機械・電気設備への影響評価

柏崎刈羽原子力発電所の安全上重要な機械・電気設備に、中越沖地震による有意な損傷はなかった。本稿では日本原子力技術協会に設けられた SANE 委員会の検討結果として、検査と解析の組合せによる健全性評価の枠組み、設備点検と解析評価の事例、地震後の再起動に関する検討状況を紹介する。

東京大学名誉教授 野本 敏治

I. はじめに

新潟県中越沖地震後の柏崎刈羽原子力発電所では、設備への影響評価が完了した号機より運転が再開されつつある。点検・評価に携わった多くの関係者に敬意を表するとともに、災害から得られた貴重な教訓を広く共有することが、原子力発電を進めていくために必要である。

中越沖地震を契機に、原子力安全・保安院、原子力安全委員会、新潟県がそれぞれに審議会を設置し、設備健全性について入念な検討を実施していることは周知のとおりであるが、関係学協会もまた専門家による委員会を設置し、それぞれの立場から検討を進めてきた。日本原子力技術協会も「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会(主査：野本敏治)」(SANE 委員会：Structural Integrity Assessment for Nuclear Power Components experienced Niigata Chuetsu-Oki Earthquake)を発足させ、構造強度・検査・耐震などを専門的分野とする学識経験者と、電力・メーカ関係者が一同に会することになった。

SANE 委員会では、まず重要設備に外見上の大きな損傷がないことを確認し、健全性評価をどのように具体化するか模索しながら、検査と解析の組合せによる評価フロー、想定される損傷モード、考慮すべき事象について議論を開始した。約 3 年にわたる検討のなかで地震後の設備健全性評価が進展し、教訓を今後に反映させるための活動を継続している。本稿では、SANE 委員会で作られた知見をもとに設備への影響評価の一端を紹介する¹⁾。

II. 地震による設備の損傷状況

2007 年 7 月 16 日に M 6.8 の中越沖地震が発生し、柏崎刈羽原子力発電所を直撃した。原子炉建屋基礎版上の観測加速度が設計時の動的地震力による最大加速度応答値を大きく超えたものとなった(第 1 図)。

安全上重要な耐震重要度 A, As クラスの設備に有意な

Report on the Structural Integrity Assessment of the Nuclear Power Components by the JANTI Committee : Toshiharu NOMOTO

(2010 年 9 月 29 日 受理)

損傷はなく、原子炉内も全号機の点検結果、機器に影響を与える損傷・変形・脱落などの異常はなかった。

従前より耐震設計段階では、様々な不確定要素に安全側の判断を加えており、設計基準には多くの保守性があることが知られていたが、静的地震力(建築基準法で定められた静的地震力の 3 倍を考慮)や様々な設計上の保守性に起因する裕度が重要設備を守ることが示された。

その一方で、耐震グレードの低い変圧器、排気ダクト、構内道路、事務所等が大きく損傷した。中越沖地震後の柏崎刈羽原子力発電所設備の損傷の状況を第 1 表に示す。

第 1 図 新潟県中越沖地震の概要

第 2 図 主変圧器の損傷
(基礎ボルトの破断)

第 3 図 ろ過水タンクの損傷
(象脚座屈)

第 4 図 循環水配管の変形状況

被害の多くが屋外設備に発生した。なかでも所内変圧器とタービン建屋をつなぐケーブル部の基礎が沈下したことにより、変圧器の中に入っていた絶縁油が漏れ、ショートによる発火で発生した火災が生々しく報道されたことは記憶に新しい。その他にも大きな重量物を基礎ボルトで固定しているような構造や、地盤沈下により相対変位が生じるような個所に大きなエネルギーが生じ破損に至った事例が散見された。(第2, 3図)。

ろ過水タンク基部の全周にわたる象脚座屈は、FEM解析による円筒形容器の座屈挙動シミュレーションにより、構造強度評価の知見拡充に活用されている。

また地震で変形が生じた屋外埋設配管の事例として、3号機循環水系配管の下部マイタ管がある(第4図)。FEM解析の結果、土中の外圧座屈に対する裕度は水門鉄管技術基準で要求されている裕度を大きく上回り、継続使用に支障がないことが確認されている。

Ⅲ. 発電設備の地震影響評価

1. 安全規制上の地震に対する要求事項

地震後の機器への健全性評価は、耐震安全上の重要な機器が地震荷重を受けた後もその機能を維持しており、「止める」「冷やす」「閉じ込める」という安全機能により設備の安全性が確保されることにある。

