解説シリーズ

原子力災害の再発を防ぐ(その4/最終回)

機械構造分野の今後の課題

東京大学 岡本孝司, 東北大学 高木敏行, 日本原子力発電(株) 植田 進

日本原子力学会の「原子力発電所地震安全特別専門委員会」傘下に設置した構造分科会は、日本機械学会の活動と連携して、機器・配管系の耐震設計における技術的課題や地震時の影響評価といった学会としても取り組んでいくべき事項について議論した。これらを「地震安全の論理」に沿って整理し、課題の過不足を検討して課題整理表に取りまとめ、ロードマップを作成した。本稿では、抽出された検討課題について述べるとともに、平成23年3月11日に発生した東日本大震災以降の原子力発電所の対応・評価状況を踏まえ、原子力発電所の耐震設計に関する余裕がどこまで分かっている、どこに課題があるのかについて解説する。

I. はじめに

日本原子力学会の「原子力発電所地震安全特別専門委員会」傘下に設置した構造分科会は、機器・配管系の耐震設計における技術的課題や、地震時の影響評価といった機械構造分野について学会としても取り組んでいくべき事項について議論した。これらの議論を「地震安全の論理」に沿って整理し、取り組むべき課題の過不足を検討して取りまとめ、ロードマップを作成した¹⁾。

原子力発電所の耐震設計には、ベースマットを含めた建屋構造の耐震、機器・配管の耐震などの設計がある。この中で耐震解析による評価と同時に、設計を行うもの(建屋構造や機器の固定部、配管の支持構造、格納容器など)以外の多くの構造物は、構造設計を行った後に耐震解析を行っている。このときの耐震設計とは基本的に耐震解析による構造設計の確認となっている。

それぞれの解析の過程では保守性を保つように設計されている。それぞれの持つ保守性は集積され総合的に大きな余裕を有することになる。構造分科会では、このような余裕を有することに着目しつつ、耐震設計において機器・配管の応答解析から強度評価までの手順の範囲を対象として、今後の耐震設計のあり方(高度化)や地震後の健全性確認のための点検・評価の標準化及び高度化に関連する技術的課題を中心に検討した。

その検討より、耐震設計のあり方、地震後の健全性確認のための点検・評価の標準化及び高度化に関連する技術的課題、地震時の設備に対する影響を表す指標の検討

といった機械構造分野の議論を「地震安全の論理」に沿って整理し、取り組むべき課題を得た。

(1) 「地震安全の論理」では、耐震設計における安全確保の概念として、①必然的にもたらされる余裕と、②自主的に確保する余裕があることを説明している。機械構造分野では、①に相当するものとして、耐震設計手法の内在する裕度の定量的把握といった課題が考えられる。②に関しては、設計者が意図して確保するものであり、裕度の定量的把握のために

- ・設計時の地震応答評価による裕度：M1
- ・設計手法による応答計算値と許容限度との間の裕度：M2
- ・設計許容限界の持つ裕度：M3

の3つに分けて考えたときには、M2に含まれてくるものとなる²⁾。

(2) 「地震安全の論理」では、耐震設計における基準地震動の位置づけを耐震重要度分類と相まって「発生する事象の原子炉への影響が異常過渡相当となり、リスクを十分に低く抑えられる地震動レベル」としている。耐震設計の高度化の課題とは、この考え方を踏まえて設計手法や許容値を検討していくこととして関連づけられる。

(3) 「地震安全の論理」では、基準地震動を科学的かつ合理的に設定できるように確率論的概念の導入を提言している。機械構造分野では、地震動(入力)が確率論的となった場合に構造基準がこれに対応していくことが課題となる。また、動的機能維持に関しても地震動(入力)が確率論的となった場合の対応がその評価方法も含めて検討すべき課題と考えられる。

(4) 安全評価体系における耐震設計の課題としては、減衰定数の見直し、動的応答評価手法の検討といった課題や免震技術のような新技術の採用が考えられる。

Prevent Recurrence of Nuclear Disaster(4); *Future Tasks in the Field of Structure and Components*: Koji OKAMOTO, Toshiyuki TAKAGI, Susumu UEDA.

