

塑性率を考慮した静的震度設計を用いた耐震設計 ガイドライン化における課題への取り組み

Activities for a decision of Guidelines for Seismic Design with Static Seismic Coefficient considering Ductility Factor

東京電力 HD(株) 長澤 和幸
東京電力 HD(株) 川口 善之
東京電力 HD(株) 古谷 賢
伊藤忠テクノソリューションズ(株) 馬淵 倉一
伊藤忠テクノソリューションズ(株) 玉城 宏晃

Kazuyuki NAGASAWA Member
Yoshiyuki KAWAGUCHI
Masaru FURUYA
Souichi MABUCHI
Hiroaki TAMASHIRO

This paper proposes new static seismic design methodology with newly defined DSC derived from elastic-plastic time historical seismic response analysis of the components and allowable ductility factor to prevent damage to components. The process of the seismic response analysis to obtain the ductility factor considering load-deflection characteristic of components, definition of the allowable ductility factor based on the actual experiences and the activities for a decision of Guidelines for Seismic Design with Static Seismic Coefficient considering Ductility Factor are also described. It is expected that the new method will be improved within present management system for the Nuclear Power Station, which is based on equivalent elastic design, as well as increase the reliability of seismic design to deal with the uncertainty of the seismic motion.

Keywords: Seismic Design, Static Coefficient, Ductility Factor, Design Basis Earthquake

1. 緒 言

地震動のもとでの塑性率を一定程度以下に抑えることにより地震による機器の損傷ないしは機能喪失を防止する、新たな静的震度設計の手法を提案し、耐震設計手法の多様化による原子力発電所機器の耐震信頼性向上に資する。

2. 機器の弾塑性挙動と塑性率

2.1 塑性率の考え方

従来設計の機器の構造設計においては、地震加速度や相対変位により生ずる応力に着目し、線形解析により許容状態を満足することを確認している。これに対し、本論においては、機器の破損限界（安全機能維持の限界）の指標として塑性率を導入し、塑性率と静的震度を関連付けた設計手法を検討する。

すなわち、実耐力（塑性域のねばり）を考慮した構造設計手法として、荷重ベースの構造評価（荷重－変形特性による評価）を用いて地震入力による変位応答（応答塑性率）を求め、これを評価指標として、予め定めた許容塑性率と比較することで地震時機能維持を図る。

原子力発電所の機器が地震によって機能喪失する際には、地震相対変位や低サイクル疲労破壊などの一部の損傷形態を除き、地震による交番荷重の中で生ずる設備構造の大きな変形が、機能を担保する各部位の損傷ないしは機能喪失を引き起こすものと考えられる。塑性状態での損傷を模式的に Fig.1 のように表すと、実際には、変形が塑性域に達しても (δ_y を超えても) 機器は直ぐには損傷せず、大きな変形 (Fig.1 の δ_{ult}) を伴って損傷するものと想定される。すなわち、地震荷重のような交番性の荷重のもとでは許容変形量 δ_{ult} に達する前に荷重の方向が変化することで最大応答変形量 (Fig.1 の δ_{max}) が制御されれば、機器の機能は維持されることになる。最大応答変形量 δ_{max} を降伏変位 δ_y で除して無次元化した値を塑性率 (μ) と呼ぶ。

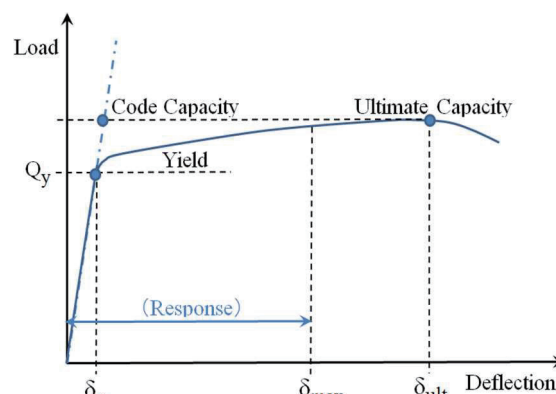


Fig.1 Typical static load-deflection curve

連絡先: 長澤 和幸 〒945-8601 新潟県柏崎市青山町16番地46 東京電力ホールディングス(株) 原子力設備管理部安全施設建設センター
E-mail: k.nagasawa@tepcoco.jp

原子力発電所の耐震設計における塑性率の概念は古くから存在する。Newmarkらは塑性変形に伴うエネルギー吸収を考慮し、最大変位一定則ならびにポテンシャルエネルギー一定則に基づき塑性率を応答加速度の低減係数に用いる手法を提言した[4]。この概念は地震応答解析で一般的な線形解析に便利である一方、地震動の交番性の中で生ずる塑性率の変化ならびに機器の機能維持限界は考慮されておらず、従って、この概念を用いた設計では総じて塑性変形は小さなレベルに抑えられている。

また、高速増殖炉では、容器の耐震座屈設計で変位一定則による塑性率を用いた応答低減係数が提案されている[5][6]。

これに対して本論に示す設計手法は、機器の大変形を想定した場合の耐震性能の評価には、変位の評価が必要であるとの前提のもと、その指標として塑性率を用いることを提案したものである。地震動の交番性(変位制御性)を考慮して地震動下での時々刻々の塑性率の変化を分析して最大の塑性変形を導出し、機器の機能維持限界を担保する許容塑性率と比較することにより機器の耐震性能を評価するもので、先行の研究成果に対してより大きな塑性率を許容することが期待できる。また、自然現象である地震の不確かさを考慮したとき、基準地震動を用いた耐震設計を補完して耐震安全性を向上させるとの性格を持つ。

2.2 応答塑性率と塑性率スペクトルの算出

配管系や建物との連成が必要な大型構造物などを除き、機器は1自由度系のモデルを用いて地震応答解析されることが多い。1自由度系でモデル化される機器の弾塑性地震応答解析では、重心位置での荷重と変形(相対変位量)の関係によって地震応答が決定される。

