機械学会設計・建設規格（第 I 編 軽水炉規格）の開発*永田 徹也^{*1}, 朝田 誠治^{*2}**Development of JSME Rules on Design and Construction for Nuclear Power Plants
(Division 1: Light Water Reactors)**Tetsuya NAGATA^{*1} and Seiji ASADA^{*1} Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.
1-1, Saiwai-cho, 3-chome, Hitachi-shi, Ibaraki, 317-0073 Japan

Rules on Material, Design and Construction for Nuclear Power Plants, Div. 1 Light Water Reactors (LWRs) has been developed to stipulate detail requirements for structural design and fabrication of the equipments of nuclear power plants (LWRs). Now this rule is used instead of the abolished MITI (Ministry of International Trade and Industry) Ordinance 501. Here the features and technical topics of this rule are introduced and the future activities are discussed.

Key Words : Nuclear Power Generation, Allowable Stress, Structural Design, Nuclear Power Plants, Codes and Standards, Fabrication, Construction, Elastic-Plastic Analysis

1. 緒 言

我が国においては、設計・建設段階で原子力発電所機器等に適用される規格としては旧通産省告示 501 号⁽¹⁾が長年用いられてきた。しかし、詳細な仕様まで法律で規定することは、新しい知見や技術を迅速に取り込みにくいことや、非関税貿易の障壁になり得るとの観点より、国の技術基準は機能・性能について規定することとし、詳細仕様は民間規格に委ねられることとなった。このような動きの一環として告示 501 号を基に日本機械学会（以下、JSME）において設計・建設規格（第 I 編 軽水炉規格）⁽²⁾の策定作業が行われ 2001 年 8 月に発行された。告示 501 号は ASME（米国機械学会）Boiler & Pressure Vessel Code Sec.III, "Rules for Construction of Nuclear Facility Components"⁽³⁾（以下、ASME Sec.III）に基づいているが、設計・建設規格（第 I 編 軽水炉規格）では、ASME Sec.III の要求内容の見直しや我が国独自の要求も盛り込んでいる。

設計・建設規格は経済産業省原子力安全・保安院による技術評価を受け 2006 年 1 月より告示 501 号の代わりに機器等の設計・建設に対する詳細仕様規定として用いられている。本ノートでは設計・建設規格の概要及び技術的トピックスを紹介し、今後の取り組みを示す。ここで、技術的トピックスとしては ASME Sec.III の評価式に比べて精度を向上した簡易弾塑性解析手法及び従来から用いられている応力分類による評価を不要とし、複雑な形状の 3 次元構造に対して適切な評価が可能となる弾塑性設計手法（事例規格）について説明する。

2. 設計・建設規格（第 I 編 軽水炉規格）の概要

設計・建設規格（第 I 編 軽水炉規格）は、総則、機械試験、非破壊試験、容器、管、ポンプ、弁、支持構造物、炉心支持構造物、安全弁等、耐圧試験及び監視試験に関する規定からなる。なお、設計疲労線図を除き使用可能材料、材料許容値、物性値、外圧チャートは 2008 年版で材料規格⁽⁴⁾に移行された。

設計・建設規格（第 I 編 軽水炉規格）の規定内容は ASME Sec.III に基づいた告示 501 号の内容を引き継いで

* 原稿受付 2011 年 9 月 29 日

^{*1} 正員、フェロー、日立 GE ニュークリア・エナジー(株) (〒317-0073 茨城県日立市幸町 3-1-1)^{*2} 正員、三菱重工業(株) (〒652-8285 兵庫県神戸市兵庫区和田崎町 1-1-1)