(2012年 8月8日 受理)

本稿では上記の議論を踏まえ、抽出された技術的検討課題について説明する。また、東日本大震災での原子力発電所の状況や対応を踏まえ、機械構造分野での耐震設計に関して、機器の安全余裕やさらなる課題について述べる。

Ⅱ. 抽出された検討課題

1. 建屋・機器の耐震裕度の評価

基準地震動を超えるような地震動に対する現行の耐震設計に基づく建屋・機器の余裕を定量的に把握することが必要である。安全上重要な機器の耐力に関する余裕を定量的に把握し、実際にどの程度の大きさの地震動まで耐えられるのかを示しておかなければならない。現行知見に基づく耐震設計における余裕の明確化、試験や解析による要求機能に応じた許容限界等を検討し、余裕を定量的に明示することが課題となる。

施設がもつ実際の余裕は、これまでの実験結果等からすれば、大きいものと推定されるが、その余裕がどれだけあるか、耐震設計に内在する裕度や荷重等の因子のばらつきを考慮し把握しなくてはならない。

地震後の設備健全性評価に関する国等の審議会では、「設備が持つ耐震余裕」について一層の技術的解明による説明性向上が要請されている³⁾。このため、耐震バックチェックの評価実績や、耐震安全余裕に関する国の審議動向を踏まえつつ、機器・配管系の耐震余裕の定量評価に資する研究を実施していくことが必要であろう。成果は関係学協会での検討中の信頼性評価法を活用した構造基準高度化検討へ反映して行かなければならない。

2. 地震動指標の検討

原子力施設への地震入力への厳しさを表現方法として、現行の加速度(いわゆる震度)に代わる設備に対する実効的な厳しさを示す指標を構築することが重要である。

現行の加速度振幅(入力もしくは応答)をベースとした耐震安全性の評価は過度に保守的であり、合理的な地震時の対応や健全性評価に資するため、機器損傷事例と入力地震動との関係を整理し、エネルギー評価手法等の有効性の検討が必要である。

その一つとして、米国で用いられているCAV(Cumulative Absolute Velocity)の適用可能性がある。CAV値による健全性判断は、設備の応答解析等を実施せずに入力としての指標として判断できるメリットがある⁴⁾。また、短周期地震動(いわゆる短周期側のヒゲ)の影響を合理的に評価する方法としても有効である。ただし、実際の運用に当たって、判断しきい値を適切に設定するための十分なデータがそろっておらず、実地震や振動試験による被害や影響に関するデータの蓄積が課題となる。

健全性判断指標の構築に関しては、地震動に対するエ

ネルギーの評価指標の調査、調査した指標を用いた実地震記録についての試算、地震波を用いた破壊試験等による検討、また健全性判断基準としての適用性を検討していかねばならない。

3. 耐震設計の合理化・高度化

(1) 技術の進捗やデータの蓄積に基づき、機器・配管系の設計手法(地震応答解析法、許容限界)の有する保守性を定量化し、耐震設計の合理化・高度化を進めなければならない。

現行の機器・配管系の設計用減衰定数は、振動試験結果に基づくデータの下限值に保守性を持って設定されている。米国では、カテゴリーⅠの構造物及び機器の減衰定数については、SSE(Safe Shutdown Earthquake)に対して、わが国に比べ大きな減衰が用いられている⁵⁾。

合理的な耐震設計、耐震裕度の適切な評価のため、より現実的な設計用減衰定数(機器種別に応じた減衰定数、地震入力に応じた減衰定数)を設定し、これらについての規格基準化の検討が必要である。

(2) 動的ひずみ(ひずみ速度)は、鋼構造材料の機械的強度に影響を及ぼすことが知られている⁶⁾。原子力機器・構造物については延性材料が使用されており、地震による動的ひずみが構造強度に与える影響は小さいと想定される。