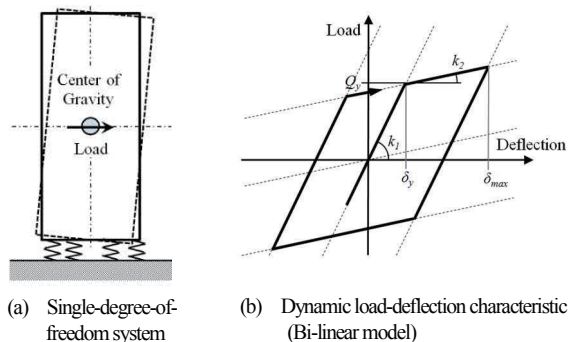


Fig.2 Elastoplastic response analysis model

Fig.2(a)のように、機器の重心位置に地震荷重が作用すると、支持部および機器本体の変形によって重心位置が移動する。この地震応変位量が、降伏限界(降伏変位)を超えるとその部分が塑性変形し剛性が低下して変位が急激に増大する。本論文においては荷重変位特性をバイリニアモデル(Fig.2(b))に単純化したモデルを提案する。

$$k_1 = \frac{4\pi^2 W}{T^2 g} \quad (1)$$

$$Q_y = Sc W \quad (2)$$

$$\mu = \frac{\delta_{max}}{\delta_y} \quad (3)$$

Fig.2(b)で Q_y は降伏荷重、 δ_y は降伏変形、 δ_{max} は最大変形を表し、一次剛性 k_1 は弾性剛性、二次剛性 k_2 は塑性剛性を示している。系の固有周期 T と k_1 の間には式(1)が成り立つ。ここで、 W は質点の質量、 g は重力加速度である。また、 Q_y と W の関係式(2)において降伏荷重を与える震度を静的震度 Sc と呼ぶ。前項に示した通り、塑性率 μ は式(3)のごとく δ_y と δ_{max} の比と定義する。

現行の原子力発電所の機器に対する静的震度設計においては、耐震重要度に応じて分類された、Sクラス、Bクラス、Cクラスのそれぞれの機器について、設計用静的震度として3.6 Ci, 1.8 Ci, 1.2 Ciの値が採用される[1]。ここでCiは、標準層せん断力係数 C_0 に地域係数等を考慮して建築基準法で定められる建屋の A_i 分布を考慮して求められる値である。なお、原子力発電所における C_0 には0.2が採用されている。

このバイリニアモデルに任意の地震動を入力し時刻歴弾塑性応答解析を実施することで地震力の特性に応じた荷重-変位ヒステリシス応答が出力されるとともに、地震継続時間中の最大塑性率が得られる。Fig.3は2007年新潟県中越沖地震における東京電力柏崎刈羽原子力発電所1号炉の原子炉建屋基礎版上の地震観測記録(Fig.3(a))を入力した際に得られる荷重-変位ヒステリシス応答(Fig.3(b))である。

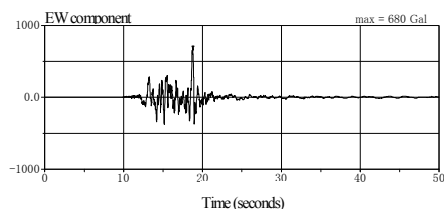


Fig.3 (a) Example of seismic ground motion

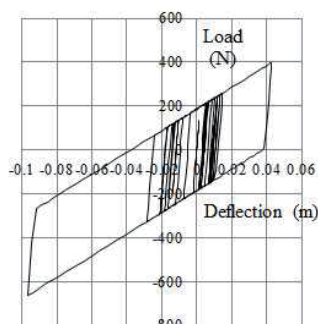


Fig.3 (b) Example of load-deflection hysteresis

さらに、静的震度 S_c を一定として固有振動数を変化させたバイリニアモデルを用いて上記の計算を行って最大塑性率をプロットすると、塑性率スペクトルが得られる (Fig.4 参照)。

ここで、実際に大きな地震動を受けた原子力発電所機器について、機器の設計上の静的震度 S_c と観測記録により塑性率スペクトルを導出して、機器の損傷ないしは機能喪失の有無と比較することにより、機器の機能維持に影響すると考えられる塑性率レベルを把握できる。原子力発電所における機器は多種多様であるため、広範囲の機器について分析を行うことで、統計的な見地から、機器の機能維持を担保する塑性率レベルの導出が可能と考えられる。

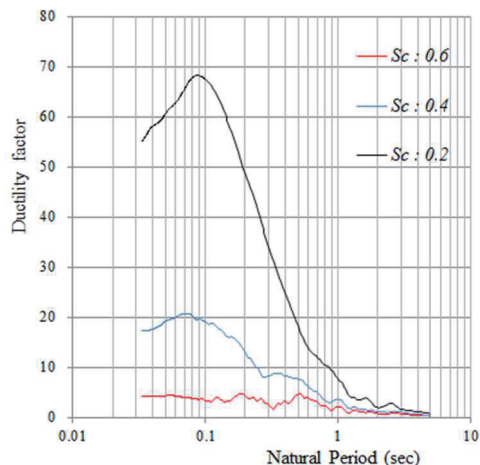


Fig.4 Example of ductility factor response spectrum

3. 静的震度設計手法の高度化

本論では、許容塑性率を満足するよう静的震度を定めて機器の設計を行う静的震度設計手法の構築を提案する。

3.1 手法の概要

許容塑性率を用いた静的震度設計の手順を Fig.5 に示す。Fig.5 は静的震度設計に用いる設計用静的震度の導出プロセスを示している。

設計者は、まず、本手法を適用できる機器を選定する必要がある。第3.3項に示す通り機器の機種ならびに損傷モードによっては本手法が適用できない可能性があるため、対象とする機器を選定する。

次に入力となる地震動を選定する。想定される地震動としては当該発電所における第4章に示す基準地震動を用いた手法が適切であると考えられる。

入力となる地震動を用いて塑性率スペクトルを導出するにあたり、静的震度 S_c を定め、バイリニアモデルを用いた時刻歴弾塑性解析を実施する。これにより求められた塑性率スペクトルが全固有周期帯において許容塑性率を下回るまで、静的震度 S_c を大きくしながら解析を繰り返す。許容塑性率を満足する静的震度 S_c を見出す。さらに、これに保守性を考慮して設計用静的震度を定め、各機器の静的震度設計に用いる。

