合 運転中の既設機器による格納容器スプレイ再循環1系統が停止した場合は、速やかに待機中の系統に切替えることができるため、格納容器スプレイが長時間停止することはない。</p> <p>b. 1系統のみ復旧されている場合 既設機器による格納容器スプレイ再循環1系統が停止した場合には、継続的な格納容器の圧力低減のため、順次並行で準備している仮設ラインに切替を行う。これにより、有意に格納容器圧力が上昇することはない。</p> <p>(3) 仮設格納容器スプレイ再循環系統による格納容器スプレイ再循環時に設備が故障した場合の復旧方法 仮設ラインを用いる場合は、優先して行っている既設機器の復旧が完了していない場合である。 したがって、仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築に当たっては極力多重化を図り信頼性を向上させる。具体的には格納容器再循環サンプから<u>既設配管</u>までのラインの多重化(格納容器再循環サンプも含め)を行う。更に仮設ポンプのバックアップとして仮設ポンプ(予備)を準備し、信頼性を高める。</p>	<p>相違理由</p>

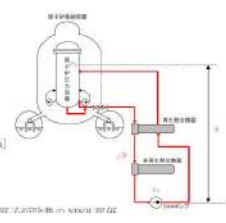
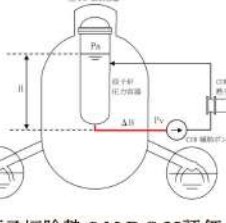
39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>(1) 原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱(実現可能性) 原子炉冷却材浄化系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下(レベル2)により隔離状態になる。 また、通常は原子炉補機冷却水系を冷却水として用いているが、本除熱手段では原子炉補機代替冷却水系を用いることで冷却水を確保する。 可搬ホース等は原子炉冷却材浄化系では使用する必要がなく、手動弁による系統構成のみで運転可能である。 原子炉冷却材浄化系は原子炉压力容器が水源であり、原子炉冷却材浄化系ポンプの吸込圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉再循環系配管高さ以上(事故時は原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で安定していることを目安としている)に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。 さらに、原子炉冷却材浄化系ポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモータポンプであるため、通常運転中は制御棒駆動水圧系からの清浄なパージ水を供給しており、この原子炉除熱運転時も同様に制御棒駆動水圧系からパージ水が必要となる。制御棒駆動水圧系からのパージ水供給が不可能な場合は、復水補給水系等による代替パージ水を供給する手段を整えることにより原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱を実施することができる。これらの条件を満たした上で、原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による除熱可能量は「1.5MW」である。 原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の系統概要図を図1に、原子炉補機代替冷却水系(原子炉冷却材浄化系除熱ライン)系統概要図を図2に示す。</p>	<p>いるCUW補助熱交換器を用いた系統を検討する。 (1)原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱(実現可能性) CUW系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下(レベル3)により隔離状態になる。 また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では原子炉補機代替冷却系を用いることで冷却水を確保する。 耐熱ホース等はCUW系では使用する必要がなく、弁操作による系統構成のみで運転可能である。 CUW系は原子炉压力容器が水源であり、CUW補助ポンプは原子炉圧力が低圧時にも冷却材の循環を行うことが可能であるが、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。 CUW系による原子炉除熱の条件を満たしたうえで、原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による除熱可能量は事故発生30日後の崩壊熱「約3.9MW」を上回る。</p>	<p>仮に仮設ラインのフランジ部から漏えいが発生した場合は、仮設系統の敷設に併せて設置した仮設洗浄ポンプで仮設ラインの洗浄を行い、漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合は、漏えいフランジの増し締めを行う。 a. 2系統復旧されている場合 運転中の仮設格納容器スプレイ再循環系統が停止した場合は、速やかに待機中の系統に切替えることができるため、格納容器スプレイが長時間停止することはない。 b. 1系統のみ復旧されている場合 仮にバックアップ系統なしで仮設格納容器スプレイ再循環を行っている場合に当該系統が停止した場合、直ちに当該ラインを復旧する必要がある。復旧作業については、次に示す手順により、長時間格納容器スプレイを停止させることなく復旧することが可能であると考えられる。 ● 具体的な手順の概要 作業手順1:フランジ部から漏えい発生時の対応 (a) 作業手順 1) 漏えいの検知 放射線エリアモニタ等により検知する。 2) 仮設ポンプの停止 高い放射線レベルが検知された場合は、警報を確認した運転員、又は保修員が直ちに仮設ポンプを停止させる。 3) 仮設洗浄ポンプによる仮設格納容器スプレイ再循環ラインの洗浄 仮設系統の敷設時に併せて仮設ラインを洗浄(フラッシング)するためのラインを設置する。本ラインは被ばくが少ない安全な場所から弁の開閉やポンプの起動ができる設備で構成し、再循環開始後にも作業ができるようにする。手順と仮設洗浄ポンプ運転時の系統イメージを以下に示す。</p>	<p>仮に仮設ラインのフランジ部から漏えいが発生した場合は、仮設系統の敷設に併せて設置した仮設逆洗ポンプで仮設ラインの洗浄を行い、漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合は、漏えいフランジの増し締めを行う。 a. 2系統復旧されている場合 運転中の仮設格納容器スプレイ再循環系統が停止した場合は、速やかに待機中の系統に切替えることができるため、格納容器スプレイが長時間停止することはない。 b. 1系統のみ復旧されている場合 仮にバックアップ系統なしで仮設格納容器スプレイ再循環を行っている場合に当該系統が停止した場合、直ちに当該ラインを復旧する必要がある。復旧作業については、次に示す手順により、長時間格納容器スプレイを停止させることなく復旧することが可能であると考えられる。 ＜具体的な手順の概要＞ 作業手順1:フランジ部から漏えい発生時の対応 (a) 作業手順 1) 漏えいの検知 放射線エリアモニタ等により検知する。 2) 仮設ポンプの停止 高い放射線レベルが検知された場合は、警報を確認した運転員が直ちに仮設ポンプを停止させる。 3) 仮設逆洗ポンプによる仮設格納容器スプレイ再循環ラインの洗浄 仮設系統の敷設時に併せて仮設ラインを逆洗するためのラインを設置する。本ラインは被ばくが少ない安全な場所から弁の開閉やポンプの起動が出来る設備で構成し、再循環開始後にも作業ができるようにする。仮設逆洗ポンプ運転時の系統イメージを以下に示す。</p>	

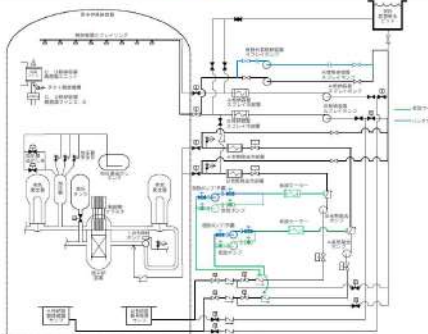
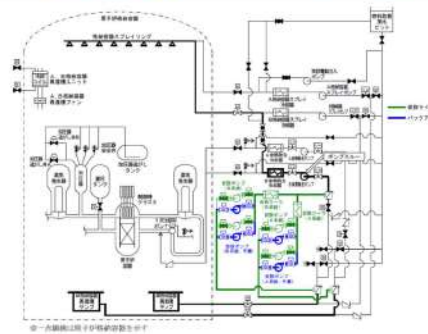
39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
 <p>図1 原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱系統概要図</p>	 <p>図1 原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱 系統概要図</p>	 <p>① 仮設洗浄ポンプ側の準備 ・状況に応じて仮設洗浄ポンプに供給できる水源を決め(淡水・海水・原子炉補機冷却水)仮設洗浄ポンプサクションへ水源を接続する。 ② 洗浄ラインの構成 ・T.P.2.8 m安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁操作を行い、洗浄ラインを構成する。 ③ 仮設洗浄ポンプ運転 ・仮設洗浄ポンプを起動し、仮設ポンプ出口弁を開とする。 ・仮設ラインの洗浄運転を開始する。 ④ 洗浄運転の停止操作 ・格納容器水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまで実施する。 ・仮設洗浄ポンプ出口弁を閉操作し、仮設洗浄ポンプを停止する。 4) 漏えいフランジ増し締め ・洗浄により漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする。 ・漏えいフランジ部の鉛遮蔽を取り外す。 ・漏えいフランジを増し締めし、鉛遮蔽を復旧する。 5) 系統の復旧 ・T.P.2.8m安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁を行い、再循環ラインを構築するとともに、仮設ポンプによる代替格納容器スプレイポンプへの供給を再開する。</p>	 <p>3-1) 仮設逆洗ポンプ側の準備 ・状況に応じて仮設逆洗ポンプに供給出来る水源を決め(淡水・海水)仮設逆洗ポンプサクションへ水源を接続する。 3-2) 逆洗ラインの構成 ・EL.-11.5m余熱除去ポンプ入口弁操作場所で余熱除去ポンプ入口弁を閉操作し、逆洗ラインを構成する。 3-3) 仮設逆洗ポンプ運転 ・仮設逆洗ポンプを起動し、仮設ポンプ出口弁を開とする。 ・仮設ラインの洗浄運転を開始する。 3-4) 洗浄運転の停止操作 ・格納容器水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまで実施する。 ・仮設逆洗ポンプ出口弁を閉操作し、仮設逆洗ポンプを停止する。 4) 漏えいフランジ増し締め ・逆洗により漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする。 ・漏えいフランジ部の鉛遮蔽を取り外す。 ・漏えいフランジを増し締めし、鉛遮蔽を復旧する。 5) 系統の復旧 ・EL.-11.5m余熱除去ポンプ入口弁操作場所で余熱除去ポンプ入口弁を開操作し、系統を復旧する。 6) 仮設格納容器スプレイ再循環の再開 ・仮設ポンプを起動し、格納容器スプレイ再循環を再開する。</p>	<p>相違理由</p>
 <p>図2 原子炉補機代替冷却水系(原子炉冷却材浄化系除熱ライン)系統概要図 (効果) 除熱量は「1.5MW」である。 (系統成立性評価) 原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱は、約1.5MWを除熱できることとし、本章ではその系統成立性評価を示す。 評価に当たっては「① 原子炉冷却材浄化系ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下3階に設置されている原子炉冷却材浄化系ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。</p>	 <p>図2 原子炉補機代替冷却系(CUV除熱ライン)系統概要図 <効果> 除熱量は事故発生30日後の崩壊熱「約3.9MW」を上回ることから「1.可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱」の参考2~4図にて示した同等の除熱効果が得られる。 <系統成立性評価> 原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱は、事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できることとし、本章ではその系統成立性評価を示す。 評価にあたっては「①CUW補助ポンプのNPSH(Net Positive Suction Head)評価」で原子炉建屋地下1階に設置されているCUW補助ポンプの必要NPSHが系統圧力損失を考慮して有効NPSHを満足することを確認する。 次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本</p>	<p>① 仮設洗浄ポンプ側の準備 ・状況に応じて仮設洗浄ポンプに供給できる水源を決め(淡水・海水・原子炉補機冷却水)仮設洗浄ポンプサクションへ水源を接続する。 ② 洗浄ラインの構成 ・T.P.2.8 m安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁操作を行い、洗浄ラインを構成する。 ③ 仮設洗浄ポンプ運転 ・仮設洗浄ポンプを起動し、仮設ポンプ出口弁を開とする。 ・仮設ラインの洗浄運転を開始する。 ④ 洗浄運転の停止操作 ・格納容器水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまで実施する。 ・仮設洗浄ポンプ出口弁を閉操作し、仮設洗浄ポンプを停止する。 4) 漏えいフランジ増し締め ・洗浄により漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする。 ・漏えいフランジ部の鉛遮蔽を取り外す。 ・漏えいフランジを増し締めし、鉛遮蔽を復旧する。 5) 系統の復旧 ・T.P.2.8m安全系補機バルブ室前の仮設ポンプ切替弁操作場所で弁を行い、再循環ラインを構築するとともに、仮設ポンプによる代替格納容器スプレイポンプへの供給を再開する。</p>	<p>3-1) 仮設逆洗ポンプ側の準備 ・状況に応じて仮設逆洗ポンプに供給出来る水源を決め(淡水・海水)仮設逆洗ポンプサクションへ水源を接続する。 3-2) 逆洗ラインの構成 ・EL.-11.5m余熱除去ポンプ入口弁操作場所で余熱除去ポンプ入口弁を閉操作し、逆洗ラインを構成する。 3-3) 仮設逆洗ポンプ運転 ・仮設逆洗ポンプを起動し、仮設ポンプ出口弁を開とする。 ・仮設ラインの洗浄運転を開始する。 3-4) 洗浄運転の停止操作 ・格納容器水位に影響しない範囲で、空間線量が下がるまで実施する。 ・仮設逆洗ポンプ出口弁を閉操作し、仮設逆洗ポンプを停止する。 4) 漏えいフランジ増し締め ・逆洗により漏えいフランジ近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスする。 ・漏えいフランジ部の鉛遮蔽を取り外す。 ・漏えいフランジを増し締めし、鉛遮蔽を復旧する。 5) 系統の復旧 ・EL.-11.5m余熱除去ポンプ入口弁操作場所で余熱除去ポンプ入口弁を開操作し、系統を復旧する。 6) 仮設格納容器スプレイ再循環の再開 ・仮設ポンプを起動し、格納容器スプレイ再循環を再開する。</p>	<p>相違理由</p>

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>次に「②流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。</p> <p>このとき、原子炉冷却材浄化系ポンプ流量については基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり、改めて評価する必要はない。</p> <p>一方で、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通過することとなる熱交換器ユニットについては流量評価を行い、その流量で原子炉補機代替冷却水系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が約1.5MWを除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p> <p>① 原子炉冷却材浄化系ポンプのNPSH 評価 ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH ≥ 必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図3の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位と原子炉冷却材浄化系ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効NPSHと、原子炉冷却材浄化系ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下のとおりであり、評価結果は表1に示すとおり、ポンプのNPSH評価は成立する。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>有効NPSH = Pa - Pv + H - ΔB</p> <p>Pa : 水蒸気相部の圧力 [m] Pv : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m] H : 静水頭 (水面水位～ポンプ) [m] ΔB : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]</p> <p>図3 原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱のNPSH評価</p> <p>表1 表1 NPSH評価結果</p>	<p>系統で確保可能な系統流量を評価する。</p> <p>このとき、CUW補助ポンプについては基本的に通常運転時と使用条件が変わらないため定格流量は確保可能であり、改めて評価する必要はない。</p> <p>一方で、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通過することとなる原子炉補機代替冷却水ポンプについては流量評価を行い、その流量で原子炉補機代替冷却系による除熱可能な除熱量を「③除熱量評価」で示し、本系統が事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できることを確認し、系統成立性を示す。</p> <p>①CUW補助ポンプのNPSH評価 ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効NPSH」が、ポンプの「必要NPSH」と同等かそれ以上であること(有効NPSH ≥ 必要NPSH)を満足する必要がある、有効NPSHと必要NPSHを比較するNPSH評価によりポンプの成立性を確認する。本評価では図3の系統構成を想定し、原子炉圧力、原子炉水位とCUW補助ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失により求められる有効NPSHと、CUW補助ポンプの必要NPSHを比較することで評価する。有効NPSHの評価式は以下のとおりであり、評価結果は表1に示すとおり、ポンプのNPSH評価は成立する。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>有効NPSH = Pa - Pv + H - ΔB</p> <p>Pa : 水蒸気相部の圧力 [m] Pv : ポンプ入口温度での飽和蒸気圧力 [m] H : 静水頭 (水面水位～ポンプ) [m] ΔB : ポンプ吸込ラインの圧力損失 [m]</p> <p>図3 CUW系による原子炉除熱のNPSH評価</p> <p>表1 NPSH評価結果</p>	<p>(b)作業に伴う被ばく線量(補足4 添付資料-8)</p> <p>洗浄により漏えいフランジ部近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスし、増し締めを実施する。仮に空間線量が50mSv/hまで減少した場合は、作業時間が0.1時間程度であるため、作業に伴う被ばく線量は約5mSvとなる。</p> <p>作業手順2: 仮設ポンプ停止時の対応 仮設ポンプや仮設ポンプ(予備)のラインは、被ばくが少ない安全な場所から弁の開閉やポンプの起動ができる設備で構成し、再循環開始後にも作業ができるようにする。仮設ポンプ(予備)運転時のイメージを以下に示す。</p>	<p>(b) 作業に伴う被ばく線量(補足4 添付資料-8)</p> <p>逆洗により漏えいフランジ部近辺の空間線量が十分低下した場合、漏えいフランジ部にアクセスし、増し締めを実施する。仮に空間線量が50mSv/hまで減少した場合は、作業に伴う被ばく線量は約16.4mSvとなる。</p> <p>1) 仮設ポンプの停止・起動 ・作業時間: ポンプ停止・起動操作に計0.1時間 ・作業環境線量率: 約50mSv/h 仮設ポンプの停止作業に伴う被ばく線量は約5mSvとなる。</p> <p>2) 仮設逆洗ラインの構成、復旧 ・作業時間: 構成、復旧に各40分 ・作業環境線量率: 約1mSv/h 仮設逆洗ラインの構成、復旧に伴う被ばく線量は約1.4mSv程度となる。</p> <p>3) 仮設逆洗ポンプの運転・停止 ・作業時間: ポンプ運転・停止操作に計0.1時間 ・作業環境線量率: 約50mSv/h 仮設逆洗ポンプの運転・停止作業に伴う被ばく線量は約5mSvとなる。</p> <p>4) 漏えいフランジ増し締め ・作業時間: 約0.1時間 ・作業環境線量率: 約50mSv/h 漏えいフランジ増し締め作業に伴う被ばく線量は約5mSv程度となる。</p> <p>作業手順2: 仮設ポンプ停止時の対応 仮設ポンプや仮設ポンプ(予備)のラインは、被ばくが少ない安全な場所から弁の開閉やポンプの起動ができる設備で構成し、再循環開始後にも作業ができるようにする。仮設ポンプ(予備)運転時のイメージを以下に示す。</p>	<p>相違理由</p>

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																													
<table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>水頭圧</th> <th>設定根拠</th> </tr> <tr> <td>Pa 原子炉圧力</td> <td>44.9m</td> <td>原子炉減圧後の圧力(0.9MPa)の本頭換算値</td> </tr> <tr> <td>Pv CUVポンプ入口直度での飽和蒸気圧(本頭換算値)</td> <td>2.7m</td> <td>ポンプ入口直度前(C)に余剰を見て66℃とした場合の飽和蒸気圧</td> </tr> <tr> <td>II 原子炉水位とCUWポンプ吸込口の水深差</td> <td></td> <td>原子炉水位は原子炉水位低(レベル2)0.1(19060)とし、CUWポンプ吸込口は(0.1(-3440))とする。</td> </tr> <tr> <td>III 吸込配管圧損(原子炉冷却材浄化系配管)</td> <td></td> <td>有効NPSH</td> </tr> <tr> <td>必要NPSH</td> <td></td> <td>原子炉冷却材浄化系ポンプの必要NPSH</td> </tr> <tr> <td>成立性評価</td> <td>○</td> <td>有効NPSH>必要NPSH</td> </tr> </table>	項目	水頭圧	設定根拠	Pa 原子炉圧力	44.9m	原子炉減圧後の圧力(0.9MPa)の本頭換算値	Pv CUVポンプ入口直度での飽和蒸気圧(本頭換算値)	2.7m	ポンプ入口直度前(C)に余剰を見て66℃とした場合の飽和蒸気圧	II 原子炉水位とCUWポンプ吸込口の水深差		原子炉水位は原子炉水位低(レベル2)0.1(19060)とし、CUWポンプ吸込口は(0.1(-3440))とする。	III 吸込配管圧損(原子炉冷却材浄化系配管)		有効NPSH	必要NPSH		原子炉冷却材浄化系ポンプの必要NPSH	成立性評価	○	有効NPSH>必要NPSH	<table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>2号炉</th> <th>設定根拠</th> </tr> <tr> <td>Pa 原子炉圧力</td> <td>13.2m</td> <td>安全解析における事故発生30日後の原子炉圧力(0.028MPa)の水頭圧換算値</td> </tr> <tr> <td>Pv CUV補助ポンプ入口直度での飽和蒸気圧(水頭換算)</td> <td>12.0m</td> <td>安全解析における事故発生30日後の原子炉冷却材温度(105℃)の飽和蒸気圧</td> </tr> <tr> <td>II 原子炉水位とCUW補助ポンプ軸レベル間の水頭差</td> <td></td> <td>原子炉水位は「原子炉水位低(レベル3)(EL.29840)」とし、ポンプ軸レベルはEL. 〇とする。</td> </tr> <tr> <td>ΔII 吸込配管圧損(CUW配管)</td> <td></td> <td>定格流量228m³/h時のポンプ吸込配管圧損</td> </tr> <tr> <td>有効NPSH</td> <td></td> <td>Pa-Pv+II-ΔII</td> </tr> <tr> <td>必要NPSH</td> <td></td> <td>CUW補助ポンプの必要NPSH</td> </tr> <tr> <td>成立性評価</td> <td>○</td> <td>有効NPSH>必要NPSH</td> </tr> </table>	項目	2号炉	設定根拠	Pa 原子炉圧力	13.2m	安全解析における事故発生30日後の原子炉圧力(0.028MPa)の水頭圧換算値	Pv CUV補助ポンプ入口直度での飽和蒸気圧(水頭換算)	12.0m	安全解析における事故発生30日後の原子炉冷却材温度(105℃)の飽和蒸気圧	II 原子炉水位とCUW補助ポンプ軸レベル間の水頭差		原子炉水位は「原子炉水位低(レベル3)(EL.29840)」とし、ポンプ軸レベルはEL. 〇とする。	ΔII 吸込配管圧損(CUW配管)		定格流量228m ³ /h時のポンプ吸込配管圧損	有効NPSH		Pa-Pv+II-ΔII	必要NPSH		CUW補助ポンプの必要NPSH	成立性評価	○	有効NPSH>必要NPSH			<p>相違理由</p>
項目	水頭圧	設定根拠																																															
Pa 原子炉圧力	44.9m	原子炉減圧後の圧力(0.9MPa)の本頭換算値																																															
Pv CUVポンプ入口直度での飽和蒸気圧(本頭換算値)	2.7m	ポンプ入口直度前(C)に余剰を見て66℃とした場合の飽和蒸気圧																																															
II 原子炉水位とCUWポンプ吸込口の水深差		原子炉水位は原子炉水位低(レベル2)0.1(19060)とし、CUWポンプ吸込口は(0.1(-3440))とする。																																															
III 吸込配管圧損(原子炉冷却材浄化系配管)		有効NPSH																																															
必要NPSH		原子炉冷却材浄化系ポンプの必要NPSH																																															
成立性評価	○	有効NPSH>必要NPSH																																															
項目	2号炉	設定根拠																																															
Pa 原子炉圧力	13.2m	安全解析における事故発生30日後の原子炉圧力(0.028MPa)の水頭圧換算値																																															
Pv CUV補助ポンプ入口直度での飽和蒸気圧(水頭換算)	12.0m	安全解析における事故発生30日後の原子炉冷却材温度(105℃)の飽和蒸気圧																																															
II 原子炉水位とCUW補助ポンプ軸レベル間の水頭差		原子炉水位は「原子炉水位低(レベル3)(EL.29840)」とし、ポンプ軸レベルはEL. 〇とする。																																															
ΔII 吸込配管圧損(CUW配管)		定格流量228m ³ /h時のポンプ吸込配管圧損																																															
有効NPSH		Pa-Pv+II-ΔII																																															
必要NPSH		CUW補助ポンプの必要NPSH																																															
成立性評価	○	有効NPSH>必要NPSH																																															
<p>②流量評価</p> <p>原子炉補機代替冷却水を用いた原子炉冷却浄化系による原子炉除熱の原子炉補機代替冷却水系の系統流量は、後述する評価により〇m³/h以上確保可能であること確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、熱交換器ユニットの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図2の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」の交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は、図4に示すとおり、ポンプの動作点が〇m³/h以上確保可能であることを確認した。</p> <p>参考として、系統線量〇m³/h時の圧力損失を表2に示す。</p> <div data-bbox="89 1101 526 1356" style="border: 1px solid black; height: 160px; width: 195px;"></div> <p>図4 原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱 原子</p>	<p>② 流量評価</p> <p>原子炉補機代替冷却系を用いたCUW系による原子炉除熱の、原子炉補機代替冷却系の系統流量は、後述する評価により〇m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、原子炉補機代替冷却水ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図2の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」の交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図4に示すとおり、ポンプ動作点が〇m³/h以上であることから、本系統流量は〇m³/h以上確保可能であることを確認した。</p> <p>参考として、系統流量〇m³/h時の圧力損失を表2に示す。</p> <div data-bbox="560 1077 996 1412" style="border: 1px solid black; height: 210px; width: 195px;"></div> <p>図4 CUW系による原子炉除熱 原子炉補機代替冷却系 系統流量評価結果</p>	<p>(a) 作業手順</p> <p>1) 仮設ポンプ(予備)への切替</p> <ul style="list-style-type: none"> ・仮設ポンプが復旧しない場合、仮設ポンプ(予備)への切替を開始する。 ・仮設ポンプ入口弁と出口弁の開操作を行う。 ・仮設ポンプ(予備)入口弁の開操作を行う。 ・仮設ポンプ(予備)を起動し、仮設ポンプ(予備)出口弁の開操作を行う。 <p>(b) 作業に伴う被ばく線量</p> <p>仮設ポンプ(予備)への切替作業は、被ばくが少ない安全な場所からの操作で実施する。</p>	<p>(a) 作業手順</p> <p>1) 仮設ポンプ(予備)への切り替え</p> <ul style="list-style-type: none"> ・仮設ポンプが復旧しない場合、仮設ポンプ(予備)への切り替えを開始する。 ・仮設ポンプ入口弁と出口弁の開操作を行う。 ・仮設ポンプ(予備)入口弁の開操作を行う。 ・仮設ポンプ(予備)の起動し、仮設ポンプ(予備)出口弁の開操作を行う。 <p>(b) 作業に伴う被ばく線量(補足4 添付資料-8)</p> <p>仮設ポンプが復旧しない場合、仮設ポンプ(予備)への切り替えを実施する。仮に空間線量が50mSv/hまで減少した場合は、仮設逆洗ラインの構成、復旧等を含め、作業に伴う被ばく線量は約41.4mSvとなる。</p> <p>1) 仮設ポンプの停止・起動</p> <ul style="list-style-type: none"> ・作業時間: ポンプ起動・停止操作に計0.1時間 ・作業環境線量率: 約50mSv/h <p>仮設ポンプの停止作業に伴う被ばく線量は約5mSvとなる。</p> <p>2) 仮設逆洗ラインの構成、復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・作業時間: 構成、復旧に各40分 ・作業環境線量率: 約1mSv/h <p>仮設逆洗ラインの構成、復旧に伴う被ばく線量は約1.4mSvとなる。</p> <p>3) 仮設逆洗ポンプの運転・停止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・作業時間: ポンプ運転・停止操作に計0.1時間 ・作業環境線量率: 約50mSv/h <p>仮設逆洗ポンプの運転・停止作業に伴う被ばく線量は約5mSvとなる。</p> <p>4) 漏えいフランジ増し締め</p>	<p>相違理由</p>																																													

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																	
<p>炉補機代替冷却水系系統流量評価結果</p> <p>表2 圧力損失内訳</p> <table border="1" data-bbox="85 292 533 502"> <tr> <td>流量</td> <td>常設配管</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">配管・弁類圧力損失</td> <td>可搬ホース</td> <td></td> </tr> <tr> <td>代替熱交換器</td> <td></td> </tr> <tr> <td>静水頭</td> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>注入先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注入先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td>システム抵抗</td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>③除熱量評価</p> <p>上述②の評価結果のとおり、原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の原子炉補機代替冷却水系系統流量は、□m³/h確保可能であることから、それぞれの流量における系統の除熱量を評価した。</p> <p>評価条件は表3に示すとおりであり、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器及び熱交換器ユニットの性能、大容量送水ポンプ(タイプI)による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、約1.5MWを除熱可能なことを確認した。</p> <p>原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱の除熱量評価図を図5に示す。</p> <p>表3 熱交換器ユニットの除熱量評価条件</p> <table border="1" data-bbox="85 1129 533 1204"> <tr> <td rowspan="2">熱交換器ユニット</td> <td>淡水系</td> <td>淡水側入口温度</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>淡水側流量</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">海水系</td> <td>海水温度</td> <td>26℃</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>892m³/h</td> </tr> </table>	流量	常設配管		配管・弁類圧力損失	可搬ホース		代替熱交換器		静水頭	水源	—		注入先	—			0 (閉ループ)	圧力差	水源	—	注入先	—			0 (閉ループ)	システム抵抗			熱交換器ユニット	淡水系	淡水側入口温度			淡水側流量		海水系	海水温度	26℃	海水流量	892m ³ /h	<p>表2 圧力損失内訳</p> <table border="1" data-bbox="562 256 1003 507"> <tr> <td>除熱手段(評価ルート)</td> <td>2号炉</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">配管・弁類圧力損失</td> <td>常設ライン</td> <td></td> </tr> <tr> <td>淡水ホース</td> <td></td> </tr> <tr> <td>代替熱交換器</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">静水頭</td> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注入先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力差</td> <td>水源</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>注入先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td>システム抵抗(圧力損失)</td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>③ 除熱量評価</p> <p>上述②の評価結果のとおり、CUWによる原子炉除熱の、原子炉補機代替冷却水系系統流量は□m³/hが確保可能であることから、系統の除熱量を評価した。</p> <p>評価条件は表3に示すとおりであり、CUW補助熱交換器及び移動式代替熱交換設備の性能、大型送水ポンプ車による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱できることを確認した。</p> <p>表3 移動式熱交換設備の除熱量評価条件</p> <table border="1" data-bbox="562 1110 1003 1225"> <tr> <td rowspan="4">移動式代替熱交換設備</td> <td rowspan="2">淡水系</td> <td>淡水側入口温度</td> <td>□℃</td> </tr> <tr> <td>淡水側流量</td> <td>□m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">海水系</td> <td>海水温度</td> <td>30℃</td> </tr> <tr> <td>海水流量</td> <td>780m³/h</td> </tr> </table>	除熱手段(評価ルート)	2号炉	流量		配管・弁類圧力損失	常設ライン		淡水ホース		代替熱交換器		静水頭	水源	—	注入先	—			0 (閉ループ)	圧力差	水源	—	注入先	—			0 (閉ループ)	システム抵抗(圧力損失)			移動式代替熱交換設備	淡水系	淡水側入口温度	□℃	淡水側流量	□m ³ /h	海水系	海水温度	30℃	海水流量	780m ³ /h	<p>以上より、重大事故発生後においても、格納容器スプレイ再循環復旧あるいは仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築により、事象発生後1ヶ月程度で格納容器圧力を大気圧近傍すなわち通常運転状態程度まで低下させることができると考えられる。したがって、荷重の組合せを考慮する際に用いる長期荷重の継続時間としては、保守的に2×10⁻¹年(約2.4ヶ月)を用いることとする。</p> <p>(参考)</p> <p>格納容器スプレイ再循環以外の格納容器減圧方策としては、格納容器外部スプレイが考えられるが、泊3号炉の格納容器はドーム部を含め格納容器全体を外部遮蔽(厚さ30cm~100cm)が覆っており、外部スプレイを行った場合でも、大きな減圧効果は期待できない。また、同様に格納容器外からの冷却方法として、アンユラス循環系にクーラを設置する等してアンユラス雰囲気冷却を行い、格納容器鋼板を通じた格納容器除熱を行うことが考えられるが、減圧効果は限定的である。</p>	<p>・作業時間：約0.1時間 ・作業環境線量率：約50mSv/h 漏えいフランジ増し締め作業に伴う被ばく線量は約5mSvとなる。</p> <p>5) 仮設ポンプ(予備)への切り替え</p> <p>・作業時間：約0.5時間 ・作業環境線量率：約50mSv/h 仮設ポンプ(予備)への切り替え作業に伴う被ばく線量は約25mSvとなる。</p> <p>以上より、重大事故発生後においても、格納容器スプレイ再循環復旧あるいは仮設格納容器スプレイ再循環系統の構築により、事象発生後1ヶ月程度で格納容器圧力を大気圧近傍すなわち通常運転状態程度まで低下させることができると考えられる。したがって、荷重の組合せを考慮する際に用いる長期荷重の継続時間としては、保守的に2×10⁻¹年(約2.4ヶ月)を用いることとする。</p> <p>(参考)</p> <p>格納容器スプレイ再循環以外の格納容器減圧方策としては、格納容器外部スプレイが考えられるが、玄海3,4号炉の格納容器はドーム部を含め格納容器全体を外部遮蔽(厚さ110cm~130cm)が覆っており、外部スプレイを行った場合でも、大きな減圧効果は期待できない。また、同様に格納容器外からの冷却方法として、アンユラス循環系にクーラを設置するなどしてアンユラス雰囲気冷却を行い、格納容器鋼板を通じた格納容器除熱を行うことが考えられるが、減圧効果は限定的である。</p>	<p>相違理由</p>
流量	常設配管																																																																																				
配管・弁類圧力損失	可搬ホース																																																																																				
	代替熱交換器																																																																																				
静水頭	水源	—																																																																																			
	注入先	—																																																																																			
		0 (閉ループ)																																																																																			
圧力差	水源	—																																																																																			
	注入先	—																																																																																			
		0 (閉ループ)																																																																																			
システム抵抗																																																																																					
熱交換器ユニット	淡水系	淡水側入口温度																																																																																			
		淡水側流量																																																																																			
海水系	海水温度	26℃																																																																																			
	海水流量	892m ³ /h																																																																																			
除熱手段(評価ルート)	2号炉																																																																																				
流量																																																																																					
配管・弁類圧力損失	常設ライン																																																																																				
	淡水ホース																																																																																				
	代替熱交換器																																																																																				
静水頭	水源	—																																																																																			
	注入先	—																																																																																			
		0 (閉ループ)																																																																																			
圧力差	水源	—																																																																																			
	注入先	—																																																																																			
		0 (閉ループ)																																																																																			
システム抵抗(圧力損失)																																																																																					
移動式代替熱交換設備	淡水系	淡水側入口温度	□℃																																																																																		
		淡水側流量	□m ³ /h																																																																																		
	海水系	海水温度	30℃																																																																																		
		海水流量	780m ³ /h																																																																																		

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

図5 原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱系統の除熱量評価図

以上の「① ポンプのNPSH評価」、「② 流量評価」、「③ 除熱量評価」の結果から、原子炉補機代替冷却水系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱系統は約1.5MWを除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

以上の「① 流量評価」及び「② 除熱量評価」の結果から、原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱系統は約4MWを除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

[参考8 - 補足2]原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱

(実現可能性)

ドライウェル冷却系はドライウェル内に設置された各機器類の正常な運転のために、ドライウェル内雰囲気適切な温度状態に保持する系統であるが、送風機運転できない場合でも、冷却コイルに冷却水を通水することで原子炉格納容器除熱に期待できる。

ドライウェル冷却系は、ドライウェル内の上部に3台、下部に3台設置された冷却器及び送風機により冷却した雰囲気ガスを、ダクトを経てドライウェル内各部へ給気する。通常時の各冷却器の冷却水について、上部冷却器は換気空調補機常用冷却水系を、下部冷却器は原子炉補機冷却水を用いているが、本除熱手段では、原子炉補機代替冷却水系を用いることで原子炉格納容器の除熱を行う下部冷却器の冷却水を

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

図5 CWU系による原子炉除熱の除熱量評価図

以上の「①ポンプのNPSH評価」、「②流量評価」、「③除熱量評価」の結果から、原子炉補機代替冷却水系を用いたCWU系による原子炉除熱は事故発生30日後の崩壊熱相当(約3.9MW)を除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。

泊発電所3号炉

原子力災害発生における発電所外からの支援体制

原子力事業所災害対策支援拠点の候補の配置図

ポンプ・送風機等機器類の仕様・性能等に関する事項

機器名	仕様・性能等	備考
送風機
冷却器
ポンプ

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

原子力災害発生における発電所外からの支援体制

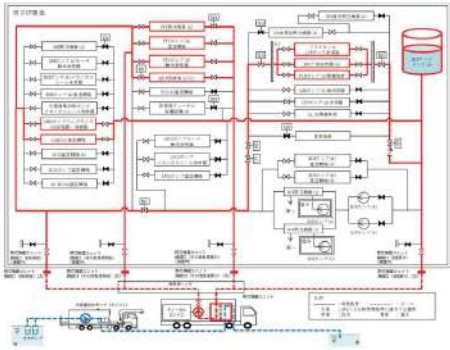

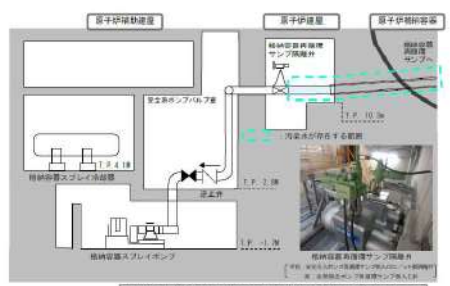




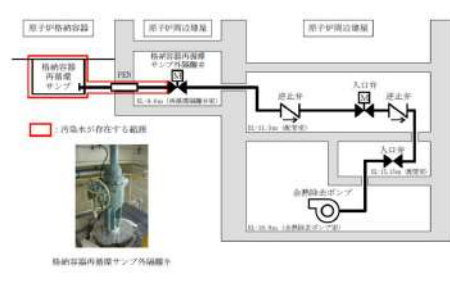
原子力事業所災害対策支援拠点の候補の配置図

ポンプ・送風機等機器類の仕様・性能等に関する事項

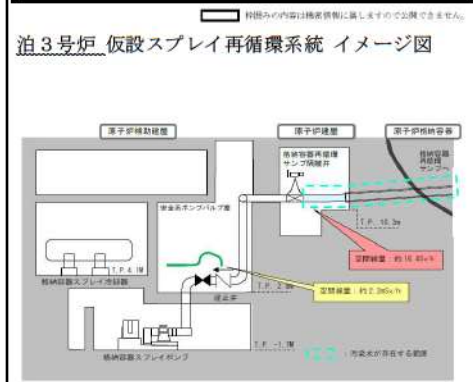


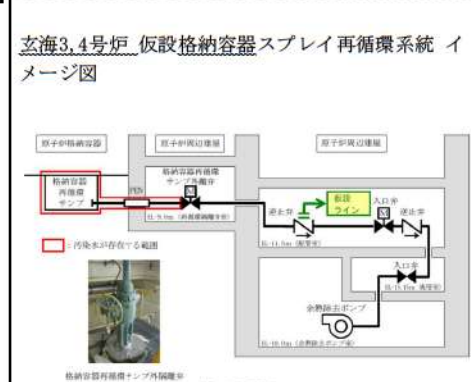
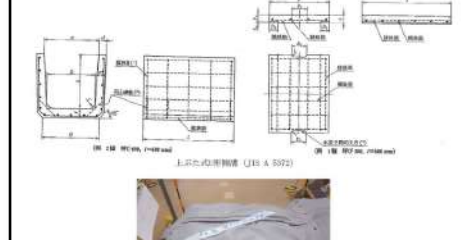
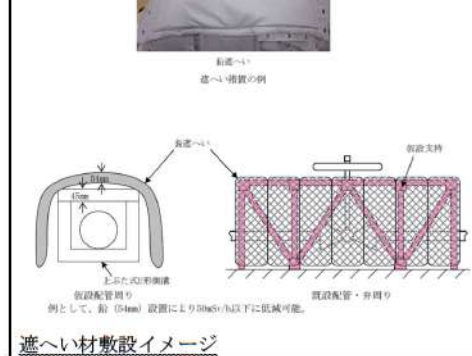
機器名	仕様・性能等	備考
送風機
冷却器
ポンプ

相違理由

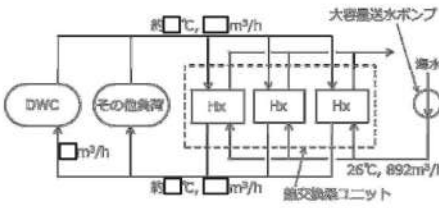
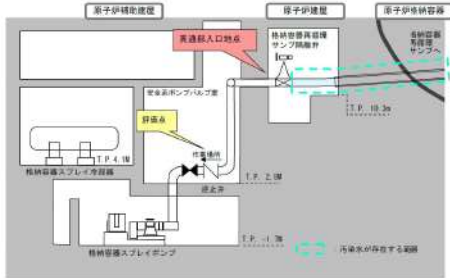
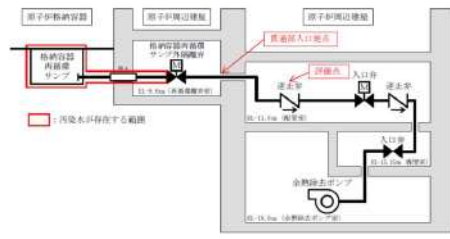
39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>確保する。</p> <p>〈系統成立性評価〉 原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱は、約4MWを除熱可能なこととし、本章ではその系統成立性評価を示す。評価にあたっては、「①流量評価」で系統圧力損失を考慮して、本系統で確保可能な系統流量を評価する。このとき、従来流路として考慮していなかった常用系ラインを通水することとなる熱交換器ユニットについては流量評価を行い、その流量で原子炉補機代替冷却水系による除熱可能な除熱量を「②除熱量評価」で示し、本系統が約4MWを除熱可能であることを確認し、系統成立性を支援す。</p> <p>①流量評価 原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱の、原子炉補機代替冷却水系系統流量は、後述する評価により□m³/h以上確保可能であることを確認している。本章では、その評価結果について示す。</p> <p>流量確認方法としては、熱交換器ユニットの「性能曲線」（揚程と流量の関係図）と図1の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点がポンプの動作点となるため、ポンプの動作点の流量を確認する。その結果は図2に示すとおり、ポンプの動作点が□m³/h以上確保可能であることを確認した。</p> <p>参考として、系統流量□m³/h時の圧力損失を表1に示す。</p>  <p>図1 原子炉補機代替冷却系（ドライウェル冷却系除熱ライン）系統概要図</p>	 	 	  <p>作業エリア概略図</p>  <p>格納容器再循環サンプから各ポンプまでの配管図</p>	<p>相違理由</p>

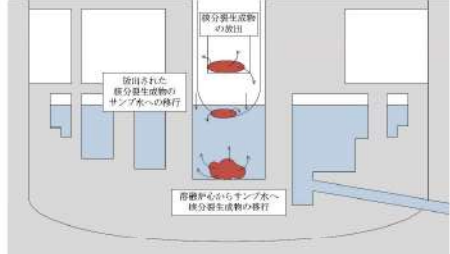
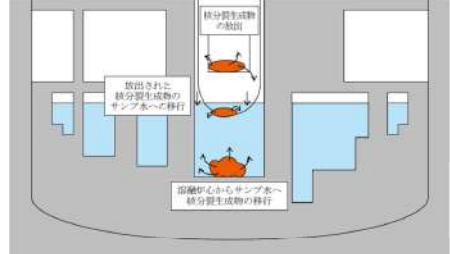
39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																															
<p>図2 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱系統 原子炉補機代替冷却水系系統流量評価結果</p> <p>表1 圧力損失内訳</p> <table border="1" data-bbox="73 550 544 766"> <tr> <td>流量</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管・弁類圧力損失</td> <td>常設配管</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>可撤ホース</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替熱交換器</td> <td></td> </tr> <tr> <td>静水頭</td> <td>水源地</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>注入先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>圧力差</td> <td>水源地</td> <td>0 (閉ループ)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>注入先</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>システム抵抗</td> <td></td> <td>0 (閉ループ)</td> </tr> </table> <p>② 除熱量評価</p> <p>上述①の評価結果のとおり、ドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱系統の原子炉補機代替冷却水系系統流量は、$100\text{m}^3/\text{h}$確保可能であることから、それぞれの流量における系統の除熱量を評価した。</p> <p>評価条件は表2に示すとおりであり、ドライウェル冷却系及び熱交換器ユニットの性能、大容量送水ポンプ(タイプI)による海水側の条件を踏まえて本系統の除熱量を評価したところ、約4MWを除熱可能なことを確認した。</p> <p>表2 熱交換器ユニットの除熱量評価条件</p> <table border="1" data-bbox="73 1189 544 1268"> <tr> <td rowspan="4">熱交換器ユニット</td> <td>淡水系</td> <td>淡水側入口温度</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>淡水側流量</td> <td></td> </tr> <tr> <td>海水系</td> <td>海水温度</td> <td>26℃</td> </tr> <tr> <td></td> <td>海水流量</td> <td>892m³/h</td> </tr> </table>	流量			配管・弁類圧力損失	常設配管			可撤ホース			代替熱交換器		静水頭	水源地	—		注入先	—	圧力差	水源地	0 (閉ループ)		注入先	—	システム抵抗		0 (閉ループ)	熱交換器ユニット	淡水系	淡水側入口温度			淡水側流量		海水系	海水温度	26℃		海水流量	892m ³ /h	<p>泊3号炉 仮設スプレィ再循環系統 イメージ図</p>  <p>作業エリアの空間検査と遮へい建設の例</p>  <table border="1" data-bbox="1014 973 1485 1085"> <tr> <th>遮へい物質</th> <th>厚さ</th> <th>鉛当量</th> <th>鉛当量係数</th> </tr> <tr> <td>コンクリート</td> <td>40</td> <td>30</td> <td>0.75</td> </tr> <tr> <td>鉄</td> <td>10</td> <td>2.5</td> <td>0.25</td> </tr> </table> <p>遮へい材敷設イメージ</p> 	遮へい物質	厚さ	鉛当量	鉛当量係数	コンクリート	40	30	0.75	鉄	10	2.5	0.25	<p>玄海3,4号炉 仮設格納容器スプレィ再循環系統 イメージ図</p>  <p>作業エリアの空間検査と遮へい建設の例</p>  <table border="1" data-bbox="1485 973 1955 1085"> <tr> <th>遮へい物質</th> <th>厚さ</th> <th>鉛当量</th> <th>鉛当量係数</th> </tr> <tr> <td>コンクリート</td> <td>40</td> <td>30</td> <td>0.75</td> </tr> <tr> <td>鉄</td> <td>10</td> <td>2.5</td> <td>0.25</td> </tr> </table> <p>遮へい材敷設イメージ</p> 	遮へい物質	厚さ	鉛当量	鉛当量係数	コンクリート	40	30	0.75	鉄	10	2.5	0.25	<p>相違理由</p>
流量																																																																			
配管・弁類圧力損失	常設配管																																																																		
	可撤ホース																																																																		
	代替熱交換器																																																																		
静水頭	水源地	—																																																																	
	注入先	—																																																																	
圧力差	水源地	0 (閉ループ)																																																																	
	注入先	—																																																																	
システム抵抗		0 (閉ループ)																																																																	
熱交換器ユニット	淡水系	淡水側入口温度																																																																	
		淡水側流量																																																																	
	海水系	海水温度	26℃																																																																
		海水流量	892m ³ /h																																																																
遮へい物質	厚さ	鉛当量	鉛当量係数																																																																
コンクリート	40	30	0.75																																																																
鉄	10	2.5	0.25																																																																
遮へい物質	厚さ	鉛当量	鉛当量係数																																																																
コンクリート	40	30	0.75																																																																
鉄	10	2.5	0.25																																																																