この影響を定量的に評価するために、配管などの機器・構造物に生じる地震時のひずみ速度を調査、検討し、想定されるひずみ速度の範囲で機械的強度との相関データを文献調査によって収集する。拡充すべき機械強度データがあれば、実験的に採取し、機器・構造物の健全性に及ぼす地震時動的ひずみの影響を検討する。この成果の規格・基準への反映も必要である。

(3) 弾塑性応答評価法の適用検討を進めることが課題となる。耐震設計で使用されている地震応答解析モデルは、設計対象に応じて各種仮定を設け、基本的には保守的な設計が達成できるよう配慮して運用されている。建屋耐震壁の復元力特性を考慮した解析のように、対象施設の実況に即した非線形性を考慮するなどして、より適正な地震応答を評価することも解析モデルへの要求事項として重要である。

機器・配管系への弾塑性応答評価法の適用拡大、弾塑性強度評価手法の適用拡大の検討も必要である。新耐震設計基準に基づく耐震バックチェックの結果から、地震荷重による発生応力が大きく、弾塑性解析による現実的な評価が有効と考えられる代表機器・構造を抽出する。抽出された代表機器について、現行のJSME設計・建設規格と強度評価、及び実現象を再現する3次元シミュレーション解析(静的、動的)を実施する。これらを比較することにより、機器の強度評価に対する弾塑性解析手法による設計余裕を検証する。また、簡易な試験体を用

いた試験と弾塑性解析による強度比較による設計余裕の検証も実施することや、弾塑性解析における地震荷重の取扱いを明確にすることで、地震荷重評価における過度な保守性を排除できる合理化評価手法の確立も必要であろう。

4. 新技術の採用

高地震地帯への立地成立性並びに標準化設計による設計効率化を目的として、実規模大の確証試験による免震設計の確証と評価法の確立により、免震構造の実プラントへの適用性検討の必要がある。非原子力分野では免震技術の適用例は拡大してきている。電気協会は平成12年に、FBR 分野での免震設計法に関する研究成果に対する調査報告書⁷⁾等、当時の知見に基づいて、発電用原子炉施設全般に対する技術指針 JEAG 4614を制定している。免震構造原子力施設の建設、特に軽水炉原子炉建屋への適用に際しては、安全性確保の面から更なる各種検証が重要である。

5. 地震後(時)の評価

(1) 地震時の機器・構造物の挙動の把握、その後の健全性評価の迅速かつ確実な実施に資するため、機器系地震観測装置の標準的な設置が必要である。

地震時に受けた機器応答のデータ取得ができれば、設計時点での評価と大小を比較すること、また許容応力等と比較することで、詳細な解析をせずに地震後速やかに構造・機器の損傷の有無やさらには健全性の確認が可能となる。また、比較的大規模な地震発生による機器応答のデータが取得できれば、解析手法の高度化にも役立てることが可能となる。これを実現するために、データ取得の必要な代表機器、部位の選定、データ取得の方法を、線量等の測定環境も考慮して総合的に評価・検討することが課題となる。

(2) 地震後の設備の健全性を確認し、プラントを再起動するために点検・評価の基準を策定することが必要である。地震の影響を受けた機器の健全性について、解析結果と点検を相互に関連づけて解析の結果に応じて重点的な点検を実施する等、設備点検の基本的な考え方を策定し、点検項目に応じた効果的な点検方法を定めなければならない。

地震後の設備点検には、大まかには地震後速やかに設備の状況を確認するための点検と地震応答解析の結果と併せ設備の健全性を総合的に評価する点検がある。また、国、学協会、民間での地震安全に関わる機器構造分野では、解析結果に応じて重点的な点検を実施する等、設備点検と相互に関連づけた検討が行われている⁸⁾。これらの検討成果を基として、今後の点検基準として損傷モードに応じた点検項目を策定し、適切な点検方法で実施できるように地震時の点検ガイドラインを策定するこ