許容塑性率を用いた静的震度設計の適用性については第3.3項に、許容塑性率の設定については第3.4項に記述する。

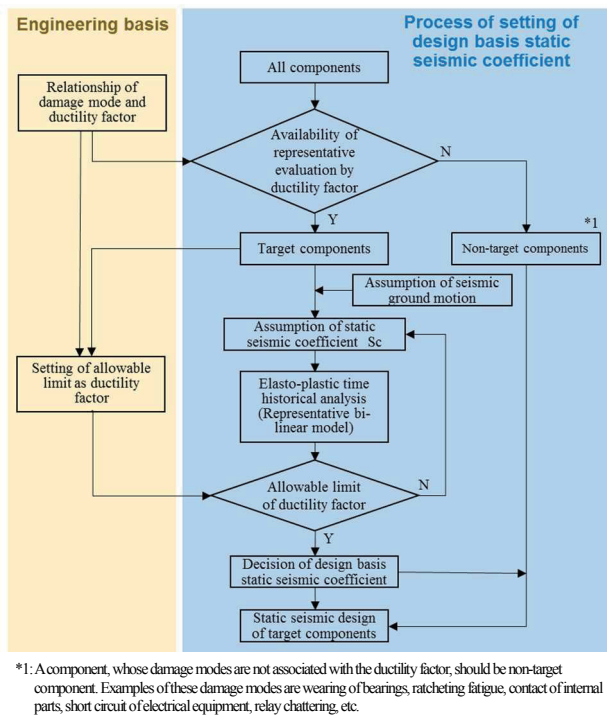


Fig.5 Procedure of setting of design basis static seismic coefficient

3.2 性能目標

基準地震動を用いた動的設計が概ね弾性設計によっているのに対して、本論が提案する静的震度設計では、基準地震動の不確実性を考慮し、基準地震動を上回る地震動を対象として、機器の損傷ないし機能喪失を防止することを性能目標とする。また、設計手法における機器の応答についても、これまでの応力ひずみ特性による評価に対して、荷重-変形特性による評価を取り入れることで、地震交番荷重のもとでの機器の弾塑性応答を、より現実的に考慮できる体系を提案する。

3.3 ガイドラインの策定

原子力発電所の自主的安全性向上を目指した機器全般の実効的な耐震性掌握のため、本手法のガイドライン化について検討した。

3.3.1 許容塑性率を用いた静的震度設計の適用性

前章に示した応答塑性率および塑性率スペクトルの算出には、1自由度系モデルを用いた。多くの機器の設計においては1自由度系モデルが用いられるが、原子力発電所の機器の機種は多様である。

そこで、本項では原子力発電所に採用される機器の機種ごとに、許容塑性率を用いた静的震度設計の適用性について検討を行う。

(1) 基本的考え方

日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008)」[7]では、機器の耐震設計手法について詳述されている。また、2007年新潟県中越沖地震を受けた東京電力柏崎刈羽原子力発電所では、予め機器の地震応答特性に基づく脆弱部位を把握した上で、地震後の点検が実施された[8]。これらの知見を踏まえ、Table1に、機器の耐震設計に一般的に用いられる解析モデルの代表例と、それらの脆弱部位および損傷モードを機種ごとにまとめた。

(2) 適用可能な損傷モード

許容塑性率を用いた静的震度設計は、地震動のもとでの塑性変形に起因する機器の構成部品の損傷または機能喪失を防止するのに有効な手法である。従って、ポンプの軸受の機能喪失、配管のラチェット疲労による機能喪失、機器の内部部品の接触による機能影響（タービン翼の接触）、電気機器の短絡、リレーのチャタリング等などの電気的な機能喪失の態様に対しては、本手法による表現は困難である。しかしながら、これらの損傷モードであっても、例えばポンプの軸受の損傷のように、機器全体の荷重-変位特性と損傷評価パラメータ（軸受の場合は軸受面圧等）との関連を明らかにすることができれば、当該部位の機能維持を許容塑性率で代表できる可能性がある。

(3) 適用可能なモデル

① 1自由度系モデル

多くの床置き機器および動的機器は1自由度系モデルで代表される。これらの機器は、機器架台の変形や基礎ボルトの破断等を最弱部位および損傷モードとして設計を行う機器であり、本論で提案する許容塑性率を用いた静的震度設計が適用できる。対象機器は、容器、熱交換器、横型ポンプ、縦型ポンプ（短尺・高剛性）、ファン（高剛性）、ディーゼル発電機、電動機、空調ユニット等である。

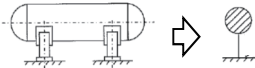


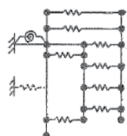


なお、これらのうち、動的機器については、別途、動的機能維持評価が求められている。

② 多質点系モデル

多質点系モデルで設計される機器については、基本的には本論とは別の手法の検討が必要と考えるが、機器の機能喪失を生じる脆弱部位（最弱部位）が把握され、かつ、当該部位の機能喪失に影響を与える振動モードが特定できる場合には、この振動モードに着目して、機器全体の荷重-変位特性を表現する等価な1自由度系モデルを定義することで、本論の手法を用いた静的震度設計を行うことが可能と考えられる。

長尺の立形ポンプ等がこれに相当すると考えられるが、地震応答の増加により、着目した最弱部位以外の部位が機能喪失を生じないよう、機器全体の機能維持について分析しておく必要がある。

Table 1 Examples of the major models of components for seismic analysis and typical vulnerable parts

Type of components	Model for seismic design	Vulnerable part and the damage mode
Tanks	One-degree-of-freedom model 	Anchor bolts (Shear fracture, plastic deformation)
Horizontal pumps	One-degree-of-freedom model 	Anchor bolts (Shear fracture, plastic deformation)
Vertical pumps (short body or strength)	One-degree-of-freedom model 	Anchor bolts (Shear fracture, plastic deformation) Bearings (Wearing)
Vertical pumps (long body)	2D multi-mass system model 	Anchor bolts (Shear fracture, plastic deformation) Bearings (Wearing)
Turbine driving pump	One-degree-of-freedom model 	Anchor bolts (Shear fracture, plastic deformation)
Motors	One-degree-of-freedom model	Anchor bolts (Shear fracture, plastic deformation)
Chillers	One-degree-of-freedom model	Anchor bolts (Shear fracture, plastic deformation)
Diesel generators	One-degree-of-freedom model	Anchor bolts (Shear fracture, plastic deformation)
Piping system	3D multi-mass system model 	Support structure (plastic deformation) Piping (Ratchetting fatigue)

