

耐震設計審査指針の改定方針案（素案）  
（現行指針との対比）

行政庁素案 ← → 専門意見等

耐震設計審査指針項目	現行指針の内容	改定方針案の内容	備考	意見	課題
1. はしがき					
2. 適用範囲					
3. 基本方針	①十分な耐震性 ②剛構造 ③岩盤立地	①十分な耐震性	・解析・設計レベル（免震・制振を含む）の向上。 ・非岩盤立地に係る技術の進歩。	・改定方針案の内容欄に②「重要な建物・構築物は十分な耐力を有する安定な地盤に支持」を追加	
4. 耐震設計上の重要度分類	(1) 機能上の分類 ①Aクラス（一部Asクラス） ②Bクラス ③Cクラス  (2) クラス別施設 ① Aクラスの施設（一部Asクラスの施設） ②Bクラスの施設 ③Cクラスの施設	地震時の安全確保上の要求機能上の分類  Asクラスを対象とするカテゴリーとし、Asクラス以外のものはNonカテゴリーとする。  A～CはJFAGで定める。	・地震時の安全確保上の要求機能により分類の定義を再整理する。また、施設別重要度分類を示すのではなく、地震時の安全確保のための要求機能を明確にする。 ・一般公衆の安全確保の観点から、地震時に要求される各設備の機能を整理した結果、現行の耐震重要度分類と同様。 ・耐震重要度分類と安全上重要度分類の考え方、機能・設備上の分類の整合を図る（ほぼ整合している）。	・従来のA, B, Cクラスを民間規格で規定することでよいか。 ・従来のAクラス以下をAsに格上げされないように留意する。 ・安全委員会の指針として、耐震重要度分類2種類、安全重要度分類3種類となるがよいか。（基本的には安全委員会側の課題） ・以上のことを考慮すると、現行のままのクラス分けでもよいのではないか。	・Asクラスだけ審査指針に規定すればよいとする理由付けが必要。（短期） （Aクラス以下について、地元PA, 民事訴訟を考慮した取扱いを検討する必要がある） ・格納容器をAsクラスとするか検討する必要がある。（短期）
5. 耐震設計評価方法	(1) 方針 ①Aクラス : 設計用最強地震及び静的地震力 Asクラス : 設計用限界地震 ②Bクラス : 静的地震力 ③Cクラス : 静的地震力  (2) 地震力の算定法 ①設計用最強地震及び設計用限界地震による地震力 水平地震力(基準地震動の評価法による) 鉛直地震力(基準地震動の最大加速度振幅の1/2)  ②静的地震力 Aクラス: 3.0Ci + 震度0.3の鉛直地震力 Bクラス: 1.5Ci Cクラス: 1.0Ci	(1) 方針 ①Asクラス 静的地震力 動的地震力(基準地震動S2相当)  (2) 地震力の算定法 ①動的地震力 水平地震力(基準地震動の評価法による) 鉛直地震力(基準地震動の評価法による)  ②静的地震力 3.0Ci + 震度0.3の鉛直地震力	・耐震安全上重要な設備は動的地震力(設計用限界地震及び直下地震による基準地震動S <sub>2</sub> に相当)に対して安全機能が確保されることを要求する。  ・鉛直地震力は、これまで蓄積された観測データに基づき設定された上下地震動による。	・Asクラス以外の設計用地震力をどう考えるか(民間規定で従来どおりの設定でよいか)  ・更なる知見として、動的鉛直地震力を折込むにしても、現行の鉛直地震力の算定法を否定する必要はないのではないか。 ・保有水平耐力の扱いをどうするか(従来どおりでよいか) ・静的地震力は残したい。	

耐震設計審査指針項目	現行指針の内容	改定方針案の内容	備考	意見	課題
	<p>(3) 基準地震動の評価方法</p> <p>基準地震動は、解放基盤表面における地震動に基づき評価。</p> <p>① 基準地震動はS1及びS2の2種類の地震動</p> <p>(i) 基準地震動S1をもたらす地震</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「過去の地震」</li> <li>・「活動度の高い活断層による地震」</li> </ul> <p>(ii) 基準地震動S2をもたらす地震</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「活断層による地震」</li> <li>・「地震地体構造上の地震」</li> </ul> <p>② 基準地震動S2には直下地震によるものを含む</p> <p>M 6.5、X 10km</p> <p>③ 模擬地震波の評価条件</p> <p>(i) 地震動の最大振幅</p> <p>(ii) 地震動の周波数特性</p> <p>(iii) 地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化</p>	<p>(3) 基準地震動の評価法</p> <p>基準地震動は、水平方向及び上下方向の地震動として、標準応答スペクトルの設定手法または断層モデルによる地震動解析に基づき設定する。</p> <p>① 基準地震動は1種類(S2相当)の地震動</p> <p>(i) 震源を特定できる地震による地震動</p> <p>a. 「過去の地震」</p> <p>b. 「活断層による地震」</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・5万年以降活動した活断層による地震</li> </ul> <p>c. 「地震地体構造上の地震」</p> <p>(ii) 震源を予め特定できない地震による地震動</p> <p>最低限考慮すべき地震動として応答スペクトルで定める。</p> <p>② 模擬地震波の評価条件</p> <p>同左</p>	<p>・標準応答スペクトルの設定手法として耐専スペクトルが提案されており、その実用性を提示。</p> <p>・断層モデルによる地震動評価を整理。</p> <p>・別紙1</p> <p>・過去の地震の調査方法及び評価方法を整理。</p> <p>・松田式の妥当性確認。</p> <p>・5万年の妥当性検証。</p> <p>・最新知見を反映した地震地体構造の評価方法を検討。</p> <p>・スラブ内地震の発生に関する地域性や規模等を検討。</p> <p>・過去の地震、活断層による地震、地震地体構造上の地震から想定される地震動について確率論的見地から検討。</p> <p>・別紙2</p> <p>・地震動について確率論的見地から検討。</p>	<p>・設計用地震動は、解放基盤表面で評価したい。</p> <p>・従来通りのS1/S2区分でよいのではないか（活断層の活動度などによる区分は工学的なもの）。</p> <p>・震源を特定できる地震に対して確率論的見地からの検討が必要か（設計用地震動は確定論、これを超える地震動に対しては例えばPSA、裕度論等で対応。電力自主評価の範疇か。）</p> <p>・震源を予め特定できない地震による地震動は敷地付近で地下探査を含む詳細な調査を実施した上で、念のため想定する地震動。</p> <p>・確率論的見地からの検討は決めた地震動が低確率であることを示す位置づけ。</p> <p>・更なる知見を折込むにしても現行の直下地震を否定する必要はないのではないか。</p> <p>・最低限考慮すべき地震動は観測記録に基づく震源近傍の地震動としてはどうか。</p>	<p>・設計用スペクトルを地震基盤で規定することは、地震基盤が非常に深いため困難である。（標準応答スペクトルにおける規定であれば問題ない）</p> <p>・確率論的評価を規制として取り込むには検討時間必要。</p> <p>・鳥取県西部地震は詳細調査（敷地の地下探査含む）により見つけられるとの前提</p>

耐震設計審査指針項目	現行指針の内容	改定方針案の内容	備考	意見	課題
6. 荷重の組合せと許容限界	(1) 建物・構築物 ①Asクラス 「S1/静的地震力」－「許容応力度」 「S2」－「終局耐力に対し妥当な安全余裕」 ②Aクラス 「S1/静的地震力」－「許容応力度」 ③B、Cクラス 「静的地震力」－「許容応力度」	(1) 建物・構築物 ①Asクラス 「静的地震力」－「許容応力度」 「S2」－「終局耐力に対し妥当な安全余裕」		・現行どおりの評価としたい。	・静的地震力の位置付けの明確化が必要（中期）
	(2) 機器・配管 ①Asクラス 「S1/静的地震力/事故時等荷重」－「降伏応力」 「S2/事故時等荷重」－「機能維持」 ②Aクラス 「S1/静的地震力/事故時等荷重」－「降伏応力」 ③B、Cクラス 「静的地震力/過渡変化時等荷重」－「降伏応力」	(2) 機器・配管 ①Asクラス 「静的地震力/事故時等荷重」－「降伏応力」 「S2/事故時等荷重」－「機能維持」 「S2地震動」－「動的機器の安全機能維持」		・地震荷重と地震以外の荷重の組合せの基本的考え方は現行と同様と考えて以下を備考に記載する。 ・地震荷重と地震の従属事象による荷重は組合せ、地震との独立事象による荷重との組合せは確率を考慮し現行どおりとする。 ・許容限界は、地震及び荷重の組合せに応じ現行どおり定める。 ・「機能維持」は動的機器に対しては動的機能維持を含むことを表記する。	・上欄と同様静的地震力の位置づけを明確化の上、荷重及び荷重の組合せ及び許容限界を規定すべき（中期）
地震随伴事象 (新規追加項目)		(1) 支持地盤の安定性評価 (2) 背後斜面の安定性評価 (3) 津波に対する安全性評価		・(1)、(2)については、性能規定化を目指す指針では、「十分な耐力を有する安定な地盤に支持」等の記載で十分対応可能ではないか。詳細なプラクティスは従前どおりJ E A Gで規定する。 ・(3)についても、現行安全設計審査指針に記載があり、詳細なプラクティスはJ E A Gで規定、との対応で可能ではないか。	
全般に係る事項				・一体運用する民間規格を含めた全体像の設定が必要。 (民間規格の規制体系への取り込みにおける位置づけを明確化する必要がある) ・更なる知見を折込むとしても現行の指針を否定する必要はないのではないか。	

## 耐震重要度分類と安全重要度分類の整合性について

## 1. はじめに

本資料は、原子力発電所 耐震設計技術指針追補版（JEAG4601-1991）掲載の安全重要度分類と耐震重要度分類の対応表より、両分類の全ての相違点を網羅して耐震設計上の取り扱い（耐震設計上の配慮、考え方）を示したものである。

## 2. 耐震重要度分類と安全重要度分類の基本的な解釈

## (1) 指針における記載

耐震重要度分類は、「地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から」、機能別に施設を分類している。また、安全重要度分類は、「原子炉施設全体としての安全に対して、それぞれの機能がどのような役割を果たしているかを総合的に判断して定めたものである。」耐震重要度分類のような「特定の側面に着目した分類」とは、細部にわたっては見掛け上不一致があり得ることが指針に明記されている。そのため、両者の比較・照合には、「目的及び主旨、分類上着目すべき特性上の差異」を理解することが必要である。

## (2) JEAG における耐震設計上のクラス別施設と安全機能の表記方法について

耐震重要度分類は、ある機能をもつ設備及びその補助設備、直接支持構造物に与えられている。一方、安全重要度分類は、設備そのものを対象とする場合と、設備の特定の機能のみを対象として定義される場合がある。そのため JEAG4601-1991 の対応表は、安全重要度分類による機能の定義に基づく施設名と特定の機能に対し、JEAG4601-1984 に示された耐震重要度分類とその耐震設計方法を備考、若しくは補足に記す形態で整理されている。