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																								
 <p>図3 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱系統の除熱量評価図</p> <p>以上の「① 流量評価」及び「② 除熱量評価」の結果から、原子炉補機代替冷却水系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱系統は約4MWを除熱するための系統流量が確保可能なシステムであることを確認した。</p> <p>〔参考8－補足3〕作業エリアの線量評価について 各作業エリアにおける線量評価は「原子炉格納容器からの漏えい起因する室内の線量率」と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。</p> <p>1. 評価方法 (1) 原子炉格納容器からの漏えい起因する線量率 原子炉建屋原子炉棟内の線量率は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建屋内の放射エネルギーを考慮し、サブマージョンモデルにより計算する。原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉建屋原子炉棟内に一様に分散しているものとし、原子炉建屋原子炉棟内から環境中への漏えいはないものとして計算した。</p> <p>表1に各作業エリア空間容積を示す。</p>	<p>〔参考9－補足2〕作業エリアの線量評価について 各作業エリアにおける線量評価は「格納容器からの漏えい起因する室内の線量率」と「線源配管からの直接線による線量率」の寄与を合わせて評価するものとする。</p> <p>1. 評価の方法 (1) 格納容器からの漏えい起因する線量率 原子炉棟内の線量率は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）」において、格納容器ベントを実施した場合の事故発生30日後の原子炉建屋内の放射エネルギーを考慮し、サブマージョンモデルにより計算する。格納容器から漏えいした放射性物質は原子炉棟内に一様に分散しているものとし、原子炉棟内から環境中への漏えいはないものとして計算した。</p> <p>表1に各作業エリア空間容積を示す。</p>	<p>仮設スプレイ再循環系統取付場所（逆止弁）付近の雰囲気線量について</p> <p>仮設スプレイ再循環系統取付場所（逆止弁）付近の雰囲気線量は、格納容器再循環サンプル隔離弁（以下、補足4 添付資料7では「隔離弁」いう。）で堰き止められた汚染水から、プラント配置を元に、作業場所に至るまでの構造物による遮蔽効果、距離減衰効果等を考慮して算出する。汚染水から作業場所までには貫通部が存在するため、以下の方法により、作業場所での雰囲気線量を評価する。</p> <p>評価に当たって、まず隔離弁上流の配管に存在する汚染水からの配管貫通部入口での線量率（図1の貫通部入口地点）を評価し、次にその線量率から配管貫通部を通過した作業場所での線量率（図1の評価点）を評価する。</p>  <p>図1 プラント配置の概略図</p>	<table border="1" data-bbox="1500 143 1948 303"> <caption>遮へい材保有枚数及び遮へい可能距離</caption> <thead> <tr> <th rowspan="2">長さ</th> <th colspan="2">寸法</th> <th rowspan="2">保有枚数</th> <th rowspan="2">必要重ね枚数⁽¹⁾</th> <th rowspan="2">遮へい可能距離⁽²⁾</th> </tr> <tr> <th>幅</th> <th>厚さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>990</td> <td>400</td> <td>10</td> <td>972</td> <td>6</td> <td>12.96</td> </tr> <tr> <td>900</td> <td>360</td> <td>10</td> <td>352</td> <td>6</td> <td>7.54</td> </tr> <tr> <td>870</td> <td>295</td> <td>10</td> <td>225</td> <td>6</td> <td>6.31</td> </tr> <tr> <td>610</td> <td>300</td> <td>5</td> <td>533</td> <td>11</td> <td>7.2</td> </tr> <tr> <td>610</td> <td>210</td> <td>2</td> <td>58</td> <td>27</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>1,000</td> <td>210</td> <td>3</td> <td>126</td> <td>18</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td>600</td> <td>305</td> <td>2</td> <td>40</td> <td>27</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td colspan="3">合計</td> <td>3,280</td> <td>—</td> <td>34.51</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：U字溝を完全に覆うだけの寸法（長さ990mm）未満のものは、2枚を繋げて使用する。 ※2：線量を50mSv/h以下にするために必要な厚さ（54mm）にするために必要な枚数。 ※3：遮へい可能距離＝保有枚数／必要重ね枚数×幅</p> <p>仮設格納容器スプレイ再循環系統取付場所（逆止弁）付近の雰囲気線量について</p> <p>仮設格納容器スプレイ再循環系統取付場所（逆止弁）付近の雰囲気線量は、格納容器再循環サンプル隔離弁（以下、補足4 添付資料7では「隔離弁」いう。）で堰き止められた汚染水から、プラント配置を元に、作業場所に至るまでの構造物による遮へい効果、距離減衰効果等を考慮して算出する。汚染水から作業場所までには貫通部が存在するため、以下の方法により、作業場所での雰囲気線量を評価する。</p> <p>評価に当たって、まず隔離弁上流の配管に存在する汚染水からの配管貫通部入口での線量率（下図の貫通部入口地点）を評価し、次にその線量率から配管貫通部を通過した作業場所での線量率（下図の評価点）を評価する。</p>  <p>図1 評価点概略図</p>	長さ	寸法		保有枚数	必要重ね枚数 ⁽¹⁾	遮へい可能距離 ⁽²⁾	幅	厚さ	990	400	10	972	6	12.96	900	360	10	352	6	7.54	870	295	10	225	6	6.31	610	300	5	533	11	7.2	610	210	2	58	27	0	1,000	210	3	126	18	1.5	600	305	2	40	27	0	合計			3,280	—	34.51	<p>相違理由</p>
長さ	寸法		保有枚数		必要重ね枚数 ⁽¹⁾	遮へい可能距離 ⁽²⁾																																																						
	幅	厚さ																																																										
990	400	10	972	6	12.96																																																							
900	360	10	352	6	7.54																																																							
870	295	10	225	6	6.31																																																							
610	300	5	533	11	7.2																																																							
610	210	2	58	27	0																																																							
1,000	210	3	126	18	1.5																																																							
600	305	2	40	27	0																																																							
合計			3,280	—	34.51																																																							

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																							
<p>$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_0}{V_{R/B}} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$</p> <p>ここで、 D : 放射線量率 (Gy/h) ^{※1} ※1 Gy から Sv への換算係数は1とする。 6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis m}^2 \text{ Gy}}{\text{MeV Bq s}}\right)$ Q₀ : 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉室内に漏えいした放射性物質による放射線量 (Bq) ; γ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値 V_{R/B} : 原子炉建屋原子炉室内気相容積 (115,000m³) E_γ : γ線エネルギー (0.5 MeV/di.s) μ : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10⁻⁷m⁻¹) R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m) V_R : 評価対象エリアの容積 (m³)</p> $R = \sqrt{\frac{3 \cdot V_{Rf}}{2\pi}}$	<p>$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_0}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$</p> <p>ここで、 D : 外部被ばくによる放射線量率 (Gy/h) ^{※1} ※1 Gy から Sv への換算係数は1とする。 6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis m}^2 \text{ Gy}}{\text{MeV Bq s}}\right)$ Q₀ : 原子炉建屋内の存在量 (Bq) ; ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値 V : 原子炉建屋内の空間容積 (101,000m³) E_γ : γ線エネルギー (0.5MeV/di.s) μ : 空気に対するγ線のエネルギー吸収係数 (3.9×10⁻⁷m⁻¹) R : 評価対象エリアの空間と等価な半球の半径 (m) V_R : 評価対象エリアの空間容積 (m³)</p> $R = \sqrt{\frac{3 \cdot V_{Rf}}{2\pi}}$	<p>(1) 隔離弁上流の汚染水から配管貫通部入口での線量率評価 (貫通部入口地点)</p> <p>図2に示すように、炉心溶融を想定し、燃料の燃焼に伴って蓄積された核分裂生成物がサンプル水中へ移行すると仮定して、汚染水の組成を設定する。水中への移行率に関しては、主要核種である放射性Cs, Srに加え、Sb, Ce, Eu等について、PWRプラントで炉心溶融を経験しているTMI-2にて分析・評価された値[※]を元に設定し、その他の核種については、存在形態として想定される化合物(酸化物等)の物性値を元に設定する。なお、事象進展を考慮し、事象発生から作業開始が想定されるまでの放射能減衰(ここでは保守的に2日とする)を考慮する。</p>	<p>(1) 隔離弁上流の汚染水から配管貫通部入口での線量率評価 (貫通部入口地点)</p> <p>図2に示すように、炉心溶融を想定し、燃料の燃焼に伴って蓄積された核分裂生成物がサンプル水中へ移行すると仮定して、汚染水の組成を設定する。水中への移行率に関しては、主要核種である放射性Cs, Srに加え、Sb, Ce, Eu等について、PWRプラントで炉心溶融を経験しているTMI-2にて分析・評価された値[※]を元に設定し、その他の核種については、存在形態として想定される化合物(酸化物等)の物性値を元に設定する。なお、事象進展を考慮し、事象発生から作業開始が想定されるまでの放射能減衰(ここでは保守的に2日とする)を考慮する。</p>	<p>相違理由</p>																							
<p>表1 各作業エリア空間容積</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>作業エリアの空間容積 (V_{Rf})</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1階 西側通路</td> <td>1470m³</td> </tr> <tr> <td>1階 東側通路</td> <td>2280m³</td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>1300m³</td> </tr> <tr> <td>地下1階 西側通路</td> <td>4600m³</td> </tr> <tr> <td>地下3階 西側通路</td> <td>890m³</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ (A) 室</td> <td rowspan="2">490m³</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ (B) 室</td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	作業エリアの空間容積 (V _{Rf})	1階 西側通路	1470m ³	1階 東側通路	2280m ³	大物搬入口	1300m ³	地下1階 西側通路	4600m ³	地下3階 西側通路	890m ³	残留熱除去系ポンプ (A) 室	490m ³	残留熱除去系ポンプ (B) 室	<p>表1 各作業エリア空間容積</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業エリア</th> <th>作業エリアの空間容積 V_{Rf} (m³)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCSポンプ室</td> <td>600</td> </tr> <tr> <td>大物搬入口</td> <td>3800</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物1階(F.L.S.R可搬式設備機半対象弁付近)</td> <td>1900</td> </tr> </tbody> </table>	作業エリア	作業エリアの空間容積 V _{Rf} (m ³)	HPCSポンプ室	600	大物搬入口	3800	原子炉建物1階(F.L.S.R可搬式設備機半対象弁付近)	1900			<p>相違理由</p>
作業エリア	作業エリアの空間容積 (V _{Rf})																										
1階 西側通路	1470m ³																										
1階 東側通路	2280m ³																										
大物搬入口	1300m ³																										
地下1階 西側通路	4600m ³																										
地下3階 西側通路	890m ³																										
残留熱除去系ポンプ (A) 室	490m ³																										
残留熱除去系ポンプ (B) 室																											
作業エリア	作業エリアの空間容積 V _{Rf} (m ³)																										
HPCSポンプ室	600																										
大物搬入口	3800																										
原子炉建物1階(F.L.S.R可搬式設備機半対象弁付近)	1900																										
<p>(2) 線源配管からの直接線による線量率</p> <p>a. 残留熱除去系配管からの直接線による線量率</p> <p>図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、原子炉格納容器貫通部とサブプレッションチェンバ側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。</p> <p>線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1の評価モデルの体系により評価を実施した。</p> <p>表2に線源配管からの直接線の寄与を約10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。 (作業対象、評価点、線源配管の配置概要図)</p>	<p>(2) 線源配管からの直接線による線量率</p> <p>図1に示すとおり、炉心損傷により発生する汚染水は、格納容器貫通部とサブプレッション・プール側一次隔離弁までの配管に存在することになるため、当該配管は線源となる。</p> <p>線源配管からの直接線による線量率は、必要な遮蔽対策を実施することによって、約10mSv/h以下に低減させる。線量率はQADコードを用いて図1中の評価モデルの体系により評価を実施した。</p> <p>表2に線源配管からの直接線の寄与を10mSv/h以下とするために必要な鉛遮蔽の厚さを示す。 (作業対象、評価点、線源配管の配置概要図)</p>	<p>図2 溶融炉心に含まれる核分裂生成物がサンプル水中へ移行するイメージ図</p> <p>上記で設定した放射能濃度の汚染水が隔離弁で堰き止められていることを想定し、隔離弁上流の配管(配管径22inch)に存在する放射性物質を線源とする。隔離弁から原子炉建屋側壁内面までの構造物等による遮蔽効果は無視し、QADコードを用いて評価した結果、隔離弁から約1.1m離れた原子炉建屋側壁の貫通部入口地点での線量率は約16.4Sv/hとなる。</p> <p>※: Douglas W et al., "TMI-2 CORE MATERIALS AND FISSION PRODUCT INVENTORY"</p>	<p>図2 溶融炉心に含まれる核分裂生成物がサンプル水中へ移行するイメージ図</p> <p>上記で設定した放射能濃度の汚染水が隔離弁で堰き止められていることを想定し、隔離弁上流の配管(配管径24inch)に存在する放射性物質を線源とする。隔離弁から建屋壁内面までの構造物等による遮蔽効果は無視し、QADコードを用いて評価した結果、隔離弁から約1.3m離れた建屋壁の貫通部入口地点での線量率は約12.5Sv/hとなる。</p>	<p>相違理由</p>																							

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

図1 線量評価概念図

表2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ

作業エリア	線源(トラス室内壁~隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽体厚さ
残留熱除去系ポンプ(A)室	3m	1m	10cm
残留熱除去系ポンプ(B)室	3m	1m	10cm

b. 原子炉格納容器フィルタベント系配管からの直接線による線量率

原子炉格納容器フィルタベントに伴い、配管内には放射性物質が存在することになるため、当該配管は線源となる。線量率はQADコードを用いて図2の評価モデルの体系により評価を実施した。表3に線源配管からの直接線の線量率評価条件を示す。

図2 線量評価概念図

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

図1 線量評価概念図

表2 線量率評価条件及び必要な鉛遮蔽体厚さ

作業エリア	線源(S/P~隔離弁までの配管長さ)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽体厚さ
HPCSポンプ室	約3.3m	約2.9m	約8cm

泊発電所3号炉

<機器配置概略図>

<評価モデル図>

図3 隔離弁上流の汚染水による配管貫通部入口での線量率評価のモデル概略図

(2) 配管貫通部入口から作業場所での線量率評価

原子炉建屋と原子炉補助建屋の壁貫通部を通過し、原子炉補助建屋内の仮設スプレイ再循環系統取付場所(逆止弁)付近に到達する放射線による雰囲気線量については、貫通部入口の線量率を先の評価の結果より16.4Sv/hと仮定し、その線量率に貫通部の減衰及び貫通部出口からの評価点までの減衰を考慮して評価した結果、作業場所評価点での線量率は、約2.2mSv/hとなる。なお、建屋壁を透過してくる成分については建屋壁が十分厚いため無視できる。

具体的な隔離弁上流の汚染水からの線量率の算出方法は以下のとおりである。

[隔離弁上流の汚染水からの線量率]
=[貫通部入口線量率]×[貫通部の減衰]×[貫通部出口から評価点までの減衰]

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

<機器配置概略図(4号)>

<評価モデル図(4号)>

図3 隔離弁上流の汚染水による配管貫通部入口での線量率評価のモデル概略図

(2) 配管貫通部入口から作業場所での線量率評価

原子炉格納容器と原子炉周辺建屋壁貫通部を通過し、原子炉周辺建屋内の仮設格納容器スプレイ再循環系統取付場所(逆止弁)付近の雰囲気線量については、貫通部入口の線量率を先の評価の結果より12.5Sv/hと仮定し、その線量率に貫通部の減衰及び貫通部出口からの評価点までの減衰を考慮して評価した結果、作業場所評価点での線量率は、約30mSv/hとなる。なお、建屋壁を透過してくる成分については建屋壁が十分厚いため無視できる。

具体的な隔離弁上流の汚染水からの線量率の算出方法は以下のとおりである。

[隔離弁上流の汚染水からの線量率]
=[貫通部入口線量率]×[貫通部の減衰]×[貫通部出口から評価点までの減衰]

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

表3 線量率評価条件

作業エリア	線源(配管長さ)	線源から評価点までの距離
1階 東側通路	10m	1m
大物搬入口	45m	10m
残留熱除去系ポンプ(B)室	10m	3m

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置からの直接線による線量率

原子炉格納容器フィルタベントに伴い、フィルタ装置内には放射性物質が存在することになるため、当該フィルタ装置は線源となる。線量率はQADコードを用いて図3の評価モデルの体系により評価を実施した。表4にフィルタ装置からの直接線の線量率評価条件を示す。

図3 線量評価概念図

表4 線量率評価条件

作業エリア	線源(フィルタ装置内スタラバの水位)	線源から評価点までの距離	線源配管からの直接線による線量率を約10mSv/h以下にするために必要な鉛遮蔽厚さ
大物搬入口	0.79m	約1m	2cm

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表5に各作業エリアにおける線量率を示す。

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

2. 評価結果

「1. 評価方法」に基づき、各作業エリアにおける線量率を評価した。表3に各作業エリアにおける線量率を示す。

泊発電所3号炉

＜配管貫通部入口から作業場所での線量率評価のモデル概要図＞

注1: 原子炉建屋壁のスリーブ径は□、原子炉補助建屋壁のスリーブ径は□であるが、保守的に原子炉建屋、原子炉補助建屋スリーブとも□であると線量検討する。

注2: 算出点ELは、人の高さを2mとして算出(T.P10.1m-T.P2.8m-2m=5.3m)。貫通部出口から評価点までの距離は、保守的にEL差のみの考慮とした。

貫通部の減衰及び貫通部出口から評価点までの減衰の算出には、Reactor Shielding Design Manual (McGraw-Hill Book Company, Inc., 1956) 等に記載の簡易計算式を用いた。

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

＜機器配置概略図(4号)＞

＜評価モデル図(4号)＞

図4 配管貫通部入口から作業場所での線量率評価のモデル概要図

貫通部の減衰及び貫通部出口から評価点までの減衰の算出には、ガンマ線遮蔽設計ハンドブック(1988年1月 日本原子力学会)等に記載の簡易計算式を用いた。

相違理由

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

表5 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	原子炉格納容器からの漏えいに関する線量率	滞留除去系配管からの直線線による線量率	フィルタベント系配管からの直線線による線量率	フィルタベント系フィルタ装置からの直線線による線量率	合計線量率
1階 西側通路	約1148Sv/h	—	—	—	約1148Sv/h
1階 東側通路	約1348Sv/h	—	約8.746Sv/h	—	約2226Sv/h
大物搬入口	約1148Sv/h	—	約0.816Sv/h	約1.465Sv/h	約2369Sv/h
地下1階 南側通路	約1048Sv/h	—	—	—	約1048Sv/h
地下3階 南側通路	約9.465Sv/h	—	—	—	約9.465Sv/h
滞留除去系ポンプ(3)室	約7.865Sv/h	約5.745Sv/h	—	—	約13.61Sv/h
滞留除去系ポンプ(10)室	約7.865Sv/h	約5.745Sv/h	約2.465Sv/h	—	約15.675Sv/h

※ 作業エリアに線源が存在しないため考慮不要以上

【参考8-補足4】可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給 系統概要図

可搬型原子炉格納容器除熱系をインサービスする場合は、原子炉格納容器ベント系を停止し、可搬型窒素ガス供給装置又は原子炉格納容器調気系により窒素ガスを注入し、原子炉格納容器除熱による原子炉格納容器圧力低下を抑制する。図1に可搬型窒素ガス供給装置により窒素ガスを原子炉格納容器に注入する系統の例を示す。

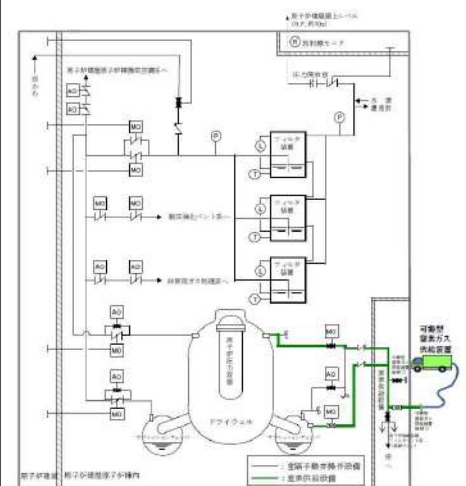


図1 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器窒素供給 系統概要図

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

表3 各作業エリアにおける線量率

作業エリア	格納容器からの漏えいに関する線量率	線源配管からの直線線による線量率	合計線量率
HPC Sポンプ室	約2.84Sv/h	約104Sv/h	約112.84Sv/h
大物搬入口	約5.24Sv/h	—※1	約5.24Sv/h
原子炉建物1階(F L S R可搬式設備操作対象付近)	約3.34Sv/h	—※1	約3.34Sv/h

※1：線源配管が存在しないため、考慮不要

【参考9-補足3】窒素ガス制御系 系統概要図

可搬型格納容器除熱系をインサービスする場合は、格納容器ベントを微開とし、窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置あるいは可搬式の窒素供給装置により窒素ガスを注入し格納容器除熱による格納容器圧力低下を抑制する。図1に窒素ガス制御系の窒素ガス供給装置により窒素ガスを格納容器に注入する系統の例を示す。

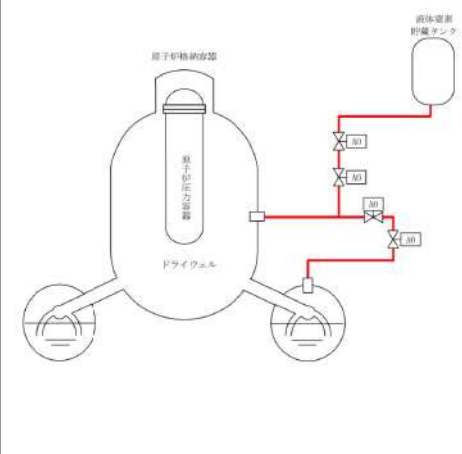


図1 窒素ガス制御系 系統概要図

泊発電所3号炉

格納容器ベントによる格納容器内圧力上昇抑制のための圧力調整と漏えい防止のための線量率抑制

作業エリア	線源配管からの直線線による線量率	線源配管からの直線線による線量率	合計線量率
滞留除去系ポンプ室	約1148Sv/h	—	約1148Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約1348Sv/h	—	約1348Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約1148Sv/h	—	約1148Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約1048Sv/h	—	約1048Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約9.465Sv/h	—	約9.465Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約7.865Sv/h	約5.745Sv/h	約13.61Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約7.865Sv/h	約5.745Sv/h	約13.61Sv/h

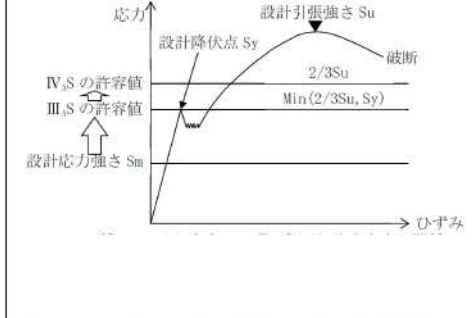
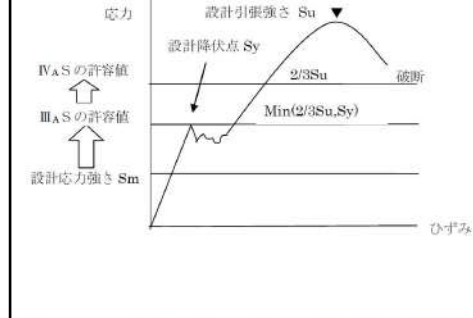
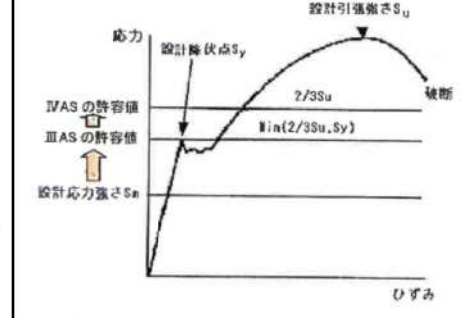
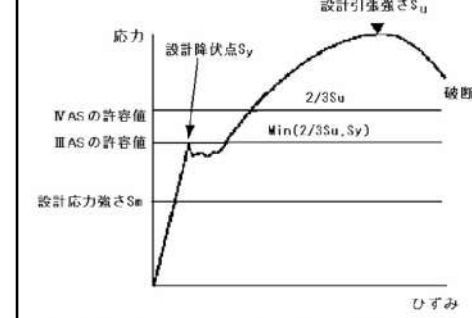
玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

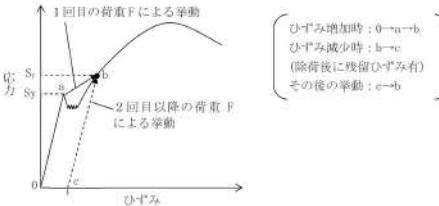
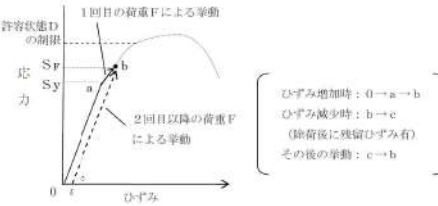
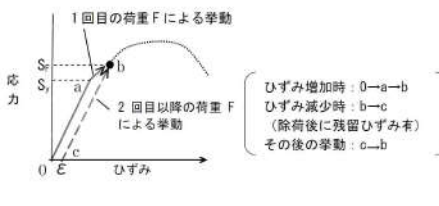
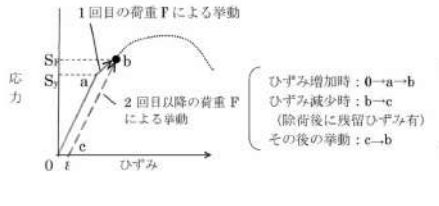
格納容器ベントによる格納容器内圧力上昇抑制のための圧力調整と漏えい防止のための線量率抑制

作業エリア	線源配管からの直線線による線量率	線源配管からの直線線による線量率	合計線量率
滞留除去系ポンプ室	約1148Sv/h	—	約1148Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約1348Sv/h	—	約1348Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約1148Sv/h	—	約1148Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約1048Sv/h	—	約1048Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約9.465Sv/h	—	約9.465Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約7.865Sv/h	約5.745Sv/h	約13.61Sv/h
滞留除去系ポンプ室	約7.865Sv/h	約5.745Sv/h	約13.61Sv/h

相違理由

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																
<p>(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Ssとの組合せにおいて適用するとして許容応力状態IV_sSの適用性について、以下のとおり検討した。</p> <p>JEAG4601に記載されるIV_sS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_sS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。</p> <p>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。</p> <p>補足4.1表、4.2表及び補足4.1図より、IV_sSは、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、Ss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。</p>	<p>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Ssとの組合せにおいて適用するとして許容応力状態IV_sSの適用性について、以下のとおり検討した。</p> <p>JEAG4601に規定されるIV_sS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_sS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。</p> <p>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。</p> <p>補足4-1表、補足4-2表及び補足4-1図より、IV_sSは、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、Ss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。</p>	<p>(補足5) 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Ssとの組合せにおいて適用するとして許容応力状態IV_sSの適用性について、以下のとおり検討した。</p> <p>JEAG4601に規定されるIV_sS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_sS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。</p> <p>例として、クラス1容器及びクラスMC容器の許容応力を表1及び表2に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を図1にそれぞれ示す。</p> <p>表1、表2及び図1より、IV_sSは、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、Ss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。</p>	<p>(補足5) 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~VとSsの組合せにおいて適用するとして許容応力状態IV_sSの適用性について、以下のとおり検討した。</p> <p>JEAG4601に規定されるIV_sS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_sSにおける許容応力は、設計引張強さSuまたは設計降伏点Syに一定の係数を乗じて設定するものである。</p> <p>例として、クラス1容器及びクラスMC容器(鋼製耐圧部)の許容応力を表1及び表2に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を図1にそれぞれ示す。</p> <p>表1、表2及び図1より、IV_sSは、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、Ss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。</p>																																																	
<p>補足4.1表 クラス1容器の許容応力</p>	<p>補足4-1表 クラス1容器の許容応力</p>	<p>表1 クラス1容器の許容応力</p>	<p>表1 クラス1容器の許容応力</p>																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>1次一般応力</th> <th>1次応力+1次曲げ応力</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>III_sS</td> <td>Min(2/3Su, Sy)</td> <td>左欄の1.5倍の値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>IV_sS</td> <td>2/3Su</td> <td>左欄の1.5倍の値</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考	III _s S	Min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値		IV _s S	2/3Su	左欄の1.5倍の値		<table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>1次一般応力</th> <th>1次応力+1次曲げ応力</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>III_sS</td> <td>Min(2/3Su, Sy)</td> <td>左欄の1.5倍の値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>IV_sS</td> <td>2/3Su</td> <td>左欄の1.5倍の値</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考	III _s S	Min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値		IV _s S	2/3Su	左欄の1.5倍の値		<table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>1次一般応力</th> <th>1次応力+1次曲げ応力</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>III_sS</td> <td>Min(2/3Su, Sy)</td> <td>左欄のα倍の値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>IV_sS</td> <td>2/3Su</td> <td>左欄のα倍の値</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考	III _s S	Min(2/3Su, Sy)	左欄のα倍の値		IV _s S	2/3Su	左欄のα倍の値		<table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>1次一般応力</th> <th>1次応力+1次曲げ応力</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>III_sS</td> <td>min(2/3Su, Sy)</td> <td>左欄の1.5倍の値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>IV_sS</td> <td>2/3Su</td> <td>左欄の1.5倍の値</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考	III _s S	min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値		IV _s S	2/3Su	左欄の1.5倍の値		
許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考																																																	
III _s S	Min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値																																																		
IV _s S	2/3Su	左欄の1.5倍の値																																																		
許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考																																																	
III _s S	Min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値																																																		
IV _s S	2/3Su	左欄の1.5倍の値																																																		
許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考																																																	
III _s S	Min(2/3Su, Sy)	左欄のα倍の値																																																		
IV _s S	2/3Su	左欄のα倍の値																																																		
許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考																																																	
III _s S	min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値																																																		
IV _s S	2/3Su	左欄の1.5倍の値																																																		
<p>(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。</p>	<p>(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。</p>	<p>(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。</p>	<p>(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。</p>																																																	
<p>補足4.2表 クラスMC容器の許容応力</p>	<p>補足4-2表 クラスMC容器の許容応力</p>	<p>表2 クラスMC容器の許容応力</p>	<p>表2 クラスMC容器(鋼製耐圧部)の許容応力</p>																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>1次一般応力</th> <th>1次応力+1次曲げ応力</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>III_sS</td> <td>Min(0.6Su, Sy)</td> <td>左欄の1.5倍の値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>IV_sS</td> <td>0.6Su^{※1}</td> <td>左欄の1.5倍の値</td> <td>※1 不連続な部分はMin(0.6Su, Sy)</td> </tr> </tbody> </table>	許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考	III _s S	Min(0.6Su, Sy)	左欄の1.5倍の値		IV _s S	0.6Su ^{※1}	左欄の1.5倍の値	※1 不連続な部分はMin(0.6Su, Sy)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>1次一般応力</th> <th>1次応力+1次曲げ応力</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>III_sS</td> <td>Min(0.6Su, Sy)</td> <td>左欄のα倍の値^{※1}</td> <td></td> </tr> <tr> <td>IV_sS</td> <td>0.6Su^{※1}</td> <td>左欄のα倍の値^{※1}</td> <td>※1 不連続な部分はMin(0.6Su, Sy)</td> </tr> </tbody> </table>	許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考	III _s S	Min(0.6Su, Sy)	左欄のα倍の値 ^{※1}		IV _s S	0.6Su ^{※1}	左欄のα倍の値 ^{※1}	※1 不連続な部分はMin(0.6Su, Sy)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>1次一般応力</th> <th>1次応力+1次曲げ応力</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>III_sS</td> <td>Min(0.6Su, Sy)</td> <td>左欄のα倍の値^{※1}</td> <td></td> </tr> <tr> <td>IV_sS</td> <td>0.6Su^{※1}</td> <td>左欄のα倍の値^{※1}</td> <td>※1 不連続な部分はMin(0.6Su, Sy)</td> </tr> </tbody> </table>	許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考	III _s S	Min(0.6Su, Sy)	左欄のα倍の値 ^{※1}		IV _s S	0.6Su ^{※1}	左欄のα倍の値 ^{※1}	※1 不連続な部分はMin(0.6Su, Sy)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>1次一般応力</th> <th>1次応力+1次曲げ応力</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>III_sS</td> <td>min(2/3Su, Sy)</td> <td>左欄の1.5倍の値^{※1}</td> <td></td> </tr> <tr> <td>IV_sS</td> <td>2/3Su^{※1}</td> <td>左欄の1.5倍の値^{※1}</td> <td>※1 不連続な部分はmin(2/3Su, Sy)</td> </tr> </tbody> </table>	許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考	III _s S	min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値 ^{※1}		IV _s S	2/3Su ^{※1}	左欄の1.5倍の値 ^{※1}	※1 不連続な部分はmin(2/3Su, Sy)	
許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考																																																	
III _s S	Min(0.6Su, Sy)	左欄の1.5倍の値																																																		
IV _s S	0.6Su ^{※1}	左欄の1.5倍の値	※1 不連続な部分はMin(0.6Su, Sy)																																																	
許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考																																																	
III _s S	Min(0.6Su, Sy)	左欄のα倍の値 ^{※1}																																																		
IV _s S	0.6Su ^{※1}	左欄のα倍の値 ^{※1}	※1 不連続な部分はMin(0.6Su, Sy)																																																	
許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考																																																	
III _s S	Min(0.6Su, Sy)	左欄のα倍の値 ^{※1}																																																		
IV _s S	0.6Su ^{※1}	左欄のα倍の値 ^{※1}	※1 不連続な部分はMin(0.6Su, Sy)																																																	
許容応力状態	1次一般応力	1次応力+1次曲げ応力	備考																																																	
III _s S	min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値 ^{※1}																																																		
IV _s S	2/3Su ^{※1}	左欄の1.5倍の値 ^{※1}	※1 不連続な部分はmin(2/3Su, Sy)																																																	
<p>(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。</p>	<p>(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。</p>	<p>(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。</p>	<p>(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。</p>																																																	
																																																				
<p>補足4.1図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係</p>	<p>補足4-1図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係</p>	<p>図1 応力-ひずみ線図と許容応力の関係</p>	<p>図1 応力-ひずみ線図と許容応力の関係</p>																																																	

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>次に、IV_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_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SF(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、SFが発生する。(c→b)</p> <p>(5) (1)により、IV_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_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_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_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_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SF(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、SFが発生する。(c→b)</p> <p>(5) (1)により、IV_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_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_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_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)を図2に示し、以下のとおり検討する。</p> <p>(1) IV_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SF(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、SFが発生する。(c→b)</p> <p>(5) (1)により、IV_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_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_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>なお、C/Vの評価用温度・圧力(200℃、2Pd=0.566MPa)履歴について、上記と同様の検討を行い、評価用温度・圧力負荷後にIV_s相当の応力が生じたとしても、有意なひずみが生じないことを確認している。(参考6)</p>  <p>図2 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_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)を図2に示し、以下のとおり検討する。</p> <p>(1) IV_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SF(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、SFが発生する。(c→b)</p> <p>(5) (1)により、IV_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_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_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>なお、原子炉格納容器(鋼製耐圧部)の評価用温度・圧力(200℃、2Pd=0.784MPa)履歴について、上記と同様の検討を行い、評価用温度・圧力負荷後にIV_s相当の応力が生じたとしても、有意なひずみが生じないことを確認している。(参考6)</p>  <p>図2 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>・個別評価結果の相違 【玄海3/4】</p>

実線・・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・・記載表現, 設備名称の相違 (実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
添付資料 <u>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</u> <u>添付資料-2 地震動の年超過確率</u> <u>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</u> <u>添付資料-4 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</u> <u>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</u> <u>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</u> <u>添付資料-7 荷重の組合せ表</u> <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> <u>添付資料-9 女川2号炉における運転状態V(LL)の適切性について</u> <u>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</u>	添付資料 1. <u>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</u> 2. <u>地震動の年超過確率</u> 3. <u>事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</u> 4. <u>建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</u> 5. <u>対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</u> 6. <u>継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</u> 7. <u>荷重の組合せ表</u> 8. <u>重大事故時の荷重条件等の妥当性について</u> 9. <u>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</u> 10. <u>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</u>	添付資料 1. <u>事故シーケンスグループ等における主要な重大事故等対処施設</u> 2. <u>地震動の年超過確率</u> 3. <u>事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</u> 4. <u>建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</u> 5. <u>対象設備, 事故シーケンスグループ等, 荷重条件の網羅性について</u> 6. <u>継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</u> 7. <u>荷重の組合せ表</u> (1) <u>記号の説明</u> (2) <u>荷重の組合せ表</u> 8. <u>重大事故時の荷重条件の妥当性について</u>	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 2. 地震動の超過確率 3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ 4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方 5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について 6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について 7. 荷重の組合せ表 (1) 記号の説明 (2) 荷重の組合せ表 8. 重大事故等時の荷重条件の妥当性について	・継続事象の相違 【女川2, 島根2】 泊3号炉では, 有効性評価結果から, 比較的短期でDBA条件(温度, 圧力等)になることを確認していることによる相違 なお, 先行PWRプラントと同様の組合せの方針である(以下, ①の相違) ・評価方針の相違 【女川2, 島根2】 女川2号炉, 島根2号炉では, 有効性評価においてPCVの圧力・温度が最高ではない格納容

実線・・・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

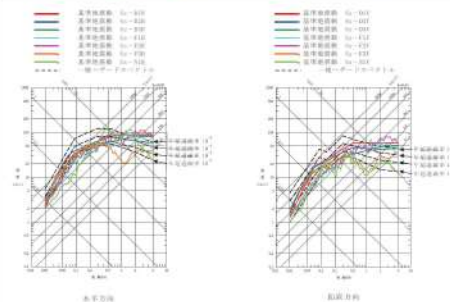
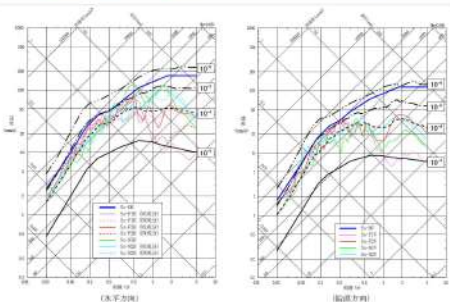
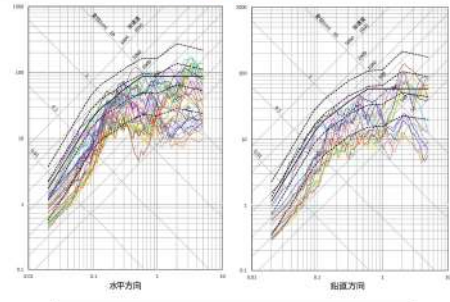
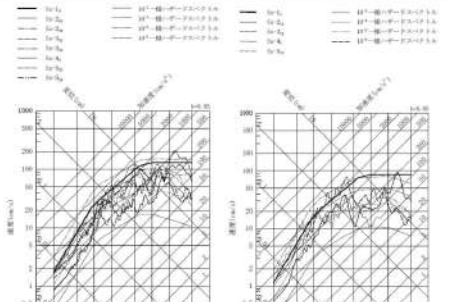
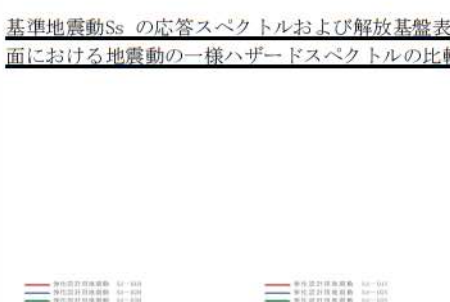
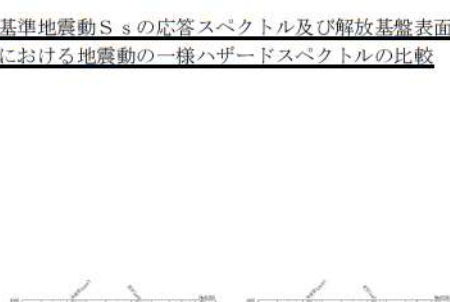
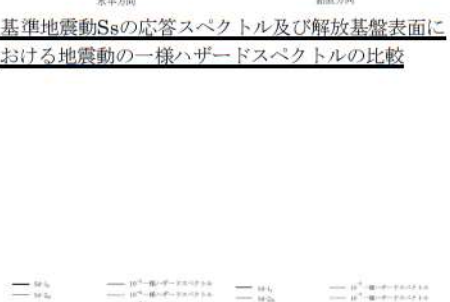
女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	島根原子力発電所2号炉（2021.9.6版）	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）	相違理由
				器過圧・過温破損を耐震評価で用いる荷重として選定しており、その理由を解析の想定保守性と確率の観点から説明しているが、泊3号炉ではC/Vの圧力・温度が最も厳しくなるシナリオを選定している

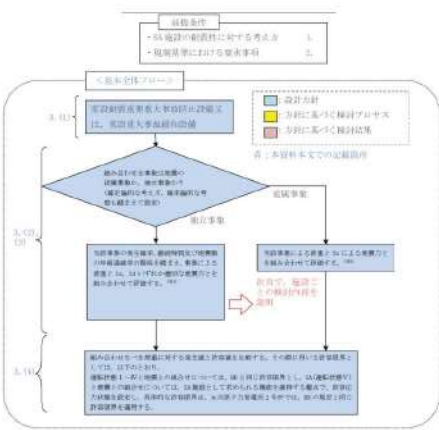
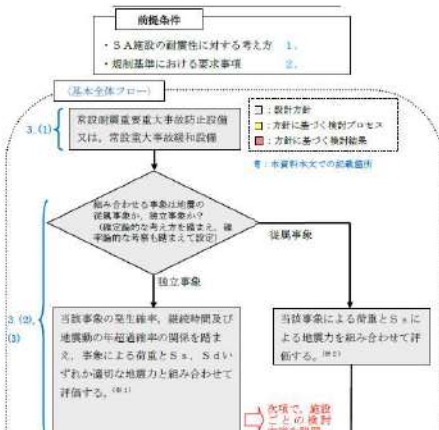
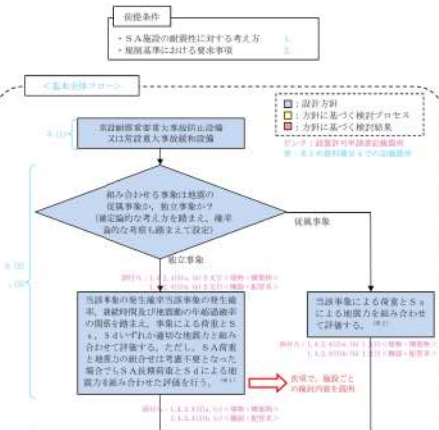
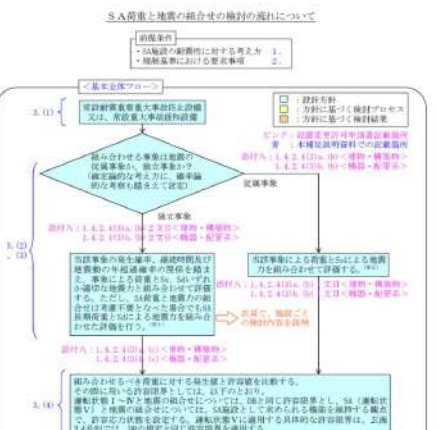
39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>添付資料2 地震動の年超過確率</p> <p>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必要と見なされるもの。 ② 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-7} \sim 10^{-8}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-7} \sim 10^{-8}$ /サイト・年を用いた。 ③ 表に示す発生確率は過去の地震によるものである。</p>	<p>添付資料2 地震動の年超過確率</p> <p>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必要と見なされるもの。 ② 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-7} \sim 10^{-8}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-7} \sim 10^{-8}$ /サイト・年を用いた。 ③ 表に示す発生確率は過去の地震によるものである。</p>	<p>2. 地震動の年超過確率</p> <p>表1-1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価</p> <p>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必要と見なされるもの。 ② 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-7} \sim 10^{-8}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-7} \sim 10^{-8}$ /サイト・年を用いた。 ③ 表に示す発生確率は過去の地震によるものである。</p>	<p>2. 地震動の超過確率</p> <p>表1-1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価</p> <p>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必要と見なされるもの。 ② 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-7} \sim 10^{-8}$ /サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-7} \sim 10^{-8}$ /サイト・年を用いた。 ③ 表に示す発生確率は過去の地震によるものである。</p>	<p>相違理由</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
 <p>基準地震動S_sの応答スペクトルおよび解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較</p>	 <p>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樣ハザードスペクトルの比較</p>	 <p>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樣ハザードスペクトルの比較</p>	 <p>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樣ハザードスペクトルの比較</p>	<p>・地震動の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】 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</p>
 <p>弾性設計用地震動S_dの応答スペクトルおよび解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較</p>	 <p>弾性設計用地震動S_d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樣ハザードスペクトルの比較</p>	<p>追而 (基準地震動の審査を踏まえて記載する)</p>	 <p>弾性設計用地震動S_d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樣ハザードスペクトルの比較</p>	<p>・地震動の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】 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</p>
<p>弾性設計用地震動S_dの応答スペクトルおよび解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較</p>	<p>弾性設計用地震動S_d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樣ハザードスペクトルの比較</p>	<p>弾性設計用地震動(S_d)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樣ハザードスペクトルの比較</p>	<p>弾性設計用地震動S_d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樣ハザードスペクトルの比較</p>	<p>・地震動の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】 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</p>