3.3.2 許容塑性率の設定

(1) 地震による設備被害の整理

2.2 項に示した通り、静的震度設計を行う際の適用震度は発電所ごとに定めることで設計の合理性が得られる。本手法においても、機種に係らず、Fig.4 に例示した塑性率スペクトルから許容塑性率を満足する設計用静的震度

を一律に定めるのが合理的と考える。

ここで、許容塑性率については、対象とする機器の機種ごとあるいは型式ごとに解析に基づきこれを導出することも考えられるが、近年では実際に地震を受けた原子力発電所における知見が蓄積されているので、統計的見地から、これらの知見を整理して許容塑性率を定義することが合理的であろう。長澤、奈良林は、2007年新潟県中越沖地震を受けた東京電力柏崎刈羽原子力発電所、2011年東北地方太平洋沖地震を受けた同福島第一原子力発電所の各機器について、それぞれの地震の観測記録に基づき、塑性率の観点から被害状況を整理した[2] [3]。また、同時に2007年新潟県中越沖地震を考慮した国立研究開発法人防災科学研究所 E-Defense 試験の結果も分析した[2]。

ここでは、上記に対して、2007年新潟県中越沖地震における柏崎刈羽原子力発電所の機器について、さらに分析範囲を拡げて許容塑性率レベルを検討する (Table2 参照)。なお、本検討においては塑性率が高かったと想定される低耐震クラスの機器を中心にサンプルを抽出し、塑性率を評価した。

① 同仕様の機器の比較

柏崎刈羽原子力発電所の機器のうち、設置場所が近接し、ないしは地盤の地震応答特性が類似し、かつ仕様がほぼ同じ機器の間で損傷の有無の相違が確認されている。

1, 2, 3 号炉の主変圧器, 所内変圧器, 励磁電源変圧器について、仕様は号機間でほぼ同等である。主変圧器の塑性率は 22~25 (損傷は 2, 3 号炉), 所内変圧器の塑性率は 4 (損傷は 1, 3 号炉) (ただし, 3 号炉所内変圧器は地盤相対変位により発生した火災の影響で地震荷重による構造への影響は不明), 励磁電源変圧器の塑性率は 5 (損傷は 1, 3 号炉) であった。ここで、これら機器の評価に用いた観測記録が得られた屋外ヤードの地震計が、設置地盤の変状による影響で実際より小さな加速度記録しか得られていなかった可能性がある[2]。地震計が健全であれば、導出される塑性率も相当大きくなった可能性が高く、上記の塑性率は参考的な数値である。

Table 2 Estimated ductility factors of components under the NCO Earthquake

Area	Minimum estimated critical shear acceleration (Limit static seismic coefficient S_c) (G)	Estimated ductility factor of component with min. critical acc.	Component	Damage or loss of function
K-1	0.51	5 ^{*1}	Unit 1 Exciter Trans. ^{*3}	✓
	0.59	4 ^{*1}	Unit 1 House Trans. ^{*3}	✓
K-2	0.29	25 ^{*1}	Unit 1 Main Trans. ^{*2}	
	0.52	5 ^{*1}	Unit 2 Exciter Trans.	
	0.57	4 ^{*1}	Unit 2 House Trans.	
K-3	0.32	22 ^{*1}	Unit 2 Main Trans.	✓
	0.52	5 ^{*1}	Unit 3 Exciter Trans. ^{*3}	✓
	0.57	4 ^{*1}	Unit 3 House Trans. ^{*3}	✓
K-6	0.32	22 ^{*1}	Unit 3 Main Trans.	✓
	0.49	12	Unit 6 House Trans. ^{*2}	
K-7	0.42	14	Unit 7 Main Trans. ^{*2}	
Unit5 yard	0.26	30	No.3 Filtered Water Tank ^{*2}	
	0.26	30	No.4 Filtered Water Tank ^{*2}	✓
Service water building	24.82	Approx. 0 ^{*1}	Filtered Water Transfer Pump	
	18.23	Approx. 0 ^{*1}	Unit 1 Pure Water Transfer Pump	
	18.36	Approx. 0 ^{*1}	Unit 2 Pure Water Transfer Pump	
	17.38	Approx. 0 ^{*1}	Unit 3 Pure Water Transfer Pump	
	18.89	Approx. 0 ^{*1}	Unit 4 Pure Water Transfer Pump	
	8.27	0.18 ^{*1}	Diesel Drive FP Pump (Engine)	
	11.82	Approx. 0 ^{*1}	Diesel Drive FP Pump (Pump)	
	12.27	Approx. 0 ^{*1}	Motor Drive Fire Protection Pump	
	22.01	Approx. 0 ^{*1}	Pressure control FP Pump	
	13.00	Approx. 0 ^{*1}	FP System Fuel Tank	
	1.94	1.1 ^{*1}	Treated Water Tank	
	1.69	1.3 ^{*1}	Concentrated Water Tank	
	1.46	1.5 ^{*1}	Sulfuric Acid Storage Tank	
	0.65	7.0 ^{*1}	Warm Water Tank	
	1.23	2.0 ^{*1}	Condensation Agent Storage Tank	
	1.87	1.2 ^{*1}	Intermediate Tank	
Supply water building	12.82	Approx. 0	Filtered Water Transfer Pump	
	20.04	Approx. 0	Unit 5 Pure Water Transfer	
	27.48	Approx. 0	Unit 6 Pure Water Transfer Pump	
	25.42	Approx. 0	Unit 7 Pure Water Transfer Pump	
	6.81	0.29	Transformer FP Pump	
	10.94	Approx. 0	Diesel Drive FP Pump	
	20.86	Approx. 0	Motor Drive FP Pump	
	59.51	Approx. 0	Pressure control FP Pump	
	43.44	Approx. 0	FP System Fuel Tank	

*1: These values are reference values because accelerometer records may not be accurate.

*2: The ductility factors of the components in the blue columns are the data on which the allowable ductility factor would be 10.