## (3) 耐震設計の特徴

耐震重要度分類は、系統若しくは設備にクラス分類を定義する方法をとり、個別設備の特定機能のみに絞ってクラス分類を定義する方法は取られていない。また、地震が原子炉施設全体に共通要因的に作用することから、主要設備、補助設備とその支持構造物といった関連する施設を同グレードの地震力で設計する思想を設けている。

### 3. 両分類の相違点抽出

JEAG4601-1991 付録に掲載された両分類の対応を説明した文章は、「主な相違点」として主要な項目を例示したものであるが、実際には、機能及び設備に関して耐震重要度分類が安全重要度分類にどのように対応するかを詳細に検討しており、表 2. 2-1 の「安全重要度分類と耐震重要度分類の対応」はその結果であり、全プラントを代表し且つ全体を網羅したものである。尚、本資料では示していないが、計測制御装置全体については、JEAG4601-1991 の別表として両分類の対応関係が纏められている。

ここでは、上記両分類の対応表よりクラス分類に相違がある設備、安全重要度分類では安全機能の要求があるものの、JEAG4601-1984 では当該安全機能に対し耐震クラスが明確に記載されていない設備をすべて抽出し、実際の設計における耐震クラス設定、地震力設定等の具体的対応法も含めて、改めて両分類の対応関係を整理した。対応関係の整理にあたっては、①安全重要度のクラス毎に②耐震クラスの記載の有無、③実設計における対応法（クラスの設定、クラス別地震力の設定法等）でカテゴリ化した。

相違点の抽出結果を表-2 に、また、相違点としてリストアップされた設備を前述の①から③によってカテゴリ化した結果を表-1 に示す。

### 4. まとめ

安全重要度分類と耐震重要度分類の対応関係を比較検討した結果、安全重要度分類に対し、実設計に導入している耐震クラス設定及びクラス別設計地震力は、対象設備に要求される他の機能にも配慮し同格若しくはそれ以上のグレードが設定されており、地震時の安全性を確保する観点からは両分類の整合は問題無いと判断される。従って、安全重要度分類と耐震重要度分類は、その目的、特性上の相違があっても、特に地震時の安全性を損なうような設計となる可能性はなく、現行の耐震重要度分類は、共通要因として生じる地震時の安全性を確保する上で、有効であると判断される。

表-1 安全重要度分類と耐震重要度分類の相違点に関するカテゴリ分け

安全重要度 クラス	耐震クラス 記載有無	耐震設計上の対処	該当設備	補足説明
1	記載無	実設計において同位クラス地震力(A, Asクラス用地震力)で設計	燃料集合体 S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub>	下記注釈(*1)参照
			BWR自動減圧系 As	冷却材圧力バウンダリに属するため、耐圧部はAsクラス
			PWR可燃性ガス濃度制御系(特定プラントのみ) A	—
			BWR非常用再循環ガス処理系(同上) A	—
2	記載有	上位または同位の耐震クラス設定。 上位クラス地震力(A, Asクラス用地震力)で設計	BWR主蒸気系 B(S <sub>1</sub> )	現在の被ばく評価法が保守的な為、多数基立地での格納容器外での同時破損を想定すると、目安線量を超えることもありうるとの判断から、上位地震力で検討する。
			使用済燃料施設(ピット、プール、ラック) As	格納容器外に設置されていることを踏まえ、地震による共通要因破損を考慮すると、燃料の大量破損を防止する観点から、耐震設計上はAsクラスとしている。
			燃料取扱設備 B(S <sub>1</sub> )又はB(S <sub>2</sub> )	使用済燃料貯蔵施設の安全機能を阻害しないよう、上位地震力で落下しないことを検討する。
			燃料プール補給水系 A	プールの水密機能はAsクラスとして構造強度で担保。補給水機能が喪失しても使用済燃料の発熱によるプール水の蒸発には時間的余裕があるため、S <sub>2</sub> に対する検討は不要としAクラス設計としている。
			PWR加圧器逃がし弁(手動開閉機能) As	冷却材圧力バウンダリに属するため、耐圧部はAsクラス
	記載無	実設計では、当該設備の有する他の機能が上位の耐震クラスを要求される。したがって、上位クラス地震力(A, Asクラス用地震力)で設計	PWR加圧器安全弁(吹き止まり機能) As	冷却材圧力バウンダリに属するため、耐圧部はAsクラス
			PWR加圧器逃がし弁(吹き止まり機能) As	同上
			BWR逃がし安全弁(吹き止まり機能) As	同上
			排気筒 S <sub>1</sub>	非常用ガス処理系排気管の支持機能の観点からS <sub>1</sub> 機能維持
			事故時監視計器の一部(事故時のプラント状態把握機能) A	格納容器内の放射線モニタは、Aクラス設計で事故時の機能を確保。
			PWR加圧器ヒータ(異常状態緩和機能) As	冷却材圧力バウンダリに属するため、耐圧部はAsクラス
			PWR加圧器逃がし弁元弁(異常状態緩和機能) As	同上
			制御室外原子炉停止装置(制御室からの非常用系電路) As	制御室外からの安全停止機能に期待する設備は無い。制御室からの操作確保のため、電路構成部はAsとしている。
			3	記載有
放射性廃棄物処理設備(放射性物質貯蔵機能) B又はC	被ばく線量の評価法が流動的であることから、次に示すように明らかに破損時の線量が低い設備はCクラスとし、それ以外はBクラスとしている。・蒸発濃縮処理後の蒸留水側 ・放射能濃度が非常に低いもの ・内蔵する液体や固体の絶対量が少ないもの ・固化処理後の固体廃棄物の取扱設備及び固体減容、圧縮設備			
BWRサプレッションプール水排水系(放射性物質貯蔵機能) B	放射性物質を内包する機能はBクラス			
BWR復水貯蔵タンク(放射性物質貯蔵機能) B	放射性物質を内包する機能はBクラス			
記載無	クラス3の安全機能は耐震設計上要求されていない。当該設備の有する他の機能が上位の耐震クラスを要求されるため、上位クラス地震力で設計	PWR一次冷却材ポンプ(循環機能) As		冷却材圧力バウンダリに属するため、耐圧部はAsクラス
		BWR冷却材再循環系(循環機能) As		同上
		燃料被覆管(核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止) S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub>		注釈(*1)参照。また、被覆管はS <sub>1</sub> , S <sub>2</sub> 地震力で強度評価している。
		PWR化学体積制御設備の浄化系(浄化機能) B		放射性物質を内包する機能はBクラス
		BWR原子炉冷却材浄化系(浄化機能) B		同上
		BWR復水浄化系(浄化機能) B		同上
PWR加圧器逃がし弁(自動操作) As	冷却材圧力バウンダリに属するため、耐圧部はAsクラス			
BWR逃がし安全弁(逃がし弁機能) As	同上			
BWRタービンバイパス弁 B	放射性物質を内包する機能はBクラス			

注) \*1 燃料体そのものには耐震クラスは設定しないが、Asクラスの炉心支持構造物で、制御棒挿入性、崩壊熱除去可能な形状を維持し、地震時の安全性を確保している。

表-2 安全重要度分類と耐震重要度分類との相違点抽出結果

分類	P W R						B W R						補足説明
	安全重要度分類			耐震重要度分類			安全重要度分類			耐震重要度分類			
	定義	機能	建築物、系統又は機器 (PWR)	J E A G 4601・補-1984	補 足	補 足	建築物、系統又は機器 (BWR)	J E A G 4601・補-1984	補 足	補 足	補 足		
			耐震クラス	動的機能	備 考		耐震クラス	動的機能	備 考				
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある建築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 (計装等の小口径配管・機器は除く。)	As	$\alpha(S_2)$	小口径配管は、流体の隔離可能な範囲までを母管と同一の耐震クラスとする。ただし、破損時に安全上の機能を損なうおそれがない。ただし、破損時に安全上の機能を損なうおそれがない。  ポークレーン はS <sub>2</sub> 落下防止	冷却材圧力バウンダリに直接接続されている小口径管は、隔離可能な弁までの部分をAsクラスとしている。	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 (計装等の小口径配管・機器は除く。)	As	$\alpha(S_2)$	小口径配管は、流体の隔離可能な範囲までを母管と同一の耐震クラスとする。ただし、破損時に安全上の機能を損なうおそれがない。	冷却材圧力バウンダリに直接接続されている小口径管は、隔離可能な弁までの部分をAsクラスとしている。	
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒駆動装置圧力ハウジング	As	/			制御棒カップリング	As	/			
		3) 炉心形状の維持機能	(1) 炉心支持構造物 (炉心槽、上部炉心支持板、上部炉心支持柱、上部炉心板、下部炉心板、下部炉心支持柱、下部炉心支持板)	(1) As	/	(1) 炉内構造物は耐震Aクラスとするが、S <sub>2</sub> 地震時に炉心の冷却機能を阻害しないこと。		(1) 炉心支持構造物 (炉心シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板、制御棒案内管)	(1) As	/	(1) 炉内構造物は耐震Aクラスとするが、S <sub>2</sub> 地震時に炉心の冷却機能を阻害しないこと。		
		(2) 燃料集合体 (ただし、燃料を除く。)	(2) -	/	(2) 炉心燃料体は崩壊熱除去可能な形状を維持すること (S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub> で応力評価)		(2) 燃料集合体 (ただし、燃料を除く。)	(2) -	/	(2) 炉心燃料体は崩壊熱除去可能な形状を維持すること (S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub> で応力評価)			

注記 (1) J E A G 4601・補-1984に記載された解説等の事項を備考欄に示す。上記以外の設計上の取扱い等の関連事項を補足欄に示す。

(2) J E A G 4601・補-1984において耐震クラス、動的機能が明確に記載されていないものを-で示し、また動的機能としての要求がないもの及び該当しないものを/で示す。また該当する耐震クラス・動的機能を間接的に解釈できる場合には、( ) 付で示す。  
なお、<C>については、J E A G上では表A-1, A-2のCクラスのうち、(iii)放射線安全に関係しない設備等の項目の④その他に属すると解釈できるものである。

(3) J E A G 4601・補-1984に記載された設備で重要度分類指針では言及されていないものを備考欄の[ ]内に示す。

(4) 記号の説明 (地震時又は地震後に要求される動的機能)  
 $\alpha(S_2)$  : 基準地震動S<sub>2</sub>, S<sub>1</sub>時に動的機能が要求されるもの  
 $\alpha(S_1)$  : 基準地震動S<sub>1</sub>時に動的機能が要求されるもの  
 $\beta(S_2)$  : 基準地震動S<sub>2</sub>, S<sub>1</sub>後に動的機能が要求されるもの  
 $\beta(S_1)$  : 基準地震動S<sub>1</sub>後に動的機能が要求されるもの



