高速炉機器設計のための非弾性解析に基づく評価手法の開発

((1)非弾性設計解析に関するガイドライン)

月森和之^{*1}, 岩田耕司^{*1}, 川崎信史^{*1}, 笠原直人^{*2}

Development of Evaluation Method based on Inelastic Analyses for Structural Design of Fast Reactor Components

((1) Guidelines for Inelastic Design Analysis)

Kazuyuki TSUKIMORI^{*3}, Koji IWATA,
Nobuchika KAWASAKI and Naoto KASAHARA

^{*3} Advanced Nuclear System Research and Development Directorate,
Japan Atomic Energy Agency
4002, Narita, O-arai, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken, 311-1393 Japan

In the design of FBR (fast breeder reactor) components, a simple and conservative design can be done by the conventional design method based on elastic analyses. However, there is a possibility that the conservativeness becomes excessive. It is expected to reduce the excessive conservativeness and to realize more rational design by estimating the inelastic behaviors of the components in scope appropriately. Therefore, we developed inelastic analysis methods which can be applied to the inelastic behaviors of FBR components, for example, the characteristic ratcheting deformation behaviors of a reactor vessel near liquid surface. Then, we proposed design guidelines based on the developed inelastic analysis methods.

Key Words : FBR(fast breeder reactor), inelastic analysis, constitutive model, ratcheting

1. 結 言

高速炉実用化のための重点課題のひとつとして、原子炉容器のコンパクト化がある。^① また、その設計成立性を評価する項目の一つとして寿命中累積するひずみの制限がある。ナトリウムを冷却材とする高速炉の原子炉容器については寿命中の起動・停止によって、炉容器内のナトリウム液面が温度の変化を伴って上下に繰り返し移動することによって液面近傍に生じるラチェットひずみが主要な評価対象となる。複雑な非弾性挙動の結果生じる、このようなラチェットひずみについて、従来の弾性解析に基づく評価法を適用した場合、簡便ではあるものの、過剰な保守性を有する可能性がある。このため、本来保守性を有するにもかかわらず、設計成立範囲が限られ、原子炉容器のコンパクト化が達成できない可能性がある。このような背景から、本研究においては上記のような非弾性挙動を合理的に表現でき、かつ適切な保守性を有する非弾性解析手法の開発とこれに基づく設計用のガイド

ラインの作成を進めている。^②

本稿では、シリーズ4編の第1稿として、本研究の対象範囲、研究の概要及び非弾性設計解析に関するガイドラインの主要点について述べる。本シリーズの第2稿^③において設計用非弾性解析用として推奨する構成モデルについて、第3稿^④において非弾性解析に使用する構成モデルの妥当性検証について、さらに第4稿^⑤において本ガイドラインを高速炉の機器設計に試適用した結果について述べる。

2 対象とする高速炉機器

図1に高速炉概念設計における主要機器の概念図を示す。本研究においては第一義的に中央に位置する原子炉容器を対象としており、図中には構造設計上留意すべき部位での熱的荷重をあわせて示している。原子炉容器下部の赤円で指示する部位は炉心支持構造と容器との結合部位であり、分岐状断面の構造不連続部であり、典型的なひずみ集中箇所である。一方、原子炉容器同上部の赤円で示す部位は原子炉の起動・停止に伴い高温のナトリウム液面が上下に移動する接液壁面であり、いわゆる液面近傍のラチェット変形が懸念される箇所である。原

^{*1} 正員, 日本原子力研究開発機構 (〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002)

^{*2} 正員, 日本原子力研究開発機構/東京大学大学院

E-mail: tsukimori.kazuyuki@jaea.go.jp

子炉容器の径を縮小し、コンパクト化を図るために炉壁保護構造を簡素化した結果、相対的に熱荷重が激しくなったものであり、この部位の設計成立が原子炉コンパクト化の一つの鍵である。熱荷重によって生じるラチェット抑制の観点からは原子炉容器の板厚は薄い方が有利で