*3: Since the ductility factors of the components in the yellow columns are assumed to be considerably large in practice, they are not used as a basis for setting the allowable ductility factor.

5号炉ヤードのろ過水タンク（No.3, 4ろ過水タンク）についても仕様在同一であり、かつ、隣接して設置されている。No.4ろ過水タンクの基礎ボルトが破損したのに対して、No.3ろ過水タンクには破損がなく機能を維持した。これらのタンクの塑性率は30であった — ①。

② 機能維持した機器の分析

次に損傷のなかった機器について塑性率を整理する。比較的大きな塑性率を示した機器は、1号炉主変圧器（塑性率は25（参考値））、7号炉主変圧器（塑性率は14）、および6号炉所内変圧器（塑性率は12）、No.3ろ過水タンク（塑性率は30）であった。前項と同様、地震計の影響で正しい観測記録が得られていないと考えられるものは

参考値とした — ②。

(2) 許容塑性率の設定

前項までの検討結果から、①より、損傷を生ずる塑性率の閾値が30である機器を確認したこと、②より、塑性率が10程度を超えても機器の機能が維持されていることを考慮すれば、実際の機器の損傷の閾値は20~30程度以上と考えられる（Table2, 青色の機器）。許容塑性率としてはこれに保守性を考慮した10程度を設定することが妥当であると考えられる。参考値とした1, 3号炉の所内変圧器、励磁電源変圧器については、低塑性率で損傷しており上記の許容塑性率の設定とは整合していないが、実際の塑性率は相当程度大きいものと考えられることから検討の対象外とした（Table2, 黄色の機器）。また、その他の機器の塑性率からは、機器の損傷を与える塑性率を推定するのは困難である。

なお、本検討は限られたサンプルによる検討であることから、今後は他の原子力発電所や一般産業設備における地震による被害状況を分析し、これらを統計的に整理することで、許容塑性率に関するさらなる知見の拡充が期待される。また、塑性率に着目した各種試験の実施や過去の試験の分析も有効であろう。

3.3.3 入力地震動の設定

Fig.5に示す通り、許容塑性率に基づき静的震度を決定する際に、入力地震動の設定が必要である。

基準地震動を用いた地震応答解析による動的な耐震設計においては、許容基準はおおむね弾性範囲に収まる程度の保守的なものである。本静的震度設計においては、機器の損傷ないし機能喪失を防止することを性能目標とし、機器の相当の変位を許容するので、入力となる地震動についても相当に大きいものを想定することが必要である。これにより、自然現象である地震の不確実性に対する耐震設計の多様性を向上させることができるものとする。

ここで、現行の基準[1]では、基準地震動は「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」および「震源を特定せず策定する地震動」の二つの観点から策定することとされている。本提案における入力地震動についても、これらを基本として入力レベルを検討する。

(1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動は、敷地に大きな影響を与えると予想される地震に不確かさを考慮して基準地震動を策定することとされる。したがって、塑性率の算定に用いる入力地震動についても敷地ごとに固有のものである。

Table 3 Design Basis Earthquake for KK NPS (Ominato Side Area)

DBE	Earthquakes for review		Maximum acceleration (Gal)		
			NS	EW	UD
Ss-1	F-B		1050 *1		650
Ss-2			848	1209	466
Ss-3	Katakai (in the Nagaoka Heiya Seien Fault System)	envelope	600 *1		400
Ss-4		1.5× stress drop	428	826	332
Ss-5		35° inclination	426	664	346
Ss-6	The Nagaoka Heiya Seien Fault System	1.5× stress drop	434	864	361
Ss-7		35° inclination	389	780	349
Ss-8	2004 Hokakido Rumoi Sicho Nanbu		650	330	

*1 Ss-1 and Ss-3 are derived with attenuation model.

柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動のうち「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、主に2007年新潟県中越沖地震の震源となったF-B断層、長岡平野西縁断層帯およびこれらの連動などを考慮し、それぞれの断層に対して応力降下量、断層傾斜角等の震源特性パラメータを科学的知見に基づき保守的に設定して、策定している (Table3のSs-1~Ss-7参照)。

本論で考慮する入力地震動については、基準地震動を相当に上回る規模として、簡便さの観点から基準地震動の加速度を2倍する手法を採用した。ここでは、Table3に示した基準地震動のうち、加速度の大きいSs-1およびSs-2の2倍波を検討対象とし、これらをSs-1*およびSs-2*とした (Fig.6参照)。

なお、Ss-1*およびSs-2*は解放基盤表面で定義される波であり、本来であれば、これらを用いた特定重大事故等対処施設の建屋動解析の結果を用いて検討を行うべきであるが、ここでは、便宜的にSs-1*およびSs-2*をそのまま用いて検討を行った。従って、本論での解析結果は、建屋動解析結果を用いて検討するものに比して、極めて保守的な結果を与えるものと考えられる。

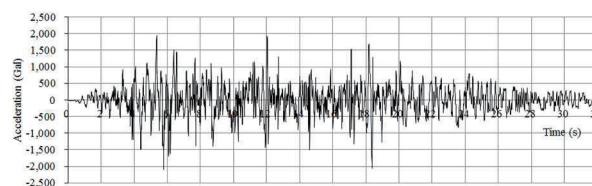


Fig.6-1 Seismic ground motion of Ss-1*

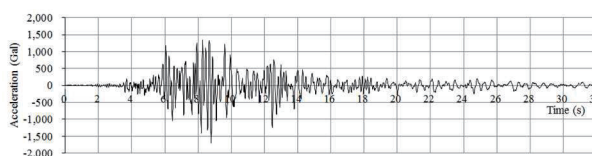


Fig.6-2 Seismic ground motion of Ss-2*

(2) 震源を特定せず策定する地震動

柏崎刈羽原子力発電所における「震源を特定せず策定する地震動」の策定にあたっては、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震 (近地地震) を検討対象地震動として選定し、これらの観測記録と敷地周辺の地盤特性を踏まえ、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を一部の周期帯においてわずかに上回る、2004年北海道留萌支庁南部地震に基づく地震動をSs-8として基準地震動に追加している (Table3のSs-8参照)。

