巨大地震に対する 耐震評価実証技術の高度化への取り組み

Approach to Developing Evaluation and Verification Technology of Seismic Integrity for Huge Design Earthquake

福士直己 Naoki Fukushi 朝倉伸治 Shinji Asakura 柏倉潤 Jun Kashiwakura 日高章隆 Akitaka Hidaka 飯島唯司 Tadashi Iijima



図1 機器基礎定着部の地震時健全性実証試験全景(東京電力株式会社委託研究) 実地震を模擬した動的な交番荷重による載荷実証試験を独立行政法人防災科学技術研究所兵庫耐震工学研究センターの実大三次元震動破壊実験施設(E-ディフェンス)で実施した。

日立は、日本人の手によって初めて耐震解析と設計が実施された中国電力島根原子力発電所1号機(国産初号機, 1974年運転開始)の建設以来、高性能20 t振動台の設置 (1977年)や、数々の原子力設備に対する試験研究の実施 を通じた耐震実証技術の確立など、その黎(れい)明期から、 わが国における原子力発電所の耐震設計の技術開発をリー ドしてきた。

1995年の兵庫県南部地震をきっかけとし、地震工学が飛躍的に発展したことなどを背景として改定された「発電用原子 炉施設に関する耐震設計審査指針」(命令等の公布日・決 定日:2006年9月19日)では、設計用の基準地震動Ssの大 幅な見直しが実施されるとともに、従来の静的地震動による 設計に加えて鉛直地震動に対する動的地震応答評価が追 加された。 日立はこれらの動向に対応し, 耐震評価実証技術の高度 化を図ってきたが, その後, これまでの設計用地震力を上回 る規模の宮城県沖地震(2005年)や, 能登半島地震および 新潟県中越沖地震(2007年)が発生したことから, さらなる耐 震安全性の実証技術や設計上の余裕を評価するための技 術の高度化が必要となっている。日立は, いっそう厳しくなる 耐震設計条件に対し, プラントの耐震安全性確保を目的とし て, 計画エンジニアリング部門, 構造設計部門, 研究開発部 門が一体となり, 巨大地震に対する耐震評価実証技術の高 度化に全力を挙げて取り組んでいる(図1参照)。

1. はじめに

新潟県中越沖地震では,東京電力株式会社柏崎刈羽原 子力発電所(以下,柏崎刈羽発電所と記す。)において設計 用地震動を大幅に上回る地震動が観測されたが,原子炉の 安全を守るための重要な機能は適切に維持された。耐震重 要度分類上,重要な機器・システムはもちろんのこと,一般産 業施設と同等の耐震性を確保している機器・システムにおい ても,ほとんどの設備の健全性が確認された。この事実は, 耐震設計の各プロセスにおいて十分に保守的な手法や評価 条件を採用してきたことなど,これまでの耐震設計の適切さと 現実的な余裕の実態を示したものと考えられる。

ここでは、巨大地震に対する原子力発電所の耐震安全性 評価実証技術の高度化への最新の取り組みとして、地震時 における設備の構造健全性や機能の評価技術高度化に向 けた取り組み、地震時の機器・配管系の健全性評価条件の 適切化と地震時支援システムの開発と実用化例などについて 述べる。

2. 耐震設計に内在する余裕とその構成

設備の耐震設計に内在する余裕は,耐震設計の各プロセスにおいて設定される保守的な手法や設計条件などが耐震 設計全体として積み上がり,大きなものとなっている。

これらの機器・配管系の各設計段階での余裕は,許容限 界を設定する際の保守性に起因するもの,解析により設備の 設計応答値を求める際に含まれる保守性に起因するものなど に大きく分類されると考えられる。機器・配管系の現実的な破 損限界に内在する余裕の構成概要を表現した一例を図2に 示す。

