発電用新型炉の高温構造設計手法と 3次元免震技術の開発

日本原子力発電(株) 井上和彦, 柴本 宏, 高橋健司, 生玉真也,
日本原子力研究開発機構 森下正樹, 青砥紀身, 笠原直人, 浅山 泰, 北村誠司

I. はじめに

我が国の発電用新型炉である高速増殖炉(FBR)の実用化には, 経済性, 安全性を同時に満足する合理的設計が要求される。高温・低圧で運転されるFBRは, 冷却材温度変動によって生じる熱応力が緩和し易い薄肉の構造が有利になるが, 薄肉化を進めると剛性の低下によって耐震性が損なわれることから, 耐熱荷重設計と耐震設計の調和がFBR構造設計の要諦となる。FBR実用化に向けては, プラントの建設コスト低減を目指して第1図に示すような小型で簡素な機器設備が計画されている。この計画では従来の設計に比べて熱荷重が厳しくなる。さらに, 将来的には設計上想定すべき地震動が引き上げられる方向にある。

以上から, 既存の設計手法では, こうして計画されたプラントの構造健全性を見通すことが難しくなる。そこで, この課題に対処するため, 熱応力に対する耐性に優れるFBR用高クロム鋼¹⁾, 高温で生じる非弾性変形解析法や熱荷重設定法を含む高温構造設計法²⁾, 設計・製作・運転を包括的に最適化するシステム化規格³⁾, これに加え地震荷重による制約を解決する3次元免震技術⁴⁾の開発を進めた。

本研究は, オールジャパン体制で進められている「FBRサイクル実用化戦略調査研究」において, 有望プラント概念の2005年度提示を目的とし, 日本原子力発電(株)と日本原子力研究開発機構(旧核燃料サイクル開発機構)が協力協定に基づき実施したものである。その中で, 2000~2004年度実施の経済産業省受託研究「発電用新型炉技術確証試験」により, 構造設計の実現性の見通しを示すために開発した技術成果を紹介する。これらの成果は, 今後, 検証データを蓄積し将来の規格・基準化

を促進するため暫定指針類として体系化した。

II. FBR用高クロム鋼の開発

高温での繰返し熱荷重が支配的となるFBRの負荷形態を考慮し, 高温強度に優れ, かつ低熱膨張・高熱伝導の新しい高クロム鋼材料(通称12Cr鋼)を開発した。12Cr鋼はすでに火力プラント等で使われており, FBRの冷却系への適用が期待できるが, 使用環境の違いを考慮する必要がある。開発主要項目を第1表に示す。延性や靱性は既存12Cr鋼(例えばSUS410J3)の開発過程で高温強度改善のため相対的に低下した特性であるが, FBR用材料としては特に重要である。これまでに, 強度特性改善のための添加元素に着目した分析・評価を行い, タングステン(W)およびモリブデン(Mo)の合計添加量の適正值を定めるとともに, FBR用の候補仕様材としては, Wの添加量を代表的な既存12Cr鋼であるSUS410J3の1/3以下とすることが望ましいことを示した。

参照としたSUS410J3および候補仕様材について, 上記の特性改善を確認するために各種材料試験および試験前後の金属組織観察などを実施した。第2図は破壊力学特性の改善確認を目的に実施した試験の例で, 高温環境(600℃)に12,000hさらした(時効)ことによる衝撃特性の劣化を比較した結果である。同図より候補仕様材の時効前後の劣化程度がSUS410J3より小さいことがわかる。これは強化元素の添加量の適正化により, 高温環境で形成される余分な変質相(ラーベス相)析出が抑制された結果であり, 靱性や延性が改善されたものと推定して

第1表 FBR用12Cr鋼の主要開発項目と改善結果

主要開発項目	SUS410J3	候補仕様材
クリープ破断延性	△	○
クリープ疲労強度	○	○
破壊力学特性		
(1)高温破壊靱性	×	○
(2)熱時効後の高温破壊靱性	×	△
過渡熱負荷低減	○	○
高温長時間における組織安定性	△	○

Development of Elevated Temperature Structural Design Standard and Three-Dimensional Seismic Isolation Technology for Advanced Nuclear Power Plant : Kazuhiko INOUE, Hiroshi SHIBAMOTO, Kenji TAKAHASHI, Shinya IKUTAMA, Masaki MORISHITA, Kazumi AOTO, Naoto KASAHARA, Tai ASAYAMA, Seiji KITAMURA.