あるが、地震荷重に対する座屈強度の観点からは厚い方が有利であり、設計は相反する指向の二つの荷重に対する強度を両立させなければならない。また、運転上の制約はあるが、起動時の時間を長くして温度上昇速度を緩和することによってラチェットひずみは低減する。

Fig. 1 FBR main components design concept and assumed failure modes of the reactor vessel

3. 非弾性解析手法の開発

3・1 適用範囲 高速炉の主要機器の中でまず原子炉容器への適用をターゲットとし、適用範囲を明確にすることとした。

適用材料は、高速炉構造用オーステナイト系ステンレス鋼316FRとした。荷重条件については、冷却材に液体金属を利用する高速炉の機器の特徴として、地震荷重を除き、変位制御型の熱荷重が主体となる。ここで対象とする制限項目としては、「ひずみの制限」と「クリープ疲労損傷の制限」とした。これは、高速炉の構造設計条件は高温、低圧であり、繰返し熱荷重によるラチェット変形とクリープ疲労損傷が支配破壊様式となる一方、延性破壊やクリープ破壊の可能性は低いことを考慮しているためである。使用環境については、液体ナトリウム環境及び中性子照射環境を考慮することとし、これらの影響については従来の手法によって評価できるとした。

3・2 構成モデルの要件 本研究においては、非弾性構成モデルについて、塑性とクリープを分離して扱うこととした。これは、現在わが国が実用化を目指し

ている高速炉原子炉容器の最高使用温度が550℃以下で計画されており、316FR鋼ではクリープの影響は塑性に比較して小さいことから、塑性構成モデルの確立が主要課題と判断したためである。

塑性構成モデルの開発にあたっては、次の4点を要件として考慮した。

- (1) 応力・ひずみ関係の非線形性の模擬
- (2) 繰返し挙動の模擬
- (3) 温度変動下の挙動の模擬
- (4) 多軸挙動の模擬

(1)については、一定の温度条件下で単軸引張試験から得られる応力・ひずみ関係を適切に表現できることを要求するものである。加工硬化を含む塑性の簡便な方法として2直線の近似モデルがよく使われるが、最大ひずみが一律ではないにもかかわらず一つの2直線モデルで解析する場所によって近似度が異なる、などの理由からこれを基本的な要件とした。(2)は316FRが繰返し硬化特性を有することの利点を活かすことを意図している。ラチェットひずみは繰返し数に比例して増加するのではなく、繰返し硬化によって変形抵抗が増すため、繰返しとともにひずみの増加量は減少する。この点を適切に評

価できれば、ひずみ制限に対する設計成立範囲は拡大する。(3)については、繰返し熱荷重負荷が主要な荷重となるため必須の要件である。これについては、単軸ではあるが温度変動と変位が重畳する試験を実施し、解析は試験に対しやや軟らかな特性（ひずみ評価の観点から保守的）を示す結果を得ている。⁽⁴⁾ (4)は、一般的な構造物の応答を扱うためには当然の要件である。ただし、原子炉容器及び熱荷重がほぼ軸対称で扱えることを考慮すると、主軸の方向が変動しない2軸場とみなせる。

3・3 構成モデル開発のコンセプト 構成モデルの開発にあたっては、前述の構成モデルの要件のうち、まず要件(1)を考慮し、ベースとなる構成モデルを選定し、その定式化の中に要件(2)～(4)をモデル上考慮できるよう組み立てていった。⁽⁵⁾ 応力・ひずみ関係を適切に表現できる(要件(1))構成モデルとしては、2曲面モデル⁽⁶⁾と多直線移動硬化モデル⁽⁷⁾を選択した。また、設計のプラクティスに配慮して、要件(2)を除くことにより、より保守的ではあるが簡便な構成モデルを用意することとした。⁽⁸⁾