とが重要となる。

さらに、点検が精度良く広範囲に適用可能となれば、解析結果の検証にも役立てることが可能となる。このため、地震後の設備点検の基本的な点検項目を整理し、点検項目に応じた点検方法を開発していくことも必要である。

6. 地震 PRA 手法の充実

地震による原子力発電施設の有するリスクを、例えば炉心損傷頻度という確率的な指標として示すことが可能である地震 PRA をより充実させることが重要である。

機器構造分野では、すでに述べたように、耐震余裕をより定量化することや機器耐力データベースを整備することで損傷確率評価の精度向上に寄与していくことができる。荷重の種類に応じて設計係数を許容される破損確率を満足するように定める荷重・耐力係数設計手法的な概念の適用検討、動的機能維持評価における耐震余裕を検討して機器の損傷確率分布を表すフラジリティ特性を改善していくこと、さらに長期的にはリスク情報を活用し設計段階のみならず、運転や保守における管理と連動して安全確保の方策を配分するといったシステム化規格の概念への拡張を検討していくことが望まれる。

Ⅲ. 機器の応答と安全余裕(東日本大震災後の対応を踏まえて)

1. 機器の安全余裕の考え方

原子力発電所の安全設計においては、数多くの重要な機器のうち、一つが故障(損傷)した場合に発生しうる様々な事象(内的事象)を考察し、原子炉が健全であることを確認する作業を実施する。しかし地震や洪水などの外的事象においては、複数の機器が同時に損傷する可能性がでてくる。このため、外的事象の検討においては、設計基準事象に対して、重要な機器の損傷そのものを防止することをもって、安全を担保する思想がとられている。この方法の弱点は、考慮した設計基準事象が最大の荷重であることが証明できないことにある。

一般の機器設計においても、最大荷重の不確定性が大きいシステムを設計しなくてはならないことがある。最大荷重の不確定性が小さい、つまり、最大荷重を超える可能性が非常に低い場合には、機器が損傷するまでの余裕を小さくすることができる。例えば、機器の使用圧力は、安全弁の設定圧力を超えることはほとんどない。このため、安全弁の設定圧力で十分持つ設計をすればよいことになる。一方、最大荷重の不確定性が大きな地震のような場合、大きな余裕を持って設計を進めることが一般的となっている。

50年前に原子力発電所を設計する場合にも、不確定性の大きな地震をどのように考えるかが課題であった。不確定性が大きいため、当時の設計では極端に大きな荷重を設定して設計を行っていることも多い。スペクトルで

図示すると、数倍の荷重を考慮している場合もあり、古いプラントの方が、大きな安全余裕がある場合も多い。近年の地震学の発展により、不確定性が当時よりは減ってきているが、それでもやはり大きな不確定性がある。このため、現在の耐震設計においても、比較的大きな安全余裕をとっている。

I 章で議論したように、耐震設計で考慮している余裕は、M1 (解析に含まれる余裕)、M2 (評価値と制限値の差)、M3 (制限値に含まれる余裕) の3種類に分解することができる。

M1 には、解析手法の保守性による余裕が主に含まれる。これには、減衰係数の保守的な設定(実際の減衰は設定よりも大きいため、実際に掛かる荷重は少なくなる)、床応答スペクトルの保守的な設定(振動数に対して最大応答加速度が機器に掛かると設定することにより、実際よりも大きな荷重がかかる)、スペクトルの拡幅(地震動設定の不確かさを考慮し、10%スペクトルを拡幅するため、大きな荷重を加える)などのものが含まれる。