(2006年 1月31日 受理)

第1図 FBR実用化のための構造設計上の課題

第2図 長時間熱時効(600℃×12,000h)前後の衝撃特性

いる。第1表には開発目標に対する現状の達成度も示した。

材料試験結果に基づき暫定した材料強度基準に従ったプラント設計では、1次系配管の長さはSUS304を使用した原型炉「もんじゅ」の約1/3以下となり、曲管(エルボ)数も約1/9程度に削減できる見通しが得られている。こうした構造の簡素化は溶接箇所の削減等に繋がり、プラントの安全性向上にも寄与する。

Ⅲ. 高温構造設計技術の開発

FBRの高温低圧運転条件に留意しつつ、実用化FBRで検討されている革新的構造の特徴を考慮した高温強度評価技術を開発した。さらにこれらの成果を体系化する

第3図 高温構造設計方針および材料強度基準(暫定案)

ことにより、「実用高速炉高温構造設計方針」および「材料強度基準」の暫定案を策定した(第3図)。実用化FBRでは、原子炉の炉壁保護構造不採用などにより熱荷重が増加し、炉容器のラチェット変形(非弾性ひずみの累積による変形)、低サイクル疲労とクリープ疲労が課題となる(第1図①②)。これらの破損様式を両者の重量を考慮した上で合理的に制限する破損クライテリア(評価基準)を提案し、高温構造設計方針で規定した。

また、上記ラチェット変形を精度よく予測するために、非弾性解析用の構成モデルと設計評価法を定めた「非弾性設計解析に関するガイドライン」を策定した。第4図に原子炉容器のナトリウム液面熱過渡荷重を電気加熱と水冷却によって模した構造物モデル試験による非弾性解析法の検証例を示す。試験により、非弾性解析は、保守的に、また、弾性解析より精度よくひずみ評価できることを確認し、要求によって使い分けられる2つの構成モデルをガイドラインで推奨した(第5図)。

さらに、実用化FBRは機器合体やループ数削減によって、出力に対するプラント熱容量が減少し、冷却材の流速が増大する。これに伴い機器や配管に厳しい熱荷重が負荷される(第1図③④)ことから、これらを精度よく評価するため「熱荷重設定に関するガイドライン」を策

第4図 構造物モデル試験(原子炉液面近傍模擬)

第5図 非弾性解析と構造物モデル試験結果の比較

定した。代表的熱荷重である系統熱過渡荷重に対しては、多くの影響因子の変動を包絡した保守的条件設定が課題であり、実験計画法と熱流動・構造統合解析により、影響因子と熱応力の関係を直接把握した上で応力最大となる因子の組合せと熱過渡条件を設定する方法を開発した。また、比較的近年に、実機で破損事例がある高サイクル熱疲労(サーマルストライピングと称される)に対し、温度ゆらぎの周波数に応じた熱応力の減衰を考慮した合理的な評価法を開発した。

Ⅳ. システム化規格

システム化規格とは従来、荷重、材料、設計、製作、検査、運転、維持等に関して個別に定められてきた規格基準を連携することにより、個々の評価法に含まれる余裕の重複を避け、プラントのライフサイクルの信頼性を適正に設定することを目標とする柔軟な規格基準体系構想である。第6図に示す総合的な裕度は、プラントの安全設計および構造設計の特徴を勘案したリスク評価を行うことにより設定できる。

この概念をFBRに適用して構造設計の抜本的合理化を図ることを目的として、システム化規格の具体化検討を行った。すなわち、荷重、材料、設計、製作、検査、運転、維持等に関する技術的選択肢を与える部分規格群と、これらの組合せに対する信頼度を評価する機能をもつ管制規格からなる体系の骨格を示し、規定内容のアウトラインを示した。さらに、システム化規格概念適用の

