

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力発電部会

■ 2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 | ■ 会場 共通教育棟2号館 3F 36番

[2L_PL] 東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）及び運転期間延長認可に係る審査対応について

座長: 堺 公明(東海大)

[2L_PL01] 東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）に係る審査対応について

*近江 正¹ (1. 原電)

[2L_PL02] 東海第二発電所の運転期間延長認可に係る評価について

*伊藤 信郎¹ (1. 原電)

[2L_PL03] BWRメーカーによる許認可対応への取組について

*今野 隆博¹ (1. 日立GE)

原子力発電部会セッション

東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）
及び運転期間延長認可に係る審査対応について

Safety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

(1) 東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）
に係る審査対応について

(1) Great Efforts to Pass Safety Review (Permission for Change in Reactor Installation and Approval of Plan for Construction Works) in Order to Comply with the New Regulatory Requirements for Tokai-II Power Plant

*近江 正¹¹日本原子力発電株式会社

原子力発電部会企画セッションの目的

東海第二発電所は、沸騰水型炉として初めて 40 年超の運転期間延長認可を受けたプラントである。また、東北地方太平洋沖地震時に外部電源が喪失し、更には東日本の太平洋側に面しているため、津波の影響も受けたプラントでもある。

この東海第二発電所が、運転開始から 40 年である平成 30 年 11 月までに運転期間延長認可を受けるためには、新規制基準に基づく原子炉設置変更許可、及び工事計画の認可を取得する必要があった。

本セッションは、3つの講演から成り、まずは、沸騰水型炉として最初に運転期間延長認可を受けるまでに必要となる原子炉設置変更許可、及び工事計画認可の取得に係る審査対応の概略を紹介する。次に、運転期間延長認可のための評価内容について紹介し、最後に、メーカーとして設備設計から評価に至る対応内容について、具体的に紹介する。

1. 原子炉設置変更許可の概要

1-1. 審査の経緯

東海第二発電所は、平成 26 年 5 月 20 日に新規制基準の適合性に係る原子炉設置変更許可申請を原子力規制庁に提出した。平成 30 年 9 月 26 日に原子炉設置変更許可を得るまでの約 4 年 4 カ月間に、審査会合は 97 回、現地調査は 2 回、申請書の補正は 6 回を数えた。

1-2. 審査中に変更した内容

審査中に得られた最新データの反映、審査会合で原子力規制庁から出された疑問点への対応等により、原子炉設置変更申請内容を以下の通り変更した。

基準地震動見直し（最大値）	: 901 ガル	⇒ 1,009 ガル
防潮堤の設計変更	: セメント固化盛土	⇒ 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁
非難燃ケーブル	: 防火塗料を塗布	⇒ 難燃ケーブルへの取替、防火シートの設置
その他	: 代替循環冷却系、緊急用海水系など新設	

1-3. 基準地震動の見直し

耐震設計に用いる地震動（基準地震動：Ss）については、強い地震が発生する領域をより発電所に近づけ、かつその強さを大きく設定するなど不確かさの重ね合わせを追加したこと等により、最大値は 901 ガルから 1,009 ガルとなった。

1-4. 防潮堤の設計変更

基準津波による防潮堤前面の最高水位が標高 17.1m になることを踏まえ、前面が標高 20m、側面が標高 18m

の防潮堤を設計した。当初申請では、総延長の約 8 割を「セメント固化盛土」とする計画であったが、より一層強固で十分な支持性能を有する「鋼管杭鉄筋コンクリート防潮堤」に変更し、鋼管杭は岩盤まで到達させて支持する構造とすることによって、地盤の強制的な液状化を仮定した場合であっても安全性を確保できるよう変更した。

1-5. ケーブルの内部火災への対応方法変更

安全機能を有する機器に使用されているケーブルのうち、非難燃ケーブルを使用している部分について、「防火塗料による対応」から、先行例を参考に「難燃ケーブルへの取替えと防火シートの設置」に変更することとした。