M2 についての具体的な設定例については、ストレステストで評価されているので、次節で検討する。

M3 には、規格で見込まれている余裕のほかにも、規格よりも実際の構造物物性値の方が大きいことによる余裕も含まれる。

これらの余裕のほかにも、システムとしての余裕があるが、これについては4節の確率論の項で検討する。

2. 機器の安全余裕とストレステストによる評価

安全余裕を決定論的に評価しようとしたのが、ストレステストである。設計基準を超えて荷重を大きくしていくと、どこで安全余裕が食いつぶされるかを保守的に評

価したものである。

重要な機器それぞれについて、どの程度の安全余裕があるかを設計基準地震をベースとして評価している。これは、第I章及び前節で考察したM2に相当する。不確定性の大きな荷重に対しては、M2を比較的多くとることが行われている。なお、ストレステストでは、M1及びM3についての余裕については原則として考慮していない。一部、蒸気発生器伝熱管など、現実的な許容値を用いているものもあるが、その場合は、その旨を議論して評価がなされている。またM1に対しても、一部、スペクトルの拡幅などを行っていない場合もあるが、これについても議論はなされた上で用いている。M1及びM3には大きな余裕が含まれているが、原則としてこれらの余裕については考慮しないことで、保守的な余裕を算出している⁹⁾。

分厚いストレステストの報告書には、この安全余裕が定量的に示されている。機器の安全余裕には、機能が担保されるまでの余裕と定義できる。この機能の中には、大きく分けて動的機器と静的機器他の機能維持に分けられる。第1表に大飯3号機の報告書¹⁰⁾から、代表的な静的機器及び動的機器他の評価結果を抜粋して示す。

静的機器は、配管や容器などの構造物であり、圧力バウンダリーを構成している。これらのバウンダリーの損傷を防ぐために、地震によってかかる応力をシミュレーションによって解析し、損傷を起こす応力よりも十分に小さな値であることを確認する。この安全余裕は最低でも2倍程度ある。第1表に示されているように、静的機器では、大きな余裕を取っている。特に配管が損傷することによって、LOCA(冷却材喪失事故)につながることから、十分に大きな余裕をもって設計がなされている。

第1表 大飯3号機のストレステスト評価結果例(報告書¹⁰⁾より抜粋)

	設備	設置場所	耐震	損傷モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	余裕 (b/a)
静的 機器	余熱除去系配管	C/V	S	構造損傷	MPa	181	361	1.99
	1次冷却材配管	C/V	S	構造損傷	MPa	130	348	2.67
	主蒸気系配管	C/V, E/B	S	構造損傷	MPa	117	257	2.19
	原子炉容器	C/V	S	構造損傷	MPa	131	375	2.86
	蓄圧タンク	C/V	S	構造損傷	MPa	99	254	2.56
	ほう酸タンク	E/B	S	構造損傷(座屈)	—	0.45	1	2.22
動的 機器 他	タービン動補助給水ポンプ	E/B	S	構造損傷	G	0.77	1.4	1.81
	内燃機関(ディーゼル機関)	E/B	S	構造損傷	G	0.51	1.0	1.96
	主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)	E/B	S	構造損傷	G	1.8	6.1	3.38
	1次冷却材圧力計	C/V	S	構造損傷	G	1.96	6.43	3.28
	メタクラ	C/B	S	構造損傷	G	0.61	1.10	1.80
	ドロップ盤	C/B	S	構造損傷	G	0.74	2.00	2.70

ストレステストで、保守的に考えた結果としては、2倍を切っている機器もあるが、M1やM3に分類される評価の保守性を考慮すれば、工学的には最低2倍程度の安全余裕があると考えられる。

一方、ポンプやバルブなどの動的機器や、電気盤等の機能維持を確認するのは、一般的には、実際に振動台で揺らして確認することになる。しかしながら、振動台の性能に限界があり、また、動的機器はなかなか壊れないため、実際に壊れる加速度が求められている機器はあまりない。評価上は、振動台で揺らすことのできた最大加速度で壊れなければ、その加速度を限界加速度と保守的に評価している。例えば、実際に10Gで壊れる機器があったとしても、5Gまでしか実験ができなかった場合、10Gではなく5Gを限界加速度と保守的に評価している。第1表に具体的な値を示す。例えば、大飯3号機でクリフエッジ(断崖の先端の意味で、状況が大きく変わる限界を表す)となったメタクラ(メタルクラッド形配電盤)の許容値は1.1Gとなっているが、これは、上下方向に対して、健全性を確認した加速度が1.1Gということである。水平方向については、4Gまで実験で確認されているが、残念ながらこの加速度以上の実験がなされていない。ストレステストにおいては、クリフエッジになるのは、この動的機器等の試験最大加速度がほとんどである。これも、工学的に判断すれば約2倍程度の余裕は含まれていると考えられる。