これらの設計余裕の構成を踏まえたうえで,耐震安全評価 に重要な個々の評価実証技術の高度化に関する日立の最 新の取り組み事例を以下に述べる。

3. 耐震安全性評価実証技術の高度化への取り組み

3.1 大変位炉心応答時の原子炉停止機能評価技術の確立 に向けたアプローチ

BWR(Boiling Water Reactor:沸腾水型原子炉)の燃料集 合体は、8×8、あるいは9×9の格子状に配置された燃料棒が、 チャンネルボックスと呼ばれる正方形の筒状の容器に収納さ れた集合体構造であり、1,100 MWe級の原子炉の例では、 約800体の燃料集合体が炉内に設置されている。炉内に設 置された燃料集合体の地震時振動特性を把握することは、 炉心耐震解析上の重要事項の一つであり、水中燃料体群に 関する基礎試験に基づく流体連成効果・減衰・見掛け質量効 果の検証などがこれまで行われてきた。

また,地震時に原子炉を安全に「止める」には,制御棒を 確実に挿入することが必要であり,日立は,燃料集合体の変 位応答と制御棒の挿入時接触抵抗が制御棒挿入性に与え る影響を把握するために,前述の基礎的な振動特性試験



図2 設備の応答値と設計許容限界などの関係

設備の応答値と設計許容限界の関係,また、その中に存在する余裕の構成 概念を示す。

データを用いた地震応答解析結果に基づき, 炉心の大変位 を想定した条件での世界初の制御棒の動的挿入専用実証 試験装置を1975年に開発し, 設計目安値の燃料変位40 mm を超える,約60 mmまでの挿入性実証を確認している^{1).2)}。

これらの試験によって得られた知見に基づき,制御棒挿入 シミュレーション解析評価手法を開発している(図3参照)。独 立行政法人原子力安全基盤機構では,財団法人原子力発 電技術機構多度津工学試験所(当時)の大型振動台による 実証試験(図4参照)で80 mmを超える大変位炉心応答に対 する制御棒挿入機能限界試験を実施しており³⁾,日立は主な 業務を行い,本シミュレーション解析評価技術の妥当性を検 証している。

さらに、今後予想されるさらなる巨大地震や余裕確証に備 えた大変位炉心応答における機能実証のため、地震時制御 棒挿入の専用試験設備(図5参照)を新設する(建設中)など、 耐震性評価手法のさらなる高度化に向けて取り組んでいる。



図3 大変位炉心応答における制御棒挿入性解析の概要 地震時に発生する制御棒と燃料集合体の接触による抗力と制御棒駆動機構 の挿入力から、挿入時間を解析している。



図4 大変位炉心応答における制御棒挿入試験の概要(独立行政法人 原子力安全基盤機構:機器耐力その2 BWR制御棒挿入試験) 財団法人原子力発電技術機構多度津工学試験所(当時)の大型振動台に よる制御棒挿入試験体と、その試験結果を示す。計算結果と試験結果はよく 一致している。



図5 地震時制御棒挿入性専用試験設備の概要

日立GEニュークリア・エナジー株式会社が建設中の大変位燃料応答評価用 制御棒挿入試験専用設備の概要を示す。

3.2 鉛直地震動と非線形挙動に対する適切な評価法の確立 に向けたアプローチ

前述の耐震設計審査指針の改定に伴い,これまで静的に 扱っていた鉛直方向地震力についても,水平方向と同様に 基準地震動に基づく動的な応答評価が導入されている。

独立行政法人原子力安全基盤機構では,原子炉建屋の 上層部にあって,鉛直地震動の影響を受けやすいクレーン類 のすべり・浮き上がり・衝突を含む非線形応答挙動の解明と, 落下防止装置の有効性を確認するとともに,耐震安全評価 手法を確立することを目的として,独立行政法人防災科学技 術研究所兵庫耐震工学研究センターの実大三次元震動破 壊実験施設(E-ディフェンス)にて天井クレーンの実機スケール



図6 天井クレーン振動試験体の全景〔独立行政法人原子力安全基盤 機構:動的上下動耐震試験(クレーン類)〕

E-ディフェンス大型振動台上に設置された実機縮尺比 1/2.5の試験体モデルを示す。



図7 天井クレーン落下防止装置実証の概要

車輪が上下動によって浮き上がり、レールを越えようとしたときに、脱線防止ラ グが機能してレール上に着座した試験状況を示す。

(縮尺: <u>15</u>)モデルによる試験を実施しており,日立は主な業務を行っている(図6参照)。ここでは,鉛直地震動が大きかった柏崎刈羽発電所6号機での観測記録の1.5倍相当の水平および鉛直の3方向同時入力加振などを実施し,鉛直地 震動により車輪が浮き上がり,レールを越えようとするときに,脱線防止ラグやトロリストッパが設計どおりに機能して,クレーンの落下を防止していることを実証している(図7参照)⁴。