1-6. 格納容器破損防止への対応

万一、既存の残留熱除去系設備による原子炉格納容器の冷却が出来ない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系 2 系統を追加する。これにより、原子炉格納容器圧力逃がし装置の起動を回避、または遅らせることが可能になる。

1-7. 緊急用海水系の設置

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、緊急用海水ポンプで熱交換器に海水を送水することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する。

2. 工事計画認可の概要

2-1. 審査の経緯

原子炉施設の詳細な設計内容及び工事の方法に関して記載した工事計画を、平成 26 年 5 月 20 日に申請し、平成 30 年 10 月 18 日に認可を得るまでに、審査会合は 15 回、現地調査は 1 回、申請書の補正は 5 回を数えた。第 5 回の補正では本文一式約 45,000 頁、補足説明資料一式約 20,000 頁であった。

審査では、工事計画（申請書本文）の各設備の仕様に関する事項（要目表）及び各設備の基本設計方針が、原子炉設置変更許可申請書に記載された設備の仕様（種類、個数、容量など）及び設計方針と整合していることを説明した。

同時に、工事計画（申請書本文）の各設備が、技術基準規則の各条文に適合するものであることが議論された。東海第二発電所や沸騰水型原子炉の特徴から、審査会合において鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性など計 22 項目が論点として議論になったが、最終的に基準適合性が確認された。

また、申請した品質保証計画における品質保証の実施に係る組織、保安活動の計画、保安活動の実施、保安活動の評価及び保安活動の改善に係る事項について、品質管理基準規則の要求事項に適合していること、並びに工事計画に係る設計が、品質保証計画に基づき実施されたこと及び工事、検査が同品質保証計画により計画されていることについても確認された。

2-2. 原子力規制委員会委員・規制庁職員による現地での確認

審査の一環として、各種設備の実証試験（鋼製防護壁止水機構の加振試験等）について、原子力規制委員会委員・規制庁職員により現地での確認が行われた。

*Tadashi OUMI¹

¹The Japan Atomic Power Company

原子力発電部会セッション

東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）
及び運転期間延長認可に係る審査対応についてSafety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change
Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II
Power Plant

(2) 東海第二発電所の運転期間延長認可に係る評価について

(2) Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

*伊藤 伸郎¹¹日本原子力発電株式会社

1. はじめに

原子力発電所では、機器・構造物の運転に伴う経年劣化事象に対して、点検や取替等の保全により安全性・信頼性を維持している。また、国内外のトラブル事例や最新知見を踏まえ、日常的な点検では検知が困難な経年劣化事象については、劣化試験や定量的な評価を行うことで、安全性・信頼性を確認している。これらを高経年化技術評価として取りまとめ、60年の運転期間を想定した機器・構造物の健全性を確認するとともに、評価結果に基づく追加保全策を抽出し、長期保守管理方針として策定してきた。

一方、福島第一原子力発電所事故を受けて原子炉等規制法が改正され、原子力発電所の運転期間は40年を原則とし、その満了までに原子力規制委員会の認可を受ければ、1回に限り最大20年まで延長できるとする運転期間延長認可制度が導入された。

制度導入後、加圧水型軽水炉（PWR）については3基のプラントの運転期間の延長が認可されており、沸騰水型軽水炉（BWR）である東海第二発電所についても、2018年11月に運転期間の延長の認可を受けた。

運転期間の延長の可否を判断するために、原子炉等の『特別点検』を実施し、この結果や監視試験結果等を踏まえた高経年化技術評価を『劣化状況評価』として取りまとめ、抽出した追加保全策を『保守管理に関する方針』としてまとめることで、適切な保全を行うことで60年の運転に際して十分な安全性を有することを確認している。