なお、ストレステストでは、荷重が大きくなって余裕がなくなると、機能を失うと想定している。実際には、この判定基準にもM1やM3といった、さらなる余裕が含まれている。また、バックアップを含めて複数の同じ機能を持つシステムが用意されていることが多い。このため、余裕がなくなれば、すぐに炉心損傷に至ると考えるのは間違いであることに注意したい。

3. 数値振動台と動的機器

実際に動的機器を振動台で揺らして、機能喪失を起こす加速度を実験的に評価することは困難である。これは、大型機器を壊すまで揺らすことのできる振動台が現実的でない場合が多いためである。

そこで、FEM(有限要素法)などの数値シミュレーションを用いて機能喪失実験を行うことが現実的であろう。数値振動台として、動的機器の機能喪失試験を行って、現実的な安全余裕を評価することが重要であると考えられる。実験で数値振動台の検証と妥当性確認(V&V)を確実に実施し、不確かさを定量化した上で、数値実験によって機能喪失を起こすまでの安全余裕を定量化することが重要である。また、このデータは、後述のPRAの基礎データとして用いることも可能であり、ぜひ数値振動台の評価を進めることが重要であろう。

4. 確率論的リスク評価

非常に巨大な地震などによって、機器が機能維持でなくなる、つまり、安全余裕を超える荷重が来た場合、一気に全てが駄目になるかということと実際はそうではない。前章の6節で地震PRAの重要性について述べたが、機器の損傷は確率的であり、大きな荷重ほど損傷する機器の数が増えてくることになる。そこで、確率論的な安全評価を併用し、安全性を確認することが必要になる。

これが残余のリスクと呼ばれて2006年の耐震指針¹¹⁾に導入された。確率論的に評価して、設計基準地震を超えた場合に、どれだけのリスクがあるかを評価し、それが十分許容できるレベルであるかを考察する。安全余裕だけに頼るのではなく、確率的にリスクを捉えて、それが十分許容できるレベルであることを確認することも重要である。一つの手法では限界があり、複数の指標及び手法で確認を行うことで、より充実した評価が可能になる。

残念ながら、この地震のリスクの研究自体が、残余のリスクが十分小さいことを確認するという目的のために導入されたために、大きな課題が残った。確率論であるため、本来は最適もしくは最確のデータを用いて評価を進める必要がある。これによって、確率分布を求めることで、最確の確率とその周りの不確かさを考察することが重要となる。しかしながら、残余のリスクでは、確率分布ではなく、保守的に最も大きな確率を求めることに注力がなされた。考えられる最大の確率を求め、それを残余のリスクとして、十分小さいことを証明しようとした。実際の確率はもっと低いことになる。しかし、実際の確率や不確かさの評価に対しては、あまり研究が進まなかった。

保守的なリスクではなく、本質的なリスクを評価することが必須であり、今からでも遅くはないので、より現実的なリスクを算出することと、より不確かさが小さくなるような研究を推進すべきであろう。

5. 東日本大震災による重要な機器構造の損傷の有無

東日本大震災により、福島第一原子力発電所はシビアアクシデントを起こし、現在も収束作業が続けられている。福島第一原子力発電所の事故は、津波により電源が喪失し、原子炉が冷却できなくなったことがその直接要因である。なお、津波襲来前には、M9という地震が発電所を襲っている。地震の規模は、ある意味、地震学の常識をくつがえす大きな地震であったが、その地震によって原子力発電所に加わった荷重は、ほぼ設計で考慮していた荷重の範囲内に収まった。一部の振動周波数帯で、想定を超えているスペクトルが観察されているが、上記のように、現状の耐震設計は、少なくとも2倍以上の余裕を持った設計を実施していることから、重要な機器・配管・構造物については、損傷は考えにくい。原子