表-2 安全重要度分類と耐震重要度分類との相違点抽出結果

分類	P W R				B W R				細即説明					
	安全重要度分類		耐震重要度分類		安全重要度分類		耐震重要度分類							
	定義	機能	JEAG 4601・補-1984		JEAG4601・補-1984		補足							
		構築物、系統又は機器 (PWR)	耐震クラス	動的機能	備考	補足	構築物、系統又は機器 (BWR)	耐震クラス	動的機能	備考	補足			
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系 (制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 (スクラム機能))	A s	$\alpha(S_2)$	燃料集合体制御棒案内シンプルは $S_2$ 地震時に制御棒の緊急挿入機能を阻害しないこと。  炉内構造物は耐震Aクラスとするが、 $S_2$ 地震時に制御棒の緊急挿入機能を阻害しないこと。  [炉心支持構造物 : A s クラス]		原子炉停止系の制御棒による系 (制御棒及び制御棒駆動系 (スクラム機能))	A s	$\alpha(S_2)$	チャンネルボックスは $S_2$ 地震時に制御棒の緊急挿入を阻害しないこと。  [炉心支持構造物 : A s クラス]			
		2) 未臨界維持機能	原子炉停止系 (1) 制御棒による系  (2) 化学体積制御設備及び (3) 非常用炉心冷却系のような酸水注入機能	(1) A s	/	(2)(3)は化学体積制御設備のほう酸水注入機能及び非常用炉心冷却系のほう酸水注入機能を示す。  (2) 地震時の機能を期待する設備		原子炉停止系 (1) 制御棒による系  (2) ほう酸水注入系	(1) A s	/	(2) A	/		
		3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁 (開機能)	(A s)	$\alpha(S_2)$				逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	(A s)	$\alpha(S_2)$			
		4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統 (1) 余熱除去系、補助給水系 (2) 蒸気発生器の2次側隔離弁までの主蒸気系・給水系 (3) 主蒸気安全弁 (4) 主蒸気逃がし弁 (主導逃がし機能)	(1) A s (2) A s (3) (A s) (4) (A s)	$\beta(S_2)$ $\beta(S_2)$ $\alpha(S_2)$ $\beta(S_2)$		[冷却水源としての燃料取替用水タンク、復水タンク : A s クラス]		残留熱を除去する系統 (1) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系 (2) 逃がし安全弁 (手動逃がし機能) (3) 自動減圧系 (手動逃がし機能)	(1) A s (2) (A s) (3) -	$\beta(S_2)$ $\beta(S_2)$ -	(3) 冷却材圧力バウンダリに属するため耐圧部はA s クラス冷却水源としてのサブプレッションプール : A s クラス	(3) 自動減圧系は工学的安全施設に属するためAクラス $\beta(S_1)$	

○BWRプラント  
○冷却材圧力バウンダリに属するため耐圧部はA s クラスである。弁については加振試験により $S_2$ 及び $S_1$ 地震時の動的機能維持確認を行っており、以下に示すように地震後の吹き止まり機能についても確認している。  
・加振試験では、吹き出し及び吹き止まりの一連の機能に対して、地震時の挙動と必要な機能が維持される限界入力加速度を確認している。  
・加振試験後の弁座漏洩試験、作動試験及び分解点検により、地震後の弁の健全性を確認している。  
・原子力発電所の使用前検査において、弁の機能確認を行っている。



表-2 安全重要度分類と耐震重要度分類との相違点抽出結果

分類	P W R						B W R						補足説明
	安全重要度分類			耐震重要度分類			安全重要度分類			耐震重要度分類			
	定義	機能	構築物、系統又は機器 (PWR)	J E A G 4601・補-1984		補 足	構築物、系統又は機器 (BWR)	J E A G 4601・補-1984		補 足			
			耐震クラス	動的機能	備 考		耐震クラス	動的機能	備 考				
MS-1	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧注入系, 高圧注入系, 蓄圧注入系)	A	$\beta(S_1)$	冷却水源としての燃料取替用水タンク : Aクラス		非常用炉心冷却系(低圧炉心スプレイ系, 低圧注水系, 高圧炉心スプレイ系, 自動減圧系)	As	$\beta(S_1)$	冷却水源としてのサプレッションプール : Aクラス			
	6) 放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	(1) 原子炉格納容器 原子炉格納容器隔離弁	(1) As	$\beta(S_1)$	(1) LOCA後のECCS等の停止に伴う格納容器バウンダリ閉止に必要な弁は $\beta(S_1)$	(3) 設置したプラントと設置しないプラントがある。前者の場合設計上の設備としてはAクラス	(1) 原子炉格納容器 原子炉格納容器隔離弁	(1) As	$\beta(S_1)$	(1) LOCA後のECCS等の停止に伴う格納容器バウンダリ閉止に必要な弁は $\beta(S_1)$	(3) 設計上Aクラス, $\beta(S_1)$		
		(2) 原子炉格納容器スプレイ系, アニュラス空気再循環設備, 安全補機室空気浄化系, アニュラス	(2) A	$\beta(S_1)$	(2) 被ばく評価の条件によっては $\alpha(S_1)$ となるものもある。		(2) 原子炉格納容器スプレイ冷却系, 原子炉建屋, 非常用ガス処理系, 可燃性ガス濃度制御系	(2) A	$\beta(S_1)$	原子炉格納容器圧力抑制装置 : Aクラス 主蒸気隔離弁漏えい制御系 : Aクラス 冷却水源としてのサプレッションプール : Aクラス			
		(3) 可燃性ガス濃度制御系	(3) -	-	冷却水源としての燃料取替用水タンク : Aクラス		(3) 非常用再循環ガス処理系	(3) -	-				
特記すべき関連系	原子炉格納容器排気筒系	A	/			排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能)	-	/	間接支持構造物としてS <sub>1</sub> 機能維持				
2) 安全上必須なその他の構築物, 系統及び機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	As, A	-		設計上の取扱い ・工学的安全施設への作動信号の発生機能 : Aクラス ・原子炉停止系への作動信号の発生機能は, 地震計による原子炉トリップ信号発生機能, 手動による原子炉トリップ信号発生機能のみAsクラスで, その他の原子炉トリップ信号発生機能はAクラス	安全保護系	As, A	-	設計上の取扱い ・工学的安全施設への作動信号の発生機能 : Aクラス ・原子炉停止系への作動信号の発生機能は, 地震計による原子炉スクラム信号発生機能, 手動による原子炉スクラム信号発生機能のみAsクラスで, その他の原子炉スクラム信号発生機能はAクラス	○電気計装設備の作動信号等の機能については, J E A G 4601においては詳細に記載されていないが, 設計では耐震クラスを定義し構造上の担保をとっている。 また, 電氣的機能の確認については, JEAG4601-1987に, 盤, 器具等を単独に取り出し, 各々についての試験或いは解析による確認をもって設備全体としての機能を確認する方法が示され, 運用されている。		
	2) 安全上特に重要な関連機能	(1) 非常用所内電源系 (2) 制御室及びその遮へい・換気空調系 (3) 原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却海水系 (4) 直流電源系 (5) 制御用圧縮空気設備 (いずれもMS-1関連のもの)	(1) As (2) As (3) As (4) As (5) As	$\beta(S_2)$ - $\beta(S_2)$ - -	(2) 制御室は, 遮へい・換気空調機能確保のためAクラスと見なす。制御室は間接支持構造物としてS <sub>2</sub> 機能維持	(2) 設計上換気空調系の動的機能 : $\beta(S_1)$    (5) 設計上動的機能 : $\beta(S_1)$	(1) 非常用所内電源系 (2) 制御室及びその遮へい・非常用換気空調系 (3) 非常用補機冷却水系 (4) 直流電源系 (いずれもMS-1関連のもの)	(1) As (2) A (3) As (4) As	$\beta(S_2)$ - $\beta(S_2)$ -	(2) 制御室は遮へい・換気空調機能確保のためAクラスと見なす。制御室は間接支持構造物としてS <sub>2</sub> 機能維持。    	(2) 設計上換気空調系 : $\beta(S_1)$	○遮へい, 換気空調系, 制御用空気系の機能については, J E A G 4601においては詳細に記載されていないが, 設計では耐震クラスを定義し構造上の担保を取っている。	
	特記すべき関連系	ディーゼル発電機燃料輸送系ディーゼル冷却系, 取水設備(屋外トレンチを含む。)	As	$\beta(S_2)$		始動用空気系 : Asクラス 潤滑油系 : Asクラス	ディーゼル発電機燃料輸送系, ディーゼル冷却系, 取水設備(屋外トレンチを含む。)	As	$\beta(S_2)$		始動用空気系 : Asクラス 潤滑油系 : Asクラス		