ここでは、東海第二発電所の運転期間延長に係る評価について紹介する。

2. 運転期間延長に関する評価

2-1. 特別点検

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器と、原子炉建屋に代表されるコンクリート構造物については、重要性や取替の困難性より、十分な安全裕度を考慮した設計となっている。これまでの高経年化技術評価においても、これらの機器・構造物については、長期運転を考慮しても十分な安全性を有するものと評価してきた。これら設計や評価の裏付けと、現時点での安全性を確認するために『特別点検』を行っており、異常のないことを確認している。

具体的に、原子炉圧力容器については、燃料による中性子照射の影響が大きい炉心領域について母材を含む全面の超音波探傷試験を実施するとともに、プラントの起動・停止時の過渡の影響の大きい給水ノズルコーナー部について渦電流探傷試験を実施した。さらに、圧力容器底部の溶接部等の目視試験や渦電流探傷試験、基礎ボルトの超音波探傷試験を実施している。

原子炉格納容器については、内外面の塗装の状態を目視により確認した。高所には足場を設置し、サプレッション・プール内（水中）には潜水士が潜ることで、物理的に可能な範囲の目視試験を実施している。

コンクリート構造物については、原子炉建屋等よりコアサンプルを採取し、強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応の観点で試験を行っている。

2-2. 劣化状況評価

機器・構造物は経年使用により劣化が徐々に進行するが、それぞれの経年劣化事象に対して必要な点検や取替等の保全を継続的に行うことで、機能を回復し故障等に至ることがないように管理している。また、原子炉压力容器のように取替が不可能な機器については、解析やこれまでの知見を基に長期運転を考慮した健全性を評価することができる。各原子力発電所では、これまでも高経年化技術評価として、保全を前提とした機器の健全性を評価し、必要に応じ追加保全策を抽出してきた。

これまでの高経年化技術評価に特別点検の結果や今回の評価のために実施した監視試験結果を加え、さらに詳細に評価したのが、劣化状況評価である。

劣化状況評価では、原子力規制委員会が定める高経年化技術評価ガイドで着目すべきとされている6つの事象（低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装設備の絶縁低下、コンクリートの強度低下）に腐食等その他の経年劣化事象を加え、各経年劣化事象に対する長期健全性とそれを達成するために必要な保全の妥当性を評価した。さらに、これらの経年劣化事象を踏まえた耐震・耐津波安全性評価を実施し長期健全性を評価した。

劣化状況評価では、BWRでこれまで影響が軽微と評価していた2相ステンレス鋼の熱時効や原子炉压力容器の中性子照射脆化に伴う加圧熱衝撃事象等についても詳細に評価している。

東海第二発電所は、2011年3月の東北地方太平洋沖地震の影響を受けたプラントであることから、震災影響評価を合わせて実施しており、これらの劣化状況評価結果を踏まえて、いくつかの追加保全策を抽出した。

2-3. 保守管理に関する方針

劣化状況評価で抽出した追加保全策は、それぞれ有効に機能するよう、実施時期を定める必要がある。追加保全策に実施時期を組み合わせたものを保守管理に関する方針として策定し、原子炉施設保安規定に明記することで、確実に実施していくこととなる。

3. まとめ

東海第二発電所の評価で、PWRと共通的な低サイクル疲労、原子炉压力容器の中性子照射脆化、電気・計装品の絶縁低下やコンクリートの強度低下に加え、BWR特有の箇所の考慮が必要な照射誘起型応力腐食割れ、その他さまざまな経年劣化事象についてもプラントの長期運転に際して問題とならないことを確認した。また、これまで影響は軽微と評価していた2相ステンレス鋼の熱時効や原子炉压力容器の加圧熱衝撃等についても、詳細に評価することで改めて問題とならないことを確認した。

この結果、先に確認されているPWRに加え、BWRにおいても適切な保全を継続することで長期運転が可能であることを確認した。

*Nobuo Ito¹

¹Japan Atomic Power Company

原子力発電部会セッション

東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）
及び運転期間延長認可に係る審査対応について

Safety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

(3) BWRメーカーによる許認可対応への取組について

(3) Great Efforts to Pass Safety Review in Order to Comply with the New Regulatory Requirements for BWR Plant by the Supplier