3.3 地震時の機器定着部の健全性実証に関するアプローチ

原子力発電所に設置される機器・配管のコンクリート定着 部は,現行では静的な載荷耐力試験研究結果に基づく設計 基準³に基づく設計を行っているが,ここでは,実地震を模擬 した動的な交番荷重を載荷した実証試験をE-ディフェンスに おいて実施した内容について詳述する(図1,図8参照)。

これにより、動的荷重が機器に作用したときのコンクリート定 着部の挙動や耐力、載荷後の残存耐力などを確認し、現行 耐震設計手法の余裕などの基本的な知見を得た。試験では、 残留熱除去系熱交換器を模擬した試験体に対して、新潟県 中越沖地震の柏崎刈羽発電所7号機観測波、新規基準地 震動Ss相当波および振動台加振性能最大の地震波として、 柏崎刈羽発電所1号機観測波の1.7倍の加振が実施された。 その結果、基礎ボルトおよびコンクリートの発生荷重は許容荷 重に対して大きな余裕を持ち、コンクリートの表面および内部 の観察結果からもコンクリートが健全であることを確認した。



(b)引き抜き加力試験体FEM解析モデル

注:略語説明 FEM(Finite Element Method)

図8 引き抜き加力試験休およびFFM解析モデルの概要

F-ディフェンス大型振動台上に設置された引き抜き加力試験体とFFM解析于 デルを示す。



図9 最大入力加振結果

共振波により加振した引き抜き加力試験体の応答荷重を,現行の設計規格 式の値と比較して示す。定着部には現行の設計許容荷重の4倍以上の荷重が 入力されたが、定着部にひび割れなどの損傷は発生していない。

また加振後の静的引き抜き試験により、加振後の基礎ボル トおよびコンクリートが設計許容値以上の耐力を有しているこ とを確認した。

定着部に引き抜き力が作用する引き抜き加力試験体に,振 動台で載荷できる最大の荷重を入力した試験では. 設計許容 値を大きく超える加振に対して定着部の健全性が維持され, 設計許容荷重に余裕があることが確認できた。(図9参照)。

3.4 高経年化に対する耐震安全性確認へのアプローチ

財団法人原子力発電技術機構および独立行政法人原子 力安全基盤機構では,原子力設備の耐震余裕を確認するこ とを目的に、これまで大型振動台を用いた実機配管モデルの 耐震試験プロジェクトを実施し、基準の約8.5倍の変形が生じ る地震入力を繰り返すことで配管を意図的に破壊させるなど、 地震時終局強度を把握している"。同様に,経年劣化を想定 した機器・配管系の耐震余裕を評価しておくことは重要であ り、日立では、経年劣化による状況を想定した機器・配管の

破損挙動の解明や破損評価方法の確立を目的とした研究・ 開発についても積極的に取り組んでいる。

内部流体の流れによる減肉の発生を想定した減肉配管に 対する先進的な取り組みとして、局所減肉模擬の形状(以下、 減肉部と記す。)を有するエルボ配管の低サイクル疲労挙動 に関する研究について以下に述べる。

(1) き裂発生位置・方向の予測

減肉部の大きさや位置をパラメータとしたFEM (Finite Element Method)解析を実施した。解析結果とエルボ配管試 験体を用いた低サイクル疲労試験結果の概観を図10に示 す。解析から得られた最大ひずみ範囲の発生位置と, 試験 における貫通き裂の発生位置が一致していることがわかる。 また、減肉部の大きさや位置により、き裂の発生方向は異な るが, 解析による最大ひずみ範囲の方向と垂直方向にき裂が 発生していることがわかる。