第6図 システム化規格の概念

例として、ノズル等の典型的構造物の試設計を行い、包括的な最適化により設計自由度の拡大およびコスト削減効果が得られる見通しを示した。

Ⅴ. 3次元免震技術の開発

地震荷重による原子炉等への制約を抜本的に解消するため、水平に加え、上下の地震動を緩和する3次元免震技術を開発した。3次元免震技術は、地震動入力を長周期化し、想定されるいかなる地震条件下においても機器、建屋の共振を防止し、免震機能を発揮するものである。3次元免震技術には原子炉建屋全体を免震する建屋全体3次元免震方式と、従来の水平免震建屋に機器上下免震を組み合わせる2方式がある。前者は長周期化の効果は大きいが開発課題が多く、後者は従来技術の高度化が基本で開発が容易と判断し、確実に期して2方式とも開発を進めた。また、将来の基準に反映するため、得られた成果を「発電用新型炉免震構造設計方針書(案)」として体系化した。

1. 免震装置の開発目標

免震装置への要求条件を導くため、実用化炉として設計中のナトリウム中型炉(75万kW $\times$ 4モジュール、建屋重量約27万t)を対象に地震応答解析を行った。免震装置の固有振動数、減衰率をパラメータにしての振動解析を行い、建屋および機器(炉心支持板、原子炉容器等に重大な影響を与えないことを判断条件に免震システムの成立条件を確認した。確認用地震動は近年の国内ほかでの最大級地震をほぼ包絡するもので、上下方向地震動は水平方向の0.6倍とした。解析により免震装置の上下方向の性能要求は、建屋全体3次元免震で固有振動数0.5Hz以下、減衰率20%、機器上下免震では各1Hz前後、20~40%で成立性があり、目標仕様として妥当であることを確認した。

2. 建屋全体3次元免震方式の開発

建屋全体3次元免震システムは、空気ばねにより原子炉建屋を支持すると同時に免震機能を発揮し、油圧機構により建屋のロッキング動を抑制する。免震システム例を第7図に示す。原子炉建屋下に上下免震用の「ローリ

第7図 建屋全体3次元免震装置配置例

第8図 建屋全体3次元免震組合せ振動台試験

ングシール型空気ばね」160体、および「油圧式ロッキング抑制装置」の荷重支持シリンダ112体を配置し、両装置上部には水平免震用の鉛積層ゴムを設置している。「空気ばね」は摺動部シールにローリングシール(ゴム膜を折り返したもの)を採用し、空気室のオリフィスにより減衰性を有する。「ロッキング抑制装置」は上下免震機能に加え建屋の水平軸周りの揺れを抑制する。すなわち、建屋を支える荷重支持シリンダ同士が、ロッキング抑制シリンダを介して圧力的に互いに繋がり、同位相で動いて建屋の水平を保つ。

免震システムの成立性を確認するため、装置単体試験および装置最小単位(1/7スケール、免震装置各4組)による組合せ振動台試験を実施した(第8図)。これにより上下免震効果、ロッキング抑制効果を確認し、装置の成立性見通しを得た。

3. 機器上下免震方式の開発

機器上下免震システムは、水平免震された原子炉建屋で、原子炉容器などの主要機器部分のみを上下に免震す

第9図 機器上下免震システム例

る(第9図)。上下免震要素に皿ばねを用いる。剛性を高めるため皿ばねは同じ方向に数枚重ねて1組とし、これを方向を変えて積み上げ、必要ストロークを確保する(第10図)。

ナトリウム中型炉に適用した場合、コモンデッキ全搭載重量(約6,000 t)を20体の免震装置で支持することに

第10図 上下免震装置

なる。免震装置は大型の皿ばね(外径1,000φ、板厚27mm)5枚×14組で構成し、皿ばね1組ごとに横ずれ防止用の中間座金を挿入する。減衰性を確保する鋼材ダンパ(片持ち梁型)は皿ばねの上部に取り付ける。コモンデッキに作用する地震や熱膨張による水平荷重は、キー、支柱で支持し、免震装置の上下動作に悪影響を及ぼさない。

免震装置の妥当性を確認するために、実大皿ばね試験(5枚×2組、第11図)、1/2サイズ皿ばね力学特性試験(5枚×14組)を実施し設計法を確認した。また、ダンパの実大サイズ動的荷重試験により、設計どおりの荷重特性と耐久力を確認した。

最後に、免震システムの応答特性を確認するため、1/8縮小モデルによる振動台試験を行った(第12図)。試験体は原子炉容器とコモンデッキの模擬体を4基の上下免震

第11図 実大皿ばねの力学特性試験

第12図 機器上下免震装置縮小モデルの組合せ振動台試験

装置(皿ばね2枚×14組)および水平支持装置で支持している。試験により、主要機器・配管の固有周期近傍の上下床応答加速度は十分低減されており、目標どおりの免震効果が得られることを確認した。また、応答解析によって試験結果を再現できることを確認し、免震設計をプラントへ適用できる見通しを得た。