表-2 安全重要度分類と耐震重要度分類との相違点抽出結果

分類	P W R						B W R						補足説明	
	安全重要度分類			耐震重要度分類			安全重要度分類			耐震重要度分類				
	定義	機能	建築物、系統又は機器 (PWR)	J E A G 4601・補-1984	補 足	建築物、系統又は機器 (BWR)	J E A G 4601・補-1984	補 足						
			耐震クラス	動的機能	備 考		耐震クラス	動的機能	備 考	補 足				
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射線物質の放出のおそれのある建築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	化学体積制御設備の抽出系・浄化系	B	/		1) 主蒸気系	(1) B (S <sub>1</sub> )	/	(1) 外側主蒸気隔離弁よりタービン主塞止弁までの部分はB (S <sub>1</sub> )クラス		○BWR主蒸気管の原子炉格納容器外での同時破損を想定すると、現在の被ばく評価法が保守的なため、発電所に多数基が設置されている場合、基準地震動S <sub>1</sub> による複数の主蒸気管の同時破損の想定の方については、目安線量を超える場合もあり得るとの判断から、BWR主蒸気管のうち主閉止弁までの部分は、当面基準地震動S <sub>1</sub> で破損しないことと検討を行うこととした。なお、現在の被ばく評価における線源、解析条件の設定は非常に苛酷なものであり、炉水の放射能濃度、沃素の燃料からの追加放出量等の線源の見直し、放出過程での大幅な放射能の減衰効果等の評価法の見直しが行われれば、かなりの基数があっても甲状腺被ばくを十分低く抑えることが可能と考えられるので、現在の被ばく評価の基準が見直された時点で、上記基準地震動S <sub>1</sub> に対する検討について再度見直される必要がある。また、基準地震動S <sub>2</sub> による全数同時破損を想定した場合の被ばく線量は立地審査指針の目安線量に対し十分小さいと考えられるため、基準地震動S <sub>2</sub> に対する検討は不要としている。		
		2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	(1) 放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリの大きいもの) 注1) (2) 使用済燃料ピット(使用済燃料ラックを含む。)	(1) B (2) A s	/		(1) 放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリの大きいもの) 注1) (2) 使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	(1) B (2) A s	/				○耐震設計上は、地震荷重に対する構造強度で要求機能の担保を図っている。 ○使用済燃料ピット(PWR)、使用済燃料プール(BWR)は、燃料の大量の破損を防止する観点からA sクラスとして最高度の耐震設計を行うべき施設に分類している。これは、耐震設計上は、地震による共通要因破損を考慮していることや格納容器の外に設置されることなどから、ラックも含め当該設備をA sクラスとしたものである。	
		特記すべき関連系	使用済燃料ピット冷却系	B	/		使用済燃料プール冷却系	B	/					
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	B	/	補助建屋クレーンはS <sub>1</sub> 、落下防止 使用済燃料ピットクレーンはS <sub>2</sub> 転倒落下防止	設計上、燃料取替クレーンはS <sub>2</sub> 転倒落下防止	燃料取扱設備	B	/	燃料交換機はS <sub>2</sub> 転倒落下防止 原子炉建屋クレーンはS <sub>1</sub> 落下防止			下位の耐震クラスに属する設備であるクレーン、燃料交換機が地震により破損し、落下または転倒することによって耐震A s、A クラスの使用済燃料貯蔵設備に要求される安全機能を阻害しないことを上位の設備に適用する地震力で確認している。 PWR補助建屋クレーン、BWR原子炉建屋クレーンは通常時ピット、プール上にはなく、運転中に基準地震動S <sub>2</sub> が発生してプールを損傷する可能性が少ないため、基準地震動S <sub>1</sub> に対し落下しないことを確認している。
						使用済燃料ピット水浄化系: Bクラス					復水脱塩装置: Bクラス 燃料プール浄化系: Bクラス 制御棒貯蔵ラック: Bクラス			
2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い建築物、系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	(1) 加圧器安全弁 (2) 加圧器逃がし弁(いずれも吹き止まり機能に関連する部分)	(1) - (2) -	- -	冷却材圧力バウンダリに属するため耐圧部はA sクラス	逃がし安全弁(吹き止まり機能に関連する部分)	- -	- -	冷却材圧力バウンダリに属するため耐圧部はA sクラス		○BWRの逃がし安全弁(吹き止まり機能)、PWRの加圧器安全弁、加圧器逃がし弁(吹き止まり機能)が安全重要度分類ではPS-2に分類される。安全重要度分類では、PWRの加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、及びBWRの逃がし安全弁の機能を以下のように分け、それぞれの機能毎に重要度を与えている。 ・PWR加圧器安全弁、BWR逃がし安全弁(安全弁開機能): MS-1 ・BWR逃がし安全弁(手動逃がし機能): MS-1 ・PWR加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、BWR逃がし安全弁(吹き止まり機能): PS-2 ○耐震重要度分類では、吹き止まり機能について現状のJEAG4601-1984では明記されていないが、地震時の吹き止まり機能については、S <sub>1</sub> 又はS <sub>2</sub> 地震後に安全弁が吹き止らない場合を想定すると、炉水位低下により燃料の健全性が確保されない可能性があるが、従来よりこれらの弁は、加振試験により地震時の動的機能維持確認がなされており、以下のことから地震後の吹き止まり機能についても問題ないといえる。 ・加振試験では、吹き出し及び吹き止まりの一連の機能に対して、地震時の挙動と必要な機能が維持される限界入力加速度を確認している。 ・加振試験後の弁座漏えい試験、作動試験、及び分解点検により、地震後の弁の健全性を確認している。 ・原子力発電所の使用前検査において、弁の機能確認を行っている。			

注1) 現状では、放射性気体廃棄物処理系が考えられる。

表-2 安全重要度分類と耐震重要度分類との相違点抽出結果

分類	P W R						B W R						補足説明
	安全重要度分類			耐震重要度分類			安全重要度分類			耐震重要度分類			
	定義	機能	構築物、系統又は機器 (PWR)	J E A G 4601・補-1984		補 足	構築物、系統又は機器 (BWR)	J E A G 4601・補-1984		補 足			
			耐震クラス	動的機能	備 考		耐震クラス	動的機能	備 考				
MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	使用済燃料ピット補給水系	A	$\beta(S_1)$		非常用補給水系	A	$\beta(S_1)$		○プールの水密機能は、Asクラスとして構造強度で機能を担保している。補給水機能が喪失した場合でも使用済燃料の発熱によるプール水の蒸発には時間的余裕があり、別途処置が可能である。		
		2) 放射性物質放出の防止機能	(1) 燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	(1) (B)	/		(1) 設計上(JEAG表A-2) Bクラスの機能別分類(V) 放射性物質の放出を伴う場合に、その外部放散を抑制するための設備で耐震As及びAクラスに属さない設備に該当すると考える。既設プラントではアニュラス空気浄化系(Aクラス)で対処した例もある。	(1) 放射性気体廃棄物処理系の隔離弁	(1) B	/	放射線低減効果の大きい遮へい : Bクラス	(1) 隔離弁はフェイルクローズ設計。これにより計測制御装置は、Cクラス。	
			(2) 排気筒(補助建屋)	(2) -	/	(2) 補助建屋に含まれる設備はBクラス	(2) 排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能以外)	(2) -	/	(2) 設計上、非常用ガス処理系排気管の支持機能の観点からS <sub>1</sub> 機能維持を満足している。			
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部 注2)	-	-		設計上Aクラス	事故時監視計器の一部 注2)	-	-		設計上Aクラス	○PWRの格納容器エリアモニタ、BWRの格納容器雰囲気放射線モニタはAクラス設計で機能を担保している。
		2) 異常状態の緩和機能	(1) 加圧器逃がし弁(手動開閉機能)	(1) (As)	$\beta(S_2)$	(1) 原子炉停止後の除熱機能として $\beta(S_2)$	(2) 設計上、設備としてはAクラス (3) 設計上Asクラス、手動開閉機能 $\beta(S_1)$						この機能を有する設備は、PWRの加圧器逃がし弁(手動開閉機能)、加圧器ヒータ(後備ヒータ)、加圧器逃がし弁弁弁がある。加圧器逃がし弁は、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な動的設備」として、JEAG4601-1984で機能要求 $\beta(S_2)$ がなされている。加圧器逃がし弁弁弁は、加圧器逃がし弁の上流側(加圧器側)に設置される通常開の弁で、原子炉冷却材圧力パウンダリを構成するため、耐震クラスはAsである。また、万一下流側の加圧器逃がし弁が開固着した場合には、自動閉となるインターロックが構成されており、これらも耐震Asクラスである。加圧器ヒータ後備ヒータは、非常用電源に接続されており、 $S_2$ 地震時にも加熱機能を有している。また、原子炉冷却材圧力パウンダリを構成するため、耐震クラスはAsとなっている。これらの設備の機能は、地震による停止後に、もしも原子炉冷却材圧力パウンダリの圧力異常等が生じた場合にのみ必要なものである。なお、前述のように加圧器逃がし弁は、JEAG4601-1984で「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な動的設備」の分類に区分されているが、本来は地震時の停止後冷却に必須の設備ではない。以上から、耐震設計上の配慮として、この耐震重要度分類は安全上十分なものと考えられる。
			(2) 加圧器ヒータ(後備ヒータ)	(2) -		(2) (3) 冷却材圧力パウンダリに属するため耐圧部はAsクラス							
	(3) 加圧器逃がし弁元弁	(3) -											
	3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置(安全停止に関連するもの)	-	-		機能上耐震設計の要求は特にないが、中央制御室からの操作確保のため、電路を構成している部分はAsクラス。	制御室外原子炉停止装置(安全停止に関連するもの)	-	-		機能上耐震設計の要求は特にないが、中央制御室からの操作確保のため、電路を構成している部分はAsクラス。	○中央制御室はAsクラス設計で、構造強度、機能ともに担保しており、制御室外からの安全停止機能を期待する設備はない。 ○但し、中央制御室からの操作確保のため、電路構成している部分は、Asクラスとしての要求をしている。	

注2) 現状では、PWRの格納容器エリアモニタ、BWRの格納容器雰囲気放射線モニタが考えられる。

表-2 安全重要度分類と耐震重要度分類との相違点抽出結果

分類	P W R				B W R				補足説明					
	安全重要度分類		耐震重要度分類		安全重要度分類		耐震重要度分類							
	定義	機能	J E A G 4601・補-1984		J E A G 4601・補-1984		補 足							
		建築物、系統又は機器 (PWR)	耐震クラス	動的機能	備 考	補 足	建築物、系統又は機器 (BWR)	耐震クラス	動的機能	備 考	補 足			
PS-3	1) 異常状態の起 因事象となっ ているものであ って、PS-1及 びPS-2以外 の構築物、系統 及び機器	1) 原子炉冷却 材保持機能 (PS-1、 PS-2以外 のもの)	計装配管、試料採取 管	C	/	小口径配管は、流体 の隔離が可能な範囲 までを母管と同一の 耐震クラスとする。 ただし破損時に安全 上の機能を損ねるお それがないければ、同 等とする必要はない。	冷却材圧力バウンダ リに直接接続されて いる小口径管は、隔 離可能な弁までの部 分をAsクラスとして いる。	計装配管、試料採取 管	C	-	小口径配管は、流体 の隔離可能な範囲ま でを母管と同一の耐 震クラスとする。た だし、破損時に安全 上の機能を損なうお それがないければ同等 とする必要はない。	冷却材圧力バウンダ リに直接接続されて いる小口径管は、隔 離可能な弁までの部 分をAsクラスとして いる。	小口径配管は、流体の隔離可能な範囲までを母管と同一の耐震クラスとする。但し、破損時に安全上の機能を損なうおそれがないければ同等とする必要はない。また、冷却材圧力バウンダリに直接接続されている小口径管は、隔離可能な弁までの部分をAsクラスとしている。	
		2) 原子炉冷却 材の循環機能	1次冷却材ポンプ及 びその関連系	-	-	・冷却材圧力バウン ダリに属する部分 はAsクラス ・第1種ポンプは地 震により軸固着を 生じないこと。		原子炉冷却材再循環 系	-	-	・冷却材圧力バウン ダリに属する部分 はAsクラス。 ・第1種ポンプは地 震により軸固着を 生じないこと。			冷却材圧力バウンダリに属する部分はAsクラスとする。第1種ポンプについては、地震時及び地震後、動作機能を必要としないが、地震により軸固着を生じないことを確認する。ただし、全ポンプが軸固着した場合においても安全上の要求が満たされる場合には、この限りでない。
		3) 放射性物質 の貯蔵機能	放射性廃棄物処理施 設(放射能インベ ントリの小さいもの) 注3)	B, C	/	下記の放射性廃棄物 処理設備はCクラス。 床ドレン系、洗浄排 水処理系、固化処理 装置より下流の固体 廃棄物取扱設備(貯 蔵庫を含む)、ペイラ、 放射性廃棄物処理系 のうち廃液蒸発装置 蒸留水側		(1) サプレッションブ ール水排水系 (1) B / (2) 復水貯蔵タンク (2) B / (3) 放射性廃棄物処理 施設(放射能インベ ントリの小さいも の) 注3) (3) B, C /	(3) 下記の放射性廃 棄物処理設備はC クラス。 床ドレン系、シャ ワードレン系、オ イルドレン系、ス トームドレン系、 洗たく廃液処理系、 固化処理装置より 下流の固体廃棄物 取扱設備(貯蔵 庫を含む)、雑固体 減容・圧縮設備、 放射性廃棄物処理 系のうち廃液処理 装置蒸留水側		耐震Bクラスと耐震Cクラスの分類に関しては、本来なら、耐震Cクラスはある種の目安線量を下回ることを確認すべきであるが、被ばく線量の評価方法が流動的であることから、明らかに破損時の線量の低いものは耐震Cクラスとする。			
		4) 電源供給機 能(非常用を 除く。)	主蒸気系(隔離弁以 後)、給水系(隔離弁 以前)、送電線、変圧 器、開閉所	C	/			(1) タービン、復水系 (復水器を含む。), 給水系 (1) C / (2) C / (2) 発電機及びその励 磁装置、循環水系、 送電線、変圧器、開 閉所	(1) 放射性物質を内 包する機能はBク ラス。					
		5) プラント計 測・制御機能 (安全保護機 能を除く。)	原子炉制御系、原子 炉計装、プロセス計 装	C	/			原子炉制御系(制御 棒価値ミニマイザを 含む。), 原子炉核計 装、原子炉プラント プロセス計装	C	/				