(2) 破損繰返し数の予測

減肉部の大きさおよび位置によって,減肉した配管の破損 繰返し数は異なる。FEM解析を用いて評価した減肉部を有 するエルボ配管の最大相当ひずみ範囲と. 破損繰返し数の 関係を図11に示す。減肉部を有するエルボ配管の最大相当 ひずみ範囲と、破損繰返し数の関係は繰返し数50回から300 回程度の範囲において, 配管材の機械的特性から評価され る疲労曲線とおおむねよい一致を示していることがわかる。な お、当該疲労曲線は試験データに基づくものであり、設計時 に採用する疲労曲線は,安全率を考慮して保守側に設定さ れている。

すなわち、減肉部の大きさ、および位置を把握することに よって, 減肉した配管の破損繰返し数を解析的に予測するこ とが可能である。



図10 減肉部を有するエルボ配管の有限要素法解析結果と低サイク ル疲労試験結果の比較(横浜国立大学との産業共同研究) き裂発生位置はひずみ振幅が最大となる位置であり、き裂進展方向は最大ひ ずみ振幅の方向に対して垂直方向である。



図11 減肉部を有するエルボ配管の疲労寿命の予測

実線は材料の引張強さσ_δや真破断ひずみεfなどの機械的特性から評価される 疲労曲線を示す。

3.5 動的評価適用減衰比の適正化に向けたアプローチ

現行の設計規格では,燃料貯蔵プール内に設置される使 用済燃料貯蔵ラックの設計用減衰定数は,気中における溶 接構造物と同等の1%を用いている。しかし,現実的には,水 中での流体連成効果やラックと使用済燃料体とのガタなどに よる減衰効果が存在することが知られている。実際のそれら の減衰効果を把握するため,独立行政法人防災科学技術 研究所(茨城県つくば市)研究施設の大型振動台において, 水を張った水槽内に実機燃料貯蔵ラックを設置し,その振動 試験を実施した(図12参照)。

その結果,水中での実機使用済燃料貯蔵ラック(角管市 松配列型50体ラック)の減衰比は,使用済燃料集合体が装





使用済燃料貯蔵ラックに模擬使用済燃料体を装荷した試験ケースを(a)に、 ラック本体のみの状況を(b)に示す。



図13 使用済燃料貯蔵ラック減衰定数試験結果の例

角管市松配列型ラック(50体ラック)での試験結果を示す。かっこ内の数値は 模擬燃料集合体の装荷率である。

表1 現実的応答評価試評価ケース

実機の残留熱除去系配管モデルを対象として、耐震設計に内在する余裕を 解析的に評価する試算を実施した。

ケース	解析方法			述喜中粉	許容値(許容応
		FRS拡幅	水平・鉛直組合せ	减表比划	力状態Ⅲ₄S)
А	スペクトル モーダル解析	±10%	絶対値和	2.0%	規格基準値
В		なし	絶対値和	2.0%	規格基準値
С		なし	SRSS	2.0%	規格基準値
D	時刻歷解析	—	代数和	2.0%	規格基準値
Х	時刻歷解析	—	代数和	7.5%*1	規格基準値
Y	時刻歷解析	—	代数和	7.5%*1	材料証明書*2
Ζ	主蒸気系配管管台FEMによる応力係数の保守性をケースYに乗じて余裕度を算出				

注:略語説明ほか FRS(Floor Response Spectrum), SRSS(二乗和平方根)

*1:減衰定数の現実的な値としては、過去の試験などから想定され る平均値として7.5%を用いた。

* 2:材料証明書より求めたSm=167 MPaと20℃でのJSME規格値 137 MPaの比を規格基準による許容値(274 MPa)に乗じた。



図14 現実的応答評価試評価結果例

実機残留熱除系配管に対する各検討ケース(表1)における現実的応答の余 裕を示す。

荷されていない場合でも5%以上,全数装荷時には7%以上 が現実的であることが確認され,従来の減衰定数の保守性 を示す試験結果が得られている(図13参照)。

3.6 実機における現実的応答評価の試算

耐震設計に内在する余裕を解析的に評価する試みとして, 実機の残留熱除去系配管モデルを対象とし,新潟県中越沖 地震の柏崎刈羽発電所7号機の入力に対する余裕の試算を 実施した。その結果,現在の設計評価手法と比べ,現実的 な評価条件[設計床応答スペクトルの拡幅の有無,現実的な 減衰定数の採用,解析手法およびモデル化の精緻(ち)化な ど]の適用により,許容限界に対して5倍以上の余裕があるこ とが確認されている(表1,図14参照)。