これに対して、特定重大事故等対処施設の耐震設計にあたっては、全国で観測された地表面での地震観測記録に基づき入力地震動を定めることとする。

選択した地震動は、国立研究開発法人防災科学技術研究所が公開している強震観測網 (K-NET, KiK-net) のデータについて下記の条件で検索した地上観測波形で、3方向合成加速度が大きな上位60波形とした (Appendix Table1, Fig.7参照)。

- 1) 記録開始時刻：1996年以降2016年4月まで
- 2) 最大加速度 (3方向合成最大加速度)：
500から5000 Gal
- 3) 震央距離：0 kmから30 km

これらの地震動は、地表面で観測された地震動であり、特定重大事故等対処施設の建屋内における基準地震動による地震応答に比べて相当に大きな加速度である。

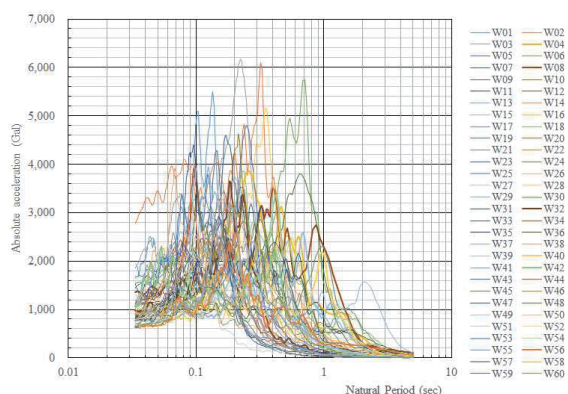


Fig.7 Seismic response spectrum based on observed near field earthquake ground motion

4. ガイドライン化における課題への取り組み

第 3.3 項では、本手法に基づく原子力発電所の機器全般への適用が可能なガイドライン化の可能性を提案した。本項では、原子力発電所の主要機器である立形ポンプ（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 残留熱除去ポンプ（外形を Fig.8, 解析モデルを Fig.9 に示す。)) を対象として、本手法に基づくガイドライン化における課題について、弾塑性解析等の既往知見を用いて検討した。

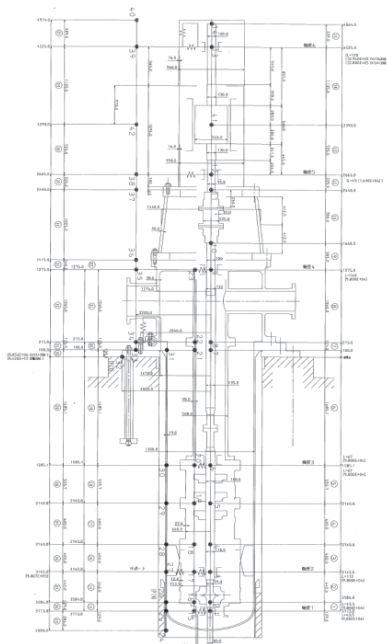


Fig.8 The outline of RHR pump
(Kashiwazaki-Kariwa NPS Unit. 7)

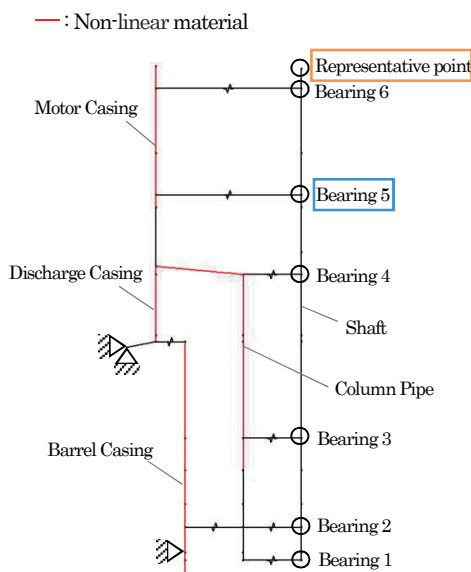


Fig.9 The elastoplastic analysis model for RHR pump

4.1 許容塑性率を用いた静的震度設計の適用性における課題

4.1.1 適用可能な損傷モード

立形ポンプに対するガイドライン適用にあたって、課題である機能喪失に至る損傷モードの特定を検討した。

現行の機器の耐震設計手法 (JEAC4601-2008) や地震の被災状況から得られた知見 (JANTI 資料「地震後の機器健全性評価ガイドライン」等) から、立形ポンプの最弱部位として基礎ボルトと軸受け部が抽出されている。

また、多質点系モデル (弾性) のプッシュオーバー解析から、電動機負荷側軸受部の応力比 (軸受荷重/基本静定格荷重) が最大 (0.076) となることを確認した。

したがって、先の既往知見と弾塑性解析の結果を踏まえ、立形ポンプの損傷モードとして、地震によって電動機負荷側軸受に生じる相対変位による荷重で軸受部が機能喪失する損傷モードを適用することによって、本手法の適用が可能であると判断した。

なお、機器全体の荷重-変位特性と損傷評価パラメータの関連については、第 4.2 項で明らかにする。

4.1.2 適用可能なモデル

一般的に多質点系モデルで表現される立形ポンプについて、本手法適用のために、等価な 1 自由度系モデルのパラメータである、①一次剛性、②降伏荷重及び③二次剛性

の合理的かつ簡便でより一般化された設定法の構築が課題である (Fig.9,10)。そこで、これらパラメータの合理的な設定法について、以下の通り取り整理した。

まず、①一次剛性 k_1 の設定に関し、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008)」[7]に示される本立形ポンプ上部の固有周期算出式(4)より、上部質量 m_1 、据付面から上部重心までの距離 h_1 、及び材料・断面特性から固有周期 T_1 を求め、(5)式より一次剛性 k_1 を算出する。なお、その検証として、多質点系モデルを用いた固有値解析により得られた固有周期と立形ポンプ上部の質量から同様に一次剛性 k_1 を算出した。両者を比較した結果、これらはほぼ同等であることから先の算出の妥当性を確認した。

$$T_1 = 2\pi \sqrt{\frac{m_1}{10^3} \left(\frac{h_1^3}{3E_1 I_1} + \frac{h_1}{A_{S1} G_1} \right)} \quad (4)$$

$$k_1 = \frac{4\pi^2 W}{T^2 g} \quad (5)$$

次に、②降伏荷重 Q_y の設定に関しては、多質点系モデルにおける弾塑性解析を実施することにより、代表点の降伏荷重 Q_y を算出することが可能である。なお、降伏荷重設定法の一般化を目指し、多質点系モデルにより得られた降伏荷重 Q_y と最弱部である軸受けを支持する部材の材料特性 (許容応力) との相関関係を導く取り組みを現在行っている。