注3) 現状では、液体及び固体の放射性廃棄物処理系が考えられる。

表-2 安全重要度分類と耐震重要度分類との相違点抽出結果

分類	P W R						B W R						補足説明
	安全重要度分類			耐震重要度分類			安全重要度分類			耐震重要度分類			
	定義	機能	建築物、系統又は機器 (PWR)	J E A G 4601・補-1984		補 足	建築物、系統又は機器 (BWR)	J E A G 4601・補-1984		補 足			
			耐震クラス	動的機能	備 考		耐震クラス	動的機能	備 考				
PS-3		6) プラント運転補助機能	補助蒸気系、制御用圧縮空気設備 (MS-1以外)	C	/		所内ボイラ、計装用圧縮空気系	C	/				
	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構造物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放射防止機能	燃料被覆管	—	/	崩壊熱除去可能な形状を維持すること。 (S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub> で応力評価)	燃料被覆管	—	/	崩壊熱除去可能な形状を維持すること。 (S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub> で応力評価)	崩壊熱除去可能な形状を維持すること。(S <sub>1</sub> , S <sub>2</sub> で応力評価)		
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	化学体積制御設備の浄化系 (浄化機能)	—	/	放射性物質を内包する機能はBクラス	原子炉冷却材浄化系 復水浄化系	—	/	放射性物質を内包する機能はBクラス	放射性物質を内包する機能は耐震Bクラスとする。		



## 原子力施設の耐震設計に内在する裕度について

### 1. まえがき

原子力施設の耐震設計には、地震動の作成から施設の機能確認までの各段階にそれぞれ裕度が存在し、施設は十分な耐震裕度をもっている。この耐震裕度は、不確定性が大きい自然現象に対する設計体系を確定論的に構築する上で重要なものであり、把握しておく必要がある。本資料は、耐震設計審査指針に適合するよう設計された原子力施設に対して、特に、機器・建屋・土木構造物の耐震設計の各段階に内在する裕度に着目して検討したものである。

### 2. 耐震設計に内在する裕度の評価方針

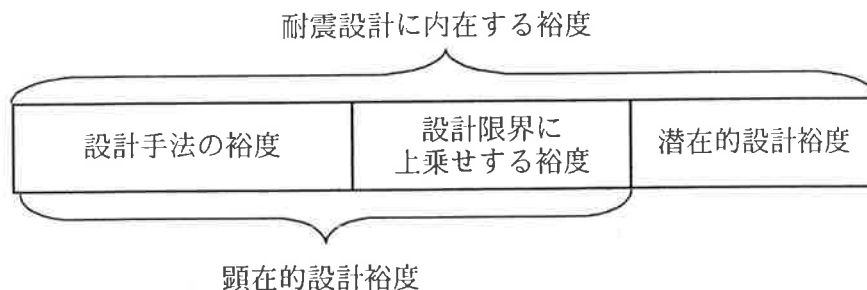
#### 2.1 耐震設計に内在する裕度

原子力施設の耐震設計に内在する裕度は、設計入力と施設の限界耐力の比で表されるものであり、各設計段階の裕度を総合的に表すものである。この総合的な裕度を評価するにあたり、本検討では便宜上、複数の裕度に区分し検討を行う。

具体的には、まず、解析等により定量評価が可能な“顕在的設計裕度”と定量評価が不可能な“潜在的設計裕度”の2つに分けて検討を行う。

さらに、顕在的設計裕度は、“設計手法の裕度”と“設計限界に上乗せする裕度”に分ける。このうち後者は、設計者の意図やプラントメーカーの標準設計に依存するため、耐震設計に内在する裕度を評価する場合は排除すべきとの考えもあるが、これまでの設計実績から明らかに存在するものであり、本検討では、設計に内在する裕度として加えることとする。

以下に本検討において考慮する裕度のイメージを図示する。





## 2.2 顕在的設計裕度の評価

### (1) 評価方針

原子力施設の建屋および機器・配管系の顕在的設計裕度については、過去にPWR・BWR電力共研「原子力施設の総合的耐震安全性に関する評価」(平成5年度最終報告書)を実施し、この研究成果を基に、原子力発電耐震設計特別調査委員会で審議され、「原子力プラントシステムの総合的耐震安全性評価法に関する調査報告書(以下、「総合耐震評価」)(平成6年3月)がまとめられている。本検討では、この調査結果を基に、最近の知見等を加味して裕度を再整理し、PWR・BWRの代表プラントについて設計裕度の評価を行う。

また、総合耐震評価において土木構築物の評価は行われていなかったため、本検討では、同様の考え方にに基づき屋外重要土木構造物の設計裕度の評価を行う。

### (2) 総合耐震評価

「総合耐震評価」では、各設計段階の裕度を以下のとおり分類し、定量的評価を行っており、本評価においても同様の方針により評価を行う。

M1：設計応答評価法のもつ裕度

M2：設計手法による応答計算値と許容限界の間の裕度

M3：設計許容限界のもつ裕度

$$\frac{\text{現実の安全限界}}{\text{現実的応答}} (M) = \frac{\text{設計手法による応答}}{\text{現実的応答}} (M1) \times \frac{\text{設計許容限界}}{\text{設計手法による応答}} (M2) \times \frac{\text{現実の安全限界}}{\text{設計許容限界}} (M3)$$

## 2.3 潜在的設計裕度の評価

潜在的設計裕度を明確に定量化することは難しいが、機器・配管系、建屋および土木構築物のそれぞれについて裕度を生むと考えられる要因を定性的に抽出する。

## 3. 顕在的設計裕度

### 3.1 機器・配管系

機器・配管系の顕在的設計裕度は、前述の評価方針のとおり総合耐震評価結果を基に、最近の知見及び試験結果を加味して裕度を再整理し、PWR・BWRの代表プラントについて定量的に評価した。

なお、本評価では設計入力地震動の設定までに内在する裕度を評価対象外としている。

## (1) 評価対象プラントおよび想定地震動

### a. 対象プラント

BWR：1100MWe Mark II（改） 現行指針適合の代表プラント

PWR：1100MWe 4-Loop 現行指針適合の代表プラント

### b. 入力地震波

BWR：低地震帯用遠距離S2地震動（改良標準化委員会作成）

PWR：高地震帯用遠距離S2地震動（改良標準化委員会作成）

## (2) M1の評価

### (a) 評価内容

現行の耐震設計では、現実的には分布するパラメータを、保守性のある単一パラメータで代表させたり、応答の多次元性を簡易に評価する保守的な設計手法が用いられている。ここではこれら評価法の裕度を以下のとおり $M1_{DMP}$ 、 $M1_M$ 、 $M1_{FRS}$ に分類して評価した。なお、この分類は「総合耐震評価（機器編）」と同様である。

$$M1 = M1_{DMP} \times M1_M \times M1_{FRS}$$

$M1_{DMP}$ ：減衰定数による裕度

$M1_M$ ：応答解析手法による裕度

$M1_{FRS}$ ：床応答スペクトルの拡幅による裕度

ここで、 $M1$ に関するパラメータ設定法を表3-1示す。また、 $M1$ を構成する各裕度（ $M1_{DMP}$ 、 $M1_M$ 、 $M1_{FRS}$ ）の算出にあたり実施した解析ケース（パラメータの組合せ）を表3-2に示す。これら解析ケースは対象設備毎に評価し、各裕度を算出している。以下に、配管（区分1保温材有り）の評価例を記す

（例）配管（区分1保温材有り）の評価例

#### ○ $M1_{DMP}$

解析ケースA：減衰定数 2.5%の時刻歴応答解析

解析ケースB：減衰定数 8.0%の時刻歴応答解析

#### ○ $M1_M$

解析ケースA：減衰定数 2.5%のスペクトルモーダル解析(拡幅なし)

解析ケースB：減衰定数 2.5%の時刻歴応答解析

#### ○ $M1_{FRS}$

解析ケースA：減衰定数 2.5%のスペクトルモーダル解析(10%拡幅)

解析ケースB：減衰定数 2.5%のスペクトルモーダル解析(拡幅なし)

表3-1 各種評価法に設定したパラメータ

項目	パラメータの設定	
	現行設計手法	現実的手法
設計用減衰定数	現行設計手法として用いられる減衰定数を用いる  配管 区分1 保温材有 :2.5% 保温材無 :2.0% 区分2 保温材有 :1.5% 保温材無 :1.0% 区分3 保温材有 :1.0% 保温材無 :0.5%  機器 電気盤 :4.0% ケーブルトレイ :5.0% 電線管 :3.0% 1次冷却材ループ(PWR) :3.0% 制御棒駆動装置(PWR) :5.0% 制御棒駆動機構(BWR) :3.5% 燃料集合体(BWR) :7.0% 燃料集合体(PWR) :10~15%	試験データ等に基づき設定された減衰定数を用いる  配管 区分1 保温材有 :8.0% 保温材無 :7.5% 区分2 保温材有 :5.5% 保温材無 :5.0% 区分3 保温材有 :4.5% 保温材無 :4.0%  機器 電気盤 :7.5% ケーブルトレイ :6.8% 電線管 :7.6% 1次冷却材ループ(PWR) :4.8% 制御棒駆動装置(PWR) :5.0% 制御棒駆動機構(BWR) :3.5% 燃料集合体(BWR) :8.5% 燃料集合体(PWR) :10~15%
応答解析手法	現行設計手法の以下の方法を用いる ・時刻歴応答解析 ・スペクトルモーダル解析(SRSS)	時刻歴応答解析を用いる
設計用床応答スペクトル拡幅法	現行設計手法の以下の10%拡幅の床応答スペクトルを用いる	拡幅無しの床応答スペクトルを用いる