4. 地震直後の機器・配管系の影響評価と地震時支援 システム開発に向けたアプローチ

原子力発電所の社会的役割は大きなものであることを踏ま え、日立では、地震動の大きさや地震発生中あるいは発生 後に発電所が受けた影響を、中央制御室・電力会社各所・ 公的関係機関へ迅速かつ的確に伝達するシステム(地震時



図15 センサネットによる地震時支援システムの概要 地震発生時の応答を原子力発電所内に設置された加速度センサーから無線 でデータベースに収録,分析評価し,機器配管系の評価を迅速に行う。

支援システム)の実用化への検討を進めている。

これは,原子炉安全停止の確実性の向上,不要な風評被 害の回避や対策検討への早期着手を目的に検討するもので あり,地震計などで観測された加速度などのデータを,センサ ネット(センサー付き無線端末を空間に散在させ,それらが協 調して環境や物理的状況を採取することを可能とする無線 ネットワークであり,日立製作所ワイヤレスインフォベンチャカン パニーが供給する)を用いて無線で送信し,発電所が受けた

執筆者紹介



福士 直己 1980年日立エンジニアリング株式会社入社,日立GE ニュークリア・エナジー株式会社 日立事業所 原子力計画 部 所属

現在,軽水炉プラントの耐震計画・設計に従事



朝倉 伸治 1988年日立製作所入社,日立GEニュークリア・エナジー株 式会社 日立事業所 原子力計画部 所属 現在,軽水炉プラントの耐震計画・設計に従事 日本機械学会会員



柏倉 潤

1982年日立製作所入社,日立GEニュークリア・エナジー株 式会社 日立事業所 原子力設計部 所属 現在,軽水炉プラントの炉内予防保全設計に従事 日本原子力学会会員 影響について迅速に関係各所へ情報伝達する支援システムである(図15参照)。

これまで,設計データベースレベルでの検討は実施されて きているものの,センサネットによるリアルタイムに迅速な対応を 可能としたシステムはなく,日立はその実用化に向けた検討 を進めている。

5. おわりに

ここでは、巨大地震に対する原子力発電所の耐震安全性 評価実証技術の高度化への最新の取り組みとして、地震時 における設備の構造健全性や機能の評価技術高度化に向 けた取り組み、地震時の機器・配管系の健全性評価条件の 適切化と地震時支援システムの開発と実用化例などについて 述べた。

日立は,現在,経済産業省の指導の下,電気事業者が鋭 意進めている耐震設計審査指針の改訂に伴う耐震バック チェック評価や実地震発生時の実プラント健全性評価の実施 経験を積み上げながら,さらなる電気事業者のニーズに応え るべく,耐震安全性評価技術のさらなる高度化を図っていく 考えである。

参考文献

- 2) 笠井,外:沸騰水型原子力発電所の耐震性研究,日立評論,60,2,99 ~102(1978.2)
- 2) 三木,外:沸騰水型原子力発電所の信頼性向上対策,日立評論,62,9, 623~628(1980.9)
- 3) 平成17年度原子力安全基盤機構年報(2006.12)
- 4)動的水平・上下動を用いたクレーンの実機モデル振動台試験結果の概要 (試験結果速報),独立行政法人原子力安全基盤機構(2008.11)
- 5) JEAG4601-1991, 原子力発電所耐震設計技術指針 追捕版, 日本電気 協会
- 6)長澤,外:動的交番荷重下の機器基礎定着部の健全性評価検討,日本地 震工学会・大会論文(2008.11)
- 7) 平成14年度原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 その1 配管 系終局強度,財団法人原子力発電技術機構



日高 章隆

1996年日立製作所入社,日立GEニュークリア・エナジー株 式会社 日立事業所 原子カプラント部 所属 現在,原子力発電所の予防保全業務における配管設計に 従事

飯島 唯司

1994年日立製作所入社,機械研究所 第三部 所属 現在,原子力発電施設の耐震設計にかかわる研究開発に 従事

日本機械学会会員