「発電用原子力設備に関する技術基準(省令62号)」第5条には耐震設計に係る要求事項が定められている。この技術基準は性能規定化されており、原子力安全・保安院が定める解釈により、耐震設計の具体的な方法は「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601)」に基づいて実施することとされており、ここに規定された各運転状態における容器、配管、支持構造物等の要件を満足することにより、地震による破断、崩壊などの損傷を防止することが求められる。

また、技術基準(省令62号)における耐震設計以外の要求事項として、第9条で設備の材料および構造に関する要求があるほか、各設備に対して安全上要求される機能

に係る事項がその他の条項に定められており、その具体的な方法は関連する学協会規格によることとされている。これらの法令や学協会規格により、地震後の原子力発電所の機械・電気設備への影響評価は、機器レベル、系統レベル、プラント全体での評価と順を追って進められる。

ここで機器レベルの評価では、地震荷重により機器が実際に経験した応力状態に基づいて構造健全性を評価する。また、機能維持の評価は、地震時に作動することが要求される動的機器に対して回転機器の作動性などの機能を評価している。

さらに耐震性については、平成18年9月に改定された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に対応することが求められている。東京電力では本指針に照らして策定した基準地震動Ssによる耐震安全性評価を行い、安全上重要な機能を有する設備について耐震強化後の地震応答解析結果を取りまとめた。さらに各号機の耐震安全性を向上させるために耐震強化工事(配管サポート追加・強化、排気筒の強化、原子炉建屋・天井クレーンの強化、燃料取替機の強化など)を実施している。

2. 検査と解析の組合せによる評価の枠組み

SANE委員会では、機器レベルの構造健全性評価について、設備点検と地震応答解析の組合せにより全体フローのなかで個別検討課題を抽出し、WGを設置して具体的な検討を重ねた。健全性評価に資するデータ補強が必要な場合には、追加試験の進め方を検討した。地震後の設備健全性評価、耐震安全性評価に関するフローと各WGの位置づけを第5図に示す。

地震を受ける容器、配管、支持構造等の機器に想定される損傷モードとしては、破断、崩壊、過大な変形(座屈を含む)、疲労損傷の累積とき裂の発生等を評価した。

また、経年事象(SCC、減肉など)についても考慮することとした。

地震後の健全性確認のための解析の評価は、設計段階における想定地震に対する評価と異なり、既知の構造・材料特性値を用いた、より精度の高い評価が可能であ

第1表 中越沖地震後の発電所設備の損傷状況

耐震クラス	設備の例	損傷
As	・原子炉圧力容器 ・原子炉格納容器 ・制御棒	なし
A	・非常用炉心冷却系 ・原子炉建屋	なし
B	・タービン設備 ・放射性廃棄物処理系	一部軽微な損傷を確認(原子炉建屋天井クレーン走行継手部)
C	・主発電機 ・変圧器 ・所内ボイラー	所内変圧器、主排気筒ダクト、消化系配管など

第5図 構造健全性評価、耐震安全性評価の位置づけ

る。さらに採取された地震観測記録と、地震時のプラント状態から、地震時に作用した荷重を推定し、機器の状態(損傷の有無、変形や破損状況など)を補完的に説明することが可能である。

SANE 委員会の当初の課題であった点検と解析の組合せによる健全性評価の枠組み、疲労寿命の評価、塑性ひずみ測定、締結部材の検査、原子炉压力容器基礎部の弾塑性手法適用などの成果は、東京電力による健全性評価報告や国の様々な審議プロセスの中で間接的に活用されている。以下にその具体的な事例を紹介する。

3. 設備点検・検査手法の検討事例

発電所の膨大な設備を点検・検査していくためには、第6図に示すとおり、各設備に共通的に実施する目視点検・作動試験等の基本点検と、基本点検や地震応答解析の結果に応じて実施する追加点検(分解点検・非破壊試験等)に分けて事前の点検計画が作られる。

点検実施に際しては、遵守すべき関係法令・基準と、点検・評価者に必要とされる力量を明確にし、地震による損傷部位を的確に予測して設備点検に反映する体制が重要となる。

SANE 委員会では、遵守すべき基準等を明記し、点検・評価者に必要とされる資格について検討した。また、NDI などとともに塑性ひずみの評価、基礎ボルトの健全性評価の評価方法について提案した。

これらの検査手法は原子力発電設備のみならず、産業設備全般の検査手法にも適用できるものであり、「地震発生後の検査手法ガイドライン(仮称)」として取りまとめることとしている。

(1) 塑性ひずみの検出手法

中越沖地震直後の混乱のなか、仮に配管系が大きく揺れて塑性変形が生じたと想定した場合に、目視点検では容易に検出できない塑性ひずみを、据付状態のまま測定・評価することが可能か否かについて、検討する必要性が生じた。