Ⅶ. あとがき

原子炉機器には、プラント寿命を通じて構造健全性を維持することが求められる。その意味で、構造設計技術は原子炉をハードウェアとして実現するための必須の技術であるといつてよい。一方、FBR実用化のためには、安全性の確保・向上を大前提とした上で、既存の軽水炉システムと競争できる経済性の実現が必須である。

本研究により、FBR機器を対象にした構造設計に新たな進展の見通しが得られた。今後も以下に示すような課題を着実に解決し、新型炉をより安全に、かつより合理的に設計するための技術開発および必要なデータの蓄積を図っていくことが重要である。FBR用高クロム鋼については、最終的な仕様決定、長時間域データの取得および溶接部評価法の開発を目的とした研究開発を行う。実用化FBRの高温構造設計方針については、適用範囲の拡大と構造物試験等による検証を継続する。システム化規格については管制規格および部分規格群の具体化を進めて行く。3次元免震技術については、免震装置の高度化・合理化を図り、大型試験体による実証試験を行う。

本研究の成果には汎用性を有するものがあり、これらについては軽水炉をはじめ種々の分野における活用が期待される。

—参考文献—

- 1) T. Wakai, K. Aoto, *et al.*, "The present status of development of high chromium steel for FBR", *Proc. 30th MPA Seminar*, p.28-1~28-14 (2004).
- 2) N. Kasahara, K. Nakamura, M. Morishita, H. Shibamoto, H. Nagashima, K. Inoue, M. Jimbo, "Recent development for Fast Reactor Structural Design Standard", *18th SMiRT*, p.1131-1140 (2005).
- 3) T. Asayama, M. Morishita, N. Kawasaki, K. Dozaki, "Development of the system based code for structural integrity of FBRs", *Am. Soc. Mech. Eng., Pressure Vessels*, **439**, 265 (2002).
- 4) K. Takahashi, K. Inoue, A. Kato, M. Morishita, T. Fujita, "A development of three-dimensional seismic isolation for advanced reactor systems in Japan—Part 2", *18th SMiRT*, p.3371-3380 (2005).

著 者 紹 介

井上和彦(いのうえ・かずひこ)

日本原子力技術協会(日本原電から派遣)業務部総務・企画 Gr 部長。専門分野/関心分野は、設計、製作、建設、運転、保守、技術渉外、技術開発、PA。

柴本 宏(しばもと・ひろし)

日本原子力発電㈱研究開発室。原子力機構の次世代原子力システム研究開発部門にて解析・試験を通じた機器評価、設計手法の開発等に従事、研究主幹。

高橋健司(たかはし・けんじ)

日本原子力発電㈱研究開発室。原子力機構にて次世代炉用機器システム、維持基準の開発に従事、研究主幹。関心分野は、脱自動化装置、頭脳喚起型オペレーション。

生玉真也(いくたま・しんや)

日本原電開発計画室建築耐震・保守グループ。原子炉施設の耐震性評価全般を担当。関心分野は、免震、制震構造および強震動予測。

森下正樹(もりした・まさき)

日本原子力研究開発機構次世代部門 FBR 信頼性技術ユニット長。FBR 機器の高温構造設計、耐震設計に関する研究開発に従事。

青砥紀身(あおと・かずみ)

原子力機構次世代部門研究主席，材料技術開発グループリーダー。専門分野は，高速炉構造材料の開発，特性評価法の開発など。

笠原直人(かさらは・なおと)

原子力機構次世代部門 FBR 信頼性技術ユニット構造信頼性工学グループリーダー。高速炉の高温構造設計を専門として，特に熱応力解析と非弾性解析に関心がある。

浅山 泰(あさやま・たい)

原子力機構次世代部門 FBR 信頼性工学ユニット構造信頼性工学グループ研究主幹。高温構造・材料の健全性評価に従事。システム化規格の開発を担当。

北村誠司(きたむら・せいじ)

原子力機構次世代部門 FBR 信頼性技術ユニット構造信頼性工学グループ 研究副主幹。耐震技術・免震技術に関する研究開発に従事。