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<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>SA 荷重と地震との組合せの検討の流れについて</p>  <p>3. (1) 設計方針 方針に基づく検討プロセス 方針に基づき検討結果</p> <p>3. (2) 独立事象 当該事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、事象による荷重と SA、Sd による地震動の組み合わせで評価する。</p> <p>3. (3) 複合事象 当該事象による荷重と SA による地震動を組み合わせで評価する。</p> <p>※1: 確定的な考え方、確率的な考え方を踏まえ、SA等は地震独立事象として取り扱うことから、従属事象として考慮しない。 ※2: 確定的な考え方、確率的な考え方を踏まえ、SA等は地震独立事象として取り扱うことから、従属事象として考慮しない。 ※3: 重大事故防止設備（設計基準拡張）は、設計基準事故発生時に設定されている耐震重要度分類のクラスに準じた耐震評価を実施する。</p> <p>(備考) 重大事故防止設備（設計基準拡張）は、設計基準事故発生時に設定されている耐震重要度分類のクラスに準じた耐震評価を実施する。</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>SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて</p>  <p>3. (1) 設計方針 方針に基づく検討プロセス 方針に基づき検討結果</p> <p>3. (2) 独立事象 当該事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、事象による荷重と SA、Sd による地震動の組み合わせで評価する。</p> <p>3. (3) 複合事象 当該事象による荷重と SA による地震動を組み合わせで評価する。</p> <p>※1: 確定的な考え方、確率的な考え方を踏まえ、SA等は地震独立事象として取り扱うことから、従属事象として考慮しない。 ※2: 確定的な考え方、確率的な考え方を踏まえ、SA等は地震独立事象として取り扱うことから、従属事象として考慮しない。 ※3: 重大事故防止設備（設計基準拡張）は、設計基準事故発生時に設定されている耐震重要度分類のクラスに準じた耐震評価を実施する。</p> <p>(備考) 重大事故防止設備（設計基準拡張）は、設計基準事故発生時に設定されている耐震重要度分類のクラスに準じた耐震評価を実施する。</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>SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて</p>  <p>3. (1) 設計方針 方針に基づく検討プロセス 方針に基づき検討結果</p> <p>3. (2) 独立事象 当該事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、事象による荷重と SA、Sd による地震動の組み合わせで評価する。</p> <p>3. (3) 複合事象 当該事象による荷重と SA による地震動を組み合わせで評価する。</p> <p>※1: 確定的な考え方、確率的な考え方を踏まえ、SA等は地震独立事象として取り扱うことから、従属事象として考慮しない。 ※2: 確定的な考え方、確率的な考え方を踏まえ、SA等は地震独立事象として取り扱うことから、従属事象として考慮しない。 ※3: 重大事故防止設備（設計基準拡張）は、設計基準事故発生時に設定されている耐震重要度分類のクラスに準じた耐震評価を実施する。</p> <p>(備考) 重大事故防止設備（設計基準拡張）は、設計基準事故発生時に設定されている耐震重要度分類のクラスに準じた耐震評価を実施する。</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>SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて</p>  <p>3. (1) 設計方針 方針に基づく検討プロセス 方針に基づき検討結果</p> <p>3. (2) 独立事象 当該事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、事象による荷重と SA、Sd による地震動の組み合わせで評価する。</p> <p>3. (3) 複合事象 当該事象による荷重と SA による地震動を組み合わせで評価する。</p> <p>※1: 確定的な考え方、確率的な考え方を踏まえ、SA等は地震独立事象として取り扱うことから、従属事象として考慮しない。 ※2: 確定的な考え方、確率的な考え方を踏まえ、SA等は地震独立事象として取り扱うことから、従属事象として考慮しない。 ※3: 重大事故防止設備（設計基準拡張）は、設計基準事故発生時に設定されている耐震重要度分類のクラスに準じた耐震評価を実施する。</p> <p>(備考) 重大事故防止設備（設計基準拡張）は、設計基準事故発生時に設定されている耐震重要度分類のクラスに準じた耐震評価を実施する。</p>	<p>相違理由</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>SA 荷重と地震との組合せの検討の流れについて</p> <p>① SA発生率と継続時間 ② SAの荷重と継続時間 ③ 地震動の発生率と継続時間の考え方</p> <p>④ SA発生率と継続時間の考え方 ⑤ SAの荷重と継続時間の考え方 ⑥ 地震動の発生率と継続時間の考え方</p>	<p>SA 荷重と地震との組合せの検討の流れについて</p> <p>① SA発生率と継続時間 ② SAの荷重と継続時間 ③ 地震動の発生率と継続時間の考え方</p> <p>④ SA発生率と継続時間の考え方 ⑤ SAの荷重と継続時間の考え方 ⑥ 地震動の発生率と継続時間の考え方</p>	<p>SA 荷重と地震との組合せの検討の流れについて (個別施設)</p> <p>① SA発生率と継続時間 ② SAの荷重と継続時間 ③ 地震動の発生率と継続時間の考え方</p> <p>④ SA発生率と継続時間の考え方 ⑤ SAの荷重と継続時間の考え方 ⑥ 地震動の発生率と継続時間の考え方</p>	<p>SA 荷重の地震の組合せの検討の流れについて (個別施設)</p> <p>① SA発生率と継続時間 ② SAの荷重と継続時間 ③ 地震動の発生率と継続時間の考え方</p> <p>④ SA発生率と継続時間の考え方 ⑤ SAの荷重と継続時間の考え方 ⑥ 地震動の発生率と継続時間の考え方</p>	<p>相違理由</p> <p>① SA発生率と継続時間 ② SAの荷重と継続時間 ③ 地震動の発生率と継続時間の考え方</p> <p>④ SA発生率と継続時間の考え方 ⑤ SAの荷重と継続時間の考え方 ⑥ 地震動の発生率と継続時間の考え方</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																				
<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>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。</p> <p>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)「第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。</p> <p>これら10施設は、基準地震動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>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>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。</p> <p>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)「第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。</p> <p>これら12施設は、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>4. 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。</p> <p>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)「第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。</p> <p>これら10施設は、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>伊方3号炉 平成27年5月19日提出版</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>表1にSA施設の建物・構築物を示す。これら9施設は、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>ここで、3号炉及び4号炉格納容器再循環サンブは、C/Vである原子炉格納容器底版の一部であることから、C/Vとして設計することとし、以降の説明において建物・構築物から除外する。</p> <table border="1"> <caption>表1 SA施設(建物・構築物)の施設分類</caption> <thead> <tr> <th>SA施設 (建物・構築物)</th> <th>常設耐震重要 重大事故防止設備</th> <th>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</th> <th>常設重大事故 緩和設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器再循環サンブ</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ビッド</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>中央制御室-1</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>排水取水口</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>排水取水箱</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>排水ビッドスクリーン室</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>排水ビッドポンプ室</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策用-1</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	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	格納容器再循環サンブ	○	-	-	使用済燃料ビッド	○	-	○	中央制御室-1	○	-	○	排水取水口	-	○	○	排水取水箱	-	○	○	排水ビッドスクリーン室	-	○	○	排水ビッドポンプ室	-	○	○	緊急時対策用-1	-	-	○	<p>4. 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(C/Vを除く)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。</p> <p>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>表1にSA施設の建物・構築物を示す。</p> <p>これら9施設は、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>ここで、3号炉及び4号炉格納容器再循環サンブは、C/Vである原子炉格納容器底版の一部であることから、C/Vとして設計することとし、以降の説明において建物・構築物から除外する。</p>	<p>相違理由</p> <p>・施設構成の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】</p> <p>・設備の相違 【玄海3/4】 玄海3/4は、PCCVであることから、格納容器再循環サンブを原子炉格納容器底版の一部として評価しているが、泊3号炉は鋼製格納容器であることによる相違 なお、鋼製格納容器である伊方3と同様</p>
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																																					
格納容器再循環サンブ	○	-	-																																					
使用済燃料ビッド	○	-	○																																					
中央制御室-1	○	-	○																																					
排水取水口	-	○	○																																					
排水取水箱	-	○	○																																					
排水ビッドスクリーン室	-	○	○																																					
排水ビッドポンプ室	-	○	○																																					
緊急時対策用-1	-	-	○																																					

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉(2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉(2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉(2017.1.10版)	相違理由																																																																																																																																																																																				
<p>表1 SA施設(建物・構築物)の施設分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>SA施設 (建物・構築物)</th> <th>常設耐震重要 重大事故防止設備</th> <th>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</th> <th>常設重大事故 緩和設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉建屋原子炉棟</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>使用済燃料プール</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>中央制御室遮蔽</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>中央制御室待避所遮蔽</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>緊急時対策所遮蔽</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>排気筒</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>貯留庫</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水口</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水路</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>海水ポンプ室</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>a. 新規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、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。 ・常時作用している荷重、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による荷重とを組み合わせる。 <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 	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	原子炉建屋原子炉棟	○	—	○	使用済燃料プール	○	—	○	中央制御室遮蔽	○	—	○	中央制御室待避所遮蔽	—	—	○	緊急時対策所遮蔽	—	—	○	排気筒	○	—	○	貯留庫	○	—	○	取水口	—	○	○	取水路	—	○	○	海水ポンプ室	—	○	○	<p>表1 SA施設(建物・構築物)の施設分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>SA施設 (建物・構築物)</th> <th>常設耐震重要 重大事故防止設備</th> <th>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</th> <th>常設重大事故 緩和設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>燃料プール</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>低圧原子炉代替注水槽</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>第1ベントフィルタ格納槽遮蔽</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>配管遮蔽</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>中央制御室遮蔽</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>緊急時対策所遮蔽</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水槽</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水管</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水口</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>原子炉建物原子炉棟</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>非常用ガス処理系排気管</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>緊急時対策所用燃料地下タンク</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>(a) 新規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及び運転時(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。 ・常時作用している荷重、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による荷重とを組み合わせる。 <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 	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	—	—	○	<p>表1 SA施設(建物・構築物)の施設分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>SA施設 (建物・構築物)</th> <th>常設耐震重要 重大事故防止設備</th> <th>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</th> <th>常設重大事故 緩和設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>格納容器再循環サンパ</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>使用済燃料ピット</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>中央制御室へい</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水口</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水路</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水ピットスクリーン室</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水ピットポンプ室</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>緊急時対策所へい</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>補助給水ピット</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>燃料取替用水ピット</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>(a) 新規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、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合せる。 ・常時作用している荷重、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による地震力とを組合せる。 <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 	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	格納容器再循環サンパ	○	—	—	使用済燃料ピット	○	—	○	中央制御室へい	○	—	○	取水口	○	—	○	取水路	—	○	○	取水ピットスクリーン室	—	○	○	取水ピットポンプ室	—	○	○	緊急時対策所へい	—	—	○	補助給水ピット	○	—	○	燃料取替用水ピット	○	—	○	<p>表1 SA施設(建物・構築物)の施設分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>SA施設 (建物・構築物)</th> <th>常設耐震重要 重大事故防止設備</th> <th>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</th> <th>常設重大事故 緩和設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>格納容器再循環サンパ</td><td>○</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>使用済燃料ピット</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>復水ピット</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>燃料取替用水ピット</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>中央制御室へい</td><td>○</td><td>—</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水口</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水管路</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>取水ピット</td><td>—</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>緊急時対策所へい</td><td>—</td><td>—</td><td>○</td></tr> </tbody> </table> <p>※ 格納容器再循環サンパは、CAの一部として設計する。</p> <p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>(a) 新規基準における要求事項</p> <p>設置許可基準規則の第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「S_g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、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。 ・常時作用している荷重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S_1による地震力とを組み合わせる。 <p>【許容限界】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・S_1による地震力又は静的地震力との組合せに対 	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	格納容器再循環サンパ	○	—	—	使用済燃料ピット	○	—	○	復水ピット	○	—	○	燃料取替用水ピット	○	—	○	中央制御室へい	○	—	○	取水口	—	○	○	取水管路	—	○	○	取水ピット	—	○	○	緊急時対策所へい	—	—	○	<p>・施設構成の相違</p> <p>【女川2, 島根2, 玄海3/4】</p>
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																																																																																																																																																																																					
原子炉建屋原子炉棟	○	—	○																																																																																																																																																																																					
使用済燃料プール	○	—	○																																																																																																																																																																																					
中央制御室遮蔽	○	—	○																																																																																																																																																																																					
中央制御室待避所遮蔽	—	—	○																																																																																																																																																																																					
緊急時対策所遮蔽	—	—	○																																																																																																																																																																																					
排気筒	○	—	○																																																																																																																																																																																					
貯留庫	○	—	○																																																																																																																																																																																					
取水口	—	○	○																																																																																																																																																																																					
取水路	—	○	○																																																																																																																																																																																					
海水ポンプ室	—	○	○																																																																																																																																																																																					
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	—	—	○																																																																																																																																																																																					
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																																																																																																																																																																																					
格納容器再循環サンパ	○	—	—																																																																																																																																																																																					
使用済燃料ピット	○	—	○																																																																																																																																																																																					
中央制御室へい	○	—	○																																																																																																																																																																																					
取水口	○	—	○																																																																																																																																																																																					
取水路	—	○	○																																																																																																																																																																																					
取水ピットスクリーン室	—	○	○																																																																																																																																																																																					
取水ピットポンプ室	—	○	○																																																																																																																																																																																					
緊急時対策所へい	—	—	○																																																																																																																																																																																					
補助給水ピット	○	—	○																																																																																																																																																																																					
燃料取替用水ピット	○	—	○																																																																																																																																																																																					
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																																																																																																																																																																																					
格納容器再循環サンパ	○	—	—																																																																																																																																																																																					
使用済燃料ピット	○	—	○																																																																																																																																																																																					
復水ピット	○	—	○																																																																																																																																																																																					
燃料取替用水ピット	○	—	○																																																																																																																																																																																					
中央制御室へい	○	—	○																																																																																																																																																																																					
取水口	—	○	○																																																																																																																																																																																					
取水管路	—	○	○																																																																																																																																																																																					
取水ピット	—	○	○																																																																																																																																																																																					
緊急時対策所へい	—	—	○																																																																																																																																																																																					

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>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。</p> <p>・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</p> <p>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> <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>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。 <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>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、<u>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</u></p>	<p>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。</p> <p>・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</p> <p>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> <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>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。 <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>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、<u>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</u></p>	<p>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。</p> <p>・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</p> <p>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> <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>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。 <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>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、<u>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</u></p>	<p>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。</p> <p>・S_2による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>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> <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>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又は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。 <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p>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、<u>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</u></p>	

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>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Ss若しくはSdの年超過確率の積との比較等により判断する。</p> <p>・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Sdによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>・許容限界として、DB施設のSs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>女川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Ss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> <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・<u>炉心損傷頻度</u>の性能目標値(10^{-4}/炉年)を設定 継続時間……<u>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))、弾性設計用地震動Sdとの組合せが必要な$10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動Ss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。</u></p> <p>(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ、<u>荷重状態</u>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($S_s: 5 \times 10^{-4}$/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Ssによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SAと地震と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>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Ss若しくはSdの年超過確率の積との比較等により判断する。</p> <p>・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Sdによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>・許容限界として、DB施設のSs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Ss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> <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……<u>炉心損傷頻度</u>の性能目標値(10^{-4}/炉年)を設定 継続時間……<u>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))、Sdとの組合せが必要な$10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$年を長期(L)(運転状態V(L))、Ss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。</u></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>地震動の年超過確率…… JEAG4601の地震動の発生確率($S_s: 5 \times 10^{-4}$/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Ss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>とし、<u>事象の発生確率、継続時間及びSs若しくはSdの年超過確率の積との比較等により判断する。</u></p> <p>・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Sdによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>・許容限界として、DB施設のSs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>泊3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Ss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> <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 CDFの性能目標値(10^{-4}/炉年)を設定 継続時間 <u>40年と設定</u></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>地震動の年超過確率 JEAG4601の地震動の発生確率($S_s: 5 \times 10^{-4}$/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Ss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>保守性をもたせた値を目安とする。</p> <p>・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Sdによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>・許容限界として、DB施設のSs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>3号炉及び4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Ss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> <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(C/Vを除く)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……<u>炉心損傷頻度</u>の性能目標値(10^{-4}/炉年)を設定 継続時間……40年と設定</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>地震動の年超過確率… JEAG4601の地震動の発生確率($S_s: 5 \times 10^{-4}$/年以下、$S_d: 10^{-2}$/年以下)を適用</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Ssによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SA荷重と地震力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>・継続事象の相違 【女川2、島根2】 ①の相違</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																																																
<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>表2 荷重の組合せと許容限界</p> <table border="1"> <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>Sd</th> <th>Ss</th> <th>Sd</th> <th>Ss</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、女川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 ※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、Ssによる地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。</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)+Sd」は地震力が大きい「運転時+Ss」に包絡されることになる。</p> <p>以上のことから、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	Sd	Ss	Sd	Ss	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、女川2号炉では、終局 ^{※2} とする。	<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>表2 荷重の組合せと許容限界</p> <table border="1"> <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>Sd</th> <th>Ss</th> <th>Sd</th> <th>Ss</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 ※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>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)+Sd」は地震力が大きい「運転時+Ss」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	Sd	Ss	Sd	Ss	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>(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>表2 荷重の組合せと許容限界</p> <table border="1"> <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>Sd</th> <th>Ss</th> <th>Sd</th> <th>Ss</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>DBA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時</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>注1</td> <td>注1:SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、直3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 ※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、Ssによる地震力と組み合わせる荷重を施設ごとに示す。</p> <p>いずれの施設も、DBA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「DBA時(長期)+Sd」は地震力が大きい「運転時+Ss」に包絡されることになる。</p> <p>以上より、建物・構築物は、C/Vバウンダリ、RCPB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	Sd	Ss	Sd	Ss	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。	DBA時(長期)	終局 ^{※2}	-	終局 ^{※2}	-	DBと同じ許容限界とする。	SA時	-	-	-	注1	注1:SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、直3号炉では、終局 ^{※2} とする。	<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とする。</p> <p>表2 荷重の組合せと許容限界</p> <table border="1"> <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>Sd</th> <th>Ss</th> <th>Sd</th> <th>Ss</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、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 ※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>Ssによる地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに、添付4補足資料-2に示す。</p> <p>いずれの施設(C/Vを除く)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)+Sd」は地震力が大きい「運転時+Ss」に包絡されることになる。</p> <p>以上より、建物・構築物(C/Vを除く)は、C/V、RCPB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	Sd	Ss	Sd	Ss	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時(長期)	終局 ^{※2}	-	終局 ^{※2}	-	DBと同じ許容限界とする。	SA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、終局 ^{※2} とする。	
運転状態		DB施設		SA施設			備考																																																																																																													
	Sd	Ss	Sd	Ss																																																																																																																
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、女川2号炉では、終局 ^{※2} とする。																																																																																																															
運転状態	DB施設		SA施設		備考																																																																																																															
	Sd	Ss	Sd	Ss																																																																																																																
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。																																																																																																															
運転状態	DB施設		SA施設		備考																																																																																																															
	Sd	Ss	Sd	Ss																																																																																																																
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。																																																																																																															
DBA時(長期)	終局 ^{※2}	-	終局 ^{※2}	-	DBと同じ許容限界とする。																																																																																																															
SA時	-	-	-	注1	注1:SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、直3号炉では、終局 ^{※2} とする。																																																																																																															
運転状態	DB施設		SA施設		備考																																																																																																															
	Sd	Ss	Sd	Ss																																																																																																																
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時(長期)	終局 ^{※2}	-	終局 ^{※2}	-	DBと同じ許容限界とする。																																																																																																															
SA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、終局 ^{※2} とする。																																																																																																															

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																																			
<p>添付資料-4 補足資料-1 SA 施設(建物・構築物)のSA 時の条件を踏まえた分類</p> <table border="1"> <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>原子炉建屋原子炉棟</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)、過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>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)、過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>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>中央制御室待避所遮蔽</td> <td>c</td> <td>中央制御室待避所遮蔽については、DB 施設ではない。</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>排気筒</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、例外で、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>貯留庫</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、取水口に設置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、水圧)を考慮している。SA 時においても、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>取水口 取水路 取水ポンプ室</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、地盤内での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> </tbody> </table>	SA 施設 (建物・構築物)	荷重状態 の分類*	分類の根拠	原子炉建屋原子炉棟	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)、過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。	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)、過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。	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。	中央制御室待避所遮蔽	c	中央制御室待避所遮蔽については、DB 施設ではない。	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。	排気筒	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、例外で、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。	貯留庫	b	DB 設計では、取水口に設置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、水圧)を考慮している。SA 時においても、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。	取水口 取水路 取水ポンプ室	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、地盤内での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。	<p>添付4 補足資料-1 SA 施設(建物・構築物)のSA 時の条件を踏まえた分類</p> <table border="1"> <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過常時荷重(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ペントフィルタ格納槽遮蔽</td> <td>c</td> <td>第1ペ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>原子炉建屋原子炉棟 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、地盤内での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過常時荷重(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ペントフィルタ格納槽遮蔽	c	第1ペ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。	原子炉建屋原子炉棟 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、地盤内での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>添付4 補足資料-1 SA 施設(建物・構築物)のSA 条件を踏まえた分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>SA 施設 (建物・構築物)</th> <th>5.2.1(2)b. 継続時間 設定の分類*</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内監視センサ</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)及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、以下の事故シナリオグループにおいて、C/V 内温度が DB 条件を上回る。(補足表 1-1参照) ・C/V 先行損壊 ・C/V 過圧損壊 ・C/V 過熱損壊</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット</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)及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に起因する可能性がある以下の想定事故において、ピット内温度が DB 条件を上回る。(補足表 1-2参照) ・想定事故1 ・想定事故2</td> </tr> <tr> <td>中央制御室へい</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)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>取水口 取水路 取水ピット 取水ポンプ室</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、地盤内での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>緊急時対策所へい</td> <td>c</td> <td>緊急時対策所へいについては、DB 施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>補助給水ピット 燃料取替用水ピット</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> </tbody> </table>	SA 施設 (建物・構築物)	5.2.1(2)b. 継続時間 設定の分類*	分類の根拠	格納容器内監視センサ	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)及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、以下の事故シナリオグループにおいて、C/V 内温度が DB 条件を上回る。(補足表 1-1参照) ・C/V 先行損壊 ・C/V 過圧損壊 ・C/V 過熱損壊	使用済燃料ピット	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)及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に起因する可能性がある以下の想定事故において、ピット内温度が DB 条件を上回る。(補足表 1-2参照) ・想定事故1 ・想定事故2	中央制御室へい	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)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。	取水口 取水路 取水ピット 取水ポンプ室	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、地盤内での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。	緊急時対策所へい	c	緊急時対策所へいについては、DB 施設ではない。	補助給水ピット 燃料取替用水ピット	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。	<p>添付4 補足資料-1 補足表 1-1 SA 施設(建物・構築物)のSA 時の条件を踏まえた分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>SA 施設 (建物・構築物)</th> <th>5.2.1(2)b. 継続時間 設定の分類*</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料ピット</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)及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、使用済燃料貯蔵庫内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に起因する可能性がある以下の想定事故において、ピット内温度が DB 条件を上回る。(補足表 1-2参照) ・想定事故1 ・想定事故2</td> </tr> <tr> <td>取水ピット</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、土圧、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>燃料取替用水ピット</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、土圧、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>中央制御室へい</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>取水口 取水路 取水ピット</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、地盤内での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>緊急時対策所へい</td> <td>c</td> <td>緊急時対策所へいについては、DB 施設ではない。</td> </tr> </tbody> </table>	SA 施設 (建物・構築物)	5.2.1(2)b. 継続時間 設定の分類*	分類の根拠	使用済燃料ピット	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)及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、使用済燃料貯蔵庫内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に起因する可能性がある以下の想定事故において、ピット内温度が DB 条件を上回る。(補足表 1-2参照) ・想定事故1 ・想定事故2	取水ピット	b	DB 設計では、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、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。	燃料取替用水ピット	b	DB 設計では、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、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。	中央制御室へい	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。	取水口 取水路 取水ピット	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、地盤内での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。	緊急時対策所へい	c	緊急時対策所へいについては、DB 施設ではない。	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> 施設構成の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】
SA 施設 (建物・構築物)	荷重状態 の分類*	分類の根拠																																																																																																					
原子炉建屋原子炉棟	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)、過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。																																																																																																					
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)、過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。																																																																																																					
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。																																																																																																					
中央制御室待避所遮蔽	c	中央制御室待避所遮蔽については、DB 施設ではない。																																																																																																					
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。																																																																																																					
排気筒	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、例外で、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。																																																																																																					
貯留庫	b	DB 設計では、取水口に設置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、水圧)を考慮している。SA 時においても、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。																																																																																																					
取水口 取水路 取水ポンプ室	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、地盤内での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。																																																																																																					
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過常時荷重(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ペントフィルタ格納槽遮蔽	c	第1ペ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。																																																																																																					
原子炉建屋原子炉棟 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、地盤内での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。																																																																																																					
SA 施設 (建物・構築物)	5.2.1(2)b. 継続時間 設定の分類*	分類の根拠																																																																																																					
格納容器内監視センサ	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)及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、以下の事故シナリオグループにおいて、C/V 内温度が DB 条件を上回る。(補足表 1-1参照) ・C/V 先行損壊 ・C/V 過圧損壊 ・C/V 過熱損壊																																																																																																					
使用済燃料ピット	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)及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に起因する可能性がある以下の想定事故において、ピット内温度が DB 条件を上回る。(補足表 1-2参照) ・想定事故1 ・想定事故2																																																																																																					
中央制御室へい	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)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。																																																																																																					
取水口 取水路 取水ピット 取水ポンプ室	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、地盤内での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。																																																																																																					
緊急時対策所へい	c	緊急時対策所へいについては、DB 施設ではない。																																																																																																					
補助給水ピット 燃料取替用水ピット	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。																																																																																																					
SA 施設 (建物・構築物)	5.2.1(2)b. 継続時間 設定の分類*	分類の根拠																																																																																																					
使用済燃料ピット	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)及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時には、使用済燃料貯蔵庫内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に起因する可能性がある以下の想定事故において、ピット内温度が DB 条件を上回る。(補足表 1-2参照) ・想定事故1 ・想定事故2																																																																																																					
取水ピット	b	DB 設計では、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、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。																																																																																																					
燃料取替用水ピット	b	DB 設計では、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、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。																																																																																																					
中央制御室へい	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。																																																																																																					
取水口 取水路 取水ピット	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、地盤内での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。																																																																																																					
緊急時対策所へい	c	緊急時対策所へいについては、DB 施設ではない。																																																																																																					
<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>	<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>	<p>※ 5.2.1 項(2)b. 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>※5.2.1 項(2)b. 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>																																																																																																				

実線・・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																								
		<p>補足表1-1 考慮した事故シナシスグループ等</p> <table border="1" data-bbox="1041 183 1489 558"> <thead> <tr> <th>事故シナシスグループ等</th> <th>100条件を 超えるもの</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>「運転中の原子炉における重大事故に近おそれがある事故」に係る事故シナシスグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>全交連動力電源喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納炉加圧機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>ECCS 注水機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>ECCS 再循環機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (インターフェイスシステム (ICS)、蒸気発生器(格納容器))</td> <td>×</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> <td></td> </tr> <tr> <td>空泡気圧力・風度による静的負荷 (格納容器破損)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>空泡気圧力・風度による静的負荷 (格納容器破損)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物漏れ/格納容器常理直後加熱</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷加材相互作用</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>「運転停止中の原子炉における重大事故に近おそれがある事故」に係る事故シナシスグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原燃燃除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>全交連動力電源喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の漏洩</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>×</td> </tr> </tbody> </table> <p>補足表1-2 考慮した事故シナシスグループ等</p> <table border="1" data-bbox="1041 646 1489 734"> <thead> <tr> <th>使用済燃料ピットにおける重大事故に近おそれがある事故</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>想定事故1 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナシスグループ等	100条件を 超えるもの	「運転中の原子炉における重大事故に近おそれがある事故」に係る事故シナシスグループ		2次冷却系からの除熱機能喪失	×	全交連動力電源喪失	×	原子炉格納炉加圧機能喪失	×	原子炉格納容器の除熱機能喪失	○	原子炉停止機能喪失	×	ECCS 注水機能喪失	×	ECCS 再循環機能喪失	×	格納容器バイパス (インターフェイスシステム (ICS)、蒸気発生器(格納容器))	×	「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		空泡気圧力・風度による静的負荷 (格納容器破損)	○	空泡気圧力・風度による静的負荷 (格納容器破損)	○	高圧溶融物漏れ/格納容器常理直後加熱	×	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷加材相互作用	×	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近おそれがある事故」に係る事故シナシスグループ		原燃燃除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	×	全交連動力電源喪失	×	原子炉冷却材の漏洩	×	反応度の誤投入	×	使用済燃料ピットにおける重大事故に近おそれがある事故		想定事故1 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)	○	想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)	○	<p>補足表1-2 考慮した事故シナシスグループ等 (使用済燃料ピット)</p> <table border="1" data-bbox="1534 646 1960 734"> <thead> <tr> <th>使用済燃料ピットにおける重大事故に近おそれがある事故</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>想定事故1 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	使用済燃料ピットにおける重大事故に近おそれがある事故		想定事故1 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)	○	想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)	○	
事故シナシスグループ等	100条件を 超えるもの																																																											
「運転中の原子炉における重大事故に近おそれがある事故」に係る事故シナシスグループ																																																												
2次冷却系からの除熱機能喪失	×																																																											
全交連動力電源喪失	×																																																											
原子炉格納炉加圧機能喪失	×																																																											
原子炉格納容器の除熱機能喪失	○																																																											
原子炉停止機能喪失	×																																																											
ECCS 注水機能喪失	×																																																											
ECCS 再循環機能喪失	×																																																											
格納容器バイパス (インターフェイスシステム (ICS)、蒸気発生器(格納容器))	×																																																											
「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																																																												
空泡気圧力・風度による静的負荷 (格納容器破損)	○																																																											
空泡気圧力・風度による静的負荷 (格納容器破損)	○																																																											
高圧溶融物漏れ/格納容器常理直後加熱	×																																																											
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷加材相互作用	×																																																											
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近おそれがある事故」に係る事故シナシスグループ																																																												
原燃燃除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	×																																																											
全交連動力電源喪失	×																																																											
原子炉冷却材の漏洩	×																																																											
反応度の誤投入	×																																																											
使用済燃料ピットにおける重大事故に近おそれがある事故																																																												
想定事故1 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)	○																																																											
想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)	○																																																											
使用済燃料ピットにおける重大事故に近おそれがある事故																																																												
想定事故1 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)	○																																																											
想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)	○																																																											

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																																																																																																																																												
<p>添付資料-4 補足資料-2 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>添付4 補足資料-2 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>添付4 補足資料-2 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>添付4 補足資料-2 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>相違理由</p>																																																																																																																																																																																																												
<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</p>	<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</p>	<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</p>	<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</p>	<p>・施設構成の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】</p>																																																																																																																																																																																																												
<table border="1"> <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">原子炉格納容器・燃料池</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>固定荷重 積載荷重 運転時温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 DB長期温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>燃料池</td> <td>固定荷重 積載荷重 運転時温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 DB長期温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>中央制御室遮断</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>中央制御室遮断遮断</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>緊急時対策用遮断</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>排気路</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>取水口</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>取水路</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>高水ポンプ室</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	原子炉格納容器・燃料池	原子炉格納容器	固定荷重 積載荷重 運転時温度荷重	固定荷重 積載荷重 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重	燃料池	固定荷重 積載荷重 運転時温度荷重	固定荷重 積載荷重 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重	中央制御室遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	中央制御室遮断遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	緊急時対策用遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	排気路	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	取水口	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	取水路	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	高水ポンプ室	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"> <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">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>原子炉格納容器</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</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>原子炉建屋厚子伊織</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>緊急時対策用遮断</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>取水口</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>非常用ガス処理</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	原子炉格納容器	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	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	原子炉建屋厚子伊織	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	緊急時対策用遮断	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	取水口	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	非常用ガス処理	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	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB時(長期)</th> <th>SA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">SA施設(建物・構築物)</td> <td>格納容器</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>再循環タンク</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>使用済燃料ピット</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>中央制御室遮断</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>取水口</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>取水ピットポンプ室</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>緊急時対策用遮断</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>補助給水ピット</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>燃料取替用水ピット</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> </tbody> </table>		運転時	DB時(長期)	SA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)	格納容器	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	再循環タンク	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	使用済燃料ピット	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	中央制御室遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	取水口	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	取水ピットポンプ室	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	緊急時対策用遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	補助給水ピット	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	燃料取替用水ピット	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	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB時(長期)</th> <th>SA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">SA施設(建物・構築物)</td> <td>格納容器</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 通常時温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 DB長期温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 通常時温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 DB長期温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>取水ピット</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>燃料取替用水ピット</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>中央制御室遮断</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>取水口</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>取水ピット</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>緊急時対策用遮断</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時(長期)	SA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)	格納容器	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 SA時温度荷重	使用済燃料ピット	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 SA時温度荷重	取水ピット	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	燃料取替用水ピット	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	中央制御室遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	取水口	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	取水ピット	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	緊急時対策用遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	<p>相違理由</p>
	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																																																																																																																																																																																																													
原子炉格納容器・燃料池	原子炉格納容器	固定荷重 積載荷重 運転時温度荷重	固定荷重 積載荷重 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重																																																																																																																																																																																																												
	燃料池	固定荷重 積載荷重 運転時温度荷重	固定荷重 積載荷重 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重																																																																																																																																																																																																												
	中央制御室遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	中央制御室遮断遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	緊急時対策用遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	排気路	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	取水口	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	取水路	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	高水ポンプ室	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																																																																																																																																																																																																												
	原子炉格納容器	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	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																																																																																																																																																																																																												
	原子炉建屋厚子伊織	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	緊急時対策用遮断	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																																																																																																																																																																																																												
	取水口	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	非常用ガス処理	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時(長期)	SA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)	格納容器	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																																																																																																																																																																																																												
	再循環タンク	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																																																																																																																																																																																																												
	使用済燃料ピット	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																																																																																																																																																																																																												
	中央制御室遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	取水口	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																																																																																																																																																																																																												
	取水ピットポンプ室	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	緊急時対策用遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	補助給水ピット	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																																																																																																																																																																																																												
	燃料取替用水ピット	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																																																																																																																																																																																																												
	運転時	DB時(長期)	SA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)	格納容器	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 SA時温度荷重																																																																																																																																																																																																												
	使用済燃料ピット	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 土圧 水圧 SA時温度荷重																																																																																																																																																																																																												
	取水ピット	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																																																																																																																																																																																																												
	燃料取替用水ピット	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																																																																																																																																																																																																												
	中央制御室遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	取水口	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																																																																																																																																																																																																												
	取水ピット	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	緊急時対策用遮断	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																																																																												
	<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)。</p> <p>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、風荷重)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)。</p> <p>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使用済燃料ピット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)。</p> <p>これを踏まえ、補足表2-1から温度荷重を消去するとすべ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、原子炉格納容器底版でない基礎マットや使用済燃料ピット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)。</p> <p>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、土圧及び水圧)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時は運転時と同一となる。</p>	<p>相違理由</p>																																																																																																																																																																																																											

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対策施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<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、<u>全ての</u>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 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、<u>全ての</u>対象施設を全般施設、<u>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。)</u>、<u>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。)</u>のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス 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。</p> <p>ここでは「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「<u>運転中の原子炉における重大事故</u>」並びに「<u>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</u>」を挙げており、考慮すべき<u>全ての</u>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<u>全ての</u>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、<u>全ての</u>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、<u>全ての</u>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 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、<u>全ての</u>対象施設を全般施設、<u>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。)</u>、<u>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。)</u>のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス 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。</p> <p>ここでは「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、「<u>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</u>」を挙げており、考慮すべき<u>全ての</u>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<u>全ての</u>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、<u>全ての</u>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>5. 対象設備、事故シーケンスグループ等、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、<u>すべての</u>対象設備、事故シーケンスグループ等、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 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、<u>すべての</u>対象施設を全般施設、<u>C/Vバウンダリ、RCPBのいずれかに分類している。</u></p>  <p>(2) 事故シーケンスグループ等 SA 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。</p> <p>ここでは「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、「<u>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</u>」を挙げており、考慮すべき<u>すべての</u>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<u>すべての</u>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、<u>すべての</u>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>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、<u>全ての</u>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 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、<u>全ての</u>対象施設を全般施設、<u>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下、「C/V」という。)</u>、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下、「RCPB」という。)</u>のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス 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。</p> <p>ここでは「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、「<u>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</u>」を挙げており、考慮すべき<u>全ての</u>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<u>全ての</u>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、<u>全ての</u>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>相違理由</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	島根原子力発電所2号炉（2021.9.6版）	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）	相違理由
<p>事故シナリオグループ等</p> <p>「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」に係る事故シナリオグループ</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>全交流動力電源喪失(長期T1E)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E1)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E2)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E3)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E4)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E5)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E6)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E7)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E8)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E9)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E10)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E11)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E12)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E13)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E14)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E15)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E16)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E17)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E18)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E19)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E20)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E21)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E22)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E23)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E24)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E25)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E26)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E27)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E28)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E29)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E30)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E31)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E32)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E33)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E34)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E35)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E36)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E37)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E38)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E39)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E40)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E41)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E42)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E43)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E44)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E45)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E46)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E47)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E48)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E49)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E50)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E51)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E52)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E53)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E54)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E55)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E56)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E57)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E58)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E59)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E60)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E61)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E62)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E63)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E64)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E65)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E66)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E67)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E68)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E69)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E70)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E71)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E72)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E73)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E74)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E75)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E76)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E77)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E78)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E79)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E80)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E81)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E82)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E83)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E84)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E85)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E86)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E87)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E88)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E89)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E90)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E91)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E92)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E93)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E94)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E95)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E96)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E97)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E98)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E99)</p> <p>全交流動力電源喪失(T1E100)</p>	<p>事故シナリオグループ等</p> <p>「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」に係る事故シナリオグループ</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) + HPCS失敗</p> <p>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</p> <p>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) + 直流電源喪失</p> <p>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) + 直流電源喪失 + HPCS失敗</p> <p>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</p> <p>高圧注水機能喪失</p> <p>取水機能が喪失した場合</p> <p>残留熱除去系が故障した場合</p> <p>原子炉停止機能喪失</p> <p>LOCA時注水機能喪失</p> <p>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>「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</p> <p>容器気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p> <p>容器気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p> <p>残留熱代替除去系を使用する場合</p> <p>残留熱代替除去系を使用しない場合</p> <p>高圧冷却物放出/格納容器器間気直接加熱</p> <p>原子炉圧力容器外の融融燃料-冷却材相互作用</p> <p>水素燃焼</p> <p>容器中心・コンクリート相互作用</p> <p>「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」に係る事故シナリオグループ</p> <p>高圧注水機能喪失</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>原子炉冷却材の流出</p> <p>反応度の誤投入</p>	<p>事故シナリオグループ等</p> <p>「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」に係る事故シナリオグループ</p> <p>2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>原子炉停止機能喪失</p> <p>ECS再循環機能喪失</p> <p>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)</p> <p>「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</p> <p>容器気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p> <p>容器気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p> <p>高圧冷却物放出/格納容器器間気直接加熱</p> <p>原子炉圧力容器外の融融燃料-冷却材相互作用</p> <p>水素燃焼</p> <p>容器中心・コンクリート相互作用</p> <p>「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」に係る事故シナリオグループ</p> <p>高圧注水機能喪失</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>原子炉冷却材の流出</p> <p>反応度の誤投入</p> <p>「運転停止中の原子炉における重大事故」に係る事故シナリオグループ</p> <p>想定事故1(使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の水位が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)</p> <p>想定事故2(サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピット内の水位が低下する事故)</p>	<p>事故シナリオグループ等</p> <p>「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」に係る事故シナリオグループ</p> <p>2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>原子炉停止機能喪失</p> <p>ECS再循環機能喪失</p> <p>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)</p> <p>「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</p> <p>容器気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p> <p>容器気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p> <p>高圧冷却物放出/格納容器器間気直接加熱</p> <p>原子炉圧力容器外の融融燃料-冷却材相互作用</p> <p>水素燃焼</p> <p>容器中心・コンクリート相互作用</p> <p>「運転停止中の原子炉における重大事故」に係る事故シナリオグループ</p> <p>想定事故1(使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の水位が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)</p> <p>想定事故2(サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピット内の水位が低下する事故)</p>	<p>・事故シナリオグループ等の相違</p> <p>【女川2, 島根2】</p> <p>SA対策の有効性を評価する事故シナリオグループ等であることから、PWRとBWRで考慮すべき事故シナリオグループが異なる</p> <p>玄海3/4と同様</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との組合せを、下表のとおり整理する。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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>	

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)								
施設分類 (SA) (DB)	RCPB		C/V		全館施設			伊心支持 構造物
	クラス 1設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4設備	その他	その他		
D 自重の 組合せ	D+P+M+Sd	III,S	III,S	—	—	—	—	III,S
	D+P ₀ +M ₀ +Sd	—	—	III,S	III,S	III,S	—	—
	D+P ₁ +M ₁ +Sd	IV,S	III,S	—	—	—	—	IV,S
	D+P ₂ +M ₂ +Sd	IV,S	IV,S	—	—	—	—	IV,S
	D+P ₃ +M ₃ +Sd	—	—	IV,S	IV,S	IV,S	—	—
	D+P ₄ +M ₄ +Sd	—	—	—	—	—	—	—
S A施設 の 組合せ	D+P ₀ +M+Sd	V,S ^{※1}	—	—	—	—	—	—
	D+P ₁ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₂ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₃ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₄ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+(P ₀ ^{※1} 又はP ₄) の 厳しい方)+M+Sx	—	—	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	—

※1:DB 施設を兼ねるSA 施設について考慮する。
 ※2:V,S の許容限界は、IV,S と同じものを適用する。

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)								
施設分類 (SA) (DB)	RCPB		C/V		全館施設			伊心支持 構造物
	クラス 1設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4設備	その他	その他		
D 自重の 組合せ	D+P+M+Sd	III,S	III,S	—	—	—	—	III,S
	D+P ₀ +M ₀ +Sd	—	—	III,S	III,S	III,S	—	—
	D+P ₁ +M ₁ +Sd	IV,S	III,S	—	—	—	—	IV,S
	D+P ₂ +M ₂ +Sd	IV,S	IV,S	—	—	—	—	IV,S
	D+P ₃ +M ₃ +Sd	—	—	IV,S	IV,S	IV,S	—	—
	D+P ₄ +M ₄ +Sd	—	—	—	—	—	—	—
S A施設 の 組合せ	D+P ₀ +M+Sd	V,S ^{※1}	—	—	—	—	—	—
	D+P ₁ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₂ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₃ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₄ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+(P ₀ ^{※1} 又はP ₄) の 厳しい方)+M+Sx	—	—	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	—

※1:DB 施設を兼ねるSA 施設について考慮する。
 ※2:V,S の許容限界は、IV,S と同じものを適用する。

大飯3/4 平成29年5月19日提出版

施設分類 (SA) (DB)	RCPB		C/V		全館施設			伊心支持 構造物
	クラス 1設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4設備	その他	その他		
D 自重の 組合せ	D+P+M+Sd	III,S	III,S	—	—	—	—	III,S
	D+P ₀ +M ₀ +Sd	—	—	III,S	III,S	III,S	—	—
	D+P ₁ +M ₁ +Sd	IV,S	III,S	—	—	—	—	IV,S
	D+P ₂ +M ₂ +Sd	IV,S	IV,S	—	—	—	—	IV,S
	D+P ₃ +M ₃ +Sd	—	—	IV,S	IV,S	IV,S	—	—
	D+P ₄ +M ₄ +Sd	—	—	—	—	—	—	—
S A施設 の 組合せ	D+P ₀ +M+Sd	V,S ^{※1}	—	—	—	—	—	—
	D+P ₁ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₂ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₃ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₄ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+(P ₀ ^{※1} 又はP ₄) の 厳しい方)+M+Sx	—	—	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	—