SANE 委員会では検査技術を幅広く調査し、候補としてビッカース硬さ測定、磁気特性検出などの評価手法適用の有効性を評価、現場での作業性も考慮に入れて硬さ測定法を選定した。

第7図には、原子力発電所の代表的な配管材料の塑性ひずみと表面硬さの関係を示す。一般に表面硬さは塑性ひずみの増加に伴い増加する傾向があるが、表面硬さと塑性ひずみに相関があることを実験室における基礎的な評価で確認した。さらに原子力発電所内での作業性を考慮した結果、表面硬さ測定を有効な塑性ひずみ検出手法として選定し、具体的な測定方法として定めることとした²⁾。

硬さ測定による塑性ひずみの評価は、これまでに柏崎刈羽発電所の1, 5, 6, 7号機の耐震設計グレードの高

第6図 点検・検査手法

第7図 表面硬さと塑性ひずみの相関確認試験結果
(ポータブルビッカース硬さ計)

い配管の追加点検に適用された結果、いずれの配管も有意な硬さ上昇はなく、地震による有意な塑性ひずみは生じていないことが確認されている。

(2) 基礎ボルトの検査手法

地震による損傷モードとして想定すべきもののひとつに、機器を固定する基礎ボルトのねじ部谷底からのき裂の発生がある。基礎ボルトは先端部を除いてほとんどがコンクリート等に埋設されているため、SANE 委員会では超音波探傷方法(UT)による検査手法を検討し、ねじ部谷底を対象としたモックアップ試験を経て、基礎ボルトの具体的な検査方法を提案した。第8図に压力容器基礎ボルトの試験結果を示す²⁾。

これまでに柏崎刈羽発電所の1, 5, 6, 7号機の压力容器を含む代表機器の基礎ボルトに本検査方法が適用さ

第8図 UTによる基礎ボルト点検結果
(原子炉压力容器基礎ボルト)

第9図 各機器の発生応力に占める地震荷重の割合

れた結果、いずれの基礎ボルトも欠陥は検出されず、健全であることが確認されている。

4. 解析評価の検討事例

(1) 配管系の地震応答解析

発電所設備のなかで大きな物量を占める配管系は、第9図に示すように、容器などの単体機器に比較して地震荷重の影響が大きいことがわかる。一方で、この配管系は設計上の評価基準値を超えて、大きな裕度を有していることが、加振台を用いた耐震実証試験や実設備での地震経験から確認されている。

したがって耐震設計技術指針(JEAG 4601)による評価の保守性を踏まえ、状況に応じて弾塑性解析手法を適用することや、余裕の適正化を図った規格類の適用検討、合理的な耐震性評価手法を追求することが必要である。

また耐震設計上の裕度に定量的な考察を加え、わかりやすく説明していくことも今後の検討課題である。

(2) 低サイクル疲労寿命評価

地震荷重を受けた耐震重要度 A, As クラスの配管系の健全性評価では、有意な変形や割れが発生しないことはもちろんのこと、地震の交番荷重による疲労損傷を、設計疲労曲線を用いた疲労累積係数により評価することが重要である。

一般に、鉄鋼材料が塑性変形するとひずみ硬化が生じ、塑性ひずみの負荷により低サイクル疲労寿命は減少し、高サイクル疲労寿命は増加することが予想される。そこでSANE 委員会では、あらかじめ塑性ひずみ(予ひずみ)を与えた材料の疲労試験を実施し、低サイクル疲労寿命に及ぼす塑性ひずみの影響について検討した。

予ひずみを付与した材料の低サイクル試験結果の一例を第10図に示す。ここで、横軸は等価破断繰返し数で、予ひずみを付与したときの繰返し数を予ひずみ付与後の疲労試験の繰返し数に加算した破断繰返し数である。この試験では最大16%(±8%)の予ひずみを与えたが、予ひずみの付与に関わらず、疲労寿命は既存データとほぼ同等であり、予ひずみ範囲16%(±8%)までの試験では疲労寿命への影響は認められなかった²⁾。

第10図 オーステナイト系ステンレス鋼の疲労試験結果

またいずれの試験結果からも、設計疲労曲線に対しては十分な余裕が確保されていることを確認した。

(3) 原子炉本体基礎部の耐震安全評価

原子炉本体基礎部(RPV ペDESTAL)は、第11図に示すように、鋼板円筒殻の内部にコンクリートを充填した構造となっている。原子炉建屋—原子炉格納容器—RPV ペDESTALを連成させた地震応答解析を実施する場合、これまではRPV ペDESTALを弾性と仮定した解析を実施しており、建屋系に比較して相対的に重量の小さいRPV ペDESTALの応答挙動は、重量の大きい建屋系の応答の影響を受けることになる。そこで原子炉本体基礎部の地震応答解析を地震時の挙動を実態に合わせ、ABWR, BWR 5 型プラントのそれぞれについてRPV ペDESTALの弾塑性モデルを作成し、地震応答解析と強度評価を実施した。