表3-2 解析ケース

パラメータ		検討項目		設計用減衰定数に含まれる裕度 ( $M_{IDMP}$ )		応答解析手法に含まれる裕度 ( $M_{IM}$ )		応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度 ( $M_{IFPS}$ )	
		A	B	A	B	A	B		
応答解析手法	現実的手法 (時刻歴応答解析)	○	○		●				
	現行設計手法 (スペクトルモーダル解析等)			●		○	○		
減衰定数	現実的値		●						
	設計値	●		○	○	○	○		
床応答スペクトル拡幅率	0%	-	-	○	-				●
	10%	-	-		-	●			

注) \*1:各裕度は、解析A、Bの応答比により求める  
 \*2:○および●は各パラメータの選択枝のうち●は評価対象を示し、-はそのパラメータが無関係であることを示す。

(b) 評価結果

$M1_{DMP}$ 、 $M1_M$ 、 $M1_{FRS}$  およびトータル $M1$ の評価結果を表3-3に示す。

表3-3 M1評価結果

裕度分類	スペクトルモーダル解析を用いる設備 (配管、剛ではない設備)		時刻歴解析を用いる設備		静的解析を用いる設備 (剛な設備)	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
M1DMP	配管：1.47 機器：1.09	配管：1.19 機器：1.10	1.01	1.07	-	-
M1M	配管：1.20 機器：1.20	配管：1.29 機器：1.04	-	-	-	-
M1FRS	配管：1.37 機器：1.15	配管：1.16 機器：1.10	-	-	-	-
M1合計	配管：2.42 機器：1.50	配管：1.78 機器：1.26	1.01	1.07	1.00	1.00

(3) M2の評価について

(a) 評価内容

M2について、強度に対しては算出された応力と許容応力、動的機能に対しては応答加速度と機能確認済み加速度を比較する。なお、応力は地震により発生する応力を用い、許容応力は地震による発生応力に対して許容できる応力値を用いており、一般的に工認等の耐震計算書に示された応力や許容応力とは異なることに注意が必要である。

(b) 評価結果

M2の範囲および平均値を表3-4に示す。

表3-4 M2評価結果

	範囲	平均値
PWR	1.44～66.08	6.45
BWR	2.47～124.3	13.43

(4) M3の評価について

(a) 評価内容

「総合耐震評価」では、M3として設計基準強度の有する裕度( $M3_D$ )を評価するとともに、動的機器については、過去の加振試験の結果に基づき、個別機器毎に機能維持確認済み加速度に対する裕度( $M3_{ACT}$ )を評価している(詳細は表3-5参照)。本検討では新たに得られた知見を基に以下の3項目を追加した。

$M3_{\mu}$ ：塑性エネルギー吸収を考慮した裕度

$M3_{PPG}$ ：配管の許容応力に含まれる裕度

$M3_{STR}$ ：支持構造物の許容応力に含まれる裕度

表 3-5 総合耐震評価（機器編）M3のまとめ

調査項目	調査文献	M3評価		備考
		考察	M3	
機能確認済み加速度値との比較	1) 動的機器の地震時機能維持に関する研究 最終報告書(別冊No1) ~立型ポンプ~ 一電力共研一 2) 動的機器の地震時機能維持に関する研究 最終報告書(別冊No2) ~横型ポンプ~ 一電力共研一 3) 動的機器の地震時機能維持に関する研究 最終報告書(別冊No3) ~ポンプ駆動用タービン~ 一電力共研一 4) 動的機器の地震時機能維持に関する研究 最終報告書(別冊No4) ~電動機~ 一電力共研一 5) 動的機器の地震時機能維持に関する研究 最終報告書(別冊No6) ~弁~ 一電力共研一 6) 原子力発電施設信頼性実証試験の現状 (平成3年)(1.4非常用ディーゼル発電機システム耐震実証試験)	1) 軸受面圧については、地震時許容値が規定されていないため常時の値を準用しており、一般に短期荷重に対する許容値割増が可能なることを考慮すると、6割以上の裕度があると推定される。	1.6以上	各部応答の評価基準より設定
		2) 軸継手の伝達荷重算定には加振試験結果の応答倍率の平均値を用いており、試験結果に多少のばらつきがある。これを考慮すると裕度は6割以下と推定される。	1.6以下	
		3) HPCIタービンは、リップル現象の進展による影響が不明であり、裕度の推定困難。R C I Cタービンはヨーク部応力より、約2倍の裕度、AFWPタービンはボルト応力より約2割の裕度があると推定される。	R C I C: 約2.0 (ヨーク部応力) A F W P: 約1.2 (ボルト応力)	
		4) 各型式ともに電動機単体としては、最小3.6倍程度の裕度があるが、被動機側との軸継手部の評価が被動機側で実施されるため、個々に裕度評価が必要となる。	3.6程度	
		5) 弁型式ごとに分けた基準値とすれば、玉形弁8G、仕切弁7G、バタフライ弁10Gとすることが可能と考えられる。	玉型弁: 1.33 仕切弁: 1.17 バタフライ弁: 1.67	
		6) 限界加振試験におけるDG機間軸心レベルの応答加速度1249Gal(1.27G)を限界加速度とみなす。	1.15	
加振実験(盤及び器具)試験データ	1) 原子力発電所用計装制御装置の信頼性に関する試験研究 - (社)日本電気協会- 2) BWR6電力及び日立・東芝による電気品加振試験 3) 盤ラック類耐震試験報告書及び計装計算書 4) 電気・計装機器の耐震実証試験に関する共同研究最終報告書 - P電力共研一	(BWR) リレー類及び計装制御品類については、水平3G、上下1Gの入力に対する健全性が現状設計の目安値となっており、2)によれば2倍以上の裕度があると考えられる。一方、筐体(電気盤)は現状Asクラスを20Hz以上(剛)の設計としており、BWRプラントのZPAとして最大1G程度であることから、器具類の設計条件を十分満足している。	(BWR) 限界耐力に対して現状設計目安値は筐体(電気盤)では2倍以上、リレー類及び計装制御品類(器具)では、1~3倍程度の裕度があると考えられる。	(BWR) 左記の(社)日本電気協会による試験及びメーカー社内試験を参照し、現状目安値を下記として裕度を設定する。 制御盤: 1.02G (JEA G) 電源盤: 1.0G (メーカー) リレー他器具: 3G (メーカー) 計装ラック: 1.0~1.5G程度 (メーカー)
		(PWR) 耐震設計を行う際には、今後計画されている各プラントの床応答曲線を包絡した床応答曲線を作成し、この床応答曲線から工学的判断に基づき要求加速度値を決定する。そしてこの要求加速度値を越える加速度値での機能維持確認試験を行うことにより、盤及び器具の耐震性を確認している。したがって、この時に確認された加速度値が許容値となる。しかしながら、実験により確認されている加速度は、加振台の性能等の限界のため、必ずしも現実の安全限界の値が得られていないのが現状である。	(PWR) 米国の地震PSAで品質保証試験レベルの√2倍のレベルを中央値としていることを参考にして、この値を用いる。	(PWR) 左記の試験により確認されている機能確認済加速度は、以下のようになる。 制御盤: 1.44~2.25G 電源盤: 1.35~1.85G リレー他器具: 5~10G 計装ラック: 2G程度
許容限界	原子力発電所の耐震設計技術指針(JEAG4601編-1984)許容応力編 - (社)日本電気協会-	(容器) 許容応力の基になったデータが、ASME, Sec IIIのデータなので、現在、地震PSA等で用いられる値を流用する。 (配管) 地震PSA等で用いられている値を流用する。	(容器) M3=1.25* (配管) M3=1.25*	*ZIGN Probabilistic Safety Study, Commonwealth Edison Company, Chicago, Illinois, 1981

(b) 評価結果

M3の評価結果を表3-6に示す。

表3-6 M3評価結果

裕度分類	機器			配管	動的機器
	耐圧部、 炉心支持構造物	1~3種支持構造物 その他の支持構造物 (主機サポート含む)	基礎ボルト	耐圧部	
M3D	1.25	1.25	-	-	-
M3 $\mu$	-	-	1.82	-	-
M3PPG	-	-	-	(3.0~)	-
M3STR	-	1.25	-	-	-
M3ACT	-	-	-	-	PWR: 1.0~1.6 BWR: 1.0~2.0
M3合計	1.25	1.56	1.82	(3.0~)	1.0~2.0

M3 $\mu$  : 基礎ボルトについては、文献より荷重低減係数  $D_s=0.458$  が得られていることから、裕度を  $1/0.458=2.18$  とした。ただし、基礎ボルトの許容応力は S2 地震時  $1.2S_y$  を用いているため  $2.18/1.2=1.82$  とし、総合耐震評価（機器編）にある  $M3D=1.25$  については  $M3\mu$  に含まれるため考慮しないこととした。

M3<sub>PPG</sub> : 電共研において配管要素試験体に対する慣性加振試験が行われているが、10Sm 程度でも崩壊による損傷が発生していないことから、安全余裕を 3 以上とした。ただしこの結果は試験結果に基づくため、 $M3D=1.25$  も含んでいることからこれは考慮しないこととした。

M3<sub>STR</sub> : ASME SecIII のでは  $1.5S_y$  を許容値として用いていることから、JEAG の  $1.2S_y$  に対する安全率として  $1.5S_y/1.2S_y=1.25$  を用いた。

(5) 総合評価

設計手法の裕度 ( $M1 \times M3$ ) と設計限界に上乘せする裕度 ( $M2$ ) と分類し、表 3-7 に示す。

表3-7 M1×M3およびM2

	M1×M3	M2
PWR	1.25以上	6.45 (平均)
BWR		13.43 (平均)

表3-7から、設計手法の裕度（M1×M3）として1.25以上の裕度が確保され、さらにM2を見込むことで顕在的設計裕度として表3-8に示す範囲の裕度が得られることが確認された。

表3-8はMの範囲（個別機器毎に算出されたMin（M1×M2×M3）～Max（M1×M2×M3））を示したものである。

表3-8 個別機器で算出されたMの範囲

	Mの範囲
PWR	2.90～95.8
BWR	5.05～186.4

M2を設計裕度として見込むことに対しては議論となるところであると思われるため、M2について考察を加えることとする。実際の機器の設計においては地震以外による発生応力（内圧や自重）が支配的な要因で設計されているものが多いが、このような場合（ $\alpha$ が小さい場合）下式の関係から、設計者の判断でとられる裕度 $\beta$ に対しM2は大きくなる傾向にある。

例えば、設計者がある機器を2割の裕度をもたせて耐震設計したとすると $\beta$ は1.2となるが、その機器における地震による発生応力が総発生応力に対し1/4（ $\alpha=1/4$ ）であった場合、M2は1.8確保されることとなる。

$$M2 = (\beta - (1 - \alpha)) / \alpha$$

$\alpha$ ：地震による発生応力／総発生応力

$\beta$ ：許容応力／総発生応力

また、地震が支配的な要因として設計されるような支持構造物や電気品等については、通常はその部材や機器の選定において裕度をもたせて選定されるため、M2が1.0となるようなことはないと考えられる。