最後に、③二次剛性 k_2 の設定に関しては、塑性率スペクトル算出にあたっての感度が低いことから、一般的に用いられている一次剛性 k_1 の 0.05 倍を二次剛性 k_2 として設定することとした。

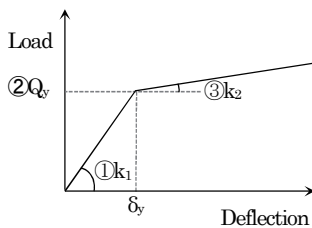


Fig.10 An equivalent one-degree-of-freedom model

4.2 許容塑性率の設定における課題

立形ポンプの軸受けを最弱部位に設定する場合、まず、軸受けが機能喪失に至る軸受け荷重値を特定する。より簡便な手法構築のため、当該荷重値として軸受けメーカーが推奨する「基本静定格荷重」を採用することが合理的である。

したがって、損傷評価パラメータとしては、軸受け荷重値とし、機器全体の荷重-変位特性と損傷評価パラメータとの対応と軸受部荷重が基本静定格荷重に至るときの機器全体の変位を合理的かつ簡便に特定する手法の検討が課題である。そこで、課題解決に向け、対象とする立形ポンプの多質点系モデルとこれと等価な 1 自由度系モデルの弾塑性解析から許容塑性率の設定手法構築を検討する。

多質点系モデルから 1 自由度系モデルへの変換を行うに際し、1 自由度系モデルが表現する部位は多質点系モデルにおいて最も変位が大きくなるシャフト最上部 (以下、「代表点」という。) とする。よって、多質点系モデルにおいて、代表点としたシャフト最上部の挙動と最弱部位である軸受けの挙動を関連付けることが出来れば、1 自由度系モデルへの変換が可能となる。これを確認するため、多質点系モデルにて材料非線形を考慮した弾塑性解析を実施し (弾塑性解析結果を Fig.11 に示す)、許容塑性率の設定手法について、下記要領 (Fig.12 参考) により合理的に設定可能であることを確認した。

- ① 全体挙動を表す代表点の P- δ 曲線を求める。
- ② 最弱部位の P- δ 曲線を求める。
- ③ 最弱部位について、対象機器の機能損失に至る点を求める。
- ④ ③から代表点の塑性率 (許容塑性率) を求める。

今後、ガイドライン化にあたっては、上記手順を踏まえ、多質点系モデルを作成することなく、より簡便に安全側の評価を可能とする等価な 1 自由度系を作成する標準的手法の構築が課題である。

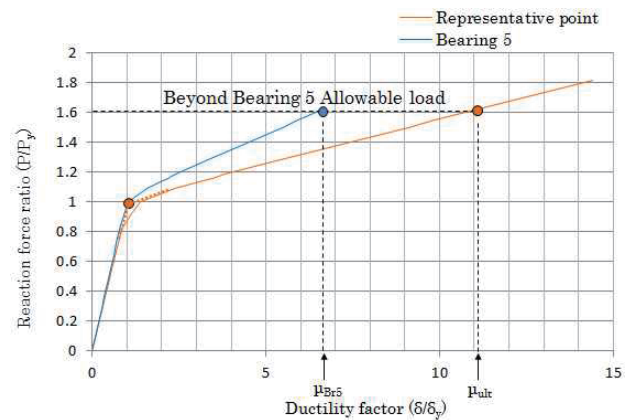


Fig.11 The result of elastoplastic analysis for RHR pump (P/Py- μ)

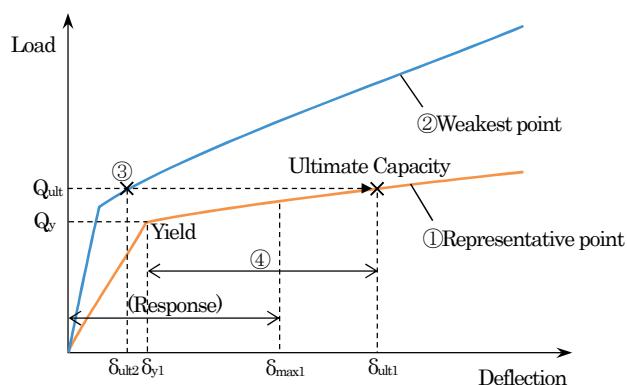


Fig.12 A derivation procedure for allowable ductility factor

結 言

本論では許容塑性率を満足する静的震度を定めて、原子力発電所の機器の静的震度設計を行う手法について提案を行った。

また、本手法のガイドライン化における課題に対する具体的取り組み状況から、本手法の成立性を科学的に示した。

今後は、現行の原子力発電所保守管理体制の範囲で、より簡便で実効性の高い静的震度設計法の構築に向け、設備の弾塑性挙動と許容塑性率に対するさらなる知見の拡充が期待される。

参考文献

- [1] 原子力規制委員会：“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解釈（別記2）、原規技発第1407092号”，pp.122-132(2014).
- [2] K. Nagasawa, T. Narabayashi: “Seismic response and its analysis for components of Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Plants in 2007 Niigata-ken Chuetsu-Oki Earthquake”, Mechanical Engineering Journal, Vol.4, No.1, pp.1-16(2017).
- [3] 長澤和幸, 奈良林直：“東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所の地震応答に関する分析について”，日本機械学会論文集, Vol.82, No.837, pp.1-18(2016).
- [4] U. S. Nuclear Regulatory Committee: “Development of criteria for seismic review of selected nuclear power plants (NUREG/CR-0098)”, (1978).