弾塑性モデルの作成に当たっては、鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針(SC 指針)をもとに、RPV ペDESTALの固有の構造様式、隔壁方式のSC 構造などを考慮して、スケルトンカーブおよび履歴特性をモデル化した³⁾。

第12図にRPV ペDESTALの検討フローを示す。補正案に基づく弾塑性モデルを用いて基準地震動Ss に対する地震応答解析を実施し、円筒部、基部アンカ部など各部に生じる応力が許容値を満足していることを確認した。

第11図 RPV ペDESTALの構造(ABWR)

※1 SC 指針：鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針 JEAG4618-2005

第12図 RPV ペDESTALの弾塑性モデル検討フロー

Ⅳ. 地震後の再起動プロセスの検討

中越沖地震後の柏崎刈羽原子力発電所のみならず、昨今の大地震を経験した国内原子力発電所では、再起動までに多大な時間を要している。将来の予期せぬ地震発生に備えて対応方法を事前に定めておくことは、地震後のプラント再起動に至る点検・評価プロセスを的確かつ効率的に実施するために有効である。安全確保を大前提に原子力発電所の設備利用率を向上させていくことも、今後の課題である。

このため SANE 委員会では、柏崎刈羽原子力発電所の地震経験から得た知見を活用し、地震後のプラント再起動に至る点検・評価プロセスについて検討することとした。

すでに米国では EPRI ガイドラインや学協会において地震前計画と地震後の対応について基準類が整備されており^{4,5)}、IAEA においても地震前後の対応をまとめたレポートがまとめられつつある。

SANE 委員会では、中越沖地震での経験や海外動向を踏まえて、地震前の計画と地震発生直後から再起動に至るまでの設備の点検・評価の考え方と手順を、ガイドライン案として取りまとめており、その構成を第13図に示す。

地震後の再起動にあたっては、地震後の点検・評価による設備健全性の確認、必要に応じて実施される補修の完了が基本であり、ガイドライン案の特徴として以下の

第13図 地震前後の点検・評価ガイドライン案の構成

点が挙げられる。

- ・点検対象部位の事前検討や健全データの採取など地震前に実施する項目を明確にする。
- ・地震発生後の時間推移により、対応を4つの実施区分(A～D)に分ける。
- ・地震動レベル(3段階)、設備の損傷状態レベル(4段階)に応じて点検・評価の対応ケースを決める。
- ・観測された地震動がSsを超える場合は、地震動特性に応じた対応ケースを決める。

仮にこれらの考え方に基づいて、安全関連設備が損傷していないケースに当てはめると、系統機能試験を経て速やかに運転を再開、その後で観測された地震動を用いた耐震安全評価を行うことになる。

SANE 委員会では、ガイドラインを整備する上での検討課題も抽出しており、各対応ケースで規定される点検対象や点検方法の具体化、実プラントへの試適用、区分設定根拠の明確化など、ガイドライン制定に向けた検討をすすめている。

Ⅴ. おわりに

地震国にあって安全確保を第一に原子力発電を推進し、原子力発電が地球温暖化対策で期待される役割を果たしていくためにも、地震経験から得た貴重な知見は体系化・一般化し、伝承していくことが必要である。耐震に関わる広範な学問体系を俯瞰し、様々な技術開発課題に効率的に取り組むために、関係学協会の中でも(社)日本原子力学会が中心的に果たす役割は大きいものと思われる。その活動に期待するものである。

— 参考資料 —

- 1) 中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価 平成19, 20, 21年度中間報告, 日本原子力技術協会. (<http://www.gengikyo.jp/KikakuKijun/NomotoLinkai/index.html>)
- 2) 大岡紀一, 他, 「柏崎刈羽原子力発電所における地震後の健全性評価」特集号, 非破壊検査, Vol. 59, (2010).
- 3) 菊地利喜郎, 他, “原子炉本体基礎の弾塑性モデル化手法に関する研究”, 2010日本建築学会大会予稿集, (2010).
- 4) *Guidelines for Nuclear Power Plant Response to an Earthquake*, EPRI NP-6695, EPRI, (1989).
- 5) *Nuclear Plant Response to an Earthquake*, ANSI/ANS-2.23-2002, (2002).

著者紹介

野本敏治(のもと・としはる)

東京大学 名誉教授
(専門分野)構造力学, 溶接工学, システム工学