E-mail: tetsuya.nagata.fa@hitachi.com

いるため、ASME Sec.IIIに基づいていると言える。このため、ASME Sec.IIIと同様に次の特徴がある。

- ① 機器区分：機器を形状・用途によって容器、配管、ポンプ、弁、支持構造物、炉心支持構造物および安全弁に区分。さらに容器、配管、ポンプ、弁、支持構造物は重要度によりクラス分類している。（容器・支持構造物はクラス 1, 2, 3, MC, 配管はクラス 1, 2, 3, 4, ポンプ・弁はクラス 1, 2, 3）
- ② 機器の供用状態：機器の負荷状態に応じ、「設計条件」、「供用状態 A」、「供用状態 B」、「供用状態 C」、「供用状態 D」および「試験状態」に分類している。
- ③ 応力分類：発生する応力を荷重制御による一次応力、変位制御による二次応力、応力集中に伴うピーク応力に分類。一次応力は全断面の平均値である膜応力（これは更に一般部に発生する一般膜応力と構造不連続部に発生する局部膜応力に分類される）、平均値からの変化の線形成分である曲げ応力に分類される。
- ④ 許容限界：上記の機器区分、クラス分類、供用状態および応力分類に応じて、適用する許容限界を変えている。
- ⑤ 考慮する破損モード：延性破壊、脆性破壊、疲労破壊および進行性変形（熱ラチェット）等を考慮し、これらの破損を防止するための評価を要求している。なお、機器区分、クラス分類により考慮する破損モードは異なっている。
- ⑥ 解析による設計（Design by Analysis）の採用：クラス 1 容器等においては、詳細な構造解析に基づく強度設計方法（Design by Analysis）が採用され、クラス 2, 3 容器等で採用されている公式による設計（Design by Rule）と使い分けられている。
- ⑦ 降伏理論：一般に材料の降伏理論としては、最大主応力説、最大せん断応力説、せん断ひずみエネルギー説等があるが、この中から最大せん断応力が $\sigma_y/2$ (σ_y ：降伏点) に達すると塑性変形を始めると考える最大せん断応力説（トレスカの降伏条件）を採用している。このため、最大主応力と最小主応力の差で定義される応力強さと σ_y を比較することになり、比較的评价が容易である。
- ⑧ 設計許容応力：クラス 1 機器に対しては引張強さの 1/3 あるいは降伏点の 2/3 の小さい方、クラス 2 機器等に対しては引張強さの 1/3.5 あるいは降伏点の 2/3 の小さい方とすることを基本としている。（クラス 2 機器等に対しては以前の ASME 規格に則り引張強さの 1/4 あるいは降伏点の 5/8 の小さい方とすることを基本としていたが、材料規格制定の際、現行 ASME 規格との整合を図った。）

3. 技術的トピックス

3・1 簡易弾塑性解析手法^⑤

設計・建設規格のクラス 1 容器において、一次＋二次応力強さ (S_m) が $3S_m$ (S_m ：設計応力強さ) を超える場合、疲労評価において条件付で弾性解析により得られた応力に係数を乗じることで簡易的に弾塑性挙動を考慮して評価を行う手法が取り込まれている。このような評価方法を簡易弾塑性解析と呼び、その乗じる係数を K_e 係数と呼ぶ。この K_e 係数は ASME Sec.III に取り込まれ、告示 501 号にも取り込まれた。ASME Sec.III に取り込まれている K_e 係数は単純なモデルを用いて設定されたものであり、保守性が大きいことが以前から知られており、合理化の余地があった。そこで、社団法人・火力原子力発電技術協会に「簡易弾塑性解析用応力割り増し係数検討会」が 1999 年 6 月～2000 年 4 月に設けられ、 K_e 係数の見直しが検討された。

設計・建設規格の PVB-3300「簡易弾塑性解析」において、一次＋二次応力強さが $3S_m$ 以上の場合、疲労評価に用いる繰返しピーク応力強さ (S_p) は、繰返しにおけるピーク応力強さの極大値と極小値との差 (S_r) と K_e 係数の積の 1/2 ($S_e = (K_e \cdot S_r)/2$) で定義される。

K_e 係数は繰返しによる変動範囲が塑性ひずみを生じる場合に考慮される係数であり、応力 (σ) とひずみ (ϵ) の関係が弾完全塑性体と仮定した場合、塑性ひずみを生じるような荷重が生じれば、弾性解析で得られるひずみよりも大きなひずみを生じることになる。その弾塑性ひずみと弾性ひずみとの比率を K_e 係数と定義する。この K_e 係数は荷重条件と構造に依存する。

ASME Sec.III の K_e 係数は次式で規定されており、単純なテーパ付き平板の引張による塑性ひずみに対する考察^⑧等に基づき設定されたものである。

$$K_e = 1 + \frac{1-n}{n(m-1)} \left(\frac{S_n}{3S_m} - 1 \right) \quad (n \text{ 及び } m \text{ は材料毎に規定}) \quad (1)$$

Fig. 1 Cylinder Models

Fig. 3 New K_e Evaluation Equation for S_n Fig. 2 K_e -factors for Cylinder Models

告示 501 号では公称ひずみの再配分の効果とピーク塑性ひずみ集中の効果を考慮し、前者については ASME Sec.III の K_e 係数、後者については次式を規定し、いずれか厳しい方の値を用いることとした。

$$K_e = 1 + A_0 \left(\frac{S_n}{3S_m} - \frac{S_n}{S_p} \right) \quad (A_0 \text{ は材料毎に規定}) \quad (2)$$

上式（以下、 A_0 式）は、ASME Sec.III の K_e 係数が S_n が $3S_m$ 近傍ではピーク塑性ひずみ集中の効果を考慮せず、そのことを保守的に扱うために取り入れられたものである。