*今野 隆博¹

¹日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

1. はじめに

東海第二発電所は、1978年11月に運転開始した1100MW級沸騰水型原子力発電所であり、運転開始から40年が経過する前に運転期間延長認可を取得する必要があった。運転期間延長認可の条件は、設置変更許可及び工事計画認可の取得であるため、東海第二発電所では運転期間延長を含めた3つの許認可対応が同時に行われた。特に工事計画認可と運転期間延長は、BWRプラントとしては新規制基準施行後初の審査であり、多くの論点について、規制当局との技術的議論が実施された。審査を受けるのは日本原子力発電株式会社殿であるが、弊社も原子力プラントメーカーとしての技術的検討を通じ、今回の許認可対応に協力させて頂くことが出来た。本稿では、弊社で行なった技術的検討の一部について紹介する。

2. BWRメーカーとして取り組んだ主な技術的課題

2-1. ブローアウトパネル閉止装置

ブローアウトパネルは、主蒸気管破断事故（MSLBA）時の原子炉区域圧力開放を目的に、建設時から取り付けられている設備であるが、東日本大震災後の規制変更に伴い、MSLBA以降の原子炉建屋負圧維持（放射性物質拡散防止）、及び中央操作室居住性確保の観点から、ブローアウトパネルに閉止装置を設けることにした。装置概要を図2-1-1に示す。本装置は、

- ・事故後に手動または自動で閉止すること
- ・閉止後、外部からの放水取り込みを可能にするため、開放可能であること
- ・気密要求を満足すること
- ・Ss地震に耐えること