※1:DB 施設を兼ねるSA 施設について考慮する。
 ※2:V,S の許容限界は、IV,S と同じものを適用する。

C/V、RCPB 等については、自重、機械的荷重が SA と DBA では以下の理由で同じとなることから、SA で異なる条件となるのは圧力のみである。
 ・自重 : 運転状態によって変化することではなく、SA と DBA で荷重は同じとなる。
 ・機械的荷重 : 技術基準規則第2条で「自重、管又は支持構造物からの反力その他附加荷重のうち地震荷重を除くものであって、設計上定めるものをいう。」と定義されている荷重である。C/V に機械的荷重は働かない。
 RCPB の機械的荷重としては、ボルト締付力等があるが、運転状態によって変化することではなく、SA と DBA で荷重は同じとなる。
 したがって、C/V バウンダリ、RCPB の継続時間の検討では、圧力及び温度が DB 条件を超える時間を確認しているが、これは考慮すべき条件を全て考慮しているといえる。

泊発電所3号炉								
施設分類 (SA) (DB)	RCPB		C/V		全館施設			伊心支持 構造物
	クラス 1設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4設備	その他	その他		
D 自重の 組合せ	D+P+M+Sd	III,S	III,S	—	—	—	—	III,S
	D+P ₀ +M ₀ +Sd	—	—	III,S	III,S	III,S	—	—
	D+P ₁ +M ₁ +Sd	IV,S	III,S	—	—	—	—	IV,S
	D+P ₂ +M ₂ +Sd	IV,S	IV,S	—	—	—	—	IV,S
	D+P ₃ +M ₃ +Sd	—	—	IV,S	IV,S	IV,S	—	—
	D+P ₄ +M ₄ +Sd	—	—	—	—	—	—	—
S A施設 の 組合せ	D+P ₀ +M+Sd	V,S ^{※1}	—	—	—	—	—	—
	D+P ₁ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₂ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₃ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₄ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+(P ₀ ^{※1} 又はP ₄) の 厳しい方)+M+Sx	—	—	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	—

※1:DB 施設を兼ねるSA 施設について考慮する。
 ※2:V,S の許容限界は、IV,S と同じものを適用する。

C/V バウンダリ、RCPB については、自重、機械的荷重が SA と DBA では以下の理由で同じとなることから、SA で異なる条件となるのは圧力のみである。
 ・自重 : 運転状態によって変化することではなく、SA と DBA で荷重は同じとなる。
 ・機械的荷重 : 技術基準規則第2条で「自重、管又は支持構造物からの反力その他附加荷重のうち地震荷重を除くものであって、設計上定めるものをいう。」と定義されている荷重である。C/V バウンダリに機械的荷重は働かない。
 RCPB の機械的荷重としては、ボルト締付力等があるが、運転状態によって変化することではなく、SA と DBA で荷重は同じとなる。
 したがって、C/V バウンダリ、RCPB の継続時間の検討では、圧力及び温度が DB 条件を超える時間を確認しているが、これは考慮すべき条件を全て考慮しているといえる。

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)								
施設分類 (SA) (DB)	RCPB		C/V		全館施設			伊心支持 構造物
	クラス 1設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4設備	その他	その他		
D 自重の 組合せ	D+P+M+Sd	III,S	III,S	—	—	—	—	III,S
	D+P ₀ +M ₀ +Sd	—	—	III,S	III,S	III,S	—	—
	D+P ₁ +M ₁ +Sd	IV,S	III,S	—	—	—	—	IV,S
	D+P ₂ +M ₂ +Sd	IV,S	IV,S	—	—	—	—	IV,S
	D+P ₃ +M ₃ +Sd	—	—	IV,S	IV,S	IV,S	—	—
	D+P ₄ +M ₄ +Sd	—	—	—	—	—	—	—
S A施設 の 組合せ	D+P ₀ +M+Sd	V,S ^{※1}	—	—	—	—	—	—
	D+P ₁ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₂ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₃ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+P ₄ +M+Sd	—	—	—	—	—	—	—
	D+(P ₀ ^{※1} 又はP ₄) の 厳しい方)+M+Sx	—	—	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	V,S ^{※2}	—

※1:DB 施設を兼ねるSA 施設について考慮する。
 ※2:V,S の許容限界は、IV,S と同じものを適用する。
 ※3:C/Vについては2×10¹年以降の状態、RCPB については10²年以降の状態は、Ssを組み合わせて、許容応力状態IV,Sを満足する状態となっていることを確認している。

C/V、RCPBについては、自重、機械的荷重がSA と DBA では以下の理由で同じとなることから、SA で異なる条件となるのは圧力のみである。
 ・自重 : 運転状態によって変化することではなく、SA と DBA で荷重は同じとなる。
 ・機械的荷重 : 技術基準規則第2条で「自重、管又は支持構造物からの反力その他附加荷重のうち地震荷重を除くものであって、設計上定めるものをいう。」と定義されている荷重である。C/Vに機械的荷重は働かない。
 RCPBの機械的荷重としては、ボルト締付力等があるが、運転状態によって変化することではなく、SA と DBA で荷重は同じとなる。
 したがって、C/V、RCPBの継続時間の検討では、圧力及び温度がDB条件を超える時間を確認しているが、これは考慮すべき条件を全て考慮しているといえる。

相違理由

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p><u>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。)</u></p> <p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重 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_0: 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 M_0: 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_{PSA}: 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重 $P_{PSA(LL)}$: 原子炉格納容器バウングリの重大事故における長期的な(長期(LL))圧力荷重 $P_{RS(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウングリの重大事故における長期的な(長期(LL))圧力荷重 $P_{RS(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウングリの重大事故における長期的な(長期(LL))圧力荷重 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 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 S_s: 基準地震動S_sにより定まる地震力 $IV_A S$: 設計・建設規格 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 $V_A S$: 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】 耐震クラス$A_s \Rightarrow$耐震クラスS 第1種 \Rightarrowクラス1 第2種 \RightarrowクラスMC 第3種 \Rightarrowクラス2 第4種 \Rightarrowクラス3 第5種 \Rightarrowクラス4 $S_1 \Rightarrow S_d$ $S_2 \Rightarrow S_s$</p>	<p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重 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_0: 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 M_0: 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_{PSA}: 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重 $P_{PSA(LL)}$: 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 $P_{RS(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウングリの重大事故における長期的な(長期(LL))圧力荷重 $P_{RS(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウングリの重大事故における長期的な(長期(LL))圧力荷重 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 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 S_s: 基準地震動S_sにより定まる地震力 $IV_A S$: 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 $V_A S$: 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】 耐震クラス$A_s \Rightarrow$耐震クラスS 第1種 \Rightarrowクラス1 第2種 \RightarrowクラスMC 第3種 \Rightarrowクラス2 第4種 \Rightarrowクラス3 第5種 \Rightarrowクラス4 $S_1 \Rightarrow S_d$ $S_2 \Rightarrow S_s$</p>	<p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重 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_0: 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 M_0: 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_{CSA}: C/Vの重大事故における長期的な圧力荷重 P_{RSA}: RCPB 又は炉心支持構造物の重大事故における長期的な圧力荷重 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 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 S_s: 基準地震動S_sにより定まる地震力 $IV_A S$: 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 $V_A S$: 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】 耐震クラス$A_s, A \Rightarrow$耐震クラスS 第1種 \Rightarrowクラス1 第2種 \RightarrowクラスMC 第3種 \Rightarrowクラス2 第4種 \Rightarrowクラス3 第5種 \Rightarrowクラス4 $S_1 \Rightarrow S_d$ $S_2 \Rightarrow S_s$</p>	<p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重 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的荷重 P_0: 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 M_0: 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_{CSA}: 原子炉格納容器の重大事故等時における長期的な圧力荷重 P_{RSA}: 原子炉冷却材圧力バウングリの重大事故等時における長期的な圧力荷重 P_{SA}: 重大事故等時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 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 S_s: 基準地震動S_sにより定まる地震力 $IV_A S$: 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 $V_A S$: 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】 耐震クラス$A_s, A \Rightarrow$耐震クラスS 第1種 \Rightarrowクラス1 第2種 \RightarrowクラスMC 第3種 \Rightarrowクラス2 第4種 \Rightarrowクラス3 第5種 \Rightarrowクラス4 $S_1 \Rightarrow S_d$ $S_2 \Rightarrow S_s$</p>	<p>・継続事象の相違 【女川2, 島根2】 ①の相違</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p><u>添付資料-6</u> 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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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(※) <p>SA 設計条件はDB 設計条件で代表させる。</p> <p>※「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<u>全ての</u>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</p> <p>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、PCV、RPV)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</p> <p>a. 全般施設</p> <p>【DB 設計条件とSA 設計条件の整理】</p> <p>全般施設はRPV(現クラス1 機器(JEAG4601 においては、第1 種機器))とPCV(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。</p> <p>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。</p> <p>このことから、SA 施設としての設計においては、SA 時の荷重がDB 設計荷重を超える場合は、SA</p>	<p><u>添付資料-6</u> 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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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(※) <p>SA 設計条件はDB 設計条件で代表させる。</p> <p>※「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<u>全ての</u>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。</p> <p>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</p> <p>a. 全般施設</p> <p>【DB 設計条件とSA 設計条件の整理】</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>このことから、SA 施設としての設計においては、SA 時の荷重がDB 設計荷重を超える場合は、SA</p>	<p><u>6.</u> 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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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(※) <p>SA 設計条件はDB 設計条件で代表させる。</p> <p>※「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<u>すべての</u>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</p> <p>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>C/Vバウンダリ</u>、<u>RCPB</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</p> <p>a. 全般施設</p> <p>【DB 設計条件とSA 設計条件の整理】</p> <p>全般施設はRCPB(現クラス1 機器(JEAG4601 においては、第1 種機器))とC/Vバウンダリ(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。</p> <p>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。</p> <p>このことから、SA 施設としての設計においては、SA 時の荷重がDB 設計荷重を超える場合は、SA 時の荷</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>(1) はじめに</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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(※) <p>SA 設計条件はDB 設計条件で代表させる。</p> <p>※「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<u>全ての</u>荷重および温度について、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。</p> <p>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、C/V、RCPB)毎に示す。</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</p> <p>a. 全般施設</p> <p>【DB 設計条件とSA 設計条件の整理】</p> <p>全般施設はRCPB(現クラス1 機器(JEAG4601 においては、第1 種機器))とC/V(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。</p> <p>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)および温度条件と、S_sとを組み合わせている。</p> <p>このことから、SA 施設としての設計においては、SA 時の荷重がDB 設計荷重を超える場合は、SA 時の荷</p>	

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉(2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉(2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉(2017.1.10版)	相違理由
<p>時の荷重を基に新たに設定した設計荷重(以下、「SA設計荷重」という。)とSsとを組み合わせる。</p> <p>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Ss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_b、M_b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_b、M_bを設定し、それらとSs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。</p> <p>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、Ss、Sd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_b、M_bとSs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】 DB設計においてSs、Sd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>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Ssを組み合わせる。</p> <p>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Ss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_b、M_b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_b、M_bを設定し、それらとSs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。</p> <p>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、Ss、Sd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_b、M_bとSs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】 DB設計においてSs、Sd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>荷重を基に新たに設定した設計荷重(以下、SA設計荷重という)とSsを組み合わせる。</p> <p>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Ss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Ssを、運転状態IV(L)とSd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_b、M_b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_b、M_bを設定し、それらとSs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。</p> <p>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、Ss、Sd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_b、M_bとSs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】 DB設計においてSs、Sd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Ssを組み合わせる。</p> <p>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Ss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Ssを、運転状態IV(L)とSd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_b、M_b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_b、M_bを設定し、それらとSs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。</p> <p>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、Ss、Sd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_b、M_bとSs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】 DB設計においてSs、Sd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>	

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																				
<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="96 207 544 359"> <thead> <tr> <th colspan="2">Ss</th> <th>Sd</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> <p>b. <u>PCV</u> 【DB 設計条件とSA 設計条件の整理】 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Ssと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はSd と組み合わせている。</p> <p>ここで、<u>PCV</u> 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：<u>LOCA 後の最大内圧・温度</u> <p>以上を踏まえ、<u>PCV</u> 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 <ul style="list-style-type: none"> ・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】 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+Ss ・LOCA 後の最大内圧+Sd <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+Ss</p>	Ss		Sd	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="577 207 1014 359"> <thead> <tr> <th colspan="2">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> <p>b. <u>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</u> 【DB 設計条件とSA 設計条件の整理】 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、<u>PCV</u> 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：<u>LOCA 後の最大内圧・温度</u> <p>以上を踏まえ、<u>PCV</u> 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 <ul style="list-style-type: none"> ・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】 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>	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>表1 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="1048 207 1485 359"> <thead> <tr> <th colspan="2">Ss</th> <th>Sd</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> <p>b. <u>C/V バウンダリ</u> 【DB 設計条件とSA 設計条件の整理】 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Ss と組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はSd と組み合わせている。</p> <p>ここで、<u>C/V バウンダリ</u>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：<u>最高使用圧力・温度(LOCA 後長期荷重を包絡する条件として設定)</u> <p>以上を踏まえ、<u>C/V バウンダリ</u>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 後短期荷重・温度(最高使用圧力・温度を超えるピーク圧力・温度) ・SA 後長期荷重・温度(最高使用圧力・温度以下であり、通常運転時圧力・温度を超える状態) <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】 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+Ss ・最高使用圧力+Sd <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 後ピーク圧力(短期荷重と扱う)と地震の組合せ</p>	Ss		Sd	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>表1 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="1518 207 1955 359"> <thead> <tr> <th colspan="2">Ss</th> <th>Sd</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> <p>b. <u>C/V</u> 【DB 設計条件とSA 設計条件の整理】 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Ss と組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はSd と組み合わせている。</p> <p>ここで、<u>C/V</u>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：最高使用圧力・温度(LOCA 後長期荷重を包絡する条件として設定) <p>以上を踏まえ、<u>C/V</u>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 後短期荷重・温度(最高使用圧力・温度を超えるピーク圧力・温度) ・SA 後長期荷重・温度(最高使用圧力・温度以下であり、通常運転時圧力・温度を超える状態) <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】 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+Ss ・最高使用圧力+Sd <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 後ピーク圧力(短期荷重と扱う)と地震の組合せ</p>	Ss		Sd	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>・継続事象の相違</p>
Ss		Sd																																						
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	-																																						
Ss		Sd																																						
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	-																																						
Ss		Sd																																						
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	-																																						

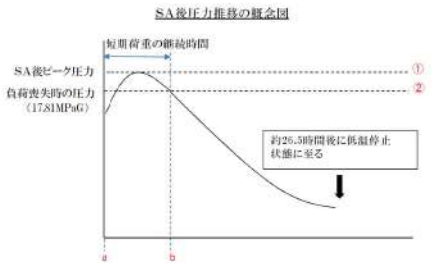
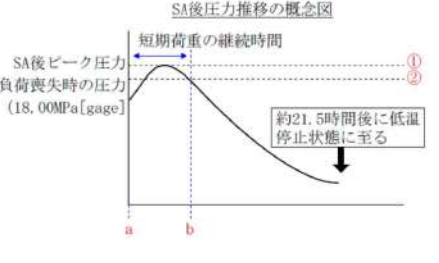
実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																				
<p>→Ss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)+Sd</p> <p>→Sdには、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>→Ss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)+Sd</p> <p>→Sd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>→短期荷重の継続時間(=最高使用圧力以下になるまでの時間。下図a~bの期間はSA後ピーク圧力が継続する前提とする)を踏まえて検討を行った結果、Ss、Sd共に組合せ不要</p> <p>② 最高使用圧力(長期荷重と扱う)と地震の組合せ</p> <p>→長期荷重の継続時間(=通常運転時圧力以下になるまでの時間。下図b~cの期間は最高使用圧力が継続する前提とする)を踏まえて検討を行った結果、Sdと組み合わせる(Ssとの組合せは不要)</p> <p>(③通常運転時圧力はDBにおいてSsと組み合わせるので検討不要)</p> <p>としている。</p> <p>なお、格納容器内自然対流冷却により減圧した後の圧力(0.177MPaG@1ヶ月後)は、通常運転時圧力よりも高い状態であり、上記②、すなわち長期荷重が継続している時点の扱いとなる。したがって、仮にこの圧力が維持されると、長期荷重の継続時間が長くなる(頻度が高くなることに相当)こととなる。</p>  <p>SA後圧力推移の概念図</p> <p>短期荷重の継続時間 (a~b)</p> <p>SA後ピーク圧力 最高使用圧力</p> <p>自然対流冷却により穏やかに圧力低下 (1ヶ月後0.177MPa)</p> <p>冷却手段を講じることで穏やかに通常運転時圧力程度まで低下</p> <p>長期荷重の継続時間 (b~c)</p> <p>通常運転時圧力</p> <p>約0.177MPaG@1ヶ月後</p>	<p>→短期荷重の継続時間(=最高使用圧力以下になるまでの時間。下図a~bの期間はSA後ピーク圧力が継続する前提とする)を踏まえて検討を行った結果、Ss、Sd共に組合せ不要</p> <p>② 最高使用圧力(長期荷重と扱う)と地震の組合せ</p> <p>→長期荷重の継続時間(=通常運転時圧力以下になるまでの時間。下図b~cの期間は最高使用圧力が継続する前提とする)を踏まえて検討を行った結果、Sdと組み合わせる(Ssとの組合せは不要)</p> <p>(③通常運転時圧力はDBにおいてSsと組合せているので検討不要)</p> <p>としている。</p> <p>なお、自然対流冷却により減圧した後の圧力(0.187MPa[gage]@1ヶ月後)は、通常運転時圧力よりも高い状態であり、上記②、すなわち長期荷重が継続している時点の扱いとなる。したがって、仮にこの圧力が維持されると、長期荷重の継続時間が長くなる(頻度が高くなることに相当)こととなる。</p>  <p>SA後圧力推移の概念図</p> <p>短期荷重の継続時間 (a~b)</p> <p>SA後ピーク圧力 最高使用圧力</p> <p>自然対流冷却により穏やかに圧力低下 (1ヶ月後0.187MPa[gage])</p> <p>冷却手段を講じることで穏やかに通常運転時圧力程度まで低下</p> <p>長期荷重の継続時間 (b~c)</p> <p>通常運転時圧力</p> <p>約0.187MPa[gage]@1ヶ月後</p>	<p>【女川2, 島根2】 ①の相違</p> <p>・評価結果の相違 【玄海3/4】 個別の有効性評価の結果による相違</p>																																				
<p>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</p> <table border="1" data-bbox="89 1069 537 1197"> <thead> <tr> <th></th> <th>Ss</th> <th>Sd</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> <p>c. RPV</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Ssと組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はSdと組み合わせている。</p> <p>ここで、RPV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</p>		Ss	Sd	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)	<p>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</p> <table border="1" data-bbox="571 1069 1008 1197"> <thead> <tr> <th></th> <th>Ss</th> <th>Sd</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>LOC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> <p>c. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</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Ssと組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はSdと組み合わせている。</p> <p>ここで、RPV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</p>		Ss	Sd	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOC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)	<p>表2 C/V バウンダリ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="1041 1069 1478 1173"> <thead> <tr> <th></th> <th>Ss</th> <th>Sd</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>最高使用圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>-</td> <td>SA後長期荷重・温度(最高使用圧力・温度より低いことから、最高使用圧力・温度で代表できる)</td> </tr> </tbody> </table> <p>c. RCPB</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Ssと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はSdと組み合わせている。</p> <p>ここで、RCPB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(負荷の喪失)であり、</p>		Ss	Sd	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	最高使用圧力・温度	SA荷重・温度	-	SA後長期荷重・温度(最高使用圧力・温度より低いことから、最高使用圧力・温度で代表できる)	<p>表2 C/V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="1523 1069 1960 1173"> <thead> <tr> <th></th> <th>Ss</th> <th>Sd</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>最高使用圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>-*</td> <td>SA後長期荷重・温度(最高使用圧力・温度より低いことから、最高使用圧力・温度で代表できる)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*2×10⁻¹年以降の状態は、Ssを組み合わせ、許容応力状態を満足する状態となっていることを確認している。</p> <p>c. RCPB</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Ssと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はSdと組み合わせている。</p> <p>ここで、RCPB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(負荷の喪失)であ</p>		Ss	Sd	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	最高使用圧力・温度	SA荷重・温度	-*	SA後長期荷重・温度(最高使用圧力・温度より低いことから、最高使用圧力・温度で代表できる)	
	Ss	Sd																																						
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)																																						
	Ss	Sd																																						
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOC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)																																						
	Ss	Sd																																						
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	最高使用圧力・温度																																						
SA荷重・温度	-	SA後長期荷重・温度(最高使用圧力・温度より低いことから、最高使用圧力・温度で代表できる)																																						
	Ss	Sd																																						
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	最高使用圧力・温度																																						
SA荷重・温度	-*	SA後長期荷重・温度(最高使用圧力・温度より低いことから、最高使用圧力・温度で代表できる)																																						

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>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Ss, Sdを組み合わせで評価している。</p> <p>以上を踏まえ、RPV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。</p> <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SA後の長期(LL)荷重とSs, SA後の長期(L)荷重とSd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】 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+Ss 給水流量の全喪失又はタービントリップ+Sd <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+Ss →Ss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+Sd →Sd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>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Ss, Sdを組み合わせで評価している。</p> <p>以上を踏まえ、RPV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。</p> <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SA後の長期(LL)荷重とSs, SA後の長期(L)荷重とSd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】 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+Ss 全給水流量喪失又はタービントリップ+Sd <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+Ss →Ss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) + Sd →Sd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>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「負荷の喪失」による圧力・温度とSs, Sdを組み合わせで評価している。</p> <p>以上を踏まえ、RCPB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後短期荷重・温度(「負荷の喪失」の圧力・温度を超えるピーク圧力・温度)を設定する。</p> <p>なお、RCPBについてはSA荷重との組合せは不要と判断されるが、SA荷重の組合せに係る基本方針に基づき、事故後長期間継続する荷重とSdによる地震力を組み合わせることとしている。</p> <p>ここで、事故後長期間継続する荷重・温度(以下SA後長期荷重・温度という)は、「負荷の喪失」による圧力・温度より低いことから、「負荷の喪失」による圧力・温度で代表させることができる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】 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"> 負荷の喪失+Ss 負荷の喪失+Sd <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>①SA後ピーク圧力(短期荷重と扱う)と地震の組合せ →短期荷重の継続時間(=負荷の喪失時の圧力以下になるまでの時間。下図a~bの期間はSA後ピーク圧力が継続する前提とする)を踏まえて検討を行った結果、Ss, Sd共に組合せ不要</p> <p>②負荷の喪失時の圧力(長期荷重と扱う)はDBにおいてSsと組み合わせているので検討不要)としている。</p> 	<p>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「負荷の喪失」による圧力・温度とSs, Sdを組み合わせで評価している。</p> <p>以上を踏まえ、RCPB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後短期荷重・温度(「負荷の喪失」の圧力・温度を超えるピーク圧力・温度)を設定する。</p> <p>なお、RCPBについてはSA荷重との組合せは不要と判断されるが、SA荷重の組合せに係る基本方針に基づき、事故後長期間継続する荷重とSdによる地震力を組み合わせることとしている。</p> <p>ここで、事故後長期間継続する荷重・温度(以下SA後長期荷重・温度という)は、「負荷の喪失」による圧力・温度より低いことから、「負荷の喪失」による圧力・温度で代表させることができる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】 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"> 負荷の喪失+Ss 負荷の喪失+Sd <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>①SA後ピーク圧力(短期荷重と扱う)と地震の組合せ →短期荷重の継続時間(=負荷の喪失時の圧力以下になるまでの時間。下図a~bの期間はSA後ピーク圧力が継続する前提とする)を踏まえて検討を行った結果、Ss, Sd共に組合せ不要</p> <p>②負荷の喪失時の圧力(長期荷重と扱う)はDBにおいてSsと組み合わせているので検討不要)としている。</p> 	<p>・継続事象の相違 【女川2, 島根2】 ①の相違</p>

実線・・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																				
<p>添付6.3表 RPV 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="89 255 537 335"> <thead> <tr> <th></th> <th>Ss</th> <th>Sd</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> <p>(3) JEAG4601 のアプローチを用いた検討 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> <ol style="list-style-type: none"> ① 運転状態の発生確率を設定 ② 地震の発生確率を設定 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 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>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> <ol style="list-style-type: none"> ① SA 事象の発生確率を設定 ② 地震の年超過確率を設定 ③ 「SA 事象の発生確率」、「地震の年超過確率」、「継続時間」の積が10^{-8}/炉年になる継続時間を設定 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 		Ss	Sd	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>添付6-3表 RPV 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="571 255 1019 335"> <thead> <tr> <th></th> <th>Ss</th> <th>Sd</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> <p>(3) JEAG4601 のアプローチを用いた検討 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> <ol style="list-style-type: none"> ① 運転状態の発生確率を設定 ② 地震の発生確率を設定 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 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>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> <ol style="list-style-type: none"> ① SA 事象の発生確率を設定 ② 地震の発生確率を設定 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 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 		Ss	Sd	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	<p>表3 RCPB 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="1041 255 1489 335"> <thead> <tr> <th></th> <th>Ss</th> <th>Sd</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB 荷重・温度</td> <td>「負荷の喪失」による圧力・温度</td> <td>「負荷の喪失」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA 荷重・温度</td> <td>-</td> <td>SA 後長期荷重・温度 (「負荷の喪失」による圧力・温度より低いことから、「負荷の喪失」による圧力・温度で代表できる)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) JEAG4601 のアプローチを用いた検討 本項では、DB 設備と同じJEAG4601 と同じアプローチを用いた場合のSA 荷重の組合せの考え方を整理し、今回の検討における考え方が適切であることをRCPB、C/Vバウンダリを例に説明する。</p> <p>a. JEAG4601 における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 運転状態の発生確率を設定 ② 地震動の年超過確率を設定 ③ 「運転状態の発生確率」、「地震動の年超過確率」、「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定 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>b. JEAG4601 と同じアプローチによる検討</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 運転状態の発生確率の設定 SAの発生確率は、CDFの性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。 ② 地震の発生確率の設定 JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をSs、Sdに読替えて適用する。(Ss: 5×10^{-4}/年以下、Sd: 10^{-3}/年以下) ③ 「運転状態の発生確率」、「地震動の年超過確率」、「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定 		Ss	Sd	DB 荷重・温度	「負荷の喪失」による圧力・温度	「負荷の喪失」による圧力・温度	SA 荷重・温度	-	SA 後長期荷重・温度 (「負荷の喪失」による圧力・温度より低いことから、「負荷の喪失」による圧力・温度で代表できる)	<p>表3 RCPB 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="1512 255 1960 335"> <thead> <tr> <th></th> <th>Ss</th> <th>Sd</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB 荷重・温度</td> <td>「負荷の喪失」による圧力・温度</td> <td>「負荷の喪失」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA 荷重・温度</td> <td>-</td> <td>SA後長期荷重・温度 (「負荷の喪失」による圧力・温度より低いことから、「負荷の喪失」による圧力・温度で代表できる)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※10^{-7}年以降の状態は、Ssを組み合わせ、許容応力状態IVを満足する状態となっていることを確認している。</p> <p>(3) JEAG4601 のアプローチを用いた検討 本項では、DB設備と同じJEAG4601 と同じアプローチを用いた場合のSA荷重の組合せの考え方を整理し、今回の検討における考え方が適切であることをRCPB、C/Vを例に説明する。</p> <p>a. JEAG4601 における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 運転状態の発生確率を設定 ② 地震の発生確率を設定 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 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>b. JEAG4601 と同じアプローチによる検討</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 運転状態の発生確率の設定 SA事象の発生確率は、炉心損傷頻度の性能目標値である10^{-4}/炉年を適用する。 ② 地震の発生確率の設定 JEAG4601・補-1984で記載されているS₂、S₁の発生確率をSs、Sdに読替えて適用する。(Ss: 5×10^{-4}/年以下、Sd: 10^{-2}/年以下) 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 		Ss	Sd	DB 荷重・温度	「負荷の喪失」による圧力・温度	「負荷の喪失」による圧力・温度	SA 荷重・温度	-	SA後長期荷重・温度 (「負荷の喪失」による圧力・温度より低いことから、「負荷の喪失」による圧力・温度で代表できる)	
	Ss	Sd																																						
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																																						
	Ss	Sd																																						
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																																						
	Ss	Sd																																						
DB 荷重・温度	「負荷の喪失」による圧力・温度	「負荷の喪失」による圧力・温度																																						
SA 荷重・温度	-	SA 後長期荷重・温度 (「負荷の喪失」による圧力・温度より低いことから、「負荷の喪失」による圧力・温度で代表できる)																																						
	Ss	Sd																																						
DB 荷重・温度	「負荷の喪失」による圧力・温度	「負荷の喪失」による圧力・温度																																						
SA 荷重・温度	-	SA後長期荷重・温度 (「負荷の喪失」による圧力・温度より低いことから、「負荷の喪失」による圧力・温度で代表できる)																																						

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由												
		<p>具体的には、下表のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="1041 167 1489 247"> <thead> <tr> <th>SAの発生確率</th> <th>地震動の年超過確率</th> <th>「SAの発生確率」と「地震動の年超過確率」との積が10^{-7}/10年となる継続時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10^{-5}/10年</td> <td>Ss: 5×10^{-4}/年以下 Sd: 10^{-5}/年以下</td> <td>2年 10⁵年</td> </tr> </tbody> </table> <p>④以下では、③で得られた継続時間を踏まえ、この継続時間時点での条件を地震と組み合わせる条件とした場合について、RCPB、C/V <u>バウンダリ</u>それぞれで検討する。</p> <p>【RCPB】 (1) Ssとの組合せ</p> <p>RCPBは、運転員の緊急ほう酸注入、減温・減圧操作により約26.5時間後(約3.0×10^{-3}年後: SA荷重組合せ検討においては10^{-2}年後と設定)には低温停止状態になることから、低温停止状態の条件とSsを組み合わせることとなる。</p> <p>この組合せはDB条件で評価を行っている組合せ(負荷の喪失+Ss)で包絡されることから、DB条件の評価で代表できる。</p> <p>(2) Sdとの組合せ</p> <p>約26.5時間後(約3.0×10^{-3}年後: SA荷重組合せ検討においては10^{-2}年後と設定)には低温停止状態になることから、低温停止状態の条件とSdを組み合わせることとなる。この組合せはDB条件で評価を行っている組合せ(負荷の喪失+Sd)で包絡されることから、DB条件の評価で代表できる。</p> <p>【C/Vバウンダリの検討】 (1) Ssとの組合せ</p> <p>C/Vバウンダリは圧力低減策により約1ヶ月後(10^{-1}年後: SA荷重組合せ検討においては2×10^{-1}年後と設定)には通常運転状態になることから、通常運転状態とSsを組み合わせることとなる。この組合せはDB条件で評価を行っている組合せと同じであり、DB条件の評価で代表できる。</p> <p>(2) Sdとの組合せ</p> <p>継続時間が10^{-1}年を超える荷重はSdと組み合わせることになるが、今回の泊3号炉のSA荷重との組合せにおいては、10^{-2}年経過時点での荷重(最高使用圧力・温度を超える時間が約66時間(7.5×10^{-3}年)であることを踏まえ設定)とSdを組み合わせ</p>	SAの発生確率	地震動の年超過確率	「SAの発生確率」と「地震動の年超過確率」との積が 10^{-7} /10年となる継続時間	10^{-5} /10年	Ss: 5×10^{-4} /年以下 Sd: 10^{-5} /年以下	2年 10 ⁵ 年	<p>具体的には、下表のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="1512 167 1960 247"> <thead> <tr> <th>SAの発生確率</th> <th>地震の発生確率</th> <th>「SAの発生確率」と「地震の発生確率」との積が10^{-7}/10年となる継続時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10^{-5}/10年</td> <td>Ss: 5×10^{-4}/年以下 Sd: 10^{-5}/年以下</td> <td>2年 10⁵年</td> </tr> </tbody> </table> <p>④以下では、③で得られた継続時間を踏まえ、この継続時間時点での条件を地震と組み合わせる条件とした場合について、RCPB、C/Vそれぞれで検討する。</p> <p>【RCPB】 (1) Ssとの組合せ</p> <p><u>継続時間が2年を超える荷重はSsと組み合わせることになるが</u>、RCPBは、運転員の緊急ほう酸注入、減温・減圧操作により約21.5時間後(約2.5×10^{-3}年後: SA荷重組合せ検討においては10^{-2}年後と設定)には低温停止状態になることから、低温停止状態の条件とSsを組み合わせることとなる。</p> <p>この組合せはDB条件で評価を行っている組合せ(負荷の喪失+Ss)で包絡されることから、DB条件の評価で代表できる。</p> <p>(2) Sdとの組合せ</p> <p><u>継続時間が10^{-1}年を超える荷重はSdと組み合わせることになるが</u>、上記と同様、約21.5時間後(約2.5×10^{-3}年後: SA荷重組合せ検討においては10^{-2}年後と設定)には低温停止状態になることから、低温停止状態の条件とSdを組み合わせることとなる。この組合せはDB条件で評価を行っている組合せ(負荷の喪失+Sd)で包絡されることから、DB条件の評価で代表できる。</p> <p>【C/Vの検討】 (1) Ssとの組合せ</p> <p><u>継続時間が2年を超える荷重はSsと組み合わせることになるが</u>、C/Vは圧力低減策により約1ヶ月後(10^{-1}年後: SA荷重組合せ検討においては2×10^{-1}年後と設定)には通常運転状態になることから、通常運転状態とSsを組み合わせることとなる。この組合せはDB条件で評価を行っている組合せと同じであり、DB条件の評価で代表できる。</p> <p>(2) Sdとの組合せ</p> <p>継続時間が10^{-1}年を超える荷重はSdと組み合わせることになるが、今回の玄海3.4号炉のSA荷重との組合せにおいては、10^{-2}年経過時点での荷重(最高使用圧力・温度を超える時間が約33時間(3.7×10^{-3}年)であることを踏まえ設定)とSdを組み合わせ</p>	SAの発生確率	地震の発生確率	「SAの発生確率」と「地震の発生確率」との積が 10^{-7} /10年となる継続時間	10^{-5} /10年	Ss: 5×10^{-4} /年以下 Sd: 10^{-5} /年以下	2年 10 ⁵ 年	<p>相違理由</p> <p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p> <p>・評価結果の相違 【玄海3/4】</p> <p>・評価結果の相違</p>
SAの発生確率	地震動の年超過確率	「SAの発生確率」と「地震動の年超過確率」との積が 10^{-7} /10年となる継続時間														
10^{-5} /10年	Ss: 5×10^{-4} /年以下 Sd: 10^{-5} /年以下	2年 10 ⁵ 年														
SAの発生確率	地震の発生確率	「SAの発生確率」と「地震の発生確率」との積が 10^{-7} /10年となる継続時間														
10^{-5} /10年	Ss: 5×10^{-4} /年以下 Sd: 10^{-5} /年以下	2年 10 ⁵ 年														

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	島根原子力発電所2号炉（2021.9.6版）	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）	相違理由
<p>以上より、<u>a.及びb.の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。</u></p> <p>(4) まとめ 以上のおり、各施設のSA荷重と組合せの検討では、<u>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。</u></p>	<p>以上より、<u>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。</u></p> <p>(4) まとめ 以上のおり、各施設のSA荷重と組合せの検討では、<u>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。</u></p>	<p>ることとしている。これは10⁻¹年経過時点での荷重よりも厳しい条件となっている。</p> <p>以上より、今回のSA荷重の組合せの検討におけるアプローチは、<u>JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチよりも、保守的な条件となっている。</u></p> <p>(4) まとめ 以上のおり、各施設のSA荷重と組合せの検討では、<u>DB荷重との組合せで考慮されている条件がすべて検討対象とされている。</u></p>	<p>せることとしている。これは10⁻¹年経過時点での荷重よりも厳しい条件となっている。</p> <p>以上より、今回のSA荷重の組合せの検討におけるアプローチは、<u>JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチよりも、保守的な条件となっている。</u></p> <p>(4) まとめ 以上のおり、各施設のSA荷重と組合せの検討では、<u>DB荷重との組合せで考慮されている条件が全て検討対象とされている。</u></p>	<p>【玄海3/4】</p>

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																		
		<p>(補足) SA 荷重と地震荷重の組合せ検討における継続時間の扱い (検討の網羅性)</p> <ul style="list-style-type: none"> SA 荷重の組合せ検討の継続時間は、DB 条件を超える時間を継続時間として設定している。 ここで、この継続時間よりも短い時間帯及び長い時間帯における DB 条件との関係性、SA 発生確率×地震動の年超過確率×継続時間は図1のとおりとなる。 したがって今回設定した継続時間よりも短い場合は発生確率×地震動の年超過確率×継続時間が小さくなる、また長い場合はDB条件で包絡されることから、組み合わせるべき条件が網羅されていることになる。 <p>(例：C/V 圧力推移の概念図)</p> <p>(例：RCPB 圧力推移の概念図)</p> <table border="1" data-bbox="1037 1189 1496 1292"> <tr> <td></td> <td>今回設定した継続時間 よりも短い時間帯</td> <td>今回設定した継続時間 よりも長い時間帯</td> </tr> <tr> <td>①DB条件との関係性</td> <td>DB条件で包絡不可</td> <td>DB条件で包絡</td> </tr> <tr> <td>②発生確率×地震動の年超過確率×継続時間</td> <td>小さくなる</td> <td>大きくなる</td> </tr> </table> <p>図1 継続時間設定方法</p>		今回設定した継続時間 よりも短い時間帯	今回設定した継続時間 よりも長い時間帯	①DB条件との関係性	DB条件で包絡不可	DB条件で包絡	②発生確率×地震動の年超過確率×継続時間	小さくなる	大きくなる	<p>(補足) SA 荷重と地震荷重の組合せ検討における継続時間の扱い (検討の網羅性)</p> <ul style="list-style-type: none"> SA 荷重の組合せ検討の継続時間は、DB 条件を超える時間を継続時間として設定している。 ここで、この継続時間よりも短い時間帯、および長い時間帯におけるDB条件との関係性、SA発生確率×地震動の発生確率×継続時間は図一1のとおりとなる。 したがって今回設定した継続時間よりも短い場合は発生確率×地震動の年超過確率×継続時間が小さくなる、また長い場合はDB条件で包絡されることから、組み合わせるべき条件が網羅されていることになる。 <p>(例：C/V 圧力推移の概念図)</p> <p>(例：RCPB 圧力推移の概念図)</p> <table border="1" data-bbox="1507 1189 1966 1292"> <tr> <td></td> <td>今回設定した継続時間 よりも短い時間帯</td> <td>今回設定した継続時間 よりも長い時間帯</td> </tr> <tr> <td>①DB条件との関係性</td> <td>DB条件で包絡不可</td> <td>DB条件で包絡</td> </tr> <tr> <td>②発生確率×地震動の発生確率×継続時間</td> <td>小さくなる</td> <td>大きくなる</td> </tr> </table> <p>図一1 継続時間設定方法</p>		今回設定した継続時間 よりも短い時間帯	今回設定した継続時間 よりも長い時間帯	①DB条件との関係性	DB条件で包絡不可	DB条件で包絡	②発生確率×地震動の発生確率×継続時間	小さくなる	大きくなる	
	今回設定した継続時間 よりも短い時間帯	今回設定した継続時間 よりも長い時間帯																				
①DB条件との関係性	DB条件で包絡不可	DB条件で包絡																				
②発生確率×地震動の年超過確率×継続時間	小さくなる	大きくなる																				
	今回設定した継続時間 よりも短い時間帯	今回設定した継続時間 よりも長い時間帯																				
①DB条件との関係性	DB条件で包絡不可	DB条件で包絡																				
②発生確率×地震動の発生確率×継続時間	小さくなる	大きくなる																				

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>添付資料-7 荷重の組合せ表 (1) 記号の説明 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} : <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>$P_{PSA(LL)}$: <u>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</u></p> <p>$P_{RSA(LL)}$: <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的な(長期(LL))圧力荷重</u></p> <p>$P_{RSA(LL)}$: <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的な(長期(LL))圧力荷重</u></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 : 地震及び自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>$T_{RSA(LL)}$: <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的な(長期(LL))温度(最高使用温度を用いてもよい。)</u></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的な(長期(LL))温度(最高使用温度を用いてもよい。)</u></p>	<p>添付資料 7 荷重の組合せ表 (1) 記号の説明 D : 自重 (JEAG4601・補-1984では「死荷重」と記載)</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>$P_{PSA(LL)}$: <u>原子炉格納容器の重大事故における長期圧力(長期(LL))</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>$P_{RSA(LL)}$: <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圧力荷重(長期(LL))</u></p> <p>$P_{RSA(LL)}$: <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圧力荷重(長期(LL))</u></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>$T_{RSA(LL)}$: <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>$T_{RSA(LL)}$: <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>7. 荷重の組合せ表 (1) 記号の説明 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_{CSA} : <u>C/Vの重大事故における長期圧力(最高使用圧力を用いてもよい。)</u></p> <p>P_{CSA} : <u>RCPBの重大事故における長期圧力(最高使用圧力を用いてもよい。)</u></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 : 地震及び自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_{CSA} : <u>C/V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} : <u>RCPB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>7. 荷重の組合せ表 (1) 記号の説明 D : 死荷重</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_{CSA} : <u>原子炉格納容器の重大事故における長期圧力(最高使用圧力を用いてもよい。)</u></p> <p>P_{RSA} : <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圧力(最高使用圧力を用いてもよい。)</u></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設計温度</p> <p>T_{CSA} : <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。)</u></p> <p>T_{RSA} : <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。)</u></p>	<p>・継続事象の相違 【女川2, 島根2】 ①の相違</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																																																																																														
<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_B : 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>Sd : 弾性設計用地震動Sdにより定まる地震力T_B又は静的地震力</p> <p>Ss : 基準地震動Ssにより定まる地震力</p> <p>IV_AS : 設計・建設規格 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>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_B : 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>Sd : 弾性設計用地震動Sdにより定まる地震力T_B又は静的地震力</p> <p>Ss : 基準地震動Ss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>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_B : 重大事故における施設本体の温度T_B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>Sd : 弾性設計用地震動Sdにより定まる地震力又は静的地震力</p> <p>Ss : 基準地震動Ss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>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_B : 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>Sd : 弾性設計用地震動Sdにより定まる地震力又は静的地震力</p> <p>Ss : 基準地震動Ss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>																																																																																																																																																															
(2) 荷重の組合せ表	(2) 荷重の組合せ表	(2) 荷重の組合せ表	(2) 荷重の組合せ表																																																																																																																																																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>施設区分</th> <th>荷重の組合せ</th> <th>温度条件</th> <th>許容応力状態</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="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)</td> <td>施設本体</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_{SA}</td> <td>V_{AS}^{DB} 検討項目 6.2</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_B</td> <td>V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">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)</td> <td>施設本体</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_{max}</td> <td>V_{AS}^{DB} 検討項目 6.3</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_B</td> <td>V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">全館施設</td> <td>施設本体</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_{max}$又は$T_B$の厳しい方</td> <td>$V_{AS}^{DB}$ 検討項目 6.1</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_B$</td> <td>$V_{AS}^{DB}$ 検討項目 6.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内外の全館施設</td> <td>施設本体</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_{max}$又は$T_B$の厳しい方</td> <td>$V_{AS}^{DB}$ 検討項目 6.1</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_B$</td> <td>$V_{AS}^{DB}$ 検討項目 6.4</td> </tr> </tbody> </table>	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)	施設本体	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{SA}	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.2	支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4	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	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.3	支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4	全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.1	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4	原子炉格納容器内外の全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.1	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4	<table border="1"> <thead> <tr> <th>施設区分</th> <th>荷重の組合せ</th> <th>温度条件</th> <th>許容応力状態</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="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)</td> <td>施設本体</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_{SA}</td> <td>V_{AS}^{DB} 検討項目 6.2</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_B</td> <td>V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">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)</td> <td>施設本体</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_{max}</td> <td>V_{AS}^{DB} 検討項目 6.3</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_B</td> <td>V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">全館施設</td> <td>施設本体</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_{max}$又は$T_B$の厳しい方</td> <td>$V_{AS}^{DB}$ 検討項目 6.1</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_B$</td> <td>$V_{AS}^{DB}$ 検討項目 6.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内外の全館施設</td> <td>施設本体</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_{max}$又は$T_B$の厳しい方</td> <td>$V_{AS}^{DB}$ 検討項目 6.1</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_B$</td> <td>$V_{AS}^{DB}$ 検討項目 6.4</td> </tr> </tbody> </table>	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)	施設本体	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{SA}	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.2	支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4	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	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.3	支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4	全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.1	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4	原子炉格納容器内外の全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.1	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4	<table border="1"> <thead> <tr> <th>施設区分</th> <th>荷重の組合せ</th> <th>温度条件</th> <th>許容応力状態</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>C/Vバウンダリ</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_{max}</td> <td>V_{AS}^{DB}</td> <td>検討項目 6.2</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">C/V内のSA施設</td> <td rowspan="2">RCPB</td> <td>施設本体</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_{max}</td> <td>検討項目 6.2</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_B</td> <td>検討項目 6.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">全館施設</td> <td>施設本体</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_{max}$又は$T_B$の厳しい方</td> <td>検討項目 6.1</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_B$</td> <td>検討項目 6.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C/V外の全館施設</td> <td>施設本体</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_{max}$又は$T_B$の厳しい方</td> <td>検討項目 6.1</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_B$</td> <td>検討項目 6.4</td> </tr> </tbody> </table>	施設区分	荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考	C/Vバウンダリ	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	V_{AS}^{DB}	検討項目 6.2	C/V内のSA施設	RCPB	施設本体	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	検討項目 6.2	支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	検討項目 6.4	全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	検討項目 6.1	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	検討項目 6.4	C/V外の全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	検討項目 6.1	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	検討項目 6.4	<table border="1"> <thead> <tr> <th>施設区分</th> <th>荷重の組合せ</th> <th>温度条件</th> <th>許容応力状態</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(C/V)</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_{max}</td> <td>V_{AS}^{DB}</td> <td>検討項目 6.2</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">C/V内のSA施設</td> <td rowspan="2">原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(RCPB)</td> <td>施設本体</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_{max}</td> <td>検討項目 6.3</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+P_{max}+M+S_d$</td> <td>T_B</td> <td>検討項目 6.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">全館施設</td> <td>施設本体</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_{max}$又は$T_B$の厳しい方</td> <td>検討項目 6.1</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_B$</td> <td>検討項目 6.4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">C/V外の全館施設</td> <td>施設本体</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_{max}$又は$T_B$の厳しい方</td> <td>検討項目 6.1</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$</td> <td>$T_B$</td> <td>検討項目 6.4</td> </tr> </tbody> </table>	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(C/V)	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	V_{AS}^{DB}	検討項目 6.2	C/V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(RCPB)	施設本体	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	検討項目 6.3	支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	検討項目 6.4	全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	検討項目 6.1	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	検討項目 6.4	C/V外の全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	検討項目 6.1	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	検討項目 6.4	
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)	施設本体	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{SA}	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.2																																																																																																																																																														
	支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4																																																																																																																																																														
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	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.3																																																																																																																																																														
	支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4																																																																																																																																																														
	全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.1																																																																																																																																																													
		支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4																																																																																																																																																													
原子炉格納容器内外の全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.1																																																																																																																																																														
	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4																																																																																																																																																														
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)	施設本体	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{SA}	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.2																																																																																																																																																														
	支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4																																																																																																																																																														
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	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.3																																																																																																																																																														
	支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4																																																																																																																																																														
	全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.1																																																																																																																																																													
		支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4																																																																																																																																																													
原子炉格納容器内外の全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.1																																																																																																																																																														
	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	V_{AS}^{DB} 検討項目 6.4																																																																																																																																																														
施設区分	荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考																																																																																																																																																														
C/Vバウンダリ	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	V_{AS}^{DB}	検討項目 6.2																																																																																																																																																														
C/V内のSA施設	RCPB	施設本体	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	検討項目 6.2																																																																																																																																																													
		支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	検討項目 6.4																																																																																																																																																													
	全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	検討項目 6.1																																																																																																																																																													
		支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	検討項目 6.4																																																																																																																																																													
C/V外の全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	検討項目 6.1																																																																																																																																																														
	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	検討項目 6.4																																																																																																																																																														
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(C/V)	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	V_{AS}^{DB}	検討項目 6.2																																																																																																																																																														
C/V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(RCPB)	施設本体	$D+P_{max}+M+S_d$	T_{max}	検討項目 6.3																																																																																																																																																													
		支持構造物	$D+P_{max}+M+S_d$	T_B	検討項目 6.4																																																																																																																																																													
	全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	検討項目 6.1																																																																																																																																																													
		支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	検討項目 6.4																																																																																																																																																													
C/V外の全館施設	施設本体	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_{max} 又は T_B の厳しい方	検討項目 6.1																																																																																																																																																														
	支持構造物	$D+(P_{max}^{DB}又はP_{max}の厳しい方)+M+S_s$	T_B	検討項目 6.4																																																																																																																																																														
<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>※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>※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>※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>																																																																																																																																																															