以上より、M2は、通常的设计でそれなりに確保されるものであり、結果論ではあるが、あるプラントの場合、表3-8に示す値程度は確保されていることが実績として示されたものと考えられる。

### 3.2 建屋

建屋の顕在的設計裕度は、前述の評価方針のとおり総合耐震評価結果に基づき、耐震設計に内在する裕度を整理した。

#### (1) 評価対象プラントおよび想定地震動

評価対象プラント、支持地盤及び想定地震動を表3-9に示す。

S2 地震時の建屋の健全性を保つために重要な構造要素は、鉄筋コンクリート造耐



震壁（以下、「RC 耐震壁」と記す）であるため、建屋の限界は耐震壁の構造限界とし、個々の RC 耐震壁について評価を行っている。また、RC 耐震壁の構造限界は、現行設計における S2 地震時機能維持検討法に従い、終局状態におけるせん断ひずみとする。

したがって、ここでの検討においては、応答値及び限界値は、せん断ひずみ度で定義している。

想定地震動は、S1 地震動にほぼ弾性限度となるように設計された原子炉建屋を想定して検討を実施するために用いる地震動であり、耐震設計上のマージンを含まないことを考慮して、S1 地震時に最大応答を示す耐震壁のせん断応力度（せん断ひずみ度）が復元力特性の骨格曲線の第一折点付近となるように、表 3-9 に示す S2 地震動を係数倍して用いている。

表 3-9 評価対象プラント及び支持地盤、S2 地震動

建屋	支持地盤のせん断波速度	S2 地震動（改良標準化委員会作成）
BWR 型 Mark-I 建屋	1000 m/s	高地震地帯用遠距離波
BWR 型 Mark-II 建屋	500 m/s	低地震地帯用遠距離波
PWR 型 3-Loop 建屋	2000 m/s	高地震地帯用遠距離波
PWR 型 4-Loop 建屋	1500 m/s	高地震地帯用遠距離波

## (2) M1 の評価

M1（応答の裕度）は、現実的応答のせん断ひずみ度と、設計モデルによる応答せん断ひずみ度の比としている。

現実的応答は、現在の知見の範囲内で、可能な限り影響因子の変動を考慮し、かつ、その影響因子に内在する安全率をできるだけ排除して評価した S2 地震時応答としている。影響因子としては、現実的応答の評価に対する影響が大きいと考えられる因子に対して感度解析を行った結果、以下の 3 因子を選定している。

- ① コンクリート強度
- ② 支持地盤のせん断波速度（地盤ばねへの反映）
- ③ RC 造耐震壁の復元力特性（ $\tau-\gamma$ 関係スケルトンカーブ）

これらの影響因子を変動させ、非線形地震応答解析により現実的応答を評価し、その中央値と設計モデルによる応答せん断ひずみ度の比を、M1 とした。

$$M1 = \text{設計応答せん断ひずみ度} / \text{現実的応答せん断ひずみ度}$$

## (3) M2 の評価

M2（設計裕度）は、設計モデルにより評価される応答せん断ひずみ度と、設計用許容せん断ひずみ度（ $2 \times 10^{-3}$ ）の比としている。

$$M2 = \text{設計用許容せん断ひずみ度} / \text{設計応答せん断ひずみ度}$$

#### (4) M3の評価

M3（限界の裕度）は、現実的限界（終局せん断ひずみ度）と設計用許容せん断ひずみ度（ $2 \times 10^{-3}$ ）の比としている。

現実的限界は、過去に実施された RC 耐震壁を対象とした44体の模型試験体の静的水平加力実験結果から得られた終局せん断ひずみ度の中央値としている。また、終局せん断ひずみ度は、ボックス壁と円筒壁に分類して評価した。表3-10に実験結果から得られた終局せん断ひずみ度を示す。

$$M3 = \text{終局せん断ひずみ度の中央値} / \text{設計用許容せん断ひずみ度}$$

表3-10 RC耐震壁の終局せん断ひずみ度

	中央値
ボックス壁 (Mark-I, II)	$5.21 \times 10^{-3}$
円筒壁 (3-, 4-Loop)	$9.30 \times 10^{-3}$

#### (5) 総合評価

表3-11に安全裕度の評価結果を示す。建屋のせん断ひずみ度を評価尺度とした耐震安全性指標（M）は、15.2～22.4である。

なお、評価結果は、各建屋部材の中でMの中央値が最小となる部材について示している。

表3-11 評価結果

建屋	M1 応答の裕度	M2 設計裕度	M3 限界の裕度	M 全体での裕度
	設計応答 / 現実的応答	設計限界 / 設計応答	現実的限界 / 設計限界	現実的限界 / 現実的応答
MARK-I	2.05	3.21	2.60	17.1
MARK-II	1.52	3.86	2.60	15.2
3-LOOP	1.50	3.18	4.65	22.2
4-LOOP	1.71	2.82	4.65	22.4

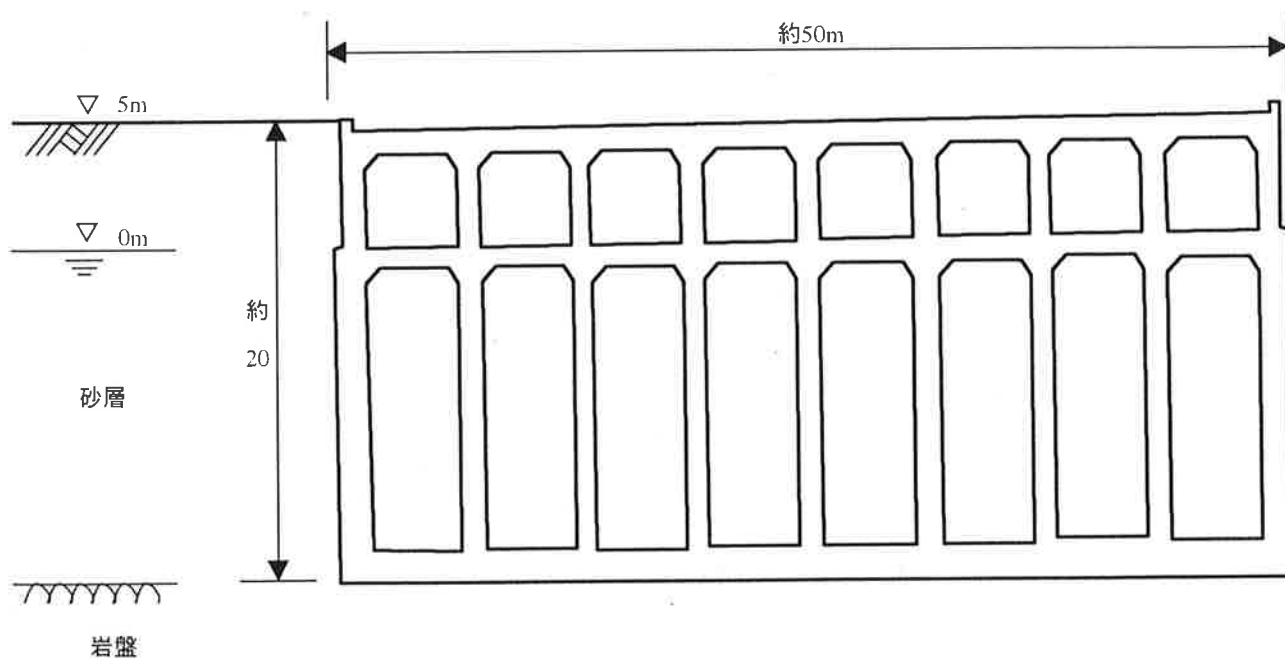
### 3.3 土木構築物

土木構築物については、「原子力プラントシステムの総合耐震安全性評価法に関する調査報告書」では検討対象となっていないことから、同報告書（建築編）を参考に検討を行った。

#### (1) 検討対象構築物および検討用地震動

土木構築物は、各サイト毎に地形・地質状況、構築物配置などが異なるため、標準的な安全裕度を定量的に把握することは困難であることから、下に示す標準的なモデルを対象に検討を実施した。

##### a. 検討対象構築物・・・取水ピット



##### b. 検討用地震動・・・最大加速度が 300gal 程度の地震動 最大加速度が 600gal 程度の地震動

#### (2) M1の評価

応答の裕度（M1）は、設計時に与える条件（地盤物性やコンクリート強度など）の裕度といえる。設計で与える条件に関しては、建築で扱う構築物も土木で扱う構築物も大きな差はないと考えられる。しかし、土木構築物は一般に地中構築物であり、その地震時応答は地盤の応答に支配されると考えられ、設計時に与える条件による裕度が建築で扱う構築物より小さい可能性がある。

そこで、ここでの評価としては、原子力発電耐震設計特別調査委員会「（建築編）調

査報告書」に示されている最小値を参考に以下のとおりと考える。

$$M1 = 1.0 \sim 1.5$$

### (3) M2の評価

設計の裕度 (M2) は、合理的な設計を実施すれば 1 に近い値になると考えられる。実際の設計では若干の裕度を考慮するものと考え、ここでの評価としては以下のとおりと考える。

$$M2 = 1.1$$

### (4) M3の評価

土木構造物の耐震設計手法については、従来、許容応力度手法により設計されてきたが、現在では、構造物の変形性能に着目して性能照査型の設計体系へ移行されている。コンクリート標準示方書がよい例である。

構造物の現実の安全限界については、大型振動台を用いた実験および数値解析により検討してきたが、現状では限界の裕度 (M3) すなわち現実の安全限界を評価するのは難しいと考えられる。

したがって、ここでは各設計手法 (①許容応力度設計 [線形解析], ②耐力照査設計 [等価線形解析], ③変形性能照査設計 [非線形解析]) の間にある裕度を把握し、限界の裕度 (M3) として評価することとした。

#### a. ①許容応力度設計と②耐力照査設計の間の裕度

両設計手法の比較は、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震設計に関する安全性照査マニュアル」(土木学会 原子力土木委員会 1992.9) に記載がある。取水ピットについて同一地震動を用いて両手法により設計した場合、耐力照査設計によれば許容応力度設計に比べて断面力が低減し、鉄筋量を 20%程度減らすことができるとしている。

したがって、①許容応力度設計と②耐力照査設計の間には、若干の裕度 (2割程度) があると考えることができる。

#### b. ②耐力照査設計と③変形性能照査設計の間の裕度

最大加速度 300gal 程度の地震動を用いて耐力照査設計した取水ピット構造物に、最大加速度 600gal 程度の地震動を与えて、変形性能照査設計(「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・同マニュアル」(土木学会 原子力土木委員会 2002.5) に記載の手法) で照査することで両設計手法間の裕度を把握した。この結果、最大加速度 600gal 程度の地震動を与えても耐震安全性を有することを確認した。