等の要求があるため、兵庫県のE-ディフェンスで実機大試験体を加振し、加振後の動作確認及び機密性能確認を行った。試験体外観を写真2-1-1に示す。

試験により、当該機構が要求を満足する製品であることが確認出来た。

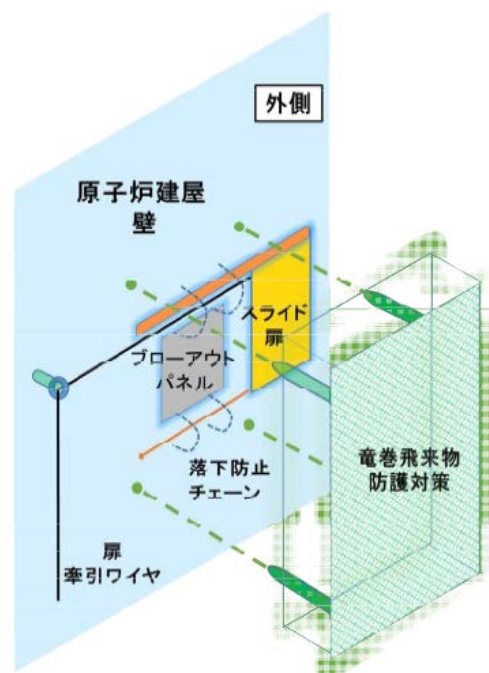


図 2-1-1 ブローアウトパネル閉止装置概要

ブローアウトパネルの扉部分

試験体用支持架台

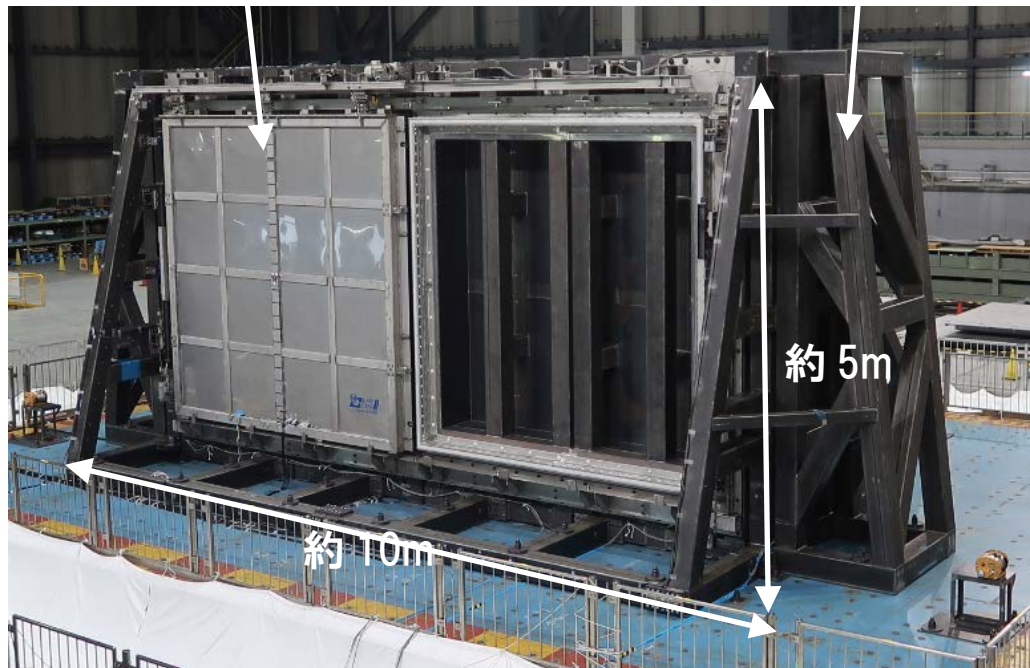


写真 2-1-1 ブローアウトパネル閉止装置の加振試験体

2-2. ECCS ストレーナ

ECCS ストレーナに関し、「異物付着による圧損上昇の評価につき、追加試験を実施すること」との原子力規制庁コメントを受け、特急対応での試験を実施した。

ストレーナの性能評価は、通常下記要領で実施するが、それぞれのステップに保守性を持たせることで、より説明性の高い手順で試験を行った。

- (1) 保温材の破損量評価
- (2) 破損保温材の ECCS 水源への移行量評価
- (3) 破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行量評価
- (4) 異物付着による圧損上昇の評価
- (5) NPSH（有効吸込みヘッド）の評価

試験は米国 CDI 社の試験装置を用いた。図 2-2-1 に試験装置概要、写真 2-2-1 にストレーナ写真を示す。試験の結果、圧損上昇を考慮した ECCS ポンプの NPSH が、当該ポンプの必要 NPSH 以上であることが確認出来た。

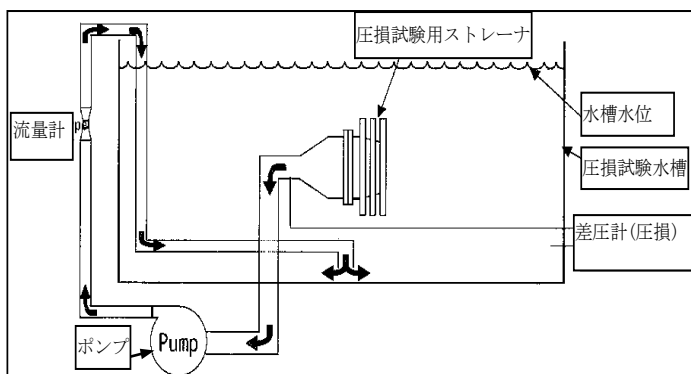


図 2-2-1 試験装置概要



写真 2-2-1 ストレーナ

2-3.MCCI/FCI 対策

熔融炉心コンクリート相互作用（MCCI）、及び熔融燃料落下による燃料冷却材相互作用（FCI）を防止する観点から、ペデスタル内の水位を 1m に維持した上で、コリウムシールドを据え付ける方針としている。