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<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>(1) はじめに</p> <p>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、耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。</p> <p>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圧力・温度条件としては、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の圧力・温度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、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おり(別紙2～別紙4参照)、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、耐震評価に用いるRPV及びPCV圧力・温度条件として、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>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。</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の具体的な圧力・温度条件等について、次項以降に示す。</p>	<p>添付資料 8 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</p> <p>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(R.P.V)及び原子炉格納容器(P.C.V)にかかる荷重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。</p> <p>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荷重条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のR.P.V及びP.C.V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、R.P.V及びP.C.Vの荷重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R.P.V及びP.C.Vの荷重条件として、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>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。</p> <p>重大事故時の耐震評価に用いる荷重条件等について、次項以降に示す。</p>	<p>8. 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</p> <p>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RCPB及びC/Vにかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。</p> <p>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圧力・温度条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のRCPB及びC/Vにかかる最高圧力及び最高温度を考慮し、すべての事故シーケンスグループ等のうち、RCPB及びC/Vの圧力・温度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、感度解析によりすべての不確かさを一律に重畳させた場合やC/Vの除熱能力が低下した場合等を想定し、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6参照)、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、すべて一律に圧力・温度の最高値を高くする方向に重畳させることや極端な条件設定とすることは必ずしも現実的ではないと考えられることから、耐震評価に用いるRCPB及びC/Vバウンダリの圧力・温度条件には、不確かさの重畳までは考慮せず、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>耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせるRCPB及びC/Vバウンダリの具体的な圧力・温度条件について、次項以降に示す。</p>	<p>8. 重大事故等時の荷重条件の妥当性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>重大事故等時の耐震評価においては、地震力と重大事故等時の原子炉冷却材圧力バウンダリ(RCPB)及び原子炉格納容器(C/V)にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。</p> <p>したがって、重大事故等時の耐震評価における地震力と組み合わせる圧力・温度条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のRCPB及びC/Vにかかる最高圧力及び最高温度を選定することは、耐震評価における重大事故等時の地震力と組み合わせる圧力・温度条件としては、全ての事故シーケンスグループ等のうち、RCPB及びC/Vの圧力・温度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、感度解析により全ての不確かさを一律に重畳させた場合やC/Vの除熱能力が低下した場合などを想定し、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5参照)、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、全て一律に圧力・温度の最高値を高くする方向に重畳されることや極端な条件設定とすることは必ずしも現実的ではないと考えられることから、耐震評価に用いるRCPB及びC/Vの圧力・温度条件には、不確かさの重畳までは考慮せず、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・温度を用いることとした。</p>	<p>相違理由</p> <p>・設計方針の相違</p> <p>【島根2】</p> <p>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</p>

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>(2) 耐震評価で用いるRPVの圧力・温度について 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(ARI)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代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能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。この事故シーケンスにおけるSA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。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。</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、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。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</p>	<p>(2) 耐震評価で用いるRPVの荷重について 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。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。</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(ARI)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。重大事故時において、RPV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。</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</p>	<p>(2) 耐震評価で用いるRCPBの圧力・温度について 有効性評価で考慮するすべての事故シーケンスグループ等のうち、RCPBの圧力・温度が最高となるのは、「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化のうち、主給水流量喪失については、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)が動作しない場合に最も早く1次冷却材圧力が上昇する事象であること、また、負荷の喪失については、運転時の異常な過渡変化において最も圧力が高くなる事象であることから、「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」又は「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」を考慮する。</p> <p>これらの事故シーケンスは、原子炉が自動停止しないことから、1次冷却材の圧力・温度が他の事故シーケンスよりも高い圧力・温度で推移する事故シーケンスであるが、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)により主蒸気ラインを隔離することで、1次冷却材温度を上昇させることにより、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させ、また、補助給水ポンプが自動起動することで、蒸気発生器への注水を確保することにより、蒸気発生器による炉心冷却を行う特徴がある。</p> <p>これらの事故シーケンスにおける事象発生後の1次冷却材圧力の最高値、高温側/低温側配管温度の最高値を表1に示す。耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるRCPBの圧力・温度条件としては、「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」と「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」を包絡する圧力・温度条件とする。</p> <p>なお、ATWSの有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、感度解析により不確かさの重畳を考慮した場合を想定し、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、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、すべて一律に圧力・温度の最高値を高くする方向に重畳させることは必ずしも現実的では</p>	<p>(2) 耐震評価で用いるRCPBの圧力・温度について RCPB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化のうち、「主給水流量喪失」については、多様化自動作動設備が動作しない場合に、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウングリの健全性確保の観点で厳しくなる事象であること、また、「負荷の喪失」については、運転時の異常な過渡変化において最も圧力が高くなる事象であることから、「主給水流量喪失+ATWS」または「負荷の喪失+ATWS」を考慮する。</p> <p>これらの事故シーケンスは、原子炉が自動停止しないことから、1次冷却材の圧力・温度が他の事故シーケンスよりも高い圧力・温度で推移する事故シーケンスであるが、多様化自動作動設備により主蒸気ラインを隔離することで、1次冷却材温度を上昇させることにより、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させ、また、補助給水ポンプが自動起動することで、蒸気発生器への注水を確保することにより、蒸気発生器による炉心冷却を行う特徴がある。</p> <p>これらの事故シーケンスにおける事象発生後の1次系圧力の最高値、高温側/低温側配管温度の最高値を表1に示す。表1に示すとおり、最高圧力・温度は、「負荷の喪失+ATWS」が厳しい結果となっていることから、「負荷の喪失+ATWS」の圧力・温度に基づいた保守的な圧力・温度を耐震評価における重大事故等時の地震力と組み合わせるRCPBの圧力・温度条件とする。</p> <p>なお、ATWSの有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、感度解析により不確かさの重畳を考慮した場合を想定し、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、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、全て一律に圧力・温度の最高値を高くする方向に重畳されることは必ずしも現実的ではな</p>	<p>説明していることによる相違</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

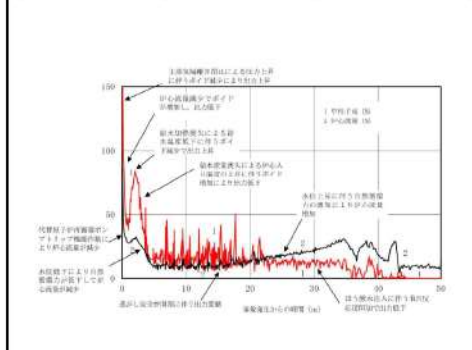
女川原子力発電所2号炉(2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉(2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉(2017.1.10版)	相違理由				
<p>を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、ここでは不確かさは考慮しない。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8.1図及び8.2図に示す。</p> <p>原子炉圧力は10秒以内に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動することで原子炉出力は低下し、速やかに耐震設計上の設計圧力である8.62MPa[gage]を下回る。また、原子炉冷却材温度も、原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秒以内に、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>事象発生後約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。</p> <p>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>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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>泊との比較のために記載の順番を入れ替え</p> </div> <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。</p> <p>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8.28MPa[gage]を下回っている。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>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 RPV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="566 1340 1025 1436"> <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>原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉の殺害が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)</td> <td>原子炉出力、原子炉圧力、炉心温度、給水温度は、各種条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気発生器の閉鎖による過熱事故として選定するとともに該ゲージ(動的ボイド係数・動的ドロップ係数)を反応度抑制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> </tbody> </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、原子炉の殺害が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉出力、原子炉圧力、炉心温度、給水温度は、各種条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気発生器の閉鎖による過熱事故として選定するとともに該ゲージ(動的ボイド係数・動的ドロップ係数)を反応度抑制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。	<p>ないと考えられること、また、ATWSの有効性評価における解析条件として最も評価指標への影響が大きい減速材温度係数初期値に保守性を有していることから、耐震評価に用いるRCPBの圧力・温度条件には、不確かさの重畳までは考慮せず、表1の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>「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の1次冷却材圧力、高温側配管温度、低温側配管温度の推移を図1～図3に、「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の1次冷却材圧力、高温側配管温度、低温側配管温度の推移を図4～図6に示す。</p> <p>1次冷却材圧力は解析実施期間である600秒以内に耐震設計上の設計圧力(「負荷の喪失」の評価圧力)である17.81MPa[gage]を下回っている。</p> <p>また、高温側配管温度/低温側配管温度は、耐震設計上の設計温度(「負荷の喪失」の評価温度)を超過した後、なだらかに低下する傾向となっている。</p> <p>長期的な観点では、事象発生後600秒以降、高温側/低温側配管温度はほぼ一定で推移する。</p> <p>事象発生後10分で運転員が緊急ほう酸注入を実施することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。これにより高温側/低温側配管温度は若干低下し、高温側配管温度は速やかに耐震設計上の設計温度である339.8℃を下回る。</p> <p>さらに、低温側配管温度も当該設計温度である308.3℃を下回り、原子炉は事象発生後約4.5時間で高温停止状態となる。</p> <p>その後、運転員が1次系の減圧、減温及び余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、長期にわたり継続するRCPBの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回っている。</p>	<p>いと考えられること、また、ATWSの有効性評価における解析条件として最も評価指標への影響が大きい減速材温度係数初期値に保守性を有していることから、耐震評価に用いるRCPBの圧力・温度条件には、不確かさの重畳までは考慮せず、表1の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・温度を用いることとした。</p> <p>「負荷の喪失+ATWS」の過渡応答図を図1～図3に示す。</p> <p>1次系圧力は解析実施期間である600秒以内に耐震設計上の設計圧力(「負荷の喪失」の評価圧力)である18.00MPa[gage]を下回っている。</p> <p>また、高温側配管温度/低温側配管温度は、耐震設計上の設計温度(「負荷の喪失」の評価温度)を超過した後、なだらかに低下する傾向となっている。</p> <p>長期的な観点では、事象発生後600秒以降、高温側/低温側配管温度はほぼ一定で推移する。事象発生後10分で運転員が緊急ほう酸注入を実施することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。これにより高温側/低温側配管温度は若干低下し、高温側配管温度は速やかに耐震設計上の設計温度である336.0℃を下回る。</p> <p>さらに、低温側配管温度も当該設計温度である308.7℃を下回り、原子炉は事象発生後約10時間で高温停止状態となる。</p> <p>その後、運転員が1次系の減圧、減温及び余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、長期にわたり継続するRCPBの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回っている。</p>	<p>相違理由</p> <p>・抽出結果の相違 【玄海3/4】</p> <p>・解析結果の相違 【玄海3/4】</p> <p>・解析結果の相違 【玄海3/4】</p>
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、原子炉の殺害が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉出力、原子炉圧力、炉心温度、給水温度は、各種条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気発生器の閉鎖による過熱事故として選定するとともに該ゲージ(動的ボイド係数・動的ドロップ係数)を反応度抑制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。							

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

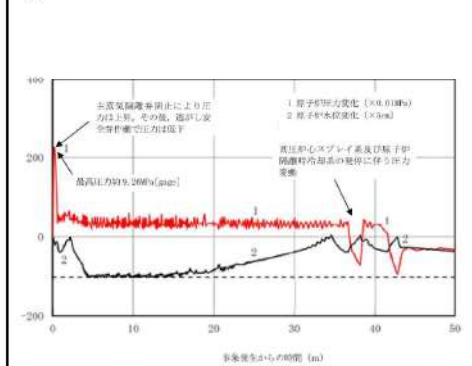
女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）

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)

	原子炉停止機能喪失	DB条件
最高圧力	約9.96MPa[gauge]	8.62MPa[gauge]
最高温度	約309℃	297℃



添付8.1図 原子炉停止機能喪失における中性子束及び炉心流量の時間変化(事象発生から50分後まで)

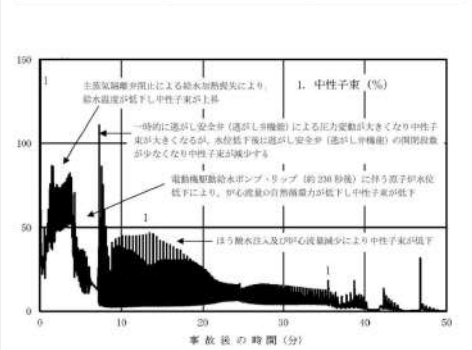


添付8.2図 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド外)の時間変化(事象発生から50分後まで)

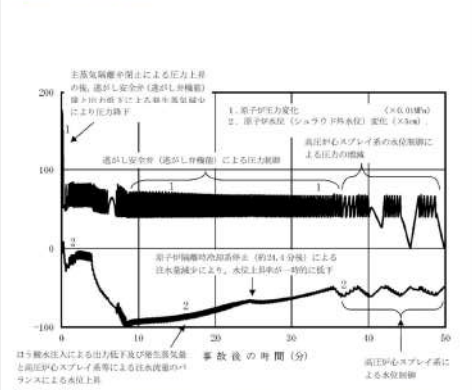
島根原子力発電所2号炉（2021.9.6版）

添付8.2表 R PVのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)

	原子炉停止機能喪失	DB条件
最高圧力	約8.98MPa[gauge]	8.28MPa[gauge]
最高温度	約304℃	298℃



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)



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)

泊発電所3号炉

表1 RCPBの荷重条件(有効性評価結果)

	主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗	負荷の喪失+原子炉トリップ失敗
最高圧力	約18.6MPa	約18.6MPa
最高温度 (高温側配管/低温側配管)	約382℃/約351℃	約382℃/約351℃

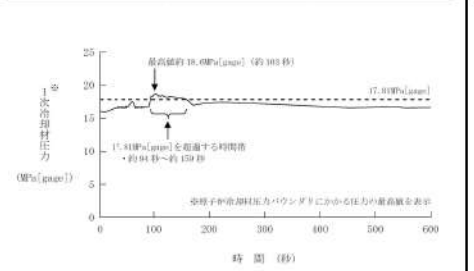


図1 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(1)

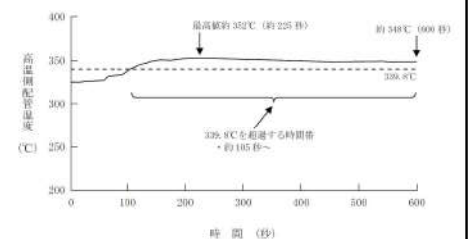


図2 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(2)

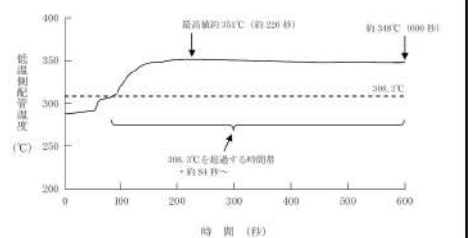


図3 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(3)

玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）

表1 RCPBの荷重条件(有効性評価結果)

	主給水流量喪失+ATWS	負荷の喪失+ATWS
最高圧力	約18.6MPa[gauge]	約18.9MPa[gauge]
最高温度 (高温側配管/低温側配管)	約350℃/約348℃	約350℃/約348℃



図1 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(1)

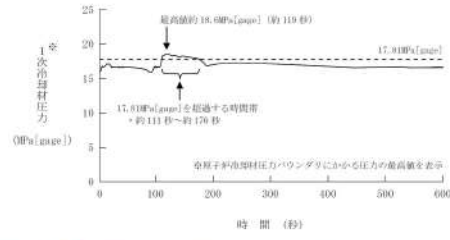
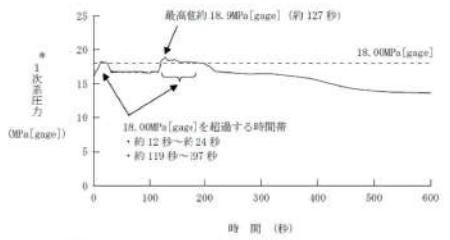
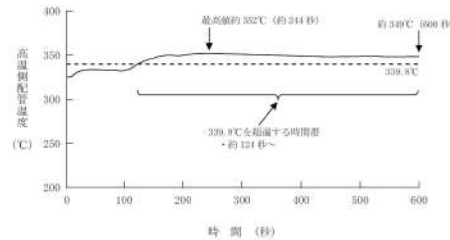
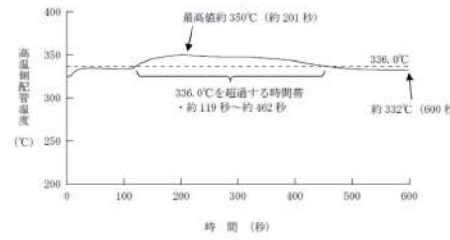
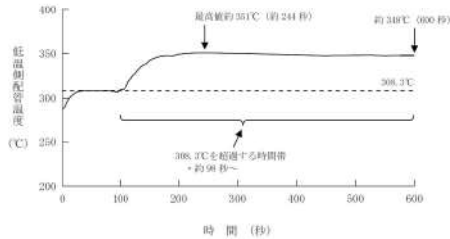
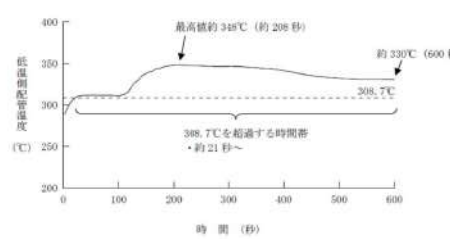


図2 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(2)



図3 主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗(3)

・解析条件の相違
 【玄海3/4】
 ・抽出結果の相違
 【玄海3/4】

女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	島根原子力発電所2号炉（2021.9.6版）	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）	相違理由
		 <p>図4 負荷の喪失+原子炉トリップ失敗(1)</p>	 <p>図1 負荷の喪失+ATWS(1)</p>	<p>・解析条件の相違 【玄海3/4】</p>
		 <p>図5 負荷の喪失+原子炉トリップ失敗(2)</p>	 <p>図2 負荷の喪失+ATWS(2)</p>	
		 <p>図6 負荷の喪失+原子炉トリップ失敗(3)</p>	 <p>図3 負荷の喪失+ATWS(3)</p>	

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>(3) 耐震評価で用いるPCVの圧力・温度について</p> <p>原子炉格納容器の圧力・温度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ナシナグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10²年(約3日後)以内及び事象発生後10²年(約3日後)の圧力・温度が最も高い事故シナシナグループ等を抽出した結果、以下の事故シナシナが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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) ・ 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) <p>なお、有効性評価においては、いずれの事故シナシナグループ等において、事象発生後10²年後前までに原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水系による除熱機能が確保され、10⁻³年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、10⁻³年までの圧力・温度に基づき、事故シナシナグループ等を選定することは妥当である。</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」は同じ事故シナシナ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の評価の際には、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、他の事故シナシナ等と比較して前提条件が異なる(本来は、高圧代替注水系等により炉心損傷回避が可能な事故シナシナ)。一方、原子炉格納容</p>	<p>(3) 耐震評価で用いるPCVの荷重について</p> <p>原子炉格納容器の荷重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ナシナグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10²年(約3.5日後)以内及び事象発生後10²年(約3.5日後)の圧力・温度が最も高い事故シナシナグループ等を抽出した結果、以下の事故シナシナが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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) ・ 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) <p>なお、有効性評価においては、いずれの事故シナシナグループ等においても、事象発生後10²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除去系による除熱機能が確保され、格納容器の圧力・温度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、格納容器内の素素燃焼を防止する観点から原子炉格納容器内への素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。</p> <p>したがって、10²年(約3.5日後)以内の温度及び最高使用圧力に基づき、事故シナシナグループ等を選定することは妥当である。</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」は同じ事故シナシナ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の評価の際には、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、他の事故シナシナ等と比較して前提条件が異なる(本来は、高圧代替注水系等により炉心損傷回避が可能な事故シナシナ)。一方、原子炉格納容</p>	<p>(3) 耐震評価で用いるC/Vバウンダリの圧力・温度について</p> <p>C/Vの圧力・温度が最高となる事故シナシナグループ等は、有効性評価で考慮するすべての事故シナシナグループ等のうち、以下の3つの事故シナシナグループ等が挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ C/V 先行破損(大破断LOCA+低圧再循環失敗+C/V スプレイ失敗) ・ C/V 過温破損(全交流動力電源喪失+補助給水失敗) ・ C/V 過圧破損(大破断LOCA+ECCS失敗+C/V スプレイ失敗) <p>事故シナシナグループ「C/V 先行破損」は、LOCAの発生後、C/Vの除熱機能喪失によって、C/Vの圧力・温度が上昇し、C/Vが先行破損することによって炉心損傷に至る可能性のある事故シナシナグループである。</p> <p>また、C/V破損モード「C/V 過温破損」「C/V 過圧破損」は、C/V内へ流出した高温の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、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、C/V内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇しC/Vが破損する可能性のあるC/V破損モードである。</p> <p>このため、これら3つがC/Vの圧力・温度の観点から厳しくなる事故シナシナグループ等である。</p>	<p>(3) 耐震評価で用いるC/Vの圧力・温度について</p> <p>C/Vの圧力・温度が最高となる事故シナシナグループ等は、有効性評価で考慮する全ての事故シナシナグループ等のうち、以下の3つの事故シナシナグループ等が挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ C/V除熱機能喪失(大破断LOCA+低圧再循環失敗+C/V スプレイ失敗) ・ C/V過温破損(全交流動力電源喪失+補助給水失敗) ・ C/V過圧破損(大破断LOCA+ECCS失敗+C/V スプレイ失敗) <p>事故シナシナグループ「C/V除熱機能喪失」は、LOCAの発生後、原子炉格納容器の除熱機能喪失によって、C/Vの圧力・温度が上昇し、C/Vが先行破損することによって炉心損傷に至る可能性のある事故シナシナグループである。</p> <p>また、格納容器評価モード「C/V過温破損」及び「C/V過圧破損」は、原子炉格納容器内へ流出した高温の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、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する可能性のある格納容器評価モードである。</p> <p>このため、これら3つがC/Vの圧力・温度の観点から厳しくなる事故シナシナグループ等である。</p>	

実線・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>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、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。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」及び「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)」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、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。</p> <p>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、これらの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。</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、評価項目となるパラメータに</p>	<p>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うえでは、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、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。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用する場合)」及び「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)」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。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。</p> <p>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10²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、10²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10²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。上記の2つの事故シーケンスグループ等における、SA発生後のPCVの圧力及び温度を添付8.4表に示す。</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、評価項目となるパラメータに</p>	<p>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うえでは、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、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。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用する場合)」及び「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)」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。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。</p> <p>上記3つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後のC/Vの最高圧力及び最高温度を表2に示す。</p> <p>表2に示すとおり、最高圧力は、「C/V先行破損(大破断LOCA+低圧再循環失敗+C/Vスプレイ失敗)」及び「C/V過圧破損(大破断LOCA+ECCS失敗+C/Vスプレイ失敗)」が、最高温度は「C/V過温破損(全交流動力電源喪失+補助給水失敗)」が最も厳しい結果となっていることから、これらの圧力・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C/Vバウンダリの圧力・温度条件とする。</p> <p>なお、上記の3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、C/Vの除熱能力が低下した場合等を想定し、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</p>	<p>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うえでは、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、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。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用する場合)」及び「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)」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。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。</p> <p>上記3つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後のC/Vの最高圧力及び最高温度を表2に示す。</p> <p>表2に示すとおり、最高圧力及び最高温度は、ともに「C/V過圧破損(大破断LOCA+ECCS失敗+C/Vスプレイ失敗)」が最も厳しい結果となっていることから、これらの圧力・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C/Vの圧力・温度条件とする。</p> <p>なお、上記の3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、C/Vの除熱能力が低下した場合等を想定し、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</p>	<p>相違理由</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

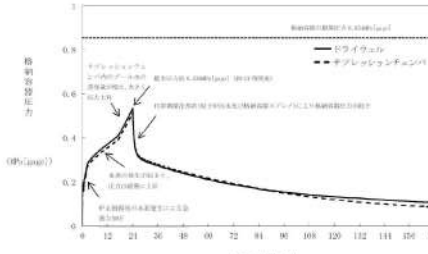
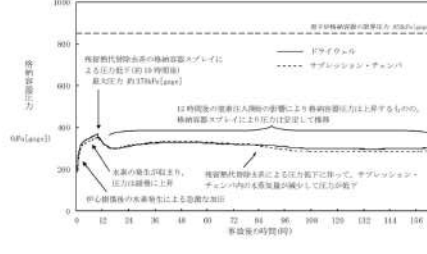
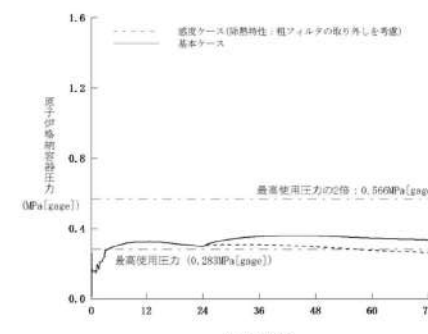
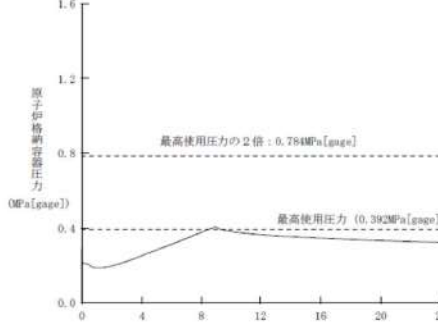
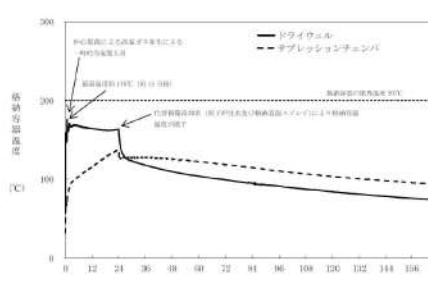
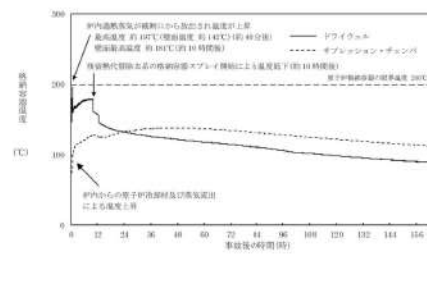
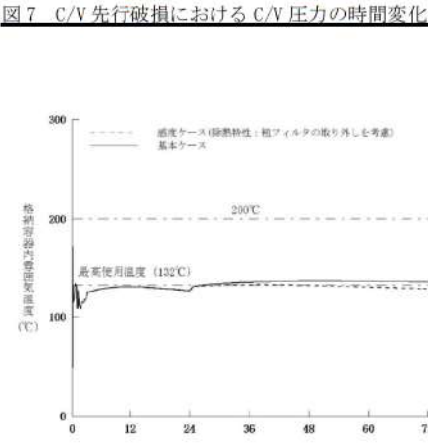
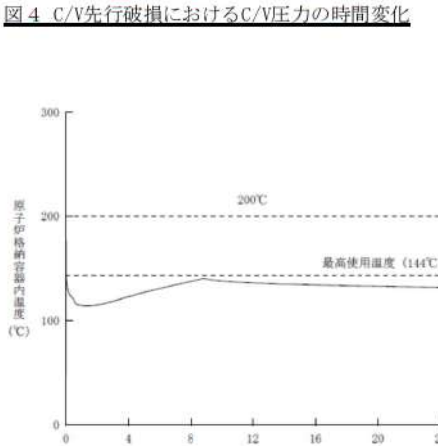
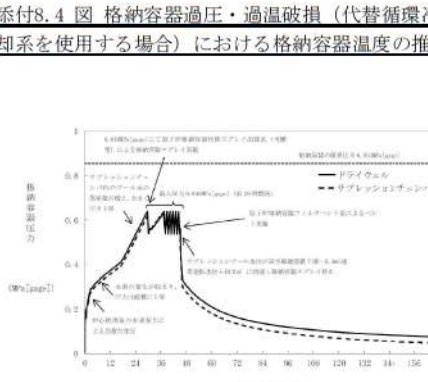
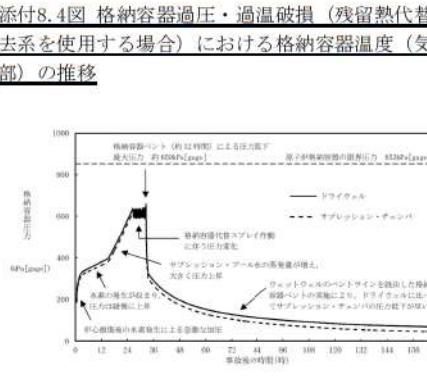
女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。</p> <p>しかしながら、耐震評価に用いるPCVの圧力・温度条件には、格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、原子炉格納容器フィルタベント系の使用タイミングに不確かさがあることから、SA発生後10^{-2}年以降2×10^{-1}年末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使用圧力・最高使用温度)をSdと組合せる。</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。</p> <p>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、原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水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</p>	<p>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。</p> <p>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、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}年末満の期間に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。</p> <p>上記を踏まえると、SA発生後10^{-2}年以上2×10^{-1}年末満の期間における荷重は、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Sdと組み合わせる。</p> <p>添付8.4表の2×10^{-1}年後におけるPCV圧力は、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</p>	<p>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ことから、耐震評価に用いるC/Vバウダリの圧力・温度条件には、不確かさの重畳までは考慮せず、表2の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>上記の3つの事故シーケンスグループ等について、C/V圧力・温度への影響が大きい解析条件である格納容器再循環ユニットの除熱特性として、<u>格納容器再循環ユニットの粗フィルタがある場合の除熱特性とした場合の解析結果(基本ケース)及び格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取り外した場合の除熱特性とした場合の解析結果(感度ケース)</u>を図7～図12に示す。</p> <p>図7～図12より、事象発生後、C/Vの最高使用圧力・温度を超える時間は66時間程度であり、長期にわたり継続する圧力・温度については、格納容器内自然対流冷却を開始することにより、C/Vの最高使用圧力・温度を下回っていることが確認できる。</p>	<p>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ことから、耐震評価に用いるC/Vの圧力・温度条件には、不確かさの重畳までは考慮せず、表2の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>上記の3つの事故シーケンスグループ等について、<u>格納容器圧力・温度への影響が大きい解析条件である原子炉格納容器再循環ユニットの除熱特性として、有効性評価においては、C/V圧力・温度に対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて標準値を使用しており、この場合の解析結果を図4～図9に示す。</u></p> <p>図4～図9より、事象発生後、C/Vの最高使用圧力・温度を超える時間は短時間であり、長期にわたり継続する圧力・温度については、<u>格納容器再循環ユニットによる格納容器内の自然流冷却を開始することにより、C/Vの最高使用圧力・温度を下回っていることが確認できる。</u></p>	

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																
<p>る。</p> <p>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、ペ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ナリオ選定の考え方</p> <table border="1" data-bbox="566 981 1025 1061"> <thead> <tr> <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>格納容器過圧・過温破損(全事故シナリオのうち、格納容器の破損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・プールの水位、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・温度に對して最も影響の大きい条件である最悪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8.2 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="96 1189 544 1324"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損 (代替蒸発冷却系を使用する場合)</th> <th>格納容器過圧・過温破損 (代替蒸発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0.530MPa[gage]</td> <td>約0.640MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約178℃^{※1}</td> <td>約178℃^{※1}</td> </tr> <tr> <td>圧力(10⁻¹年後)</td> <td>約0.167MPa[gage]</td> <td>約0.132MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>温度(10⁻¹年後)</td> <td>約114℃</td> <td>約136℃</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="566 1189 1025 1324"> <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>10⁻¹年後</td> <td>約317kPa[gage]</td> <td>約121℃^{※2}</td> <td>約109kPa[gage]</td> <td>約144℃^{※3}</td> </tr> <tr> <td>2×10⁻¹年後</td> <td>約373kPa[gage]</td> <td>約62℃^{※2}</td> <td>約29kPa[gage]</td> <td>約113℃^{※3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>表2 C/Vの荷重条件(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1037 1157 1507 1292"> <thead> <tr> <th></th> <th>C/V先行破損(大破損 LOCA+低圧再循環失敗+C/Vスプレイ失敗)</th> <th>C/V過圧破損(大破損 LOC+BCCS失敗+C/Vスプレイ失敗)</th> <th>C/V過温破損(全交直流電源喪失+補助給水 LOCA+低圧再循環失敗+C/Vスプレイ失敗)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約0.360MPa[gage]</td> <td>約0.260MPa[gage]</td> <td>約0.347MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約145℃</td> <td>約137℃</td> <td>約143℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>表2 C/Vの荷重条件(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1518 1157 1977 1292"> <thead> <tr> <th></th> <th>C/V過圧破損(大破損 LOCA+BCCS失敗+C/Vスプレイ失敗)</th> <th>C/V過温破損(全交直流電源喪失+補助給水 LOCA+低圧再循環失敗)</th> <th>C/V先行破損(大破損 LOCA+低圧再循環失敗+C/Vスプレイ失敗)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約0.444MPa[gage]</td> <td>約0.405MPa[gage]</td> <td>約0.408MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約144.2℃</td> <td>約143.9℃</td> <td>約140.2℃</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方	格納容器過圧・過温破損(全事故シナリオのうち、格納容器の破損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・プールの水位、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・温度に對して最も影響の大きい条件である最悪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 (代替蒸発冷却系を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替蒸発冷却系を使用できない場合)	最高圧力	約0.530MPa[gage]	約0.640MPa[gage]	最高温度	約178℃ ^{※1}	約178℃ ^{※1}	圧力(10 ⁻¹ 年後)	約0.167MPa[gage]	約0.132MPa[gage]	温度(10 ⁻¹ 年後)	約114℃	約136℃		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 ⁻¹ 年後	約317kPa[gage]	約121℃ ^{※2}	約109kPa[gage]	約144℃ ^{※3}	2×10 ⁻¹ 年後	約373kPa[gage]	約62℃ ^{※2}	約29kPa[gage]	約113℃ ^{※3}		C/V先行破損(大破損 LOCA+低圧再循環失敗+C/Vスプレイ失敗)	C/V過圧破損(大破損 LOC+BCCS失敗+C/Vスプレイ失敗)	C/V過温破損(全交直流電源喪失+補助給水 LOCA+低圧再循環失敗+C/Vスプレイ失敗)	最高圧力	約0.360MPa[gage]	約0.260MPa[gage]	約0.347MPa[gage]	最高温度	約145℃	約137℃	約143℃		C/V過圧破損(大破損 LOCA+BCCS失敗+C/Vスプレイ失敗)	C/V過温破損(全交直流電源喪失+補助給水 LOCA+低圧再循環失敗)	C/V先行破損(大破損 LOCA+低圧再循環失敗+C/Vスプレイ失敗)	最高圧力	約0.444MPa[gage]	約0.405MPa[gage]	約0.408MPa[gage]	最高温度	約144.2℃	約143.9℃	約140.2℃	<p>相違理由</p> <p>・解析条件の相違 【玄海3/4】</p>
事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																																																																			
格納容器過圧・過温破損(全事故シナリオのうち、格納容器の破損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・プールの水位、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・温度に對して最も影響の大きい条件である最悪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 (代替蒸発冷却系を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替蒸発冷却系を使用できない場合)																																																																		
最高圧力	約0.530MPa[gage]	約0.640MPa[gage]																																																																		
最高温度	約178℃ ^{※1}	約178℃ ^{※1}																																																																		
圧力(10 ⁻¹ 年後)	約0.167MPa[gage]	約0.132MPa[gage]																																																																		
温度(10 ⁻¹ 年後)	約114℃	約136℃																																																																		
	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 ⁻¹ 年後	約317kPa[gage]	約121℃ ^{※2}	約109kPa[gage]	約144℃ ^{※3}																																																																
2×10 ⁻¹ 年後	約373kPa[gage]	約62℃ ^{※2}	約29kPa[gage]	約113℃ ^{※3}																																																																
	C/V先行破損(大破損 LOCA+低圧再循環失敗+C/Vスプレイ失敗)	C/V過圧破損(大破損 LOC+BCCS失敗+C/Vスプレイ失敗)	C/V過温破損(全交直流電源喪失+補助給水 LOCA+低圧再循環失敗+C/Vスプレイ失敗)																																																																	
最高圧力	約0.360MPa[gage]	約0.260MPa[gage]	約0.347MPa[gage]																																																																	
最高温度	約145℃	約137℃	約143℃																																																																	
	C/V過圧破損(大破損 LOCA+BCCS失敗+C/Vスプレイ失敗)	C/V過温破損(全交直流電源喪失+補助給水 LOCA+低圧再循環失敗)	C/V先行破損(大破損 LOCA+低圧再循環失敗+C/Vスプレイ失敗)																																																																	
最高圧力	約0.444MPa[gage]	約0.405MPa[gage]	約0.408MPa[gage]																																																																	
最高温度	約144.2℃	約143.9℃	約140.2℃																																																																	
<p>※1:原子炉格納容器バウングリにかかる温度(気相部温度)は、0.854MPa[gage]の飽和温度とする</p>	<p>※1:原子炉格納容器バウングリにかかる温度(壁面温度)</p> <p>※2:サブプレッション・チェンバの温度</p> <p>※3:ドライウェル気相温度</p>																																																																			

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
 <p>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</p>	 <p>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</p>	 <p>図7 C/V先行破損におけるC/V圧力の時間変化</p>	 <p>図4 C/V先行破損におけるC/V圧力の時間変化</p>	<p>・解析結果の相違 【玄海3/4】</p>
 <p>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の推移</p>	 <p>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</p>	 <p>図8 C/V先行破損におけるC/V温度の時間変化</p>	 <p>図5 C/V先行破損におけるC/V温度の時間変化</p>	
 <p>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できない場合）における格納容器圧力の推移</p>	 <p>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</p>			

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
			<p>泊との比較のために記載の順番を入れ替え</p>	<p>・解析結果の相違 【玄海3/4】</p>
<p>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できない場合）における格納容器温度（気相部）の推移</p>	<p>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</p>	<p>図9 C/V 過圧破損におけるC/V 圧力の時間変化</p>	<p>図8 C/V 過圧破損におけるC/V 圧力の時間変化</p>	
			<p>泊との比較のために記載の順番を入れ替え</p>	
<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8.7 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>図10 C/V 過圧破損におけるC/V 温度の時間変化</p>	<p>図9 C/V 過圧破損におけるC/V 温度の時間変化</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>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>図10 C/V 過圧破損におけるC/V 温度の時間変化</p>	<p>図9 C/V 過圧破損におけるC/V 温度の時間変化</p>	

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<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>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>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>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>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>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>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>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>・解析結果の相違 【玄海3/4】</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

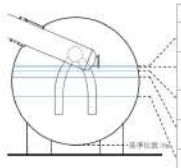
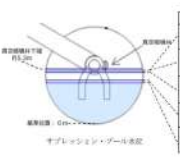
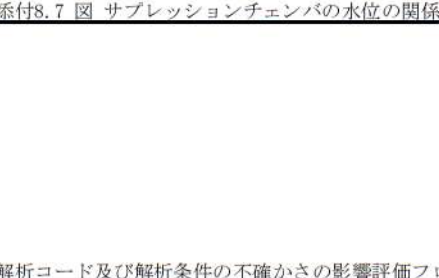
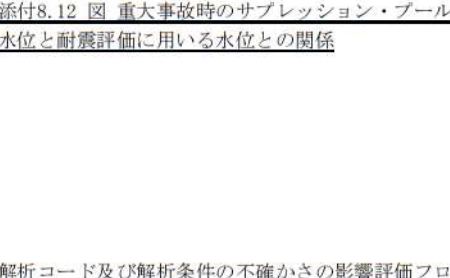