- [5] 松浦真一, 中村秀治, 小木曾誠太郎, 大坪英臣：“高速増殖炉容器の耐震座屈設計法に関する研究（第5報, 座屈解析法の適用性評価）”，日本機械学会論文集（A編）61巻585号, pp.138-146(1995).
- [6] 萩原豊, 山本広祐, 川本要次, 中川正紀, 秋山宏：“高速増殖炉容器の耐震座屈設計法に関する研究（第9報, 弾塑性地震応答下における座屈の評価）”，日本機械学会論文集（A編）64巻626号, pp.163-170(1998).
- [7] 日本電気協会：“原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）”，(2008).
- [8] International Atomic Energy Agency: “Earthquake preparedness and response for nuclear power plants, IAEA Safety Report Series No.66”, (2011).

Appendix Table1 The 60 waveforms selected from K-NET and KiK-net database

Wave number	K-NET/KiK-net Registered ID	Observation point	Estimated JMA Intensity	Epicentral distance (km)	Maximum acceleration (Gal)				
					NS	EW	UD	NS-EW-UD composition	NS-EW composition
W 01	IWTH250806140843	Ichinoseki-nishi	6.3	3	1143	1433	3866	4022	1434
W 02	AKTH040806140843	Higashi Naruse	6.4	22	1319	2449	1094	2600	2482
W 03	NIG0210410231756	Tokamachi	6.2	21	1716	850	564	1750	1747
W 04	KMMH161604142126	Mashiki	6.4	11	760	925	1399	1580	925
W 05	GIF0071102270219	Takane	5.8	13	381	1530	247	1539	1538
W 06	NIG0190410231756	Ojya	6.7	7	1147	1308	820	1501	1500
W 07	IWTH260806140843	Ichinoseki-higashi	6.0	12	888	1056	927	1372	1171
W 08	KMMH161604160125	Mashiki	6.4	2	653	1157	873	1362	1314
W 09	TCGH071302251623	Kuriyama-nishi	6.0	4	1224	835	737	1300	1297
W 10	IWTH020807240026	Tamayama	5.8	24	1019	684	594	1186	1027
W 11	HKD0200412141456	Minatochou	5.9	9	536	1127	368	1177	1176
W 12	TTRH020010061330	Hino	6.6	7	927	753	776	1142	1109
W 13	IWTH270305261824	Rikuzentakata	5.4	28	888	556	637	1098	910
W 14	IBRH131103191856	Takahagi	6.0	1	1026	526	733	1084	1037
W 15	WKYH011107051918	Hirokawa	4.9	2	754	1064	386	1084	1083
W 16	SZO0111103152231	Fujinomiya	6.3	15	501	982	501	1076	1013
W 17	IWTH250806142342	Ichinoseki-nishi	4.8	3	345	939	378	1004	944
W 18	NIG0210410231834	Tokamachi	6.1	26	816	811	220	990	969
W 19	KGS0059705131438	Miyanojo	5.9	16	902	901	288	977	977
W 20	MYG0020305261824	Utatsu	5.4	17	593	858	339	949	926
W 21	ISK0060703250942	Togi	5.9	7	717	849	462	945	934
W 22	NIG0280410231756	Nagaokashisho	6.1	15	870	706	436	921	912
W 23	KGS0029703261731	Izumi	5.2	12	727	542	246	903	902
W 24	ISK0050703250942	Anamizu	6.3	19	473	782	556	903	896
W 25	KMM0081604160125	Uto	6.2	18	882	652	771	882	882
W 26	MYGH030305261824	Karakuwa	5.0	13	809	651	460	872	819
W 27	MIEH100704151219	Geino	4.9	4	850	374	227	863	862
W 28	SMNH010010061330	Hakata	5.7	8	720	607	631	849	844
W 29	IBR0191104121407	Kita Ibaraki	5.5	19	696	502	329	847	791
W 30	KMM0061604160125	Kumamoto	6.0	2	827	616	534	843	843
W 31	NIGH010410231756	Nagaoka	6.1	15	818	655	375	841	840
W 32	KMM0091604160125	Yabe	5.7	22	777	640	187	831	830
W 33	NIGH010410231803	Nagaoka	5.8	12	742	502	384	827	797
W 34	IBRH131203100225	Takahagi	5.0	9	691	304	409	826	718
W 35	IWTH250806162314	Ichinoseki-nishi	5.2	2	688	547	670	824	727
W 36	NIG0190410231834	Ojya	6.0	12	795	637	355	821	818
W 37	NIG0180707161013	Kashiwazaki	6.3	21	667	514	369	813	812
W 38	NIG0231103120359	Tsunan	5.4	6	536	704	316	804	771
W 39	TTR0070010061330	Kofu	5.8	13	725	573	404	803	803
W 40	KMMH031604160125	Kikuchi	6.1	22	787	228	403	801	789
W 41	IWTH250806140920	Ichinoseki-nishi	4.8	22	782	210	461	785	784
W 42	KMM0111604160125	Tomochi	5.6	21	598	602	255	778	778
W 43	MIE0040704151219	Kameyama	5.3	8	716	356	323	771	764
W 44	KGS0029705131438	Izumi	5.3	16	728	443	189	756	753
W 45	NIGH110410231834	Kawanishi	5.6	22	741	534	300	754	754
W 46	IBR0191104111716	Kita Ibaraki	5.8	7	659	624	419	746	706
W 47	TKY0081407281705	Okada	4.8	5	704	269	449	744	724
W 48	IWTH030807240026	Iwaizumi	4.9	8	475	549	575	736	640
W 49	TTR0090010061330	Nichinan	5.4	13	629	595	289	729	721
W 50	TCGH071212171848	Kuriyama-nishi	4.9	2	631	338	520	727	635
W 51	MYG0059608131113	Naruko	4.8	5	324	708	292	722	720
W 52	NIG0200410231834	Koide	5.6	9	527	524	329	719	718
W 53	KMMH161604142207	Mashiki	5.6	2	465	560	518	710	668
W 54	SZO0020912180845	Itou	5.6	2	313	639	229	703	693
W 55	IBRH131104140735	Takahagi	5.2	2	536	658	353	684	683
W 56	KMM0051604160125	Otsu	5.7	11	526	482	397	669	575
W 57	KMM0091604142126	Yabe	5.3	17	569	547	94	669	669
W 58	NIG0200410231756	Koide	5.5	11	521	407	312	640	639
W 59	WKYH011107051934	Hirokawa	4.1	3	429	595	262	634	617
W 60	AZO0029703032309	Itou	5.6	6	306	587	231	631	618