MCCI/FCI 対策に関し、「コリウムシールドの施工は、国内プラントでは初めてとなることから、構造・手順・環境の面で施工に係わる実現性を確認する必要があるため、コリウムシールドの施工性について示すこと。」との原子力規制庁コメントを受けた。通常であれば、詳細施工計画を踏まえて手順を策定するものであるが、特急で施工ステップ毎の施工内容や管理項目を検討し、下記 6 ステップについてイメージ図を用いて説明することで、コメント対応を完遂した。

- ステップ 1：既設サンプ除染、撤去
- ステップ 2：スリット設置、モルタル打設
- ステップ 3：アンカーボルト、下地材設置
- ステップ 4：コリウムシールド設置
- ステップ 5：床・機器ドレンサンプ設置
- ステップ 6：完成

2-4. 燃料落下評価

使用済み燃料プール（SFP）ライニングに関し、「燃料交換機（FHM）から燃料集合体が落下した場合でも SFP ライニングの健全性を担保すること。」との原子力規制庁コメントを受けた。文献での説明を試行したが、文献の評価式で使用している抗力係数を測定するよう指導を頂き、特急で試験を実施した。模擬燃料集合体を試験水槽内で水平に移動させ、抗力係数を実測する試験を行い、文献で用いている抗力係数の保守性を確認することができた。図 2-4-1 に試験概要を示す。

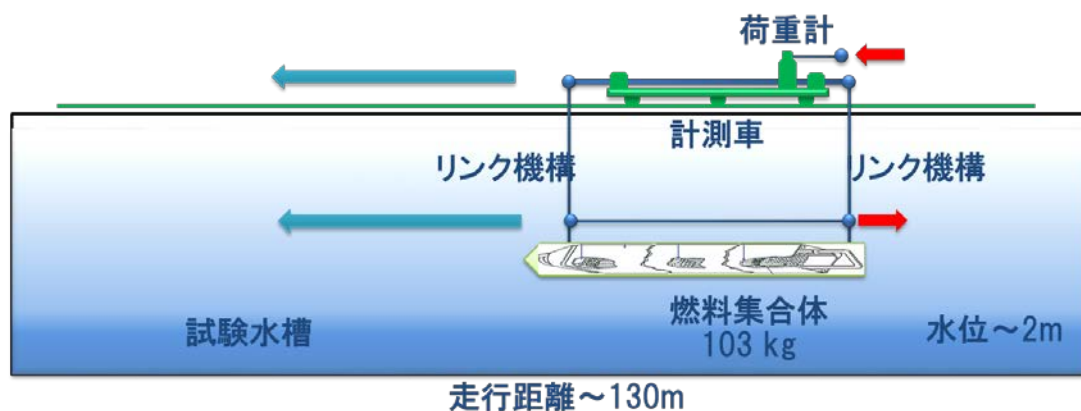


図 2-4-1 燃料集合体抗力係数測定試験概要

2-5. スタンドパイプ耐震評価

スタンドパイプ耐震評価に関しては、既工認では公式等を用いた応力評価を行っていたが、機能限界を踏まえた許容限界をより現実的に示す観点で、JEAG4601 及び JSME 設計・建設規格で定められた極限解析による評価を採用した。極限解析による評価方法は規格基準に定められた方法であるが、工認での適用実績が少ないことから、以下の解析及び確認試験を実施した。