女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	島根原子力発電所2号炉（2021.9.6版）	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）	相違理由
<p>(4) SA 時の耐震評価で用いるRPV 及びPCV の圧力・温度条件について</p> <p>前述のとおり、重大事故等対処施設の耐震評価で用いるRPV 及びPCV の圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるRPV 及びPCV の圧力・温度条件については、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち、最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度を選定することとした。</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>(4) 地震応答解析モデルの水位条件等について</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10²年以上2×10⁴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2×10⁴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℃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>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、<u>重大事故時のサブプレッション・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>(4) SA 時の耐震評価で用いる RCPB 及び C/V バウンダリの圧力・温度条件について</p> <p>前述のとおり、<u>SA 施設の耐震評価で用いる RCPB 及び C/V バウンダリの圧力・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 RCPB 及び C/V バウンダリの圧力・温度条件については、有効性評価で考慮するすべ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。</u></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 RCPB 及び C/V バウンダリの圧力・温度条件の考え方を表3に示す。</p>	<p>(4) SA時の耐震評価で用いるRCPB及びC/Vの圧力・温度条件について</p> <p>前述のとおり、<u>重大事故等対処施設の耐震評価で用いるRCPB及びC/V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等時の地震力と組み合わせるRCPB及びC/V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。</u></p> <p>耐震評価に用いる重大事故等時の地震力と組み合わせるRCPB及びC/Vの圧力・温度条件の考え方を表3に示す。</p>	<p>・設計方針の相違</p> <p>【島根2】</p> <p>PCVの水位条件等の設定方針を記載したものであることの相違</p> <p>・設計方針の相違</p> <p>【女川2、島根2】</p> <p>RPV及びPCVの水位条件を記載</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)		島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)		泊発電所3号炉		玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)		相違理由																																											
<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条件の考え方</p> <table border="1"> <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>RPV 圧力</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、給水温度は、最悪条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主要な隔離弁の遮断を考慮事象として選定している。</td> </tr> <tr> <td>RPV 温度</td> <td></td> <td>また、圧力上昇時の出力上昇が大きくなるよう炉心流量を保守的な条件とするとともに、核デブリ（動的ボイド係数・軸内ドリップ係数）についても反応度増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>PCV 圧力</td> <td>格納容器過圧・過温破壊（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>格納容器体積は設計値を、初期のナプレッションプール水位及び格納容器温度は、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> <tr> <td>PCV 温度</td> <td></td> <td></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	RPV 圧力	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、給水温度は、最悪条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主要な隔離弁の遮断を考慮事象として選定している。	RPV 温度		また、圧力上昇時の出力上昇が大きくなるよう炉心流量を保守的な条件とするとともに、核デブリ（動的ボイド係数・軸内ドリップ係数）についても反応度増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。	PCV 圧力	格納容器過圧・過温破壊（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）	格納容器体積は設計値を、初期のナプレッションプール水位及び格納容器温度は、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。	PCV 温度			<p>表3 SA施設の耐震評価で用いる圧力及び温度条件の考え方</p> <table border="1"> <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 rowspan="2">RPV 圧力</td> <td>原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失・原子炉トリップ失敗） （全事故シナリオのうち、RPV圧力が最も厳しくなる事故シナリオを選定）</td> <td>炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度は定常状態を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい減圧材温度係数について、保守的な値を用いている。</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失・原子炉トリップ失敗） 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失+原子炉トリップ失敗） （全事故シナリオのうち、RPV温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定）</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">CV 圧力</td> <td>CV先行破損（大破断LOCA+破断再循環失敗+CVスプレッド失敗） CV遅延破損（大破断LOCA+ECS失敗+CVスプレッド失敗）</td> <td>事象進展に影響の大きい崩壊熱、CV自由体積、ヒートシンクについて、保守的な値を用いている。なお、この他、事象進展への影響は小さいが、炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度も保守的な値を用いている。</td> </tr> <tr> <td>CV遅延破損（全交流動力電源喪失+凝結水失敗） （全事故シナリオのうち、CV温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定）</td> <td></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	RPV 圧力	原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失・原子炉トリップ失敗） （全事故シナリオのうち、RPV圧力が最も厳しくなる事故シナリオを選定）	炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度は定常状態を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい減圧材温度係数について、保守的な値を用いている。	原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失・原子炉トリップ失敗） 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失+原子炉トリップ失敗） （全事故シナリオのうち、RPV温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定）		CV 圧力	CV先行破損（大破断LOCA+破断再循環失敗+CVスプレッド失敗） CV遅延破損（大破断LOCA+ECS失敗+CVスプレッド失敗）	事象進展に影響の大きい崩壊熱、CV自由体積、ヒートシンクについて、保守的な値を用いている。なお、この他、事象進展への影響は小さいが、炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度も保守的な値を用いている。	CV遅延破損（全交流動力電源喪失+凝結水失敗） （全事故シナリオのうち、CV温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定）		<p>表3 重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度条件の考え方</p> <table border="1"> <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 rowspan="2">RPV 圧力</td> <td>原子炉停止機能喪失（負荷の喪失+ATWS） （全事故シナリオのうち、RPV圧力が最も厳しくなる事故シナリオを選定）</td> <td>炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度は定常状態を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい減圧材温度係数について、保守的な値を用いている。</td> </tr> <tr> <td>CV遅延破損（大破断LOCA+ECS失敗+CVスプレッド失敗） （全事故シナリオのうち、CV圧力が最も厳しくなる事故シナリオを選定）</td> <td>事象進展に影響の大きい崩壊熱、格納容器自由体積、ヒートシンクについて、保守的な値を用いている。なお、この他、事象進展への影響は小さいが、炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度も保守的な値を用いている。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">CV 温度</td> <td></td> <td></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	RPV 圧力	原子炉停止機能喪失（負荷の喪失+ATWS） （全事故シナリオのうち、RPV圧力が最も厳しくなる事故シナリオを選定）	炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度は定常状態を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい減圧材温度係数について、保守的な値を用いている。	CV遅延破損（大破断LOCA+ECS失敗+CVスプレッド失敗） （全事故シナリオのうち、CV圧力が最も厳しくなる事故シナリオを選定）	事象進展に影響の大きい崩壊熱、格納容器自由体積、ヒートシンクについて、保守的な値を用いている。なお、この他、事象進展への影響は小さいが、炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度も保守的な値を用いている。	CV 温度			
条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																																																	
RPV 圧力	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、給水温度は、最悪条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主要な隔離弁の遮断を考慮事象として選定している。																																																	
RPV 温度		また、圧力上昇時の出力上昇が大きくなるよう炉心流量を保守的な条件とするとともに、核デブリ（動的ボイド係数・軸内ドリップ係数）についても反応度増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。																																																	
PCV 圧力	格納容器過圧・過温破壊（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）	格納容器体積は設計値を、初期のナプレッションプール水位及び格納容器温度は、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。																																																	
PCV 温度																																																			
条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																																																	
RPV 圧力	原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失・原子炉トリップ失敗） （全事故シナリオのうち、RPV圧力が最も厳しくなる事故シナリオを選定）	炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度は定常状態を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい減圧材温度係数について、保守的な値を用いている。																																																	
	原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失・原子炉トリップ失敗） 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失+原子炉トリップ失敗） （全事故シナリオのうち、RPV温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定）																																																		
CV 圧力	CV先行破損（大破断LOCA+破断再循環失敗+CVスプレッド失敗） CV遅延破損（大破断LOCA+ECS失敗+CVスプレッド失敗）	事象進展に影響の大きい崩壊熱、CV自由体積、ヒートシンクについて、保守的な値を用いている。なお、この他、事象進展への影響は小さいが、炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度も保守的な値を用いている。																																																	
	CV遅延破損（全交流動力電源喪失+凝結水失敗） （全事故シナリオのうち、CV温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定）																																																		
条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																																																	
RPV 圧力	原子炉停止機能喪失（負荷の喪失+ATWS） （全事故シナリオのうち、RPV圧力が最も厳しくなる事故シナリオを選定）	炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度は定常状態を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい減圧材温度係数について、保守的な値を用いている。																																																	
	CV遅延破損（大破断LOCA+ECS失敗+CVスプレッド失敗） （全事故シナリオのうち、CV圧力が最も厳しくなる事故シナリオを選定）	事象進展に影響の大きい崩壊熱、格納容器自由体積、ヒートシンクについて、保守的な値を用いている。なお、この他、事象進展への影響は小さいが、炉心熱出力、1次冷却材圧力、温度も保守的な値を用いている。																																																	
CV 温度																																																			
	<p>添付8.4 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</p> <table border="1"> <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>RPV 水位 (質屋)</td> <td>全事故シナリオ（重心位置が高くなるように水位を選定）</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、前掲評価上、重心位置が高い方が地震時の応答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、燃料破損や冷却材喪失等の状態を考慮せず、D日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>PCV 水位 (質屋)</td> <td>格納容器過圧・過温破壊（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、前掲評価上、水位が高い方が地震時の応答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ブプレッションチェンバの水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダクンカマ取付下部位置（約5.05m）を用いる。 ・格納容器過圧・過温破壊（燃料熱除去効率を低下できない場合）（2FDに到達するまでに操作を実施しなかった場合（大破断LOCA発生時））で約5.8m 重大事故時におけるドライウェルの水位としては、ドライウェル前面±約0.5m（ベント開口下部位置）を用いる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋 (原子炉本体の基礎を含む)</td> <td>格納容器過圧・過温破壊（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℃を超える高温領域になった場合、コンクリートの軟化現象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、原子炉建屋の剛性を低下させる。 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	RPV 水位 (質屋)	全事故シナリオ（重心位置が高くなるように水位を選定）	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、前掲評価上、重心位置が高い方が地震時の応答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、燃料破損や冷却材喪失等の状態を考慮せず、D日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。	PCV 水位 (質屋)	格納容器過圧・過温破壊（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、前掲評価上、水位が高い方が地震時の応答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ブプレッションチェンバの水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダクンカマ取付下部位置（約5.05m）を用いる。 ・格納容器過圧・過温破壊（燃料熱除去効率を低下できない場合）（2FDに到達するまでに操作を実施しなかった場合（大破断LOCA発生時））で約5.8m 重大事故時におけるドライウェルの水位としては、ドライウェル前面±約0.5m（ベント開口下部位置）を用いる。	原子炉建屋 (原子炉本体の基礎を含む)	格納容器過圧・過温破壊（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℃を超える高温領域になった場合、コンクリートの軟化現象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、原子炉建屋の剛性を低下させる。 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。	<p>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</p> <table border="1"> <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>RPV 水位 (質屋)</td> <td>全事故シナリオ（重心位置が高くなるように水位を選定）</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、前掲評価上、重心位置が高い方が地震時の応答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、燃料破損や冷却材喪失等の状態を考慮せず、D日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>PCV 水位 (質屋)</td> <td>格納容器過圧・過温破壊（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、前掲評価上、水位が高い方が地震時の応答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ブプレッションチェンバの水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダクンカマ取付下部位置（約5.05m）を用いる。 ・格納容器過圧・過温破壊（燃料熱除去効率を低下できない場合）（2FDに到達するまでに操作を実施しなかった場合（大破断LOCA発生時））で約5.65m 重大事故時におけるドライウェルの水位としては、ドライウェル前面±約1.0m（ベント開口下部位置）の水位が形成されることの影響を検討する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋 (原子炉本体の基礎を含む)</td> <td>格納容器過圧・過温破壊（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℃を超える高温領域になった場合、コンクリートの軟化現象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、原子炉建屋の剛性を低下させる。 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	RPV 水位 (質屋)	全事故シナリオ（重心位置が高くなるように水位を選定）	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、前掲評価上、重心位置が高い方が地震時の応答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、燃料破損や冷却材喪失等の状態を考慮せず、D日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。	PCV 水位 (質屋)	格納容器過圧・過温破壊（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、前掲評価上、水位が高い方が地震時の応答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ブプレッションチェンバの水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダクンカマ取付下部位置（約5.05m）を用いる。 ・格納容器過圧・過温破壊（燃料熱除去効率を低下できない場合）（2FDに到達するまでに操作を実施しなかった場合（大破断LOCA発生時））で約5.65m 重大事故時におけるドライウェルの水位としては、ドライウェル前面±約1.0m（ベント開口下部位置）の水位が形成されることの影響を検討する。	原子炉建屋 (原子炉本体の基礎を含む)	格納容器過圧・過温破壊（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℃を超える高温領域になった場合、コンクリートの軟化現象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、原子炉建屋の剛性を低下させる。 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																																																	
RPV 水位 (質屋)	全事故シナリオ（重心位置が高くなるように水位を選定）	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、前掲評価上、重心位置が高い方が地震時の応答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、燃料破損や冷却材喪失等の状態を考慮せず、D日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。																																																	
PCV 水位 (質屋)	格納容器過圧・過温破壊（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、前掲評価上、水位が高い方が地震時の応答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ブプレッションチェンバの水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダクンカマ取付下部位置（約5.05m）を用いる。 ・格納容器過圧・過温破壊（燃料熱除去効率を低下できない場合）（2FDに到達するまでに操作を実施しなかった場合（大破断LOCA発生時））で約5.8m 重大事故時におけるドライウェルの水位としては、ドライウェル前面±約0.5m（ベント開口下部位置）を用いる。																																																	
原子炉建屋 (原子炉本体の基礎を含む)	格納容器過圧・過温破壊（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℃を超える高温領域になった場合、コンクリートの軟化現象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、原子炉建屋の剛性を低下させる。 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																																																	
RPV 水位 (質屋)	全事故シナリオ（重心位置が高くなるように水位を選定）	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、前掲評価上、重心位置が高い方が地震時の応答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、燃料破損や冷却材喪失等の状態を考慮せず、D日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。																																																	
PCV 水位 (質屋)	格納容器過圧・過温破壊（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、前掲評価上、水位が高い方が地震時の応答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ブプレッションチェンバの水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダクンカマ取付下部位置（約5.05m）を用いる。 ・格納容器過圧・過温破壊（燃料熱除去効率を低下できない場合）（2FDに到達するまでに操作を実施しなかった場合（大破断LOCA発生時））で約5.65m 重大事故時におけるドライウェルの水位としては、ドライウェル前面±約1.0m（ベント開口下部位置）の水位が形成されることの影響を検討する。																																																	
原子炉建屋 (原子炉本体の基礎を含む)	格納容器過圧・過温破壊（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℃を超える高温領域になった場合、コンクリートの軟化現象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、原子炉建屋の剛性を低下させる。 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。																																																	

・設計方針の相違
 【女川2、島根2】
 RPV及びPCVの水位条件を記載

女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	島根原子力発電所2号炉（2021.9.6版）	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3／4号炉（2017.1.10版）	相違理由																																																								
 <table border="1" data-bbox="280 183 537 359"> <thead> <tr> <th>水位</th> <th>位置</th> <th>事故シナリオ名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約4.5m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>炉内噴射時 (約4.5m) に近い水位</td> </tr> <tr> <td>約5.0m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> <tr> <td>約5.5m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> <tr> <td>約6.0m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> <tr> <td>約6.5m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> <tr> <td>約7.0m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> <tr> <td>約7.5m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付8.7 図 サプレッションチェンバの水位の関係</p>	水位	位置	事故シナリオ名	約4.5m	汽水調整塔下層水位	炉内噴射時 (約4.5m) に近い水位	約5.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	約5.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	約6.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	約6.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	約7.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	約7.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	 <table border="1" data-bbox="750 183 1019 359"> <thead> <tr> <th>水位</th> <th>位置</th> <th>位置</th> <th>事故シナリオ名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約4.5m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>炉内噴射時</td> <td>炉内噴射時 (約4.5m) に近い水位</td> </tr> <tr> <td>約5.0m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> <tr> <td>約5.5m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> <tr> <td>約6.0m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> <tr> <td>約6.5m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> <tr> <td>約7.0m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> <tr> <td>約7.5m</td> <td>汽水調整塔下層水位</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機</td> <td>燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。</td> </tr> </tbody> </table> <p>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</p>	水位	位置	位置	事故シナリオ名	約4.5m	汽水調整塔下層水位	炉内噴射時	炉内噴射時 (約4.5m) に近い水位	約5.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	約5.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	約6.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	約6.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	約7.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。	約7.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。			
水位	位置	事故シナリオ名																																																										
約4.5m	汽水調整塔下層水位	炉内噴射時 (約4.5m) に近い水位																																																										
約5.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																										
約5.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																										
約6.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																										
約6.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																										
約7.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																										
約7.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																										
水位	位置	位置	事故シナリオ名																																																									
約4.5m	汽水調整塔下層水位	炉内噴射時	炉内噴射時 (約4.5m) に近い水位																																																									
約5.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																									
約5.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																									
約6.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																									
約6.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																									
約7.0m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																									
約7.5m	汽水調整塔下層水位	燃料格納池・蒸気発生機	燃料格納池・蒸気発生機 (汽発生機は格納池を冷却する1号機) の冷却能力が低下し、格納池水位が上昇する(注)。																																																									
<p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー</p> 	<p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー</p> 	<p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー</p> 	<p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー</p> 	<ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違 【女川2，島根2】 RPV及びPCVの水位条件を記載 																																																								
<p>注1 燃料格納池の耐震性については、本設計において、本設計の前提とする地震動による耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p> <p>注2 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p> <p>注3 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p>	<p>注1 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p> <p>注2 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p> <p>注3 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p>	<p>注1 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p> <p>注2 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p> <p>注3 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p>	<p>注1 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p> <p>注2 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p> <p>注3 燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。また、燃料格納池の耐震性を評価する際には、燃料格納池の耐震性を評価する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・解析コード及び解析条件の相違 【女川2，島根2】 																																																								

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																											
<p>主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/4)</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>適合性の考え方</th> </tr> <tr> <td>上記知識等の類 は以下を参照</td> <td>目録</td> <td>設計上の前提(見出し9項)として決定</td> </tr> <tr> <td>代位弁の閉鎖 動作</td> <td>閉鎖時のシフト、閉鎖時の圧力、 (5.10MPa) (設計時の圧力) 2.2倍 を以てシフト</td> <td>代位弁の閉鎖時のシフトが閉鎖の 設計として決定</td> </tr> <tr> <td>過熱し空冷機</td> <td>過熱し空冷機 2.37MPa (設計圧) × 1.2倍、355h (1.1倍あたり) 2.40MPa (設計圧) × 1.2倍、500h (1.1倍あたり) 1.70MPa (設計圧) × 1.2倍、300h (1.1倍あたり) 1.50MPa (設計圧) × 1.2倍、300h (1.1倍あたり)</td> <td>過熱し空冷機 (過熱し空冷機) の設計として決定</td> </tr> <tr> <td>過熱機駆動ポンプ 給水ポンプ</td> <td>過熱機駆動ポンプ 1.5倍を以て決定 ポンプ駆動ポンプより給水を供給するもの を以て決定 ポンプ駆動ポンプより給水を供給するもの を以て決定</td> <td>ポンプ駆動ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉駆動ポンプ</td> <td>原子炉駆動ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当</td> <td>原子炉駆動ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>減圧ポンプ</td> <td>減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>減圧ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	適合性の考え方	上記知識等の類 は以下を参照	目録	設計上の前提(見出し9項)として決定	代位弁の閉鎖 動作	閉鎖時のシフト、閉鎖時の圧力、 (5.10MPa) (設計時の圧力) 2.2倍 を以てシフト	代位弁の閉鎖時のシフトが閉鎖の 設計として決定	過熱し空冷機	過熱し空冷機 2.37MPa (設計圧) × 1.2倍、355h (1.1倍あたり) 2.40MPa (設計圧) × 1.2倍、500h (1.1倍あたり) 1.70MPa (設計圧) × 1.2倍、300h (1.1倍あたり) 1.50MPa (設計圧) × 1.2倍、300h (1.1倍あたり)	過熱し空冷機 (過熱し空冷機) の設計として決定	過熱機駆動ポンプ 給水ポンプ	過熱機駆動ポンプ 1.5倍を以て決定 ポンプ駆動ポンプより給水を供給するもの を以て決定 ポンプ駆動ポンプより給水を供給するもの を以て決定	ポンプ駆動ポンプの設計として決定	原子炉駆動ポンプ	原子炉駆動ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉駆動ポンプの設計として決定	減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	<p>主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/5)</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>適合性の考え方</th> </tr> <tr> <td>過熱機駆動ポンプ</td> <td>過熱機駆動ポンプの設計として決定</td> <td>過熱機駆動ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉駆動ポンプ</td> <td>原子炉駆動ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当</td> <td>原子炉駆動ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>減圧ポンプ</td> <td>減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>減圧ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	適合性の考え方	過熱機駆動ポンプ	過熱機駆動ポンプの設計として決定	過熱機駆動ポンプの設計として決定	原子炉駆動ポンプ	原子炉駆動ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉駆動ポンプの設計として決定	減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	<p>主要解析条件 (負荷の喪失+原子炉トリップ失敗) (1/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>適合性の考え方</th> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当</td> <td>原子炉トリップの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>減圧ポンプ</td> <td>減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>減圧ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	適合性の考え方	原子炉トリップ	原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉トリップの設計として決定	減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	<p>・解析条件の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】</p>
項目	主要解析条件	適合性の考え方																																																													
上記知識等の類 は以下を参照	目録	設計上の前提(見出し9項)として決定																																																													
代位弁の閉鎖 動作	閉鎖時のシフト、閉鎖時の圧力、 (5.10MPa) (設計時の圧力) 2.2倍 を以てシフト	代位弁の閉鎖時のシフトが閉鎖の 設計として決定																																																													
過熱し空冷機	過熱し空冷機 2.37MPa (設計圧) × 1.2倍、355h (1.1倍あたり) 2.40MPa (設計圧) × 1.2倍、500h (1.1倍あたり) 1.70MPa (設計圧) × 1.2倍、300h (1.1倍あたり) 1.50MPa (設計圧) × 1.2倍、300h (1.1倍あたり)	過熱し空冷機 (過熱し空冷機) の設計として決定																																																													
過熱機駆動ポンプ 給水ポンプ	過熱機駆動ポンプ 1.5倍を以て決定 ポンプ駆動ポンプより給水を供給するもの を以て決定 ポンプ駆動ポンプより給水を供給するもの を以て決定	ポンプ駆動ポンプの設計として決定																																																													
原子炉駆動ポンプ	原子炉駆動ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉駆動ポンプの設計として決定																																																													
減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
項目	主要解析条件	適合性の考え方																																																													
過熱機駆動ポンプ	過熱機駆動ポンプの設計として決定	過熱機駆動ポンプの設計として決定																																																													
原子炉駆動ポンプ	原子炉駆動ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉駆動ポンプの設計として決定																																																													
減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
項目	主要解析条件	適合性の考え方																																																													
原子炉トリップ	原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉トリップの設計として決定																																																													
減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
<p>主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/5)</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>適合性の考え方</th> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当</td> <td>原子炉トリップの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>減圧ポンプ</td> <td>減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>減圧ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	適合性の考え方	原子炉トリップ	原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉トリップの設計として決定	減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	<p>主要解析条件 (負荷の喪失+原子炉トリップ失敗) (2/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>適合性の考え方</th> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当</td> <td>原子炉トリップの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>減圧ポンプ</td> <td>減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>減圧ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	適合性の考え方	原子炉トリップ	原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉トリップの設計として決定	減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																
項目	主要解析条件	適合性の考え方																																																													
原子炉トリップ	原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉トリップの設計として決定																																																													
減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
項目	主要解析条件	適合性の考え方																																																													
原子炉トリップ	原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉トリップの設計として決定																																																													
減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
<p>主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/4)</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>適合性の考え方</th> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当</td> <td>原子炉トリップの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>減圧ポンプ</td> <td>減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>減圧ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	適合性の考え方	原子炉トリップ	原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉トリップの設計として決定	減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	<p>主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/5)</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>適合性の考え方</th> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当</td> <td>原子炉トリップの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>減圧ポンプ</td> <td>減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>減圧ポンプの設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却系 の圧力制御</td> <td>原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当</td> <td>原子炉冷却系の設計として決定</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	適合性の考え方	原子炉トリップ	原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉トリップの設計として決定	減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定	原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																
項目	主要解析条件	適合性の考え方																																																													
原子炉トリップ	原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉トリップの設計として決定																																																													
減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
項目	主要解析条件	適合性の考え方																																																													
原子炉トリップ	原子炉トリップ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間30分 10.0MPa (設計圧) 相当、原子炉圧力 1.80MPa (設計圧) × 1.10倍 (設計圧) 相当	原子炉トリップの設計として決定																																																													
減圧ポンプ	減圧ポンプ (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	減圧ポンプの設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													
原子炉冷却系 の圧力制御	原子炉冷却系 (レベル2) として自動制御 日本仕様、起動時間14分 日本仕様: 10.0MPa (設計圧) 相当 去り、去りポンプ (設計圧) 相当	原子炉冷却系の設計として決定																																																													

	女川原子力発電所2号炉 (2020. 2. 7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021. 9. 6版)	泊発電所3号炉 (2021. 1. 10版)	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017. 1. 10版)	相違理由				
主要解析条件(霏閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)))(1/2)	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	・解析条件の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】		
	主要解析条件 (霏閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)))(1/2)		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目		主要解析条件	条件設定の考え方
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
主要解析条件(霏閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替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	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	・解析条件の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】		
	主要解析条件 (霏閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替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	項目		主要解析条件	条件設定の考え方
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
主要解析条件(霏閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用しない場合)))(2/2)	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	・解析条件の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】		
	主要解析条件 (霏閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用しない場合)))(2/2)		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目		主要解析条件	条件設定の考え方
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
主要解析条件(霏閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用しない場合)))(3/3)	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	・解析条件の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】		
	主要解析条件 (霏閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用しない場合)))(3/3)		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目		主要解析条件	条件設定の考え方
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
主要解析条件(霏閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替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	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	・解析条件の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】		
	主要解析条件 (霏閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替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	項目		主要解析条件	条件設定の考え方
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
主要解析条件(C/V過温破損)(1/3)	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	・解析条件の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】		
	主要解析条件 (C/V過温破損)(1/3)		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目		主要解析条件	条件設定の考え方
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
主要解析条件(C/V過温破損)(2/3)	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	・解析条件の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】		
	主要解析条件 (C/V過温破損)(2/3)		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目		主要解析条件	条件設定の考え方
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
主要解析条件(C/V過温破損)(3/3)	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	・解析条件の相違 【女川2, 島根2, 玄海3/4】		
	主要解析条件 (C/V過温破損)(3/3)		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目		主要解析条件	条件設定の考え方
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方			

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																								
<p><u>添付資料9 女川2号炉における運転状態V(LL)の適切性について</u> <u>(1) はじめに</u> 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、女川2号炉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><u>(2) 女川2号炉における格納容器除熱評価</u> 添付9.1 表に雰囲気圧力・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・温度の推移を示す。事故後長期において格納容器温度はDB 耐震条件104℃(最高使用温度)以下まで低下するものの、格納容器圧力及びサブプレッションプール水位は、DB 耐震条件(大気圧相当(+14kPa)、HWL(3.6m))まで低下しない。</p> <p><u>添付9.1 表 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・温度及びサブプレッションプール水位</u></p> <table border="1" data-bbox="100 1165 539 1428"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁴年後</th> <th>2×10⁴年後</th> <th>DB耐震条件(%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウェル圧力</td> <td>約0.160MPa[gage]</td> <td>約0.420MPa[gage]</td> <td>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0.167MPa[gage]</td> <td>約0.429MPa[gage]</td> <td>大気圧相当(+14kPa)</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>約94℃</td> <td>約40℃</td> <td>171℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ気相温度</td> <td>約114℃</td> <td>約50℃</td> <td>101℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>約312℃</td> <td>約50℃</td> <td></td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水位</td> <td>約4.4m</td> <td>約4.2m</td> <td>HWL(3.6m)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	10 ⁴ 年後	2×10 ⁴ 年後	DB耐震条件(%)	ドライウェル圧力	約0.160MPa[gage]	約0.420MPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)	サブプレッションチェンバ圧力	約0.167MPa[gage]	約0.429MPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)	ドライウェル温度	約94℃	約40℃	171℃	サブプレッションチェンバ気相温度	約114℃	約50℃	101℃	サブプレッションプール水温度	約312℃	約50℃		サブプレッションプール水位	約4.4m	約4.2m	HWL(3.6m)	<p><u>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</u> <u>(1) はじめに</u> 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、島根原子力発電所2号炉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><u>(2) 島根原子力発電所2号炉における格納容器除熱評価</u> 添付9.1 表に雰囲気圧力・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。</p> <p><u>添付9.1 表 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="577 1165 1016 1348"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁴年後(約3.5日後)</th> <th>2×10⁴年後(約70日後)</th> <th>DB耐震条件(S%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウェル圧力</td> <td>約317kPa[gage]</td> <td>約372kPa[gage]</td> <td>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338 kPa[gage]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ドライウェル気相温度</td> <td>約110℃</td> <td>約48℃</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131℃</td> <td>約62℃</td> <td>35℃</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> <td></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(3.6m)</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 ⁴ 年後(約3.5日後)	2×10 ⁴ 年後(約70日後)	DB耐震条件(S%)	ドライウェル圧力	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338 kPa[gage]		ドライウェル気相温度	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℃	35℃	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(3.6m)			<p>・継続事象の相違 【女川2、島根2】 泊3号炉では、有効性評価結果から、比較的短期でDBA条件(温度、圧力等)になることを確認していることによる相違 なお、先行PWRプラントと同様の組合せの方針である</p>
項目	10 ⁴ 年後	2×10 ⁴ 年後	DB耐震条件(%)																																																									
ドライウェル圧力	約0.160MPa[gage]	約0.420MPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)																																																									
サブプレッションチェンバ圧力	約0.167MPa[gage]	約0.429MPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)																																																									
ドライウェル温度	約94℃	約40℃	171℃																																																									
サブプレッションチェンバ気相温度	約114℃	約50℃	101℃																																																									
サブプレッションプール水温度	約312℃	約50℃																																																										
サブプレッションプール水位	約4.4m	約4.2m	HWL(3.6m)																																																									
項目	10 ⁴ 年後(約3.5日後)	2×10 ⁴ 年後(約70日後)	DB耐震条件(S%)																																																									
ドライウェル圧力	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338 kPa[gage]																																																										
ドライウェル気相温度	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℃	35℃																																																									
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(3.6m)																																																									

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																
<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圧力及びサブプレッションプール水位は、通常運転圧力及び通常運転水位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 と比較した当社BWR の格納容器の特性を示す。</p> <p>・BWR では、熱の蓄積場所としてサブプレッションプールが存在しており、その水温はPCV 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。</p> <p>・BWR 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(復水貯蔵タンク)を使用する。これにより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、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> <p>上記より、女川2号炉では格納容器の特徴を踏まえ、PWR (伊方3号炉)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女川2号炉と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女川2号炉とPWR (伊方3号炉)の格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="100 1021 537 1165"> <tr> <td>女川2号炉</td> <td>残留除熱系 (原子炉補機冷却系)</td> <td>残留除熱系 (原子炉補機代替冷却系) 代替補機冷却系 (原子炉補機代替冷却系)</td> <td>格納容器ベント (原子炉補機冷却系) 蒸気発生器 蒸気発生器</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 (格納容器スプレイ再循環)</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> <p>(4) まとめ</p> <p>女川2号炉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、サブプレッションプール水位)による影響を確認することが適切であると考えられる。</p>	女川2号炉	残留除熱系 (原子炉補機冷却系)	残留除熱系 (原子炉補機代替冷却系) 代替補機冷却系 (原子炉補機代替冷却系)	格納容器ベント (原子炉補機冷却系) 蒸気発生器 蒸気発生器	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 (格納容器スプレイ再循環)	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BWR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> <p>・BWRの格納容器には、熱の蓄積場所としてサブプレッション・プールが存在しており、その水温はPCV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。</p> <p>・BWR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(低圧原子炉代替注水槽等)を使用する。これにより通常運転時よりサブプレッション・チェンバ水位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> <p>上記より、BWR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島根原子力発電所2号炉と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="571 1021 1008 1133"> <tr> <td>BWR (島根2号炉)</td> <td>残留除熱系 (原子炉補機冷却系)</td> <td>残留除熱系 (原子炉補機代替冷却系) 残留代替冷却系 (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 (格納容器スプレイ再循環)</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> <p>(4) まとめ</p> <p>島根原子力発電所2号炉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られる。</p>	BWR (島根2号炉)	残留除熱系 (原子炉補機冷却系)	残留除熱系 (原子炉補機代替冷却系) 残留代替冷却系 (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 (格納容器スプレイ再循環)	格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却			
女川2号炉	残留除熱系 (原子炉補機冷却系)	残留除熱系 (原子炉補機代替冷却系) 代替補機冷却系 (原子炉補機代替冷却系)	格納容器ベント (原子炉補機冷却系) 蒸気発生器 蒸気発生器																	
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 (格納容器スプレイ再循環)	格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却																	
BWR (島根2号炉)	残留除熱系 (原子炉補機冷却系)	残留除熱系 (原子炉補機代替冷却系) 残留代替冷却系 (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 (格納容器スプレイ再循環)	格納容器再循環ユニットによる自然循環冷却																	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<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</p> <p>「原子炉格納容器バウ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「大破断LOCA+HPCCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」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) 荷重条件として組合せるシナリオの選定について</p> <p>「原子炉格納容器バウ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、</p> <p>①格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+HPCCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」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:「大破断LOCA+HPCCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」</p> <p>② RPV 破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ:「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗」</p> <p>②のシナリオは、RPV 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、本来は高圧代替注水系又は低圧代替注水系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(格納容器過圧・過温破損シナリオ)同様に、全交流動力電源喪失が重畳するものとした場合においても、事象発生から90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を回避可能である。</p> <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、荷重の組み合わせの判断目安を下回る。</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</p> <p>「原子炉格納容器バウダリを構成する設備」について、零閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)シナリオ「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</p> <p>「原子炉格納容器バウ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、</p> <p>①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 零閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)シナリオ:「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」</p> <p>② RPV破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ:「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」</p> <p>②のシナリオは、RPV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、本来は高圧原子炉代替注水系又は低圧原子炉代替注水系(常設)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>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>・評価方針の相違</p> <p>【女川2, 島根2】</p> <p>女川2号炉, 島根2号炉では、有効性評価においてPCVの圧力・温度が最高ではない格納容器過圧・過温破損を耐震評価で用いる荷重として選定しており、その理由を解析の想定保守性と確率の観点から説明しているが、泊3号炉ではC/Vの圧力・温度が最も厳しくなるシナリオを選定している</p>

実線・・設計方針又は設備構成等の相違)
 波線・・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																												
<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+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を選定することが適切である。</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 RPV 破損発生と地震動が重畳する頻度</p>	<p>添付10.1表 RPV破損発生と地震動が重畳する頻度</p>																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>RPV破損の発生頻度</th> <th>×</th> <th>地震動の発生確率</th> <th>=</th> <th>RPV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+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗</td> <td>$10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※1}}$</td> <td>×</td> <td> 10^{-7}未満^{※2} 弾性設計用地震動 Sd 又は $5 \times 10^{-4}/\text{年}^{\text{※3}}$ 基準地震動 Ss </td> <td>=</td> <td>$10^{-4}/\text{炉年}$未満</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンス	RPV破損の発生頻度	×	地震動の発生確率	=	RPV破損発生と地震動が重畳する頻度	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗	$10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※1}}$	×	10^{-7} 未満 ^{※2} 弾性設計用地震動 Sd 又は $5 \times 10^{-4}/\text{年}^{\text{※3}}$ 基準地震動 Ss	=	$10^{-4}/\text{炉年}$ 未満	<table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>RPV破損の発生頻度</th> <th>×</th> <th>地震動の発生確率</th> <th>×</th> <th>評価時間</th> <th>=</th> <th>RPV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+高圧炉心冷却喪失+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電源喪失</td> <td>$10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※1}}$</td> <td>×</td> <td> 10^{-7}未満^{※2} 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>×</td> <td> $10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※3}}$ 又は $5 \times 10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※3}}$ 基準地震動 Ss </td> <td>=</td> <td> $10^{-4}/\text{炉年}$未満 又は 20年未満^{※4} </td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンス	RPV破損の発生頻度	×	地震動の発生確率	×	評価時間	=	RPV破損発生と地震動が重畳する頻度	過渡事象+高圧炉心冷却喪失+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電源喪失	$10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※1}}$	×	10^{-7} 未満 ^{※2} 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	×	$10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※3}}$ 又は $5 \times 10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※3}}$ 基準地震動 Ss	=	$10^{-4}/\text{炉年}$ 未満 又は 20 年未満 ^{※4}			
事故シーケンス	RPV破損の発生頻度	×	地震動の発生確率	=	RPV破損発生と地震動が重畳する頻度																											
過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗	$10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※1}}$	×	10^{-7} 未満 ^{※2} 弾性設計用地震動 Sd 又は $5 \times 10^{-4}/\text{年}^{\text{※3}}$ 基準地震動 Ss	=	$10^{-4}/\text{炉年}$ 未満																											
事故シーケンス	RPV破損の発生頻度	×	地震動の発生確率	×	評価時間	=	RPV破損発生と地震動が重畳する頻度																									
過渡事象+高圧炉心冷却喪失+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電源喪失	$10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※1}}$	×	10^{-7} 未満 ^{※2} 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	×	$10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※3}}$ 又は $5 \times 10^{-4}/\text{炉年}^{\text{※3}}$ 基準地震動 Ss	=	$10^{-4}/\text{炉年}$ 未満 又は 20 年未満 ^{※4}																									
<p>※1:原子炉安全委員会「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$10^{-4}/\text{炉年}$とした。女川原子力発電所2号炉の炉心損傷頻度は$10^{-4}/\text{炉年}$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>※1:原子炉安全委員会「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$10^{-4}/\text{炉年}$とした。島根原子力発電所2号炉の炉心損傷頻度は$10^{-4}/\text{炉年}$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合せて算出。</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S₂、S₁の発生確率をS_s、S_dに読み換えた。</p>	<p>※3:JEAG4601・補-1984に記載されている地震動の発生確率S₂、S₁の発生確率をS_s、S_dに読み替えた。</p>																															
<p>(3) 荷重条件の保守性について 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</p>	<p>(3) 荷重条件の保守性について 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</p>																															

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉（2020.2.7版）	島根原子力発電所2号炉（2021.9.6版）	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉（2017.1.10版）	相違理由
<p>シナリオ「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」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できない場合）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荷重（有効性評価結果の最高圧力約0.640MPa[gage]・最高温度約178℃）をS dと組合せることとしており、保守性を確保している。</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、十分な保守性を確保している。</p> <p>(4) まとめ 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「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」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>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」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（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。</p> <p>なお、この荷重はRPV破損後のシナリオ（約362kPa）の10³年後（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（残留熱代替除去系を使用する場合）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、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>(4) まとめ 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「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>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

実線・・・設計方針又は設備構成等の相違
波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<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 (抜粋)</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] 耐震耐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 (抜粋)</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] 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 (抜粋)</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 限界温度・圧力負荷後の耐震性</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 (抜粋)</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] CCV規格 (抜粋)</p> <p>[参考7] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考8] 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9] 「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>相違理由</p> <p>・設備の相違</p> <p>【玄海3/4】泊3号炉は鋼製の原子炉格納容器でありCCV規格を参照していないことによる相違</p>

実線・設計方針又は設備構成等の相違
波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																
<p>【参考1】設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p> </td> <td> <p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p> </td> </tr> </table> <p>【参考2】設置許可基準規則第4条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> </tr> </table>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>【参考1】設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p> </td> <td> <p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p> </td> </tr> </table> <p>【参考2】設置許可基準規則第4条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> </tr> </table>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>【参考1】設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p> </td> <td> <p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p> </td> </tr> </table> <p>【参考2】設置許可基準規則第4条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> </tr> </table>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>【参考1】設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p> </td> <td> <p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p> </td> </tr> </table> <p>【参考2】設置許可基準規則第4条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> </tr> </table>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>相違理由</p>
<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>																			
<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>																			
<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>																			
<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>																			
<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>																			
<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>																			
<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>	<p>第39条 設置許可基準規則第39条の適用を受ける建築物は、構造及び設備の配置に関する事項は、(略)として定めることとする。</p>																			
<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>																			
<p>【参考2】設置許可基準規則第4条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> </tr> </table>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>【参考2】設置許可基準規則第4条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> </tr> </table>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>【参考2】設置許可基準規則第4条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> </tr> </table>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>【参考2】設置許可基準規則第4条及び解釈(抜粋)</p> <table border="1"> <tr> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> <td> <p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p> </td> </tr> </table>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>相違理由</p>								
<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>																			
<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>																			
<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>																			
<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>	<p>第4条 建築物の構造は、地震力に十分耐えることとする。</p>																			

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (1/3)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構造物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとりまわりのばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格(社)日本機械学会、2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_d による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</p>	<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (1/2)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構造物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとりまわりのばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格(社)日本機械学会、2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_d による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</p>	<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (1/3)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構造物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとりまわりのばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格(社)日本機械学会、2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_d による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</p>	<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (1/3)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構造物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとりまわりのばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格(社)日本機械学会、2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_d による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</p>	

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (2/3)</p> <p>【確認内容】 許容限界については以下を確認する。</p> <p>(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動S_0による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEA64601又は既往の研究等を参考に設定していること。</p> <p>・JEA64601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会、2005/2007)</p> <p>(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるA₀クラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動S_0、S_1をそれぞれ基準地震動S_0、弾性設計用地震動S_dと読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。</p> <p>4.4 地震応答解析 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル 【審査における確認事項】 機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。</p> <p>【確認内容】 地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震応答解析手法 地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEA64601の規定を参考に設定していること。</p> <p>(2) 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。 ② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化</p>	<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (2/2)</p> <p>【確認内容】 許容限界については以下を確認する。</p> <p>(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動S_0による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEA64601又は既往の研究等を参考に設定していること。</p> <p>・JEA64601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会、2005/2007)</p> <p>(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるA₀クラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動S_0、S_1をそれぞれ基準地震動S_0、弾性設計用地震動S_dと読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。</p> <p>4.4 地震応答解析 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル 【審査における確認事項】 機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。</p> <p>【確認内容】 地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震応答解析手法 地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEA64601の規定を参考に設定していること。</p> <p>(2) 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。 ② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化</p>	<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (2/3)</p> <p>【確認内容】 許容限界については以下を確認する。</p> <p>(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動S_0による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEA64601又は既往の研究等を参考に設定していること。</p> <p>・JEA64601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会、2005/2007)</p> <p>(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるA₀クラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動S_0、S_1をそれぞれ基準地震動S_0、弾性設計用地震動S_dと読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。</p> <p>4.4 地震応答解析 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル 【審査における確認事項】 機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。</p> <p>【確認内容】 地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震応答解析手法 地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEA64601の規定を参考に設定していること。</p> <p>(2) 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。 ② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化</p>	<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (2/3)</p> <p>【確認内容】 許容限界については以下を確認する。</p> <p>(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動S_0による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEA64601又は既往の研究等を参考に設定していること。</p> <p>・JEA64601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会、2005/2007)</p> <p>(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるA₀クラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動S_0、S_1をそれぞれ基準地震動S_0、弾性設計用地震動S_dと読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。</p> <p>4.4 地震応答解析 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル 【審査における確認事項】 機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。</p> <p>【確認内容】 地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震応答解析手法 地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEA64601の規定を参考に設定していること。</p> <p>(2) 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。 ② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化</p>	<p>相違理由</p>

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)(3/3)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数)及び「5.土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数)のとおりの材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。」</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <p>・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会、2005/2007)</p> <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Bクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_e による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</p>		<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)(3/3)</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <p>・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会、2005/2007)</p> <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_e による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p>	<p>【参考4】耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)(3/3)</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <p>・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会、2005/2007)</p> <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_e による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p>	

実線・・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1/7) (JEAG4601・補-1984 P.44, P.45)

表1-3-1 第1種容器の運転状態の分類 (BWR)

運転状態	項目	説明	地震と事故の組合せを独立事象とした場合	地震との同時発生を考慮した場合	備考
運転状態-I A-1	起動	原子炉停止後から運転開始までの状態。圧力の変動が大きい。	S ₁ Δ S ₂ Δ	×	運転状態Iの圧力変動で代表される。
	停止	上記の状態の事故が生じる。	S ₁ Δ S ₂ Δ	同上	同上
	出力運転	通常出力運転中の圧力。蒸気、凝縮、冷却。	S ₁ O S ₂ O	×	
	高蒸気機	蒸気発生機に付しては、上記と同等の圧力。	S ₁ Δ S ₂ Δ	×	運転状態Iの圧力変動で代表される。
	燃料交換		S ₁ Δ S ₂ Δ	×	運転状態Iの出力変動における炉内圧力変動で代表される。

運転状態	項目	説明	地震と事故の組合せを独立事象とした場合	地震との同時発生を考慮した場合	備考
運転状態-II A-2	炉内電離異常		S ₁ Δ S ₂ Δ	△	運転状態IIの主成分である炉内電離異常で代表される。
	炉内の喪失		S ₁ Δ S ₂ Δ	△	同上
	主蒸気発生機の故障		S ₁ O S ₂ O	○	事故発生が原因となるが安全弁作動。
	炉水循環の故障	これらの事故が起これば、原子炉が停止し、炉内圧力が上昇し、蒸気が発生する。	S ₁ Δ S ₂ Δ	△	運転状態IIの主成分である炉水循環の故障で代表される。
	炉内圧力調整の故障	この場合、炉内圧力が上昇し、蒸気が発生する。	S ₁ Δ S ₂ Δ	△	同上
	炉内圧力調整の故障 (炉内圧力調整)		S ₁ Δ S ₂ Δ	△	同上
	炉内圧力調整の故障 (炉内圧力調整)		S ₁ Δ S ₂ Δ	△	同上
運転状態-III A-3	原子炉圧力調整の最大圧力	過剰圧力発生による炉内圧力上昇。	S ₁ X S ₂ X	×	Cの事故の発生時に限り1分以内。
	運転状態-IV A-4	冷却材喪失事故	S ₁ O S ₂ X	×	長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (2/7) (JEAG4601・補-1984 P.41)

運転状態	項目	説明	地震と事故の組合せを独立事象とした場合	地震との同時発生を考慮した場合	備考
運転状態-III A-3	高蒸気機故障 A-3		S ₁ X S ₂ X	同上	×
	主蒸気管線断事故 A-4	圧力調整内の過渡、圧力の変動による影響を考慮する。	S ₁ X S ₂ X	同上	×
	冷却材喪失事故 A-4		S ₁ Δ S ₂ X	△	長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1/7) (JEAG4601・補-1984P.44, 45)

表1-3-1 第1種容器の運転状態の分類 (BWR)

運転状態	項目	説明	地震と事故の組合せを独立事象とした場合	地震との同時発生を考慮した場合	備考
運転状態-I A-1	起動	原子炉停止後から運転開始までの状態。圧力の変動が大きい。	S ₁ Δ S ₂ Δ	×	運転状態Iの出力変動で代表される。
	停止	上記の状態の事故が生じる。	S ₁ Δ S ₂ Δ	同上	同上
	出力運転	通常出力運転中の圧力。蒸気、凝縮、冷却。	S ₁ O S ₂ O	×	
	高蒸気機	蒸気発生機に付しては、上記と同等の圧力。	S ₁ Δ S ₂ Δ	×	運転状態Iの出力変動で代表される。
運転状態-II A-2	炉内電離異常		S ₁ Δ S ₂ Δ	△	運転状態IIの主成分である炉内電離異常で代表される。
	炉内の喪失		S ₁ Δ S ₂ Δ	△	同上
運転状態-III A-3	主蒸気発生機の故障		S ₁ O S ₂ O	○	事故発生が原因となるが安全弁作動。
	炉水循環の故障	これらの事故が起これば、原子炉が停止し、炉内圧力が上昇し、蒸気が発生する。	S ₁ Δ S ₂ Δ	△	運転状態IIIの主成分である炉水循環の故障で代表される。
	炉内圧力調整の故障	この場合、炉内圧力が上昇し、蒸気が発生する。	S ₁ Δ S ₂ Δ	△	同上
	炉内圧力調整の故障 (炉内圧力調整)		S ₁ Δ S ₂ Δ	△	同上
	炉内圧力調整の故障 (炉内圧力調整)		S ₁ Δ S ₂ Δ	△	同上
	炉内圧力調整の故障 (炉内圧力調整)		S ₁ Δ S ₂ Δ	△	同上
	炉内圧力調整の故障 (炉内圧力調整)		S ₁ Δ S ₂ Δ	△	同上
運転状態-IV A-4	原子炉圧力調整の最大圧力	過剰圧力発生による炉内圧力上昇。	S ₁ X S ₂ X	×	Cの事故の発生時に限り1分以内。
	運転状態-V A-5	冷却材喪失事故	S ₁ O S ₂ X	×	長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (2/7) (JEAG4601・補-1984P.41)

運転状態	項目	説明	地震と事故の組合せを独立事象とした場合	地震との同時発生を考慮した場合	備考
運転状態-III A-3	高蒸気機故障 A-3		S ₁ X S ₂ X	同上	×
	主蒸気管線断事故 A-4	圧力調整内の過渡、圧力の変動による影響を考慮する。	S ₁ X S ₂ X	同上	×
	冷却材喪失事故 A-4		S ₁ Δ S ₂ X	△	長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)

泊発電所3号炉

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1/7) (JEAG4601・補-1984 P.44, 46)

表1-3-2 第2種容器の運転状態の分類 (PWR)

運転状態	項目	説明	地震と事故の組合せを独立事象とした場合	地震との同時発生を考慮した場合	備考
運転状態-I A-1	出力運転		S ₁ O S ₂ O	×	
	起動停止	大事故から発生する炉内圧力変動による炉内圧力変動。	S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
	蒸気発生機停止		S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
	燃料交換		S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
運転状態-II A-2	なし				
運転状態-III A-3	なし				
運転状態-IV A-4	1次冷却材喪失事故		S ₁ O S ₂ X	×	注：長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)
	2次冷却材喪失事故		S ₁ O S ₂ X	×	注：長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)

表1-3-2 第1種容器の運転状態の分類 (PWR)

運転状態	項目	説明	地震と事故の組合せを独立事象とした場合	地震との同時発生を考慮した場合	備考
運転状態-I A-1	出力運転		S ₁ O S ₂ O	×	
	起動停止	大事故から発生する炉内圧力変動による炉内圧力変動。	S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
	蒸気発生機停止		S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
	燃料交換		S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
運転状態-II A-2	なし				
運転状態-III A-3	1次冷却材喪失事故		S ₁ O S ₂ X	×	長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)
	2次冷却材喪失事故		S ₁ O S ₂ X	×	長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)

玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1/9) (JEAG4601・補-1984 P.44, 46)

表1-3-2 第2種容器の運転状態の分類 (PWR)

運転状態	項目	説明	地震と事故の組合せを独立事象とした場合	地震との同時発生を考慮した場合	備考
運転状態-I A-1	出力運転		S ₁ O S ₂ O	×	
	起動停止	大事故から発生する炉内圧力変動による炉内圧力変動。	S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
	蒸気発生機停止		S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
	燃料交換		S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
運転状態-II A-2	なし				
運転状態-III A-3	1次冷却材喪失事故		S ₁ O S ₂ X	×	長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)
	2次冷却材喪失事故		S ₁ O S ₂ X	×	長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)

表1-3-2 第1種容器の運転状態の分類 (PWR)

運転状態	項目	説明	地震と事故の組合せを独立事象とした場合	地震との同時発生を考慮した場合	備考
運転状態-I A-1	出力運転		S ₁ O S ₂ O	×	
	起動停止	大事故から発生する炉内圧力変動による炉内圧力変動。	S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
	蒸気発生機停止		S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
	燃料交換		S ₁ Δ S ₂ Δ	×	
運転状態-II A-2	なし				
運転状態-III A-3	1次冷却材喪失事故		S ₁ O S ₂ X	×	長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)
	2次冷却材喪失事故		S ₁ O S ₂ X	×	長時間継続するもの。 (*10 ⁴ 年以上)

実線・設計方針又は設備構成等の相違
波線線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対応施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

Table with 5 columns: 女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版), 島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版), 泊発電所3号炉, 玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版), 相違理由. Each column contains a table of seismic load combinations and their corresponding structural member design strength ratios.