3・4 材料・構造モデル試験 開発した構成モデルについては、単純な単軸材料試験から液面近傍のラチェット現象を模擬した構造モデル試験の結果と解析結果の比較により検討・評価した。材料・構造モデル試験の内訳は次のとおりであり、前記の構成モデルの要件の検証を考慮して構成した。

材料：316FR、試験温度：室温～600℃

(1) 材料挙動試験(単軸試験)；熱膨張測定試験、定温引張特性試験、定温繰返し特性試験、温度変化付き引張試験、温度・ひずみ繰返し試験

(2) 構造要素挙動試験；3本棒ラチェット挙動試験、2軸ラチェット試験

(3) 構造物モデル挙動試験；液面模擬構造物挙動試験

3・5 設計への適用の考え方 構成モデルを設計に適用する場合、保守性の確保が前提となる。本研究では、開発した構成モデルの設計への適用のために、「非弾性設計解析に関するガイドライン(暫定案)」としてまとめたが、その中では使用する構成モデルが要件を満足するか否かを前述の材料・構造モデル試験の結果を良好に予測するか保守側の予測を与える(ひずみを大きめに評価する)ことを条件とし、さらに材料特性のばらつきを考慮し、下限特性に対応するよう配慮している。

6. 結 語

高速炉機器、特に原子炉容器の設計のための非弾性構成モデル及びこれに基づく非弾性設計解析に関するガイ

ドライン開発の背景と構成モデル及びその設計への適用についての主要な点について記した。

最後に三菱重工業株式会社菊地浩一氏、伊藤忠テクノソリューションズ株式会社千葉隆久氏、カワサキプラントシステムズ株式会社中村協正氏らの本研究への協力に感謝する。

本報告の内容は、エネルギー対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として、独立行政法人日本原子力研究開発機構が実施した平成21年度「原子炉容器の高温構造設計評価技術及び破損燃料位置検出器の開発」の成果を含む。

文 献

- (1) Kasahara, N. et al., Proposal of Guidelines for High Temperature Structural Design of Fast Reactor Vessels, *Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels & Piping Division/ K-PVP Conference* (2010-7), PVP2010-25414.
- (2) Tsukimori, K. et al., Development of Constitutive Models for Fast Reactor Design: Target Structure and its Inelastic Behavior, *Proceedings of 20th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 20)*, (2009-8), TS 1-4.1(1677).
- (3) Iwata K. et al., Development of Evaluation Method based on Inelastic Analyses for Structural Design of Fast Reactor Components (2)Summary of Recommended Inelastic Constitutive Models, *Proceedings of JSME M&M 2010 Material Mechanics Conference*, (2010-10), GS-018.
- (4) Iwata K. et al., Development of Evaluation Method based on Inelastic Analyses for Structural Design of Fast Reactor Components (3)Verification and Validation of Constitutive Models, *Proceedings of JSME M&M 2010 Material Mechanics Conference*, (2010-10), GS-019.
- (5) Tsukimori K. et al., Development of Evaluation Method based on Inelastic Analyses for Structural Design of Fast Reactor Components (4)Examples of Design Analyses by use of the Guideline, *Proceedings of JSME M&M 2010 Material Mechanics Conference*, (2010-10), GS-020.
- (6) Iwata, K., A Two-Surface Cyclic Plasticity Model Consistent with Fundamental Stress-Strain Equations of the Power-law Type, *Nuclear Engineering and Design*, 139 (1993), pp.319-326.
- (7) Ohno, N. and Wang, J.D., Kinematic Hardening Rule with Critical State of Dynamic Recovery, Part I, *International Journal of Plasticity*, 9 (1993), pp.375-390.
- (8) Iwata, K., Tsukimori, K., Kawasaki, N., Yada, H. and Kasahara, N., Development of Constitutive Models for Fast Breeder Reactor Design - Multi-linear Kinematic Hardening Model with Stress Reversal-on Resetting -, *Proceedings of the 52nd Japan Congress on Material Research*, (2008), pp.65-66