JSME 高速炉規格⁽⁶⁾では弾性的に計算された塑性ひずみ (ε_p) と真の塑性ひずみ (ε_p) との比率 q を弾性追従パラメータと呼び、次式が規定されている（以下、 K_e' 式）。

$$K_e' = 1 + (q - 1) \left(1 - \frac{3S_m}{S_n} \right) \quad (3)$$

高速炉規格では q は 3.0 とされている。この弾性追従パラメータを用いる評価式は、もんじゅで採用された国内高速原型炉の設計規格で初めて導入されたものであり、日本独自の評価式である。

軽水炉規格としては、公称ひずみの再配分の効果については K_e 評価式の形としては式(3)を用いることとし、軽水炉機器に対して適切となる弾性追従パラメータ q を検討した。具体的には、材料は保守的に降伏点を $1.5S_m$ とする弾完全塑性体とし、代表的な基礎モデルを実際の構造から抽出し、それらのモデルに対する荷重条件に対して弾性解析と弾塑性解析を行って K_e 係数を求め、得られた K_e 係数を包絡するように K_e 評価式（弾性追従パラメータ q ）を設定した結果、 q は 3.1 として設定した。代表的な構造としては原子炉容器等のクラス 1 機器の構造を対象に構造不連続部がある部位に着目して円筒、ノズル、サーマルスリーブ/セーフエンド、キャノピーシール、支持スカートを抽出した。また、配管に対する荷重荷試験データを用いて設定した K_e 評価式の妥当性を確認し、さらに比較的 K_e 係数が厳しい代表的な実機ノズル形状に対して設定した K_e 評価式の妥当性を確認した。ここで、ピーク塑性ひずみ集中の効果は A_0 式を用いることとした。

代表的な円筒モデルについて、解析に用いたモデルを図 1、解析結果を図 2 に示す。内圧と熱応力の基本的な影響を調べるために選定したモデルであり、内圧のレベル（一次一般膜応力 P_m で設定）が 3 ケース、熱応力のタ

イプが3ケース（板厚内直線温度分布，ステップ状流体温度変化，円筒の上下に温度差を与える）の合計9ケースについて S_m に対する K_e 係数を求めたものである。

以上を踏まえて設定した K_e 評価式を図3に示す。ASME Sec.III の K_e 評価式に比べて精度の高い K_e 評価式が開発され，設計・建設規格の初版（2001年版）から採用された。

3・2 弾塑性有限要素解析手法を用いたクラス1容器の強度評価手法⁷⁾

ASME Sec.III のみならず設計・建設規格においてもクラス1容器に対する構造設計の基本思想は解析による設計（Design by Analysis）であり，起こり得る破損様式を想定して各破損様式に対する許容基準を設け，詳細な解析によりこれらを満足させることで構造物の設計を行う方法である。従来の規格では弾性解析により得られた応力をその性質に基づき分類し評価する方法（応力分類による方法）が採用されてきた。近年では構造物の応力評価に有限要素法（FEM）解析が広く用いられており，FEM 解析で得られた応力においても評価断面上の応力分布を等価な直線に置き換える（線形化处理）ことで評価に必要な膜応力と曲げ応力を計算することができ，応力分類による方法は一般に適用可能である。しかしながらこの方法には，例えば，複雑な3次元構造に対しては板厚を貫く線形化という概念が明確でない等，技術的な課題があり，応力分類を用いない評価手法も必要となった。

一方，ASME Sec.III では応力分類による方法だけでなくその原理となっている塑性設計概念に基づく評価方法も当初より取り込まれていた。塑性設計概念を用いれば応力分類の必要はなく，複雑な3次元構造物でも FEM 解析結果から直接評価が可能となる。しかしながら，ASME Sec.III では具体的な評価方法までは規定されておらず，3次元FEM解析に基づく構造物の強度評価を適切に行える手法の開発と上述の応力分類を用いない評価方法の規定化の必要性がでてきたことから，社団法人・日本高圧力技術協会の研究専門部会として「3次元FEM応力評価研究委員会」が1993年に設立され，多くの研究成果が発表され，それらに基づき弾塑性FEM解析を用いた設計手法として代替基準案が提案された。そして，その代替基準案を原子力プラントのクラス1容器等の設計への適用の観点から検討し，規格案を策定するために，社団法人・火力原子力発電技術協会に「弾塑性解析活用設計基準検討会」が2002年2月～2003年10月に設けられた。これらの検討成果に基づき，弾塑性FEM解析を用いた設計規格をJSME発電用設備規格委員会にて策定し，事例規格「弾塑性有限要素解析を用いたクラス1容器に対する強度評価の代替規定」⁸⁾（以下，EPD事例規格）を発行した。