2-5-1 極限解析

FEM 解析により、荷重と変位の関係を求めた。なお、実機形状を踏まえ、下記検討を行った。

- ・評価位置の違いによる影響の確認
 - 中央部及び最外周部の 2 種類のスタンドパイプをモデル化

- ・最外周部モデルの地震荷重の作用方向による影響の確認

→3 方向（中心方向、外側方向、
周方向）の解析を実施

FEM 解析による応力分布例を図
2-5-1-1 に示す。許容荷重が地震荷
重より大きいことが確認できた。

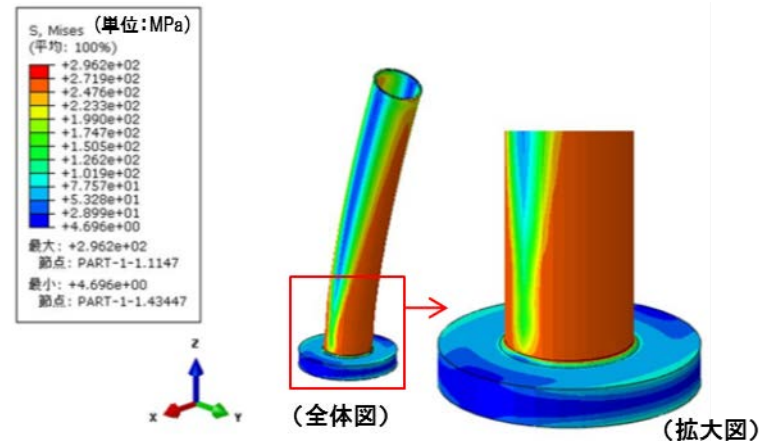


図 2-5-1-1 2 倍勾配交点でのミーゼス応力分布の例 (IV_AS、中央部)

2-5-2 試験による確認

実機スタンドパイプの一部を縮尺した試験体を用いた試験を行い、極限解析を用いたスタンドパイプの耐震評価手法の保守性を確認した。図 2-5-2-2 に試験結果と極限解析結果の比較を示す。試験で健全性が確認された荷重（モーメント）は極限解析で得られた崩壊荷重の下限より大きく、極限解析による評価は十分な保守性を有していることが確認できた。

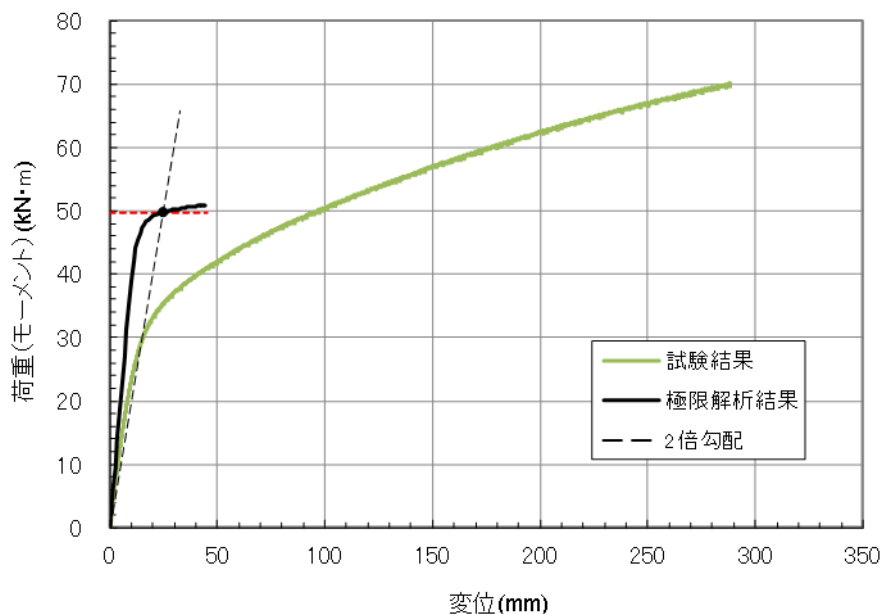


図 2-5-2-2 試験結果と極限解析結果の比較

3. まとめ

新規規制基準施行後の審査は、これまで PWR が先行していたが、今回東海第二発電所が BWR として初の工事計画認可、運転期間延長認可を取得した。炉型に係らず原子力発電プラントの安全性が確認されたという観点で、極めて大きな前進と言える。今回の許認可対応では、新たに取り付ける設備の設計思想から成立性までを短期間で確立させるケースも有ったが、関係各位のご指導の下、検討を纏めることが出来た。今後も BWR プラントの新規準適合性審査の支援や工事を通じて、原子力プラントメーカーとしての役割を果たして行きたい。

*Takahiro Konno¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.