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																
<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (5/7) (JEAG4601・補-1984 P.78, P.79)</p> <p>1.2 基本的考え方</p> <p>1.2.1 耐震A₂及びAクラス施設について 運転状態と地震動の組合せで、これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。</p> <p>(1) 基準地震動S₁ 基準地震動S₁による荷重を運転状態Iと組合せた状態で、原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらにECCS等のように運転状態IV(L)が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動S₁による荷重を運転状態I及び/又は運転状態IV(L)により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。</p> <p>すなわち、運転状態IIに対する許容応力状態IIを基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態II, Sを限度とする。</p>	<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (5/7) (JEAG4601・補-1984P.78, 79)</p> <p>1.2 基本的考え方</p> <p>1.2.1 耐震A₂及びAクラス施設について 運転状態と地震動の組合せで、これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。</p> <p>(1) 基準地震動S₁ 基準地震動S₁による荷重を運転状態Iと組合せた状態で、原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらにECCS等のように運転状態IV(L)が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動S₁による荷重を運転状態I及び/又は運転状態IV(L)により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。</p> <p>すなわち、運転状態IIに対する許容応力状態IIを基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態II, Sを限度とする。</p>	<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (4/7) (JEAG4601・補-1984 P.78, 79)</p> <p>1.2 基本的考え方</p> <p>1.2.1 耐震A₂及びAクラス施設について 運転状態と地震動の組合せで、これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。</p> <p>(1) 基準地震動S₁ 基準地震動S₁による荷重を運転状態Iと組合せた状態で、原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらにECCS等のように当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動S₁による荷重を運転状態I及び/又は運転状態IV(L)により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。</p> <p>すなわち、運転状態IIに対する許容応力状態IIを基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態II, Sを限度とする。</p>	<p>参考5〕JEAG4601 (抜粋) (4/9) (JEAG4601・補-1984 P.78, 79)</p> <p>1.2 基本的考え方</p> <p>1.2.1 耐震A₂及びAクラス施設について 運転状態と地震動の組合せで、これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。</p> <p>(1) 基準地震動S₁ 基準地震動S₁による荷重を運転状態Iと組合せた状態で、原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらにECCS等のように運転状態IV(L)が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動S₁による荷重を運転状態I及び/又は運転状態IV(L)により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。</p> <p>すなわち、運転状態IIに対する許容応力状態IIを基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態II, Sを限度とする。</p>																																																	
<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (6/7) (JEAG4601・補-1984 P.377, P.378)</p> <p>(e) 熱応力の扱い</p> <p>S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性塑性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、設計法、関連実験及び関連規準を参考とされたい。</p> <p>また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほかひびわれ断面法を用い、鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。</p>	<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (6/7) (JEAG4601-1987 P.377~378)</p> <p>(e) 熱応力の扱い</p> <p>S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性塑性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、設計法、関連実験及び関連規準を参考とされたい。</p> <p>また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほかひびわれ断面法を用い、鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。</p>	<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (5/7) (JEAG4601-1987 P.377, 378)</p> <p>(e) 熱応力の扱い</p> <p>S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性塑性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、設計法、関連実験及び関連規準を参考とされたい。</p> <p>また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほかひびわれ断面法を用い、鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。</p>	<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (5/9) (JEAG4601-1987 P.377, 378)</p> <p>(e) 熱応力の扱い</p> <p>S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性塑性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、設計法、関連実験及び関連規準を参考とされたい。</p> <p>また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほかひびわれ断面法を用い、鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。</p>																																																	
<p>表5.3.2-5 荷重の組合せと熱応力</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>組合せ荷重</th> <th>熱応力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>長期</td> <td>1 (D+L)+O+T₁</td> <td>1/2に低減する</td> </tr> <tr> <td>短期</td> <td>2 (D+L)+O+T₁+K₁ 3 (D+L)+L₁+O+T₁</td> <td>1/3に低減する</td> </tr> <tr> <td>終局</td> <td>4 (D+L)+O+K₁ 5 (D+L)+L₁+O+K₁</td> <td>熱応力は考慮しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>記号 D+L: 固定、積載荷重等 O: 運転時荷重 L₁: L事故時荷重 T₁: 運転時温度荷重 T₂: L事故時温度荷重 K₁: S₁地震による地震力 K₂: S₂地震による地震力</p>	許容応力状態	組合せ荷重	熱応力	長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する	短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+L ₁ +O+T ₁	1/3に低減する	終局	4 (D+L)+O+K ₁ 5 (D+L)+L ₁ +O+K ₁	熱応力は考慮しない	<p>表5.3.2-5 荷重の組合せと熱応力</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>組合せ荷重</th> <th>熱応力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>長期</td> <td>1 (D+L)+O+T₁</td> <td>1/2に低減する</td> </tr> <tr> <td>短期</td> <td>2 (D+L)+O+T₁+K₁ 3 (D+L)+L₁+O+T₁</td> <td>1/3に低減する</td> </tr> <tr> <td>終局</td> <td>4 (D+L)+O+K₁ 5 (D+L)+L₁+O+K₁</td> <td>熱応力は考慮しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>記号 D+L: 固定、積載荷重等 O: 運転時荷重 L₁: L事故時荷重 T₁: 運転時温度荷重 T₂: L事故時温度荷重 K₁: S₁地震による地震力 K₂: S₂地震による地震力</p>	許容応力状態	組合せ荷重	熱応力	長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する	短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+L ₁ +O+T ₁	1/3に低減する	終局	4 (D+L)+O+K ₁ 5 (D+L)+L ₁ +O+K ₁	熱応力は考慮しない	<p>表5.3.2-5 荷重の組合せと熱応力</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>組合せ荷重</th> <th>熱応力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>長期</td> <td>1 (D+L)+O+T₁</td> <td>1/2に低減する</td> </tr> <tr> <td>短期</td> <td>2 (D+L)+O+T₁+K₁ 3 (D+L)+L₁+O+T₁</td> <td>1/3に低減する</td> </tr> <tr> <td>終局</td> <td>4 (D+L)+O+K₁ 5 (D+L)+L₁+O+K₁</td> <td>熱応力は考慮しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>記号 D+L: 固定、積載荷重等 O: 運転時荷重 L₁: L事故時荷重 T₁: 運転時温度荷重 T₂: L事故時温度荷重 K₁: S₁地震による地震力 K₂: S₂地震による地震力</p>	許容応力状態	組合せ荷重	熱応力	長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する	短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+L ₁ +O+T ₁	1/3に低減する	終局	4 (D+L)+O+K ₁ 5 (D+L)+L ₁ +O+K ₁	熱応力は考慮しない	<p>表5.3.2-5 荷重の組合せと熱応力</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>組合せ荷重</th> <th>熱応力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>長期</td> <td>1 (D+L)+O+T₁</td> <td>1/2に低減する</td> </tr> <tr> <td>短期</td> <td>2 (D+L)+O+T₁+K₁ 3 (D+L)+L₁+O+T₁</td> <td>1/3に低減する</td> </tr> <tr> <td>終局</td> <td>4 (D+L)+O+K₁ 5 (D+L)+L₁+O+K₁</td> <td>熱応力は考慮しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>記号 D+L: 固定、積載荷重等 O: 運転時荷重 L₁: L事故時荷重 T₁: 運転時温度荷重 T₂: L事故時温度荷重 K₁: S₁地震による地震力 K₂: S₂地震による地震力</p>	許容応力状態	組合せ荷重	熱応力	長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する	短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+L ₁ +O+T ₁	1/3に低減する	終局	4 (D+L)+O+K ₁ 5 (D+L)+L ₁ +O+K ₁	熱応力は考慮しない	
許容応力状態	組合せ荷重	熱応力																																																		
長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する																																																		
短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+L ₁ +O+T ₁	1/3に低減する																																																		
終局	4 (D+L)+O+K ₁ 5 (D+L)+L ₁ +O+K ₁	熱応力は考慮しない																																																		
許容応力状態	組合せ荷重	熱応力																																																		
長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する																																																		
短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+L ₁ +O+T ₁	1/3に低減する																																																		
終局	4 (D+L)+O+K ₁ 5 (D+L)+L ₁ +O+K ₁	熱応力は考慮しない																																																		
許容応力状態	組合せ荷重	熱応力																																																		
長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する																																																		
短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+L ₁ +O+T ₁	1/3に低減する																																																		
終局	4 (D+L)+O+K ₁ 5 (D+L)+L ₁ +O+K ₁	熱応力は考慮しない																																																		
許容応力状態	組合せ荷重	熱応力																																																		
長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する																																																		
短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+L ₁ +O+T ₁	1/3に低減する																																																		
終局	4 (D+L)+O+K ₁ 5 (D+L)+L ₁ +O+K ₁	熱応力は考慮しない																																																		

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																																																																																																																																																																											
			<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (6/9) (JEAG4601-1987 P.396)</p> <p>(4) 設計用荷重の組合せと荷重状態 格納容器の設計に当たっては、前記の設計用荷重の種類の中で述べた多種で性質を異にする荷重を考慮しなければならない。 これらの荷重は、その発生確率、荷重発生の同時性などが異なっており、各荷重の発生状況を踏まえて、荷重状態ごとに設計上適切な荷重の組合せを考慮することが必要である。 各々の設計用荷重の組合せは、以下に示す荷重状態により区分される。 荷重状態Ⅰ………通常運転時の状態 荷重状態Ⅱ………通常運転時に気象荷重を考慮した状態、運転中の異常な過渡変化時の状態及び試験時の状態 荷重状態Ⅲ………S₁地震あるいはL事故の発生による状態 荷重状態Ⅳ………格納容器の安全評価上想定する状態 表5.4.1-1に荷重の組合せと荷重係数を示す。</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (7/9) (JEAG4601-1987 P.397)</p> <p style="text-align: center;">表5.4.1-1 荷重の組合せと荷重係数</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">荷重状態番号</th> <th rowspan="2">荷重時名</th> <th colspan="14">荷 重 係 数</th> </tr> <tr> <th>D</th><th>L</th><th>F</th><th>P₁</th><th>R₁</th><th>T₁</th><th>S</th><th>W</th><th>P₂</th><th>R₂</th><th>T₂</th><th>R₃</th><th>K₁</th><th>K₂</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td>死荷重</td><td>活荷重</td><td>フレステル工荷重</td><td>運転時圧力</td><td>運転時配管荷重</td><td>雪荷重</td><td>風荷重</td><td>試験時内圧</td><td>L事故時配管荷重</td><td>L事故時温度荷重</td><td>Jシフト力及びび力</td><td>S₁地震荷重</td><td>S₂地震荷重</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>1 通常運転時</td> <td>1.0</td><td></td><td></td><td>1.0</td><td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">II</td> <td>2 試験時</td> <td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>3 暴風時</td> <td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td></td><td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>4 積雪時</td> <td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>5 S₁地震時</td> <td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1.0</td><td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">III</td> <td>6 L事故時</td> <td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>7 (L事故+S₁地震)時</td> <td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>8 S₂地震時</td> <td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1.0</td> </tr> <tr> <td></td> <td>9 L事故時</td> <td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1.5</td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td rowspan="4">IV</td> <td>10 J事故時</td> <td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1.0</td><td></td> </tr> <tr> <td>11 (L事故+S₁地震)時</td> <td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1.0</td><td>1.0</td><td></td><td></td><td>1.0</td> </tr> <tr> <td>12 (L事故+暴風)時</td> <td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1.25</td><td>1.25</td><td>1.0</td><td></td><td></td><td></td> </tr> <tr> <td>13 (L事故+積雪)時</td> <td>1.0</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td>1.25</td><td>1.25</td><td>1.0</td><td></td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注1: ()内の荷重については、冷卻水失事直後に発生する圧力及び配管荷重の最大値を地震荷重等と組合せる必要はない。 注2: 荷重の組合せに当たっては、荷重の発生状況及び応力の生起時刻を検討し、適切な組合せを行う。 注3: 明らかに他の荷重の組合せ状態での評価が難しくないと判明している場合は、そのような荷重の組合せ状態での評価は省略してよい。</p>	荷重状態番号	荷重時名	荷 重 係 数														D	L	F	P ₁	R ₁	T ₁	S	W	P ₂	R ₂	T ₂	R ₃	K ₁	K ₂			死荷重	活荷重	フレステル工荷重	運転時圧力	運転時配管荷重	雪荷重	風荷重	試験時内圧	L事故時配管荷重	L事故時温度荷重	Jシフト力及びび力	S ₁ 地震荷重	S ₂ 地震荷重	I	1 通常運転時	1.0			1.0	1.0									II	2 試験時	1.0							1.0						3 暴風時	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0									4 積雪時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0										5 S ₁ 地震時	1.0	1.0	1.0	1.0								1.0		III	6 L事故時	1.0								1.0	1.0	1.0			7 (L事故+S ₁ 地震)時	1.0								1.0	1.0	1.0	1.0			8 S ₂ 地震時	1.0	1.0	1.0	1.0									1.0		9 L事故時	1.0								1.5					IV	10 J事故時	1.0											1.0		11 (L事故+S ₁ 地震)時	1.0								1.0	1.0			1.0	12 (L事故+暴風)時	1.0							1.25	1.25	1.0				13 (L事故+積雪)時	1.0							1.25	1.25	1.0				<p>・設備の相違 【玄海3/4】 泊3号炉は鋼製の原子炉格納容器であり、JEAG4601の当該記載箇所を参照していないことによる相違</p>
荷重状態番号	荷重時名	荷 重 係 数																																																																																																																																																																																																																																													
		D	L	F	P ₁	R ₁	T ₁	S	W	P ₂	R ₂	T ₂	R ₃	K ₁	K ₂																																																																																																																																																																																																																																
		死荷重	活荷重	フレステル工荷重	運転時圧力	運転時配管荷重	雪荷重	風荷重	試験時内圧	L事故時配管荷重	L事故時温度荷重	Jシフト力及びび力	S ₁ 地震荷重	S ₂ 地震荷重																																																																																																																																																																																																																																	
I	1 通常運転時	1.0			1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																									
II	2 試験時	1.0							1.0																																																																																																																																																																																																																																						
	3 暴風時	1.0	1.0	1.0	1.0		1.0																																																																																																																																																																																																																																								
	4 積雪時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																									
	5 S ₁ 地震時	1.0	1.0	1.0	1.0								1.0																																																																																																																																																																																																																																		
III	6 L事故時	1.0								1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																			
	7 (L事故+S ₁ 地震)時	1.0								1.0	1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																		
	8 S ₂ 地震時	1.0	1.0	1.0	1.0									1.0																																																																																																																																																																																																																																	
	9 L事故時	1.0								1.5																																																																																																																																																																																																																																					
IV	10 J事故時	1.0											1.0																																																																																																																																																																																																																																		
	11 (L事故+S ₁ 地震)時	1.0								1.0	1.0			1.0																																																																																																																																																																																																																																	
	12 (L事故+暴風)時	1.0							1.25	1.25	1.0																																																																																																																																																																																																																																				
	13 (L事故+積雪)時	1.0							1.25	1.25	1.0																																																																																																																																																																																																																																				

実線・・・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

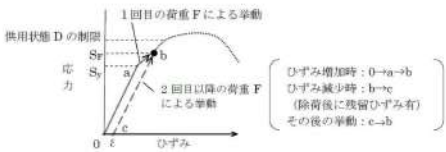
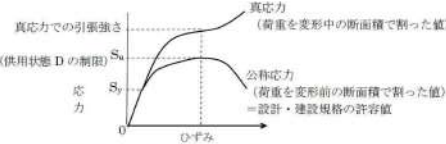
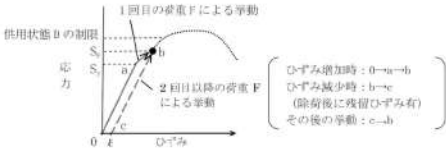
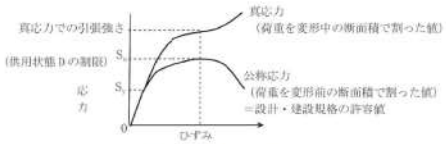
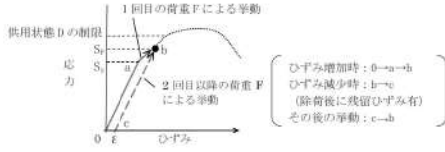
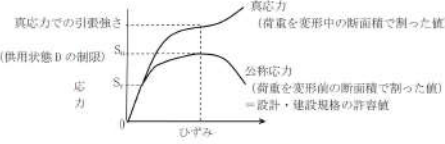
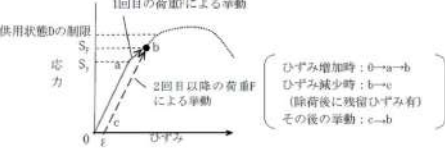
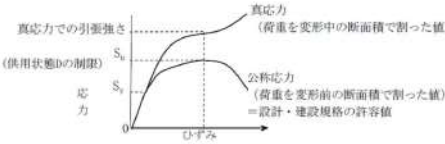
女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																		
<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (7/7) (JEAG4601・補-1984 P427)</p> <p>表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>荷重の組合せ</th> <th>許容応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) D+O</td> <td rowspan="2">長期</td> </tr> <tr> <td>(2) D+O+L*</td> </tr> <tr> <td>(3) D+O+L</td> <td rowspan="2">短期</td> </tr> <tr> <td>(4) D+O+S1*</td> </tr> <tr> <td>(5) D+O+S2</td> <td rowspan="2">機能維持の検討</td> </tr> <tr> <td>(6) D+O+L+S1*</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5)、(6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。</p> <p>D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重、サプレッションプール水重量等) O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重、過がし安全弁作動時空気圧力による荷重等) L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重) L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力、温度、蒸気ブローダウンによる荷重) S1* : 基準地震動 S1 又は静的地震力による地震荷重 S2 : 基準地震動 S2 による地震荷重</p>	荷重の組合せ	許容応力度	(1) D+O	長期	(2) D+O+L*	(3) D+O+L	短期	(4) D+O+S1*	(5) D+O+S2	機能維持の検討	(6) D+O+L+S1*	<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (7/7) (JEAG4601-1987 P.427)</p> <p>表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>荷重の組合せ</th> <th>許容応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) D+O</td> <td rowspan="2">長期</td> </tr> <tr> <td>(2) D+O+L*</td> </tr> <tr> <td>(3) D+O+L</td> <td rowspan="2">短期</td> </tr> <tr> <td>(4) D+O+S1*</td> </tr> <tr> <td>(5) D+O+S2</td> <td rowspan="2">機能維持の検討</td> </tr> <tr> <td>(6) D+O+L+S1*</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5)、(6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。</p> <p>D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重、サプレッションプール水重量等) O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重、過がし安全弁作動時空気圧力による荷重等) L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重) L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力、温度、蒸気ブローダウンによる荷重) S1* : 基準地震動 S1 又は静的地震力による地震荷重 S2 : 基準地震動 S2 による地震荷重</p>	荷重の組合せ	許容応力度	(1) D+O	長期	(2) D+O+L*	(3) D+O+L	短期	(4) D+O+S1*	(5) D+O+S2	機能維持の検討	(6) D+O+L+S1*	<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (6/7) (JEAG4601-1987 P.427)</p> <p>表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>荷重の組合せ</th> <th>許容応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) D+O</td> <td rowspan="2">長期</td> </tr> <tr> <td>(2) D+O+L*</td> </tr> <tr> <td>(3) D+O+L</td> <td rowspan="2">短期</td> </tr> <tr> <td>(4) D+O+S1*</td> </tr> <tr> <td>(5) D+O+S2</td> <td rowspan="2">機能維持の検討</td> </tr> <tr> <td>(6) D+O+L+S1*</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5)、(6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。</p> <p>D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重、サプレッションプール水重量等) O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重、過がし安全弁作動時空気圧力による荷重等) L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重) L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力、温度、蒸気ブローダウンによる荷重) S1* : 基準地震動 S1 又は静的地震力による地震荷重 S2 : 基準地震動 S2 による地震荷重</p> <p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (7/7) (JEAG4601-1987 P.461~462)</p> <p>d. 使用済燃料ピット</p> <p>使用済燃料ピットは、ここでは格納容器周辺建屋の燃料取扱棟下層部に位置し、その主要構造体は鉄筋コンクリートの壁式構造である。</p> <p>図5.5.2-18の設計フローに示すように構造体の設計は、地震時水平荷重、事故時温度荷重及び通常時荷重を対象としている。</p> <p>応力解析のためのFEM解析モデルを図5.5.2-19に示す。解析モデルは、EL +0.0mを固定とし、耐震壁を面内応力平仮要素でモデル化している。水平方向荷重は、地震時のせん断力をコンクリート体積に比例した節点荷重としている。</p> <p>設計に考慮した荷重の組合せを表5.5.2-12に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外力の状態</th> <th>荷重の組合せ</th> <th>事故時：ピットポンプ1台故障</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">長期</td> <td>通常時 G+P</td> <td>G : 固定設備</td> </tr> <tr> <td>通常時 G+P+To</td> <td>P : 燃料設備</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">短期</td> <td>S1:地震時 G+P+K1</td> <td>K1 : S1:地震荷重</td> </tr> <tr> <td>S2:地震時 G+P+K1+To</td> <td>K2 : S2:地震荷重</td> </tr> <tr> <td>終局</td> <td>事故時 G+P+Ta</td> <td>To : 通常時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>終局</td> <td>S2:地震時 G+P+K2</td> <td>Ta : 事故時温度荷重</td> </tr> </tbody> </table>	荷重の組合せ	許容応力度	(1) D+O	長期	(2) D+O+L*	(3) D+O+L	短期	(4) D+O+S1*	(5) D+O+S2	機能維持の検討	(6) D+O+L+S1*	外力の状態	荷重の組合せ	事故時：ピットポンプ1台故障	長期	通常時 G+P	G : 固定設備	通常時 G+P+To	P : 燃料設備	短期	S1:地震時 G+P+K1	K1 : S1:地震荷重	S2:地震時 G+P+K1+To	K2 : S2:地震荷重	終局	事故時 G+P+Ta	To : 通常時温度荷重	終局	S2:地震時 G+P+K2	Ta : 事故時温度荷重	<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (8/9) (JEAG4601-1987 P.427)</p> <p>表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>荷重の組合せ</th> <th>許容応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) D+O</td> <td rowspan="2">長期</td> </tr> <tr> <td>(2) D+O+L*</td> </tr> <tr> <td>(3) D+O+L</td> <td rowspan="2">短期</td> </tr> <tr> <td>(4) D+O+S1*</td> </tr> <tr> <td>(5) D+O+S2</td> <td rowspan="2">機能維持の検討</td> </tr> <tr> <td>(6) D+O+L+S1*</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5)、(6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。</p> <p>D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重、サプレッションプール水重量等) O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重、過がし安全弁作動時空気圧力による荷重等) L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重) L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力、温度、蒸気ブローダウンによる荷重) S1* : 基準地震動 S1 又は静的地震力による地震荷重 S2 : 基準地震動 S2 による地震荷重</p> <p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (9/9) (JEAG4601-1987 P.461,462)</p> <p>d. 使用済燃料ピット</p> <p>使用済燃料ピットは、ここでは格納容器周辺建屋の燃料取扱棟下層部に位置し、その主要構造体は鉄筋コンクリートの壁式構造である。</p> <p>図5.5.2-18の設計フローに示すように構造体の設計は、地震時水平荷重、事故時温度荷重及び通常時荷重を対象としている。</p> <p>応力解析のためのFEM解析モデルを図5.5.2-19に示す。解析モデルは、EL +0.0mを固定とし、耐震壁を面内応力平仮要素でモデル化している。水平方向荷重は、地震時のせん断力をコンクリート体積に比例した節点荷重としている。</p> <p>設計に考慮した荷重の組合せを表5.5.2-12に示す。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>外力の状態</th> <th>荷重の組合せ</th> <th>事故時：ピットポンプ1台故障</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">長期</td> <td>通常時 G+P</td> <td>G : 固定設備</td> </tr> <tr> <td>通常時 G+P+To</td> <td>P : 燃料設備</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">短期</td> <td>S1:地震時 G+P+K1</td> <td>K1 : S1:地震荷重</td> </tr> <tr> <td>S2:地震時 G+P+K1+To</td> <td>K2 : S2:地震荷重</td> </tr> <tr> <td>終局</td> <td>事故時 G+P+Ta</td> <td>To : 通常時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>終局</td> <td>S2:地震時 G+P+K2</td> <td>Ta : 事故時温度荷重</td> </tr> </tbody> </table>	荷重の組合せ	許容応力度	(1) D+O	長期	(2) D+O+L*	(3) D+O+L	短期	(4) D+O+S1*	(5) D+O+S2	機能維持の検討	(6) D+O+L+S1*	外力の状態	荷重の組合せ	事故時：ピットポンプ1台故障	長期	通常時 G+P	G : 固定設備	通常時 G+P+To	P : 燃料設備	短期	S1:地震時 G+P+K1	K1 : S1:地震荷重	S2:地震時 G+P+K1+To	K2 : S2:地震荷重	終局	事故時 G+P+Ta	To : 通常時温度荷重	終局	S2:地震時 G+P+K2	Ta : 事故時温度荷重	
荷重の組合せ	許容応力度																																																																																					
(1) D+O	長期																																																																																					
(2) D+O+L*																																																																																						
(3) D+O+L	短期																																																																																					
(4) D+O+S1*																																																																																						
(5) D+O+S2	機能維持の検討																																																																																					
(6) D+O+L+S1*																																																																																						
荷重の組合せ	許容応力度																																																																																					
(1) D+O	長期																																																																																					
(2) D+O+L*																																																																																						
(3) D+O+L	短期																																																																																					
(4) D+O+S1*																																																																																						
(5) D+O+S2	機能維持の検討																																																																																					
(6) D+O+L+S1*																																																																																						
荷重の組合せ	許容応力度																																																																																					
(1) D+O	長期																																																																																					
(2) D+O+L*																																																																																						
(3) D+O+L	短期																																																																																					
(4) D+O+S1*																																																																																						
(5) D+O+S2	機能維持の検討																																																																																					
(6) D+O+L+S1*																																																																																						
外力の状態	荷重の組合せ	事故時：ピットポンプ1台故障																																																																																				
長期	通常時 G+P	G : 固定設備																																																																																				
	通常時 G+P+To	P : 燃料設備																																																																																				
短期	S1:地震時 G+P+K1	K1 : S1:地震荷重																																																																																				
	S2:地震時 G+P+K1+To	K2 : S2:地震荷重																																																																																				
終局	事故時 G+P+Ta	To : 通常時温度荷重																																																																																				
終局	S2:地震時 G+P+K2	Ta : 事故時温度荷重																																																																																				
荷重の組合せ	許容応力度																																																																																					
(1) D+O	長期																																																																																					
(2) D+O+L*																																																																																						
(3) D+O+L	短期																																																																																					
(4) D+O+S1*																																																																																						
(5) D+O+S2	機能維持の検討																																																																																					
(6) D+O+L+S1*																																																																																						
外力の状態	荷重の組合せ	事故時：ピットポンプ1台故障																																																																																				
長期	通常時 G+P	G : 固定設備																																																																																				
	通常時 G+P+To	P : 燃料設備																																																																																				
短期	S1:地震時 G+P+K1	K1 : S1:地震荷重																																																																																				
	S2:地震時 G+P+K1+To	K2 : S2:地震荷重																																																																																				
終局	事故時 G+P+Ta	To : 通常時温度荷重																																																																																				
終局	S2:地震時 G+P+K2	Ta : 事故時温度荷重																																																																																				

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所 2号炉 (2020. 2. 7 版)	島根原子力発電所 2号炉 (2021. 9. 6 版)	泊発電所 3号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉 (2017. 1. 10 版)	相違理由															
			<p>〔参考 6〕CCV規格 (抜粋) (1 / 1) (CCV規格 P. 解説CVE-18)</p> <table border="1" data-bbox="1523 231 1960 391"> <caption>解説表 CVE-3120-I 荷重状態の分類</caption> <thead> <tr> <th>荷重状態</th> <th>内 容</th> <th>構造の検討に対する基本条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>通常運転時の状態</td> <td>荷重の作用中あるいは運転後において、長期間の使用に支障をきたさない</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>過負荷安全弁作動時、試験時または積雪時の状態</td> <td></td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>荷重状態 I、荷重状態 IIおよび荷重状態 III以外の状態</td> <td>主として地震荷重、異常時荷重等の短期間作用する荷重に対し、非応答性を確保する</td> </tr> <tr> <td>IV</td> <td>コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態</td> <td>コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定する限界状態において、終局耐力を確保し、かつ、コンクリート製原子炉格納容器の機能を維持する</td> </tr> </tbody> </table> <p>(備考) 別表 4 および別表 5 に各荷重状態で考慮する荷重を示す。</p>	荷重状態	内 容	構造の検討に対する基本条件	I	通常運転時の状態	荷重の作用中あるいは運転後において、長期間の使用に支障をきたさない	II	過負荷安全弁作動時、試験時または積雪時の状態		III	荷重状態 I、荷重状態 IIおよび荷重状態 III以外の状態	主として地震荷重、異常時荷重等の短期間作用する荷重に対し、非応答性を確保する	IV	コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態	コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定する限界状態において、終局耐力を確保し、かつ、コンクリート製原子炉格納容器の機能を維持する	<p>・設備の相違 【玄海 3/4】 泊 3号炉は鋼製の原子炉格納容器でありCCV規格を参照していないことによる相違</p>
荷重状態	内 容	構造の検討に対する基本条件																	
I	通常運転時の状態	荷重の作用中あるいは運転後において、長期間の使用に支障をきたさない																	
II	過負荷安全弁作動時、試験時または積雪時の状態																		
III	荷重状態 I、荷重状態 IIおよび荷重状態 III以外の状態	主として地震荷重、異常時荷重等の短期間作用する荷重に対し、非応答性を確保する																	
IV	コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態	コンクリート製原子炉格納容器の安全設計上想定する限界状態において、終局耐力を確保し、かつ、コンクリート製原子炉格納容器の機能を維持する																	

実線・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<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>1. 検討方針 <u>原子炉格納容器バウンダリ構成部の評価対象の各部位</u>に対し、<u>評価温度・圧力 (200℃, 2Pd) 負荷時</u>に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に<u>残留ひずみが生じるかを確認するとともに</u>、除荷後の<u>残留ひずみの挙動</u>により、耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果 残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。 評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力がS_yを超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。 この場合、一次応力がS_y以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない (図1, $0 \rightarrow a \rightarrow 0$)。 S_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる (図1, $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$)。 一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、<u>評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す</u> (図1, $c \rightarrow b$)。 また、設計・建設規格の許容値は荷重を变形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため (図2)、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に变形前の断面積を用いることに問題ない。 なお、材料に<u>予めひずみ</u>が作用した場合について、作用した予ひずみ (～約19%) だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。 地震 (許容応力状態IV_AS) の一次応力の許容応力は、<u>供用状態Dの許容応力の制限内で同等</u>であり、さらに<u>評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示す</u>ことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー (第12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)</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>1. 検討方針 評価対象の各部位に対し、<u>評価温度・圧力 (200℃, 2Pd) 負荷時</u>に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、<u>除荷後の残留ひずみの有無及び除荷後の挙動の確認</u>により耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果 残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。 評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力がS_yを超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。 この場合、一次応力がS_y以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない (図1, $0 \rightarrow a \rightarrow 0$)。 S_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる (図1, $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$)。 一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、<u>評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す</u> (図1, $c \rightarrow b$)。 また、設計・建設規格の許容値は荷重を变形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため (図2)、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に变形前の断面積を用いることに問題ない。 なお、材料に<u>予めひずみ</u>が作用した場合について、作用した予ひずみ (～約19%) だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。 地震 (許容応力状態IV_AS) の一次応力の許容応力は、<u>供用状態Dの許容応力の制限内で同等</u>であり、さらに<u>評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示す</u>ことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー (第12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)</p>	<p>〔参考6〕原子炉格納容器 限界温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針 評価対象の各部位に対し、<u>限界温度・圧力 (200℃, 2Pd) 負荷時</u>に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、<u>除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに</u>、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果 残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。 限界温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力がS_yを超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。 この場合、一次応力がS_y以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない (図1, $0 \rightarrow a \rightarrow 0$)。 S_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる (図1, $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$)。 一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、<u>限界温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す</u> (図1, $c \rightarrow b$)。 また、設計・建設規格の許容値は荷重を变形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため (図2)、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に变形前の断面積を用いることに問題ない。 なお、材料に<u>あらかじめひずみ</u>が作用した場合について、作用した予ひずみ (～約19%) だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。 地震 (許容応力状態IV_AS) の一次応力の許容応力は、<u>運転状態Dの許容応力の制限内で同等</u>であり、さらに<u>限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示す</u>ことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー (第12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)</p>	<p>〔参考7〕原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針 評価対象の各部位に対し、<u>評価温度・圧力 (200℃, 2Pd) 負荷時</u>に部材が弾性域<u>または</u>塑性域のいずれにあるか、また、<u>除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに</u>、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果 残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。 評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力がS_yを超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。 この場合、一次応力がS_y以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない (図1, $0 \rightarrow a \rightarrow 0$)。 S_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる (図1, $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$)。 一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、<u>評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す</u> (図1, $c \rightarrow b$)。 また、設計・建設規格の許容値は荷重を变形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため (図2)、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に变形前の断面積を用いることに問題ない。 なお、材料に<u>予めひずみ</u>が作用した場合について、作用した予ひずみ (～約19%) だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。 地震 (許容応力状態IV_AS) の一次応力の許容応力は、<u>供用状態Dの許容応力の制限内で同等</u>であり、さらに<u>評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示す</u>ことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー (第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)</p>	

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
 <p>図1 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>図2 公称応力と真応力について</p>	 <p>図1 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>図2 公称応力と真応力について</p>	 <p>図1 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>図2 公称応力と真応力について</p>	 <p>図1 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>図2 公称応力と真応力について</p>	
<p>次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。</p> <p>一次+二次応力がS_yを超えると塑性域に入るが(図3(設計・建設規格 解説PVB-3112)、$0 \rightarrow A \rightarrow B$)、$2S_y$以下の場合除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(設計・建設規格 解説PVB-3112)、$B \rightarrow C$)。</p> <p>また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。</p> <p>地震(許容応力状態IV_s)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>なお、一次応力がS_yを超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。</p>	<p>次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。</p> <p>一次+二次応力がS_yを超えると塑性域に入るが(図3(解説PVB-3112)、$0 \rightarrow A \rightarrow B$)、$2S_y$以下の場合除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(解説PVB-3112)、$B \rightarrow C$)。</p> <p>また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。</p> <p>地震(許容応力状態IV_s)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>なお、一次応力がS_yを超える部位については、残留ひずみ有と判断するが、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はない。</p>	<p>次に、<u>限界温度</u>・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。</p> <p>一次+二次応力がS_yを超えると塑性域に入るが(図3(解説PVB-3112)、$0 \rightarrow A \rightarrow B$)、$2S_y$以下の場合除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(解説PVB-3112)、$B \rightarrow C$)。</p> <p>また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは<u>限界温度</u>・圧力負荷前と同じである。</p> <p><u>一次+二次応力が$2S_y$を超える場合は、残留ひずみ有と判断する(図3(応力S_1が$2S_y$超の場合))。しかし、十分小さな残留ひずみであれば、上述の通り、発生応力に与える影響はないといえる。</u></p> <p>地震(許容応力状態IV_s)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに<u>限界温度</u>・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>なお、一次応力がS_yを超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。</p>	<p>次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。</p> <p>一次+二次応力がS_yを超えると塑性域に入るが(図3(解説PVB-3112)、$0 \rightarrow A \rightarrow B$)、$2S_y$以下の場合除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(解説PVB-3112)、$B \rightarrow C$)。</p> <p>また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。</p> <p>一次+二次応力が$2S_y$を超える場合は、残留ひずみ有と判断する(図3(応力S_1が$2S_y$超の場合))。しかし、十分小さな残留ひずみであれば、上述の通り、発生応力に与える影響はないといえる。</p> <p>地震(許容応力状態IV_s)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>なお、一次応力がS_yを超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>(応力 S_1 が $2S_y$ 以下の場合) (応力 S_1 が $2S_y$ 超の場合)</p>	<p>(応力 S_1 が $2S_y$ 以下の場合)</p>	<p>(応力 S_1 が $2S_y$ 以下の場合) (応力 S_1 が $2S_y$ 超の場合)</p>	<p>(応力 S_1 が $2S_y$ 以下の場合) (応力 S_1 が $2S_y$ 超の場合)</p>	<p>相違理由</p>
<p>図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次+二次応力）</p>	<p>図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次+二次応力）</p>	<p>図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次+二次応力）</p> <p>除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が S_y 以下か又は一次+二次応力が $2S_y$ 以下かを確認した。</p> <p>C/V本体（半球部）、エアロック（隔壁部）及びスリーブ（スリーブ取付部）については、一次応力が S_y を超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。</p> <p>なお、スリーブ取付部は、限界温度・圧力負荷時の一次+二次応力は $2S_y$ (452MPa) 以下であり、上述の一次応力による残留ひずみのみが生じるが、供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。</p> <p>閉止板、閉止フランジ、短管、電線貫通部及びC/V隔離弁については、一次応力が S_y を超えないと考えられ、残留ひずみは生じない。伸縮継手については疲労係数が微小であることから耐震性への影響はない。</p> <p>機器搬入口（フランジ部）、端板については、一次+二次応力が S_y を超えて塑性域に入るが、一次+二次応力が $2S_y$ 以下であり、残留ひずみは生じない。貫通配管については、一次+二次応力が $2S_y$ を超えるため残留ひずみが生じると判断されるが、十分小</p>	<p>図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次+二次応力）</p> <p>除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、一次応力が S_y 以下かまたは一次+二次応力が $2S_y$ 以下かを確認した。</p> <p>原子炉格納容器本体については、ひずみによる評価を行っているため、ひずみによる判断を行う。</p> <p>原子炉格納容器本体については、ひずみ評価によりテンドン及び鉄筋は弾性域にある。また内圧によりテンドン等が若干伸張することにより、コンクリート躯体にひび割れが生じるが、コンクリートに引張によるひび割れが生じていても、耐力低下がない[2]ことから、耐震性への影響はない。</p> <p>スリーブは、評価温度・圧力負荷時の一次応力が S_y 以下であることを確認した。ただし、高温時の構造健全性を確認するために実施した一次+二次応力が $2S_y$ (452MPa) を超えるため、残留ひずみが生じるが、その残留ひずみは小さく3%程度である。</p> <p>エアロック（隔壁部）については、一次応力が S_y を超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。</p> <p>閉止フランジ、閉止板、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が S_y を超えないと考えられ、残留ひずみは生じない。</p> <p>機器搬入口、貫通配管については、一次+二次応力が S_y を超えて塑性域に入るが、一次+二次応力が $2S_y$ 以下であり、残留ひずみは生じない。端板については、一次+二次応力が S_y 以下であり、残留ひずみは生じない。</p>	