力安全・保安院の評価でも、ほぼ弾性範囲内に収まっていることが確認されている¹²⁾。また、津波が来襲するまでの圧力・水位などのデータを見ると、原子炉1次冷却材圧力バウンダリーの損傷は考えにくい。以上のように、今回の東日本大震災に対しても、揺れに対する耐震設計は十分に機能したと推定されている。

IV. ま と め

耐震設計における機械構造分野の技術的課題や地震時の影響評価といった学会としても取り組んでいくべき事項について記述した。さらに、平成23年3月11日に発生した東日本大震災以降の原子力発電所の対応・評価状況を踏まえ、あらためて原子力発電所の耐震設計に関して機器構造の余裕がどこまで分かっていて、どこに課題があるのかについて解説した。

地震は、世界中で発生する。今回の地震のように、地震学が必ずしも十分でないことも明らかになっている。つまり、少なくとも2倍以上の余裕があるということでも十分である、と思考を停止してはいけない。今回の地震の新知見を、耐震設計に反映するとともに、安全余裕の考え方を含め、より良い設計に改善していくことが必須である。より大きな地震が発生することを想定し、確率的な評価を実施することによって、そのリスクを明らかにすることも進めなくてはならない。数値シミュレーションを駆使し、その信頼性を評価しつつ、より良い耐震設計を目指すことが必須である。また、地震、津波以外にも、考慮すべき外的事象は数多くある。これらの事象を分類し、余裕を定量化し、リスクを評価し、より高い原子力安全を目指し続けていくことが今後の課題である。

— 参 考 資 料 —

- 1) 「原子力発電所の“地震安全”に関する検討報告書—地震安全ロードマップ—」, 日本原子力学会原子力発電所地震安全特別専門委員会編, 2012年3月20日発行。
- 2) 岡本孝司, “機器の応答と安全余裕”, エネルギーレビュー, (2011年10月号), pp.49-53.
- 3) 原子力発電所の耐震安全性に係る信頼性の一層の向上を図るための今後の取組みについて(平成21年1月 原子力安全・保安院)。
- 4) Regulatory Guide 1.166, “Pre-Earthquake Planning and Immediate Nuclear Power Plant Operator Postearthquake Actions,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.

- 5) Regulatory Guide 1.61, “Damping Value for Seismic Design of Nuclear Power Plants,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- 6) 「動的繰返し大変形を受ける溶接構造物の脆性破壊性能評価方法」(日本溶接協会 WES 2808:2003)。
- 7) 「発電用新型炉技術確証試験事業報告書」(日本原子力発電 平成17年3月発行)。
- 8) 「地震後の機器健全性評価ガイドライン[地震前計画と地震後の点検・評価]」(日本原子力技術協会中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会 平成24年3月発行)。
- 9) ストレステスト(一次評価)に関する審査の視点(案), (平成23年11月14日 原子力安全・保安院, 原子力安全基盤機構)。
- 10) 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所3号機の安全性に関する総合評価(一次評価)の結果について(報告)」添付5 (平成23年10月 関西電力)。
- 11) 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針, (平成18年9月19日 原子力安全委員会決定)。
- 12) 「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(建築物・構造, 機器・配管系の地震応答解析結果)[東京電力(株)福島第一, 第二原子力発電所]」(平成23年12月9日 原子力安全・保安院)。

著 者 紹 介

岡本孝司(おかもと・こうじ)
東京大学
(専門分野/関心分野)原子力安全工学, 原子炉熱工学, 可視化学など

高木敏行(たかぎ・としゆき)
東北大学
(専門分野/関心分野)非破壊検査, 劣化の非破壊評価, 機能性材料

植田 進(うへだ・すすむ)
日本原子力発電(株)
(専門分野/関心分野)系統計画, 構造・強度