したがって、②耐力照査設計と③変形性能照査設計の間には、地震動で少なくとも 2 倍程度の裕度があると考えることができる。

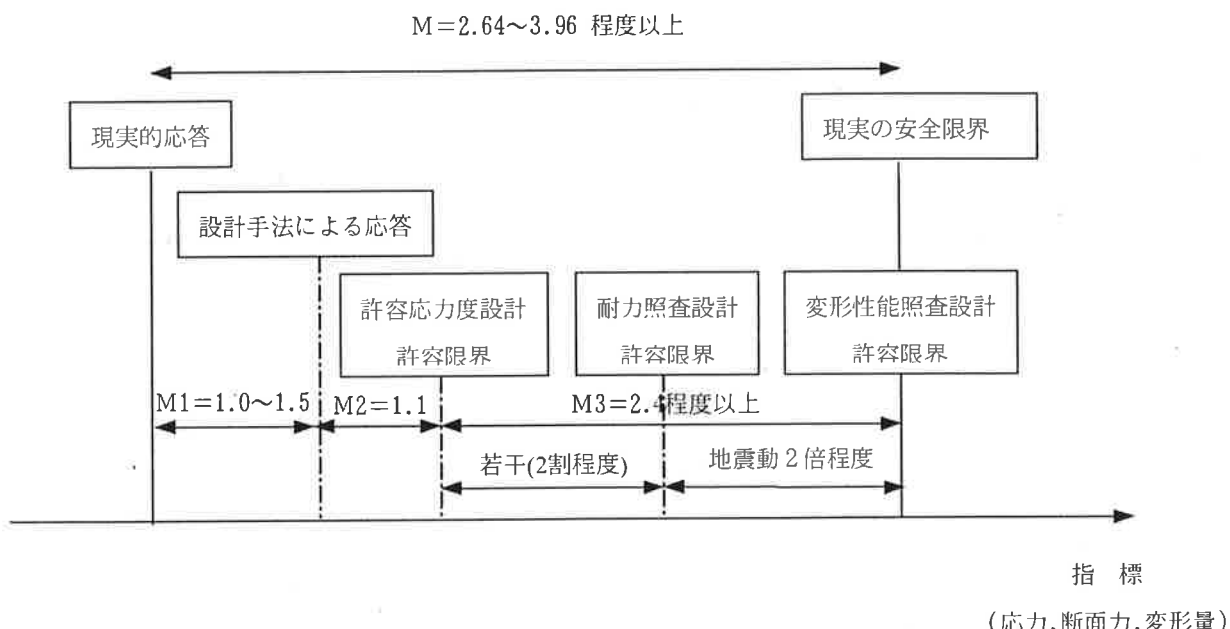
以上のことから、限界の裕度 (M3) の評価としては以下のとおりと考える。

$$M3 = 2.4 \text{ 程度}$$

#### (5) 総合評価

(2) ~ (4) の評価結果から、土木構造物の顕在的設計裕度は少なくとも以下のとおりと評価することができる。

$$M = 2.64 \sim 3.96 \text{ 程度以上}$$



### 4. 潜在的設計裕度

本項において、現状では明確に定量化することは難しいが、潜在的に保持しているものと考えられる裕度について考察する。

#### 4.1 機器・配管系

##### (1) M1に関する潜在的設計裕度

「総合耐震評価」で考慮した現実的減衰値は、既往試験事例から平均的発想で一律で定めたものであるが、減衰のメカニズムに立ち返ると、応答変位に依存しないものと、変位の増大に伴い増減するものに区別できる。ここで、応答変位が大きくなるにつれ減衰値が増すような構造のものについては、S2相当の地震動に対し

て潜在的設計裕度を有しているものと考えることができる。

また、一般の床置機器で配管が設置されている場合等、付属物の影響（例えば、タンクに接続されている配管や水位計等）で付加される減衰が期待でき、水中に設置されている構造物等は、流体による付加減衰が期待できるものと考えられる。

2（3）cにおいて今回新たにM3として、材料が一部塑性変形することによりエネルギーが吸収されることによる効果について、文献により知見の得られた基礎ボルトにのみ取り込んでいるが、他の構造物についても同様な応答低減効果があるものと考えられる。

他に一般論として展開できるものではないが、個々の設備のモデル化において多くの場合安全側に設定される強度負担断面、モーメントアーム、境界条件、接合条件、内包流体の水位等による影響についても潜在的裕度のひとつとして考えられる。

## （2）M3に関する潜在的設計裕度

M3に関連するものとして、機器・配管系の損傷モードは、地震による振動の一回の慣性力で崩壊するようなものではなく、交番荷重であるがゆえ、負荷は変位制御的に作用し最終的には疲労モードで破壊に至るといふ、最近得られつつある知見がある。

したがって疲労に対する裕度がクリティカルと仮定し、疲労評価における裕度に着目した場合、現行の耐震設計の疲労評価に用いられる設計用疲労曲線はベストフィット疲労曲線から、応力で2倍と回数で20倍の安全率が設けられていることを裕度として考えることができる。さらに、設計で考慮する最大発生応力の等価繰返し回数においても、耐震設計用に作成する人工地震波が自然地震波と比較して総エネルギーが大きく設定される傾向にあることに加え、全原子力プラントの全床レベルで一律に使用できるように包絡し、かつ余裕を持たせて回数が設定されることに裕度があるものと考えられる。

## 4.2 建屋

建屋における潜在的設計裕度としては、M3に関連して、定量化が困難ではあるが、設計では耐震要素として考慮していない間仕切壁による耐力を現実的限界に加算できると考えられる。

## 4.3 土木構築物

### （1）M1に関する潜在的設計裕度

土木構築物は、実際には三次元の構造であるが、保守的に二次元でモデル化して応答計算を実施することが多い。この三次元効果が潜在的な裕度と考えることができる。

### （2）M3に関する潜在設計裕度

現実の限界については、数多くの実験を実施して把握するのがよいと考えられるが、現実には困難である。このため、設計のための限界値は安全側に設定せざるを得ない。今回の検討では、各設計限界値間の裕度を評価したが、実際には現実の限界までの裕度が存在している。

## 5. (財)原子力発電技術機構 耐震実証試験を踏まえた裕度の考察

これまでの検討において、顕在的設計裕度は「総合耐震評価」を基にした定量的評価を、潜在的設計裕度は定性的に考察を行うことで、耐震設計に内在する裕度を検討してきた。本項では、原子力施設の重要な設備の振動試験を行ってきた耐震実証試験結果を基に耐震設計に内在する裕度を検討する。

耐震実証試験は昭和57年から(財)原子力発電技術機構(以下、NUPEC)によって行われており、表5-1のとおり設計想定を超える入力に対し、機器が損傷しないことを確認してきた。

### 5.1 耐震実証試験

耐震実証試験において、試験体の破損まで加振すれば、潜在的設計裕度も含めた耐震設計に内在する設計裕度を定量的に把握することが可能となる。当初の耐震実証試験における加振レベルは、振動台の加振限界等から設計想定 $1.5$ 倍程度の加振に止まっており、破損に至ってない。一方、近年の耐震実証試験(コンクリート製原子炉格納容器および配管系終局強度)では、終局状態の把握を目的に試験体の破壊試験を実施しており、本検討に有用な試験結果が得られている。



表5-1 NUP E C 耐震信頼性実証試験で確認された耐震裕度

実証試験名称	縮尺	試験体重量	主要構成	確認された耐震裕度
PWR原子炉格納容器	1/3.7	350t	鋼製格納容器（機器搬入口、エアロック、ポーラクレーン等を含む）	1.5×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
BWR再循環系配管	1/1	665t	1ループ（配管、ポンプ、バルブ、サポートを含む）、支持構造物等	1.1×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
PWR炉内構造物	1/1	555t	燃料集合体一式、炉内構造物一式、制御棒駆動装置2基、支持構造物等	1.5×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
BWR炉内構造物	1/1	750t	燃料集合体一式、炉内構造物一式、制御棒駆動装置1基、支持構造物等	1.7×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
BWR原子炉格納容器	1/3.2	350t	MARK-II改良型鋼製格納容器（機器搬入口、所員用エアロック等を含む）	1.4×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
PWR一次冷却設備	1/2.5	525t	1ループ（一次冷却材管、蒸気発生器、一次冷却材ポンプ、サポートを含む）、支持構造物等	1.5×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
PWR原子炉容器	1/1.5	700t	4ループ用原子炉容器（ノズル、原子炉容器、支持構造物、全体サポート等を含む）	1.6×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
BWR原子炉圧力容器	1/2	600t	原子炉容器（ノズル、支持構造物、スタビライザ等を含む）	1.7×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
非常用ディーゼル発電機システム	1/1	450t	ディーゼル機関、発電機、付属設備、コンクリート基盤	1.3×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
電算機システム	1/1	81t	計算機システム、中操表示盤、オペレータコンソール、免震装置	水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
原子炉停止時冷却系等	1/1	294t	計装、計装盤、制御盤、電源盤系統、機器系統設備	1.5×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
主蒸気系等	約1/2.5	約190t	主蒸気配管、主給水配管、支持構造物等	1.5×S2水平・上下同時入力にて耐震設計上の裕度を確認
コンクリート製原子炉格納容器	約1/10	約760t	プレストレスコンクリート製原子炉格納容器（PCCV）（機器搬入口、エアロック、ライナ等を含む）	S2の3～8倍の水平加振実験・解析の結果からS2の約5倍の耐震設計上の裕度を確認
	約1/8	約560t	鉄筋コンクリート製原子炉格納容器（RCCV）（アクセストンネル、ライナ等を含む）	S2の2～9倍の水平加振実験・解析の結果からS2の約7倍の耐震設計上の裕度を確認

## 5.2 破壊試験を踏まえた裕度の考察

NUP E C耐震実証試験では、コンクリート原子炉格納容器および配管設備の破壊試験が行われた。

コンクリート原子炉格納容器については、平成11年度原子炉発電施設耐震信頼性実証

試験に関する報告書にその成果がとりまとめられており、破壊試験結果を踏まえた解析の結果、PCCV、RCCVのS2地震動に対する耐震裕度がそれぞれ約5倍、約7倍であるとの結果が得られている。

配管設備の破壊試験は、平成15年2月に行われ今後解析等により終局強度の検討がなされる予定である。試験では、S2地震動に対する許容限界の約8.5倍の応答変位を与えた加振でも健全性が確認されている。この裕度には、M2の裕度が含まれていないため、実際の配管設備には更に裕度があるものと考えられる。

## 6. まとめ

本検討では、耐震設計審査指針に適合するよう設計された原子力施設の耐震設計に内在する裕度について評価を行った。その結果、顕在的裕度として最低でも約3倍の裕度があることが確認した。また、全ての施設に有すると考えられる潜在的設計裕度を加味すれば、耐震設計に内在する裕度は、それ以上を見込むことが可能であり、一部の施設について行われたNUPEC耐震実証試験における破壊試験からも確認できる。

以 上