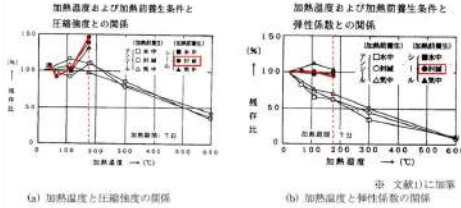
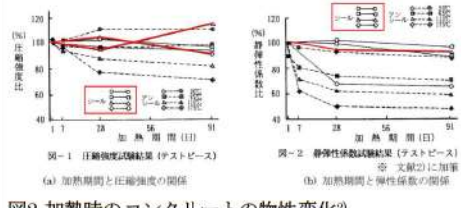
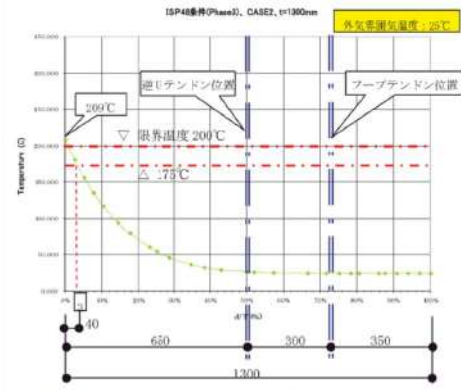
女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																																																																																						
		<p>さな残留ひずみであり、耐震性への影響はない。 以上より、限界温度・圧力負荷後は、負荷前と同様の挙動を示すことを確認した。 したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。</p>	<p>以上より、評価温度・圧力負荷後は、負荷前と同様の挙動を示すことを確認した。 したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。</p> <p>[2] 梅木他、ひびわれを有するRC平板の軸力・せん断力組合せ応力下のせん断挙動(その1~その3)、日本建築学会大会学術講演梗概集、1999年9月</p>																																																																																																																																																							
		<p>表1 各部位の評価温度・圧力負荷時の状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>評価点</th> <th>応力分類</th> <th>評価値^{※1}</th> <th>判定値</th> <th>残留ひずみ有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器本体</td> <td>半球部</td> <td>一次</td> <td>0.566 MPa (2Pd)</td> <td>0.50 MPa (Syでの許容圧力)</td> <td>有 (1%未満)</td> </tr> <tr> <td>機器搬入口</td> <td>フランジ部</td> <td>一次+二次</td> <td>211 MPa (発生応力)</td> <td>398 MPa (2Sy)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>エアロック</td> <td>隔壁部</td> <td>一次</td> <td>0.506 MPa (2Pd)</td> <td>0.44 MPa (Syでの許容圧力)</td> <td>有 (1%未満)</td> </tr> <tr> <td>貫通配管</td> <td>同左 (貫通部付近)</td> <td>一次+二次</td> <td>530 MPa (発生応力)</td> <td>375 MPa (3Sa^{※2})</td> <td>有 (1%未満)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スリーブ</td> <td rowspan="2">スリーブ取付部</td> <td>一次</td> <td>256 MPa (発生応力)</td> <td>226 MPa (Sy)</td> <td rowspan="2">有 (1%未満)</td> </tr> <tr> <td>一次+二次</td> <td>326 MPa (発生応力)</td> <td>452 MPa (2Sy)</td> </tr> <tr> <td>端板</td> <td>配管取付部</td> <td>一次+二次</td> <td>267 MPa (発生応力)</td> <td>393 MPa (3Sa^{※2})</td> <td></td> </tr> <tr> <td>閉止フランジ</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>0.506 MPa (2Pd)</td> <td>1.03 MPa (0-テンジ^{※3}設計圧)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>閉止板</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>19.3 mm (S^{※4}での必要板厚)</td> <td>19 mm (実物厚さ)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>伸縮継手</td> <td>同左</td> <td></td> <td>疲労係数は微小</td> <td>0.01 未満</td> <td></td> </tr> <tr> <td>短管</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>6.1 mm (Syに基づく必要板厚)</td> <td>6 mm (実物厚さ)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電線貫通部</td> <td>端板</td> <td>一次</td> <td>15.6 mm (S^{※4}での必要板厚)</td> <td>15 mm (実物厚さ)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器隔離弁</td> <td>弁箱</td> <td>一次</td> <td>0.366 MPa (2Pd)</td> <td>1.45 MPa^{※5} (0-テンジ^{※3}設計圧)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。 ※2 設計・建設規格 解説GNR-2200よりSaは2/3Sy相当であり、3Saは2Sy相当である。 ※3 設計・建設規格 解説GNR-2200よりSは5/8Sy相当であり、2Sは15/8Sy相当である。 ※4 レーティング設計による200℃での許容圧力 □ 評価みの内容は掲載情報に属しませんが公開できません。</p>	評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ有無	原子炉格納容器本体	半球部	一次	0.566 MPa (2Pd)	0.50 MPa (Syでの許容圧力)	有 (1%未満)	機器搬入口	フランジ部	一次+二次	211 MPa (発生応力)	398 MPa (2Sy)		エアロック	隔壁部	一次	0.506 MPa (2Pd)	0.44 MPa (Syでの許容圧力)	有 (1%未満)	貫通配管	同左 (貫通部付近)	一次+二次	530 MPa (発生応力)	375 MPa (3Sa ^{※2})	有 (1%未満)	スリーブ	スリーブ取付部	一次	256 MPa (発生応力)	226 MPa (Sy)	有 (1%未満)	一次+二次	326 MPa (発生応力)	452 MPa (2Sy)	端板	配管取付部	一次+二次	267 MPa (発生応力)	393 MPa (3Sa ^{※2})		閉止フランジ	同左	一次	0.506 MPa (2Pd)	1.03 MPa (0-テンジ ^{※3} 設計圧)		閉止板	同左	一次	19.3 mm (S ^{※4} での必要板厚)	19 mm (実物厚さ)		伸縮継手	同左		疲労係数は微小	0.01 未満		短管	同左	一次	6.1 mm (Syに基づく必要板厚)	6 mm (実物厚さ)		電線貫通部	端板	一次	15.6 mm (S ^{※4} での必要板厚)	15 mm (実物厚さ)		原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.366 MPa (2Pd)	1.45 MPa ^{※5} (0-テンジ ^{※3} 設計圧)		<p>表1 各部位の評価温度・圧力負荷時の状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>評価点</th> <th>応力分類</th> <th>評価値^{※1}</th> <th>判定値</th> <th>残留ひずみ有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器本体^{※2}</td> <td>胴部 (ランデン)</td> <td>— (直で判別)</td> <td>6.0×10⁻¹ (直)</td> <td>7.8×10⁻¹ (直)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>機器搬入口</td> <td>取付部</td> <td>一次+二次</td> <td>296 MPa</td> <td>452 MPa (2Sy)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>エアロック</td> <td>隔壁部</td> <td>一次</td> <td>0.784 MPa (2Pd)</td> <td>0.63 MPa (Syでの限界圧力)</td> <td>有 (1%未満)</td> </tr> <tr> <td>貫通配管</td> <td>同左 (貫通部付近)</td> <td>一次+二次</td> <td>224 MPa (発生応力)</td> <td>222 MPa (3Sa^{※2})</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スリーブ</td> <td rowspan="2">アンカフランジ フズル スリーブ</td> <td>一次</td> <td>117 MPa (発生応力)</td> <td>226 MPa (Sy)</td> <td rowspan="2">有 (0%未満)</td> </tr> <tr> <td>一次+二次</td> <td>940 MPa (発生応力)</td> <td>452 MPa (0S^{※3})</td> </tr> <tr> <td>端板</td> <td>配管取付部</td> <td>一次+二次</td> <td>101 MPa (発生応力)</td> <td>399 MPa (3S^{※2})</td> <td></td> </tr> <tr> <td>閉止フランジ</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>0.784 MPa (2Pd)</td> <td>1.03 MPa (0-テンジ^{※3}設計圧)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>閉止板</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>14.2 mm (S^{※4}での必要板厚)</td> <td>14 mm (実物厚さ)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電線貫通部</td> <td>端板</td> <td>一次</td> <td>14.4mm (計算上必要な厚さ)</td> <td>14 mm (実物厚さ)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器隔離弁</td> <td>弁箱</td> <td>一次</td> <td>0.784 MPa (2Pd)</td> <td>1.03 MPa (0-テンジ^{※3}設計圧)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。 ※2 タイナは構造強度を負担しないため省略。 ※3 設計・建設規格 TRC-3250(1)よりSaは2.55相当である。設計・建設規格 解説GNR-2200よりSは5/8Sy相当であることから、Saは1.68Sy相当である。 ※4 設計・建設規格 解説GNR-2200よりSは5/8Sy相当であり、2Sは15/8Sy相当である。 ※5 設計・建設規格 解説GNR-2200よりSは5/8Sy相当である。</p>	評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ有無	原子炉格納容器本体 ^{※2}	胴部 (ランデン)	— (直で判別)	6.0×10 ⁻¹ (直)	7.8×10 ⁻¹ (直)		機器搬入口	取付部	一次+二次	296 MPa	452 MPa (2Sy)		エアロック	隔壁部	一次	0.784 MPa (2Pd)	0.63 MPa (Syでの限界圧力)	有 (1%未満)	貫通配管	同左 (貫通部付近)	一次+二次	224 MPa (発生応力)	222 MPa (3Sa ^{※2})		スリーブ	アンカフランジ フズル スリーブ	一次	117 MPa (発生応力)	226 MPa (Sy)	有 (0%未満)	一次+二次	940 MPa (発生応力)	452 MPa (0S ^{※3})	端板	配管取付部	一次+二次	101 MPa (発生応力)	399 MPa (3S ^{※2})		閉止フランジ	同左	一次	0.784 MPa (2Pd)	1.03 MPa (0-テンジ ^{※3} 設計圧)		閉止板	同左	一次	14.2 mm (S ^{※4} での必要板厚)	14 mm (実物厚さ)		電線貫通部	端板	一次	14.4mm (計算上必要な厚さ)	14 mm (実物厚さ)		原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.784 MPa (2Pd)	1.03 MPa (0-テンジ ^{※3} 設計圧)		
評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ有無																																																																																																																																																					
原子炉格納容器本体	半球部	一次	0.566 MPa (2Pd)	0.50 MPa (Syでの許容圧力)	有 (1%未満)																																																																																																																																																					
機器搬入口	フランジ部	一次+二次	211 MPa (発生応力)	398 MPa (2Sy)																																																																																																																																																						
エアロック	隔壁部	一次	0.506 MPa (2Pd)	0.44 MPa (Syでの許容圧力)	有 (1%未満)																																																																																																																																																					
貫通配管	同左 (貫通部付近)	一次+二次	530 MPa (発生応力)	375 MPa (3Sa ^{※2})	有 (1%未満)																																																																																																																																																					
スリーブ	スリーブ取付部	一次	256 MPa (発生応力)	226 MPa (Sy)	有 (1%未満)																																																																																																																																																					
		一次+二次	326 MPa (発生応力)	452 MPa (2Sy)																																																																																																																																																						
端板	配管取付部	一次+二次	267 MPa (発生応力)	393 MPa (3Sa ^{※2})																																																																																																																																																						
閉止フランジ	同左	一次	0.506 MPa (2Pd)	1.03 MPa (0-テンジ ^{※3} 設計圧)																																																																																																																																																						
閉止板	同左	一次	19.3 mm (S ^{※4} での必要板厚)	19 mm (実物厚さ)																																																																																																																																																						
伸縮継手	同左		疲労係数は微小	0.01 未満																																																																																																																																																						
短管	同左	一次	6.1 mm (Syに基づく必要板厚)	6 mm (実物厚さ)																																																																																																																																																						
電線貫通部	端板	一次	15.6 mm (S ^{※4} での必要板厚)	15 mm (実物厚さ)																																																																																																																																																						
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.366 MPa (2Pd)	1.45 MPa ^{※5} (0-テンジ ^{※3} 設計圧)																																																																																																																																																						
評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ有無																																																																																																																																																					
原子炉格納容器本体 ^{※2}	胴部 (ランデン)	— (直で判別)	6.0×10 ⁻¹ (直)	7.8×10 ⁻¹ (直)																																																																																																																																																						
機器搬入口	取付部	一次+二次	296 MPa	452 MPa (2Sy)																																																																																																																																																						
エアロック	隔壁部	一次	0.784 MPa (2Pd)	0.63 MPa (Syでの限界圧力)	有 (1%未満)																																																																																																																																																					
貫通配管	同左 (貫通部付近)	一次+二次	224 MPa (発生応力)	222 MPa (3Sa ^{※2})																																																																																																																																																						
スリーブ	アンカフランジ フズル スリーブ	一次	117 MPa (発生応力)	226 MPa (Sy)	有 (0%未満)																																																																																																																																																					
		一次+二次	940 MPa (発生応力)	452 MPa (0S ^{※3})																																																																																																																																																						
端板	配管取付部	一次+二次	101 MPa (発生応力)	399 MPa (3S ^{※2})																																																																																																																																																						
閉止フランジ	同左	一次	0.784 MPa (2Pd)	1.03 MPa (0-テンジ ^{※3} 設計圧)																																																																																																																																																						
閉止板	同左	一次	14.2 mm (S ^{※4} での必要板厚)	14 mm (実物厚さ)																																																																																																																																																						
電線貫通部	端板	一次	14.4mm (計算上必要な厚さ)	14 mm (実物厚さ)																																																																																																																																																						
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.784 MPa (2Pd)	1.03 MPa (0-テンジ ^{※3} 設計圧)																																																																																																																																																						

実線・・設計方針又は設備構成等の相違
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

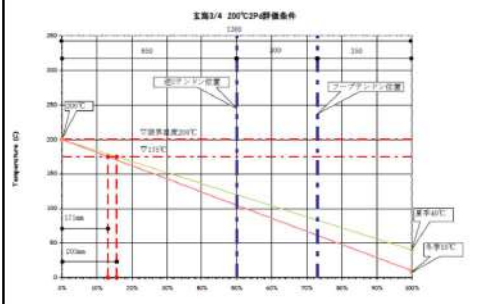
39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
			<p>(補足) SAピーク条件を経験した後のコンクリート躯体の耐震性 SAピーク条件 (144℃、1.1Pd) 状態を経験した後のコンクリート躯体の耐震性について記載する。 SAピーク条件状態において、テンドン及び鉄筋は弾性状態が確保されていることから、歪により評価する耐震性能の維持には影響はないと考えられる。 一方、コンクリートに関しては、一定期間高温に曝された場合、結晶水の逸散等により、物性変化の可能性が懸念されるが、PCCVのコンクリート部はライナ (内側) と塗装 (外面) により封緘された状態であるとともに、加熱されるのは約1.3m厚のコンクリートの片側 (ライナ側) であり、水分の逸散はしにくい状況である。封緘されたコンクリートに対する高温加熱試験のデータ1)からは175℃程度であれば長期間曝された場合においても、PCCVコンクリート部のコンクリートの物性は著しく低下することはないと言える (図1)。また、封緘されたコンクリートに対する高温加熱試験のデータ2)からは175℃までの加熱温度であれば、91日間加熱期間を経ても著しい強度低下はなく、110℃までであれば、弾性係数も低下はない (図2)。したがって、SAピーク条件状態で想定される温度条件は、ピーク時が144℃で、その後徐々に低下し、一定期間内に温度低減対策を実施することから、コンクリートの物性が著しく低下することはないと判断される。なお、SA時にコンクリートの弾性係数の低下が想定される部位については、工認段階にて、その影響評価を行うこととする。 ここで、図1においてシール条件では加熱温度の上昇に伴い、圧縮強度が増える傾向がみられるが、文献1)ではフライアッシュ混入による強度増進の他、オートクレーブ養生による水和反応による生成物が結合材として働いた結果、圧縮強度も増えたものと推察している。 以上より、SA後のSd地震 (SA長期荷重+Sd地震の評価) への対応については、CCV規格に記載されている許容限界等が適用できると言える</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
			 <p>加熱温度および加熱前養生条件と圧縮強度との関係 (a) 加熱温度と圧縮強度の関係</p> <p>加熱温度および加熱前養生条件と弾性係数との関係 (b) 加熱温度と弾性係数の関係</p> <p>※ 文献1)に引用</p> <p>図1 加熱時のコンクリートの物性変化¹⁾ (赤線が封緘されたコンクリートの175℃加熱試験)</p>  <p>図-1 圧縮強度試験結果 (テストピース) (a) 加熱期間と圧縮強度の関係</p> <p>図-2 弾性係数試験結果 (テストピース) (b) 加熱期間と弾性係数の関係</p> <p>※ 文献2)に引用</p> <p>図2 加熱時のコンクリートの物性変化²⁾</p> <p>なお、200℃、2Pdの状態においても同様に、 tendon及び鉄筋は弾性状態が確保されていること、PCCV内表面が約200℃となった場合でも、コンクリート内部で175℃を超えるのは約40mmの範囲であり、全体壁厚約1300mmと比較すればわずかなこと(図3)から、PCCVの耐震性能の機能維持に問題はない。</p>  <p>※ 文献3)のデータをもとに作成</p> <p>図3 コンクリート内部温度分布³⁾</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
			<p>[参考文献]</p> <p>1) 長尾ほか、高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究、日本建築学会構造系論文集、第457号、1994</p> <p>2) 中根ほか、加熱されるコンクリート部材の諸物性に関する研究（その4.110℃、175℃加熱後の強度・弾性係数の試験結果）、日本建築学会大会学術講演梗概集（関東）、1988</p> <p>3) Ohba, Kawasato, Kato, Shimizu, Ogata, Hino, Kitani, Murazumi, Analysis Results of a 1:4-Scale Prestressed Concrete Containment Vessel (PCCV) Model Subjected to Pressure and Thermal Loading, NEA/CSNI/R(2005)5, INTERNATIONAL STANDARD PROBLEM NO.48 CONTAINMENT CAPACITY Appendix H, 2005</p> <p>[参考評価]</p> <p>玄海3/4号機のPCCVにおいて、温度条件として内部温度を200℃とし、保守的に定常状態（線形温度勾配）を仮定した結果を示す（参考図）。その結果、175℃を超える範囲は200mm程度となり、同範囲の物性値に変化が生じたとしても耐震性へ及ぼす影響はわずかと考えられ、文献3)の評価を用いた判断は変わらない見通しである。</p>  <p>参考図 コンクリート内部温度分布（定常状態）</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	<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〕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>・施設構成の相違 【島根2, 玄海3/4】</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設名称</th> <th rowspan="2">座標</th> <th colspan="2">DB条件</th> <th colspan="2">SA条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>圧力(MPa)</th> <th>温度(°C)</th> <th>圧力(MPa)</th> <th>温度(°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器</td> <td>Sd</td> <td>8.28</td> <td>298</td> <td>8.28</td> <td>298</td> <td rowspan="2">DB条件がSA条件を包絡</td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>8.28</td> <td>298</td> <td>8.28</td> <td>298</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器支持スカーフ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>298</td> <td>-</td> <td>298</td> <td rowspan="2">原子炉圧力容器下継がりの入換を考慮した程度</td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>298</td> <td>-</td> <td>298</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器基礎コンクリート</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>【通常時】57 【LOCA時】171</td> <td>-</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>57</td> <td>-</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td>Sd</td> <td>【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)</td> <td>0.659</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-0.014 (通常運転)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)</td> <td>0.372</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器配管直通路</td> <td>Sd</td> <td>【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)</td> <td>0.659</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-0.014 (通常運転)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)</td> <td>0.372</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器電気配線貫通部</td> <td>Sd</td> <td>【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)</td> <td>0.659</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-0.014 (通常運転)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)</td> <td>0.372</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>100**</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>100** 66**</td> <td>-</td> <td>110** 66**</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">低圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>100**</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>100** 66**</td> <td>-</td> <td>110** 66**</td> </tr> </tbody> </table>	施設名称	座標	DB条件		SA条件		備考	圧力(MPa)	温度(°C)	圧力(MPa)	温度(°C)	原子炉圧力容器	Sd	8.28	298	8.28	298	DB条件がSA条件を包絡	Ss	8.28	298	8.28	298	原子炉圧力容器支持スカーフ	Sd	-	298	-	298	原子炉圧力容器下継がりの入換を考慮した程度	Ss	-	298	-	298	原子炉圧力容器基礎コンクリート	Sd	-	【通常時】57 【LOCA時】171	-	181		Ss	-	57	-	62	原子炉格納容器	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181		Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62	原子炉格納容器配管直通路	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181		Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62	原子炉格納容器電気配線貫通部	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181		Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62	高圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100**	-	-		Ss	-	100** 66**	-	110** 66**	低圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100**	-	-		Ss	-	100** 66**	-	110** 66**	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設名称</th> <th rowspan="2">座標</th> <th colspan="2">DB条件</th> <th colspan="2">SA条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>圧力(MPa)</th> <th>温度(°C)</th> <th>圧力(MPa)</th> <th>温度(°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器</td> <td>Sd</td> <td>11.81</td> <td>330.3(1次) 298.0(2次)</td> <td>11.81</td> <td>330.3(1次) 298.0(2次)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49(通常運転)</td> <td>-</td> <td>152(停機運転)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内圧力容器</td> <td>Sd</td> <td>9.5(通常時)</td> <td>1次側: 9.5 2次側: 11.81 3次側: 8.12</td> <td>9.5</td> <td>29.828.9 33.267.9</td> <td rowspan="2">1次側 2次側 3次側</td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>12.5(通常運転)</td> <td>-</td> <td>47.875.9</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>【通常時】 12.5(通常運転) 1次側: 11.81 2次側: 8.12 3次側: 9.5(通常時)</td> <td>【通常時】 12.5(通常運転)</td> <td>【通常時】 47.875.9 【通常時】 33.267.9</td> <td>【通常時】 47.875.9 【通常時】 33.267.9</td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>12.5(通常運転)</td> <td>-</td> <td>47.875.9</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td>Sd</td> <td>→(通常運転)+4(地震) 0.262 (1H/2H/4H)地震</td> <td>→(通常運転)+4(地震) 112 (1H/2H/4H)地震</td> <td>9.262</td> <td>152</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>112 (1H/2H/4H)地震</td> <td>-</td> <td>120</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器配管直通路</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器電線貫通部</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>100</td> <td>-</td> <td>100</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>100</td> <td>-</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">低圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>100</td> <td>-</td> <td>100</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>100</td> <td>-</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table>	施設名称	座標	DB条件		SA条件		備考	圧力(MPa)	温度(°C)	圧力(MPa)	温度(°C)	原子炉圧力容器	Sd	11.81	330.3(1次) 298.0(2次)	11.81	330.3(1次) 298.0(2次)		Ss	-	49(通常運転)	-	152(停機運転)	原子炉格納容器内圧力容器	Sd	9.5(通常時)	1次側: 9.5 2次側: 11.81 3次側: 8.12	9.5	29.828.9 33.267.9	1次側 2次側 3次側	Ss	-	12.5(通常運転)	-	47.875.9	高圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	【通常時】 12.5(通常運転) 1次側: 11.81 2次側: 8.12 3次側: 9.5(通常時)	【通常時】 12.5(通常運転)	【通常時】 47.875.9 【通常時】 33.267.9	【通常時】 47.875.9 【通常時】 33.267.9	Ss	-	12.5(通常運転)	-	47.875.9	原子炉格納容器	Sd	→(通常運転)+4(地震) 0.262 (1H/2H/4H)地震	→(通常運転)+4(地震) 112 (1H/2H/4H)地震	9.262	152		Ss	-	112 (1H/2H/4H)地震	-	120	原子炉格納容器配管直通路	Sd	-	49	-	60		Ss	-	49	-	60	原子炉格納容器電線貫通部	Sd	-	49	-	60		Ss	-	49	-	60	高圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100	-	100		Ss	-	100	-	100	低圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100	-	100		Ss	-	100	-	100	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設名称</th> <th rowspan="2">座標</th> <th colspan="2">DB条件</th> <th colspan="2">SA条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>圧力(MPa)</th> <th>温度(°C)</th> <th>圧力(MPa)</th> <th>温度(°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器</td> <td>Sd</td> <td>18.00</td> <td>336.4(1次) 306.2(2次)</td> <td>18.00</td> <td>336.4(1次) 306.2(2次)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49(通常運転)</td> <td>-</td> <td>144(停機運転)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器支持構造物</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>49(通常運転)</td> <td>-</td> <td>144(停機運転)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49(通常運転)</td> <td>-</td> <td>144(停機運転)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>【通常時】 1次側: 18.00 2次側: 6.79</td> <td>【通常時】 1次側: 18.00 2次側: 6.79</td> <td>【通常時】 18.00 【通常時】 18.00</td> <td>【通常時】 13.236.0 17.365.0 【通常時】 13.236.0</td> <td>【通常時】 13.236.0 17.365.0</td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49(通常運転)</td> <td>-</td> <td>144(停機運転)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器配管直通路</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>49(通常運転)</td> <td>-</td> <td>144(停機運転)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49(通常運転)</td> <td>-</td> <td>144(停機運転)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器電線貫通部</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>49(通常運転)</td> <td>-</td> <td>144(停機運転)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49(通常運転)</td> <td>-</td> <td>144(停機運転)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td>Sd</td> <td>→(通常運転)+4(地震) 0.262(1H/2H/4H)地震</td> <td>→(通常運転)+4(地震) 112(1H/2H/4H)地震</td> <td>9.262</td> <td>144</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>112(1H/2H/4H)地震</td> <td>-</td> <td>144</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">電動機駆動ポンプ(高圧炉心)</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">電動機駆動ポンプ(低圧炉心)</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器配管直通路</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器電線貫通部</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>49</td> <td>-</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>100</td> <td>-</td> <td>100</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>100</td> <td>-</td> <td>100</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">低圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>100</td> <td>-</td> <td>100</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>100</td> <td>-</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table>	施設名称	座標	DB条件		SA条件		備考	圧力(MPa)	温度(°C)	圧力(MPa)	温度(°C)	原子炉圧力容器	Sd	18.00	336.4(1次) 306.2(2次)	18.00	336.4(1次) 306.2(2次)		Ss	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)	原子炉格納容器支持構造物	Sd	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)		Ss	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)	高圧炉心スプレイポンプ	Sd	【通常時】 1次側: 18.00 2次側: 6.79	【通常時】 1次側: 18.00 2次側: 6.79	【通常時】 18.00 【通常時】 18.00	【通常時】 13.236.0 17.365.0 【通常時】 13.236.0	【通常時】 13.236.0 17.365.0	Ss	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)	原子炉格納容器配管直通路	Sd	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)		Ss	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)	原子炉格納容器電線貫通部	Sd	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)		Ss	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)	原子炉格納容器	Sd	→(通常運転)+4(地震) 0.262(1H/2H/4H)地震	→(通常運転)+4(地震) 112(1H/2H/4H)地震	9.262	144		Ss	-	112(1H/2H/4H)地震	-	144	電動機駆動ポンプ(高圧炉心)	Sd	-	49	-	60		Ss	-	49	-	60	電動機駆動ポンプ(低圧炉心)	Sd	-	49	-	60		Ss	-	49	-	60	原子炉格納容器配管直通路	Sd	-	49	-	60		Ss	-	49	-	60	原子炉格納容器電線貫通部	Sd	-	49	-	60		Ss	-	49	-	60	高圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100	-	100		Ss	-	100	-	100	低圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100	-	100		Ss	-	100	-	100	
施設名称	座標			DB条件		SA条件			備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
		圧力(MPa)	温度(°C)	圧力(MPa)	温度(°C)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉圧力容器	Sd	8.28	298	8.28	298	DB条件がSA条件を包絡																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	Ss	8.28	298	8.28	298																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉圧力容器支持スカーフ	Sd	-	298	-	298	原子炉圧力容器下継がりの入換を考慮した程度																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	Ss	-	298	-	298																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉圧力容器基礎コンクリート	Sd	-	【通常時】57 【LOCA時】171	-	181																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	57	-	62																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器配管直通路	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器電気配線貫通部	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
高圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100**	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	100** 66**	-	110** 66**																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
低圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100**	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	100** 66**	-	110** 66**																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
施設名称	座標	DB条件		SA条件		備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
		圧力(MPa)	温度(°C)	圧力(MPa)	温度(°C)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉圧力容器	Sd	11.81	330.3(1次) 298.0(2次)	11.81	330.3(1次) 298.0(2次)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49(通常運転)	-	152(停機運転)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器内圧力容器	Sd	9.5(通常時)	1次側: 9.5 2次側: 11.81 3次側: 8.12	9.5	29.828.9 33.267.9	1次側 2次側 3次側																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	Ss	-	12.5(通常運転)	-	47.875.9																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
高圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	【通常時】 12.5(通常運転) 1次側: 11.81 2次側: 8.12 3次側: 9.5(通常時)	【通常時】 12.5(通常運転)	【通常時】 47.875.9 【通常時】 33.267.9	【通常時】 47.875.9 【通常時】 33.267.9																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	Ss	-	12.5(通常運転)	-	47.875.9																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器	Sd	→(通常運転)+4(地震) 0.262 (1H/2H/4H)地震	→(通常運転)+4(地震) 112 (1H/2H/4H)地震	9.262	152																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	112 (1H/2H/4H)地震	-	120																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器配管直通路	Sd	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器電線貫通部	Sd	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
高圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100	-	100																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	100	-	100																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
低圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100	-	100																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	100	-	100																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
施設名称	座標	DB条件		SA条件		備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
		圧力(MPa)	温度(°C)	圧力(MPa)	温度(°C)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉圧力容器	Sd	18.00	336.4(1次) 306.2(2次)	18.00	336.4(1次) 306.2(2次)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器支持構造物	Sd	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
高圧炉心スプレイポンプ	Sd	【通常時】 1次側: 18.00 2次側: 6.79	【通常時】 1次側: 18.00 2次側: 6.79	【通常時】 18.00 【通常時】 18.00	【通常時】 13.236.0 17.365.0 【通常時】 13.236.0	【通常時】 13.236.0 17.365.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	Ss	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器配管直通路	Sd	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器電線貫通部	Sd	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49(通常運転)	-	144(停機運転)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器	Sd	→(通常運転)+4(地震) 0.262(1H/2H/4H)地震	→(通常運転)+4(地震) 112(1H/2H/4H)地震	9.262	144																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	112(1H/2H/4H)地震	-	144																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
電動機駆動ポンプ(高圧炉心)	Sd	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
電動機駆動ポンプ(低圧炉心)	Sd	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器配管直通路	Sd	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器電線貫通部	Sd	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	49	-	60																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
高圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100	-	100																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	100	-	100																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
低圧炉心スプレイポンプ	Sd	-	100	-	100																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	100	-	100																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設名称</th> <th rowspan="2">座標</th> <th colspan="2">DB条件</th> <th colspan="2">SA条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>圧力(MPa)</th> <th>温度(°C)</th> <th>圧力(MPa)</th> <th>温度(°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">減速熱除去ポンプ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>185**</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>185** 66**</td> <td>-</td> <td>185** 100**</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器冷却水ポンプ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>85**</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>85** 66**</td> <td>-</td> <td>100** 66**</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器冷却熱交換器</td> <td>Sd</td> <td>1.37</td> <td>85**</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>1.37</td> <td>85** 66**</td> <td>1.37</td> <td>85** 66**</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器冷却水ポンプ</td> <td>Sd</td> <td>-</td> <td>80**±</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-</td> <td>80**±</td> <td>-</td> <td>80**±</td> </tr> </tbody> </table>	施設名称	座標	DB条件		SA条件		備考	圧力(MPa)	温度(°C)	圧力(MPa)	温度(°C)	減速熱除去ポンプ	Sd	-	185**	-	-		Ss	-	185** 66**	-	185** 100**	原子炉格納容器冷却水ポンプ	Sd	-	85**	-	-		Ss	-	85** 66**	-	100** 66**	原子炉格納容器冷却熱交換器	Sd	1.37	85**	-	-		Ss	1.37	85** 66**	1.37	85** 66**	原子炉格納容器冷却水ポンプ	Sd	-	80**±	-	-		Ss	-	80**±	-	80**±																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
施設名称	座標			DB条件		SA条件			備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
		圧力(MPa)	温度(°C)	圧力(MPa)	温度(°C)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
減速熱除去ポンプ	Sd	-	185**	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	185** 66**	-	185** 100**																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器冷却水ポンプ	Sd	-	85**	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	85** 66**	-	100** 66**																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器冷却熱交換器	Sd	1.37	85**	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	1.37	85** 66**	1.37	85** 66**																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器冷却水ポンプ	Sd	-	80**±	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Ss	-	80**±	-	80**±																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	<p>*1: ポンプ取付ボルト、原動機台取付ボルトの耐震評価に使用している値 *2: 基礎ボルト、原動機取付ボルトの耐震評価に使用している値 *3: 胴板、脚の耐震評価に使用している値</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<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>1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは 「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=耐震Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事象である。</p> <p>2. 耐震重要度分類の考え方 耐震クラスは以下の<u>よう</u>に定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。耐震B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。そのため耐震B、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。</p> <p>Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの</p> <p>Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</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>1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは 「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事象である。</p> <p>2. 耐震重要度分類の考え方 耐震クラスは以下の<u>よう</u>に定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。そのためB、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。</p> <p>Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの</p> <p>Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</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>1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは 「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及びDBAに対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=耐震Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事象である。</p> <p>2. 耐震重要度分類の考え方 耐震クラスは以下の<u>様</u>に定義されており、安全上重要な施設は耐震Sクラスに分類される。耐震B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。そのため耐震B、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。</p> <p>Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの</p> <p>Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</p>	<p>〔参考9〕「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>1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは 「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=耐震Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事象である。</p> <p>2. 耐震重要度分類の考え方 耐震クラスは以下の<u>様</u>に定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。耐震B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。そのため耐震B、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。</p> <p>Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの</p> <p>Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>3. 耐震B、Cクラス施設の破損による影響について</p> <p>(1) 地震PRAにおける耐震B、Cクラス施設損傷の考慮について 地震PRAでは、耐震B、Cクラス施設損傷による過渡事象として「外部電源喪失」を考慮している。</p> <p>また、耐震B、Cクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして、問題のないことを確認することとする。</p> <p>(2) 設計用荷重への影響 耐震B、Cクラス施設が破損した場合であっても、耐震Sクラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。 JEAG4601・補-1984では、耐震Sクラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。</p> <p>この中で、耐震B、Cクラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「給水流量の全喪失」「タービントリップ」で代表できるとして整理されている。</p> <p>B、Cクラス施設損傷による過渡における荷重は、タービン側破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失、電源、制御系故障による原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。耐震B、Cクラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Sクラスへの影響は、JEAG4601・補-1984を踏まえて女川2号炉として、「給水流量の全喪失」及び「タービントリップ」をもとに設定した設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認している。</p>	<p>3. B、Cクラス施設の破損による影響について</p> <p>(1) 地震PRAにおけるB、Cクラス施設損傷の考慮について 地震PRAでは、B、Cクラス施設損傷による過渡事象として「外部電源喪失」を考慮している。</p> <p>また、B、Cクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして確認しており、問題のないことを確認することとする。</p> <p>(2) 設計用荷重への影響 B、Cクラス施設が破損した場合であっても、Sクラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。 JEAG4601・補-1984では、B、Cクラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。</p> <p>この中で、B、Cクラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「全給水流量喪失」「タービントリップ」で代表できるとして整理されている。</p> <p>B、Cクラス施設損傷による過渡における荷重は、タービン側破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失、電源、制御系故障による原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。耐震B、Cクラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Sクラスへの影響は、JEAG4601・補-1984を踏まえて島根2号炉として、「全給水流量喪失」及び「タービントリップ」をもとに設定した設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認している。</p>	<p>3. 耐震B、Cクラス施設の破損による影響について</p> <p>(1) 地震PRAにおける耐震B、Cクラス施設損傷の考慮について 地震PRAでは、耐震B、Cクラス施設損傷による過渡事象をすべて考慮しており、起回事象として「主給水流量喪失」と「外部電源喪失」を設定している。「主給水流量喪失」には外部電源以外のすべての耐震B、Cクラス施設の損傷を含めている。また、「外部電源喪失」には、外部電源に加えすべての耐震B、Cクラス施設の損傷を含めている。</p> <p>(2) 設計用荷重への影響 耐震B、Cクラス施設が破損した場合であっても、耐震Sクラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。 JEAG4601・補-1984では、耐震B、Cクラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。</p> <p>この中で、耐震B、Cクラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「外部電源喪失」「負荷の喪失」で代表できるとして整理されている。</p>	<p>3. 耐震B、Cクラス施設の破損による影響について</p> <p>(1) 地震PRAにおける耐震B、Cクラス施設損傷の考慮について 地震PRAでは、耐震B、Cクラス施設損傷による過渡事象を全て考慮しており、起回事象として「主給水流量喪失」と「外部電源喪失」を設定している。「主給水流量喪失」には外部電源以外の全ての耐震B、Cクラス施設の損傷を含めている。また、「外部電源喪失」には、外部電源に加え全ての耐震B、Cクラス施設の損傷を含めている。</p> <p>(2) 設計用荷重への影響 耐震B、Cクラス施設が破損した場合であっても、耐震Sクラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。 JEAG4601・補-1984では、耐震B、Cクラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。</p> <p>この中で、耐震B、Cクラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「外部電源喪失」「負荷の喪失」で代表できるとして整理されている。</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
<p>4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察 耐震Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で耐震Sクラス施設(重大事故等対処設備含む)が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。</p> <p>ここで、確定論的には、耐震Sクラス施設(重大事故等対処設備含む)はS_sによって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」はS_sとの独立事象となる。</p> <p>また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、耐震SクラスであるDB施設又はS_s機能維持である重大事故等対処設備であっても、脆弱リティという考え方に基づけば、S_s以下の地震により機能喪失に至る確率は少なからず存在する。</p> <p>このS_s以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、S_s規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。</p>	<p>4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察 Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因でSクラス施設(重大事故等対処設備含む)が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。</p> <p>ここで、確定論的には、Sクラス施設(重大事故等対処設備含む)はS_sによって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」はS_sとの独立事象となる。</p> <p>また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、SクラスであるDB施設又はS_s機能維持である重大事故等対処設備であっても、脆弱リティという考え方に基づけば、S_s以下の地震により機能喪失に至る確率は存在する。</p> <p>このS_s以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、S_s規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。</p>	<p>4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察 耐震Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で耐震Sクラス施設が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。</p> <p>ここで、確定論的には、耐震Sクラス施設は基準地震動によって損傷することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」は基準地震動との独立事象となる。</p> <p>また、確率論的な考察でも、DB施設の緩和機能が機能喪失すれば、炉心損傷に至ると評価していることから、基準地震動以下の地震により、「重大事故に至るおそれがある事故」が発生する頻度は、SA施設を考慮しない場合のCDFと同じであり、小さいといえる。(下図参照)</p> <div data-bbox="1041 877 1489 1244"> <p>【重大事故等対処設備を考慮した場合の評価】</p> <p>【今回実施した評価内容】</p> </div> <p>「重大事故に至るおそれがある事故」が発生する頻度は、SA施設考慮しない場合のCDFと同じとなる。</p>	<p>4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察 耐震Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で耐震Sクラス施設(重大事故等対処設備含む)が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。</p> <p>ここで、確定論的には、耐震Sクラス施設はS_sによって損傷することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」はS_sとの独立事象となる。</p> <p>また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、耐震SクラスであるDB施設またはS_sに対する機能維持要求がある重大事故等対処施設であっても、脆弱リティという考え方に基づけば、S_s以下の地震により機能喪失に至る確率は存在するが、S_s以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。</p>	

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	玄海原子力発電所3/4号炉 (2017.1.10版)	相違理由
		<p>(補足)耐震B、Cクラス施設破損による荷重の影響</p> <p>耐震B、Cクラス施設損傷による過渡における荷重に対する影響は、2次系の損傷に伴うタービンへの蒸気流量の喪失及び主給水流量喪失による外乱、若しくは、電源系の機能喪失に伴う1次冷却材ポンプ及び主給水ポンプの停止（1次冷却材流量、主給水流量喪失）による外乱となる。このことから、以下の理由により2次系の損傷に伴う外乱は「負荷の喪失」で、電源系の機能喪失に伴う外乱は「外部電源喪失」で代表させることができる。</p> <p>－「負荷の喪失」の設計過渡解析では、瞬時の蒸気負荷の喪失に加え、瞬時の主給水流量喪失も同時に仮定していることから、過渡における荷重に対する2次系の損傷による外乱としては最も厳しい組合せを想定しているといえる。</p> <p>－「外部電源喪失」の設計過渡解析では、外部電源の喪失に伴い1次冷却材流量、主給水流量が喪失することを想定している。</p> <p>－「負荷の喪失」と「外部電源喪失」が同時に起こる場合を考慮しても、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」により、早期に原子炉トリップするため、<u>1次冷却材圧力</u>上昇の観点で「負荷の喪失」より厳しくない。したがって、「負荷の喪失」、「外部電源喪失」の荷重で包絡できる。</p>	<p>(補足)耐震B、Cクラス施設破損による荷重の影響</p> <p>B、Cクラス施設損傷による過渡における荷重に対する影響は、2次系の損傷に伴うタービンへの蒸気流量の喪失並びに主給水流量の喪失による外乱、若しくは、電源系の機能喪失に伴う1次冷却材ポンプ並びに主給水ポンプの停止（1次冷却材流量、主給水流量の喪失）による外乱となる。このことから、以下の理由により2次系の損傷に伴う外乱は「負荷の喪失」で、電源系の機能喪失に伴う外乱は「外部電源喪失」で代表させることができる。</p> <p>－「負荷の喪失」の設計過渡解析では、瞬時の蒸気負荷の喪失に加え、瞬時の主給水喪失も同時に仮定していることから、過渡における荷重に対する2次系の損傷による外乱としては最も厳しい組合せを想定していると言える。</p> <p>－「外部電源喪失」の設計過渡解析では、外部電源の喪失に伴い1次冷却材流量、主給水流量が喪失することを想定している。</p> <p>－「負荷の喪失」と「外部電源喪失」が同時に起こる場合を考慮しても、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」により、早期に原子炉トリップするため、<u>1次系圧力</u>上昇の観点で「負荷の喪失」より厳しくならない。したがって、「負荷の喪失」、「外部電源喪失」の荷重で包絡できる。</p>	

39-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

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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</p> <p>重大事故等対処施設の網羅的な整理について</p> <p>1. 重大事故等対処施設について、以下に該当する設備を網羅的に抽出して、重大事故等対処施設の条文ごとに整理したものを第1表に示す。</p> <p>■設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対処施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第43条 アクセスルートを確認するための設備 ・第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 ・第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・第51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 ・第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 ・第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ・第55条 工場等外（以下「発電所外」という。）への放射性物質の拡散を抑制するための設備 ・第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 ・第57条 電源設備 ・第58条 計装設備 ・第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 ・第60条 監視測定設備 ・第61条 緊急時対策所 ・第62条 通信連絡を行うために必要な設備 <p>■設置許可基準規則第43条から第62条で要求されている設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む）の設備、直接支持構造物及び間接支持構造物</p> <p>■重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備</p> <p>■技術的能力審査基準で設置を要求されている設備</p>	<p>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</p> <p>重大事故等対処施設の網羅的な整理について</p> <p>1. 重大事故等対処施設について、以下に該当する設備を網羅的に抽出して、重大事故等対処施設の条文ごとに整理したものを表1に示す。</p> <p>■設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対処設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第43条 アクセスルートを確認するための設備 ・第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 ・第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・第51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 ・第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 ・第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ・第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 ・第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 ・第57条 電源設備 ・第58条 計装設備 ・第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 ・第60条 監視測定設備 ・第61条 緊急時対策所 ・第62条 通信連絡を行うために必要な設備 <p>■設置許可基準規則第43条から第62条で要求されている設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注水先まで、流路を含む）の設備、直接支持構造物及び間接支持構造物</p> <p>■重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備</p> <p>■技術的能力審査基準で設置を要求されている設備</p>	<p>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</p> <p>重大事故等対処施設の網羅的な整理について</p> <p>1. 重大事故等対処施設について、以下に該当する設備を網羅的に抽出して、重大事故等対処施設の条文ごとに整理したものを第1表に示す。</p> <p>■設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対処施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第43条 アクセスルートを確認するための設備 ・第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 ・第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ・第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 ・第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 ・第51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 ・第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 ・第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 ・第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ・第55条 工場等外（以下「発電所外」という。）への放射性物質の拡散を抑制するための設備 ・第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 ・第57条 電源設備 ・第58条 計装設備 ・第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 ・第60条 監視測定設備 ・第61条 緊急時対策所 ・第62条 通信連絡を行うために必要な設備 <p>■設置許可基準規則第43条から第62条で要求されている設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで、流路を含む）の設備、直接支持構造物及び間接支持構造物</p> <p>■重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備</p> <p>■技術的能力審査基準で設置を要求されている設備</p>	<p>最新審査知見反映の観点から女川2号炉、島根2号炉を比較対象プラントとした。</p>

39-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

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)	島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 第39条本文「<u>第2.1.2-1表</u> 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類」、第39条補足説明資料39-1「重大事故等対処設備の設備分類」及び補足説明資料39-4 添付資料4「表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類」についての以下の第1図のフローにて抽出する。</p> <p>第1図 重大事故等対処施設の選定フロー</p>	<p>2. 第39条本文「<u>第2.1.2.2.2表</u> 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類」、第39条補足説明資料39-1「重大事故等対処設備の設備分類」及び補足説明資料39-4 添付資料4「表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類」について、以下の<u>図1</u>のフローにて抽出する。</p> <p>図1 重大事故等対処設備の抽出フロー</p>	<p>2. 第39条本文「<u>第1.1.2.2.2表</u> 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類」、第39条補足説明資料39-1「重大事故等対処設備の設備分類」及び補足説明資料39-4 添付資料4「表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類」についての以下の<u>第1図</u>のフローにて抽出する。</p> <p>第1図 重大事故等対処設備の抽出フロー</p>	<p>相違理由</p>

女川原子力発電所2号炉 (2020.2.7版)
第1表 重大事故等対処施設の整理結果

Table with columns: 設備名称, 設備概要, 設備仕様, 設備位置, 設備構造, 設備材質, 設備重量, 設備寸法, 設備製造, 設備設置, 設備点検, 設備保守, 設備廃棄, 設備引当, 備考.

島根原子力発電所2号炉 (2021.9.6版)
表1 SA設備の整理結果

Table with columns: SA機能分類, 適用範囲, 設備名称, SA設備分類, 適用範囲, 適用設備, SA設備分類, 適用設備, 適用設備, 備考.

泊発電所3号炉
第1表 重大事故等対処設備の整理結果

Table with columns: 設備名称, 設備概要, 設備仕様, 設備位置, 設備構造, 設備材質, 設備重量, 設備寸法, 設備製造, 設備設置, 設備点検, 設備保守, 設備廃棄, 設備引当, 備考.

相違理由
・対象設備の相違
【女川2、島根2】
重大事故等対処設備の抽出はプラント固有のため以降の比較は省略する
なお、整理結果を踏まえた先行プラントとの比較は、39条本文の1.1.1.2.2表においてBWRプラントである玄海3/4号炉と比較を実施している。