EPD事例規格は現行の設計・建設規格のクラス1容器の設計規定であるPVB-3000の一次応力評価，純せん断荷重評価，支圧荷重評価，一次＋二次応力評価，熱応力ラチェット評価，熱曲げ応力を除く一次＋二次応力強さの制限及び疲労評価の代替規定である。これらの規定で防止している破損様式は，延性破壊・塑性崩壊，過大な塑性変形・ラチェット変形及び疲労破壊であることから，EPD事例規格でもこれらの破損様式を対象とした。また，応力分類を不要とするため，各様式の破損機構を定式化している原理論に立ち戻り，それを出来るだけ忠実に弾塑性FEM解析に基づき評価する基準を策定した。現行規定ではトレスカ応力を用いているが，弾塑性解析を用いるEPD事例規格では，弾塑性FEM解析にミーゼスの降伏条件を用いることから，強度評価においても一貫してミーゼス応力を用いることとした。

延性破壊・塑性崩壊の防止に対しては，現行規定の考え方と整合をとり，弾完全塑性体を仮定した弾塑性FEM解析（極限解析）を採用した。崩壊荷重の設定方法は，現行の設計・建設規格で採用されている二倍勾配法は保守的な結果が得られるが，評価点の選び方が結果に影響を与える場合があるため，弾完全塑性体を仮定した弾塑性FEM解析を行い，その収束性を確認しつつ荷重を増加していき，荷重増分が工学的に無視できるまで小さくなったところで計算打ち切ることによって得られる荷重を下界漸近法と呼び，基本的にはその手法を用いることとした。さらに，二倍勾配法及び弾性解析で崩壊荷重を求める方法である弾性代償法も採用した。

過大な塑性変形・ラチェット変形に対しては，弾性解析によるシェイクダウン評価を行い，それを満足しない場合に最も支配的な過渡の組み合わせに対して弾塑性解析を用いた熱応力ラチェット評価を行うこととした。シェイクダウン評価は弾性FEM解析に基づき，現行規定の一次＋二次応力と整合をとり，総体的な応力の変動幅が $3S_m$ 以下であることを確認するものとした。EPD事例規格では図2に示す繰返し降伏域範囲（以下，CYA（Cyclic Yield Area））という考え方を適用し， $3S_m$ を超えてもよい領域を判定基準にした。熱応力ラチェット評価は弾塑性FEM解析で得られた結果に対して，二種類の判定基準を設定した。一つの評価方法としては，局所的な最大のひずみに注目し，相当塑性ひずみの増分が減少傾向にあり，かつ無視できる大きさ以下になることを熱応

Fig. 4 Classification of Structures

Fig. 6 Increment of Equivalent Strain for Nozzle Models

Fig. 5 2D & 3D FEA Models

ラチェット防止の判断基準として採用し、無視できる大きさとしては 10^{-4} 以下を採用した。もう一つは、弾性域が板厚内に残存し、その大きさが減少しなければラチェット進行はしないという判定基準を採用した。これらの判定基準については、図4で分類した構造に対して検証計算がなされ、妥当性が確認された。代表的なモデルである3次元モデルと2次元モデルの管台に対して評価した例として、図5に解析モデル、図6に解析結果（相当塑性ひずみ増分）を示す⁹⁾。圧力が高く、ラチェットしやすい条件では相当塑性ひずみ増分の増加傾向が認められ、適切な荷重条件では相当塑性ひずみ増分は規定の 10^{-4} を満足した。

疲労評価については、応力解析で得られた表面の応力を用いて直接評価するものとし、シェイクダウン評価は満足しないが熱応力ラチェット評価を満足する場合は弾性FEM解析で得られた応力に簡易弾塑性解析の K_e 係数を考慮して評価するものとした。 K_e 係数については、上述の K_e 式の開発時に合わせて開発された表面の応力強さ(S_p)を用いて評価する次式の K_e 係数(K_e'' 式)を用いるか、弾塑性FEM解析により直接次式の q_p を求めて設定した K_e 評価式を用いてよいこととした。

$$K_e'' = \frac{\bar{\varepsilon}_{ep}}{\varepsilon_e} = 1 + (q_p - 1) \left(1 - \frac{3S_m}{S_p} \right) \quad (4)$$

$$q_p = (q_1 - q_0) \left(1 - \frac{3S_m}{S_p} \right) + q_0, \quad q_0 = 1.5, \quad q_1 = 4.0 \quad (5)$$

4. 今後の取り組み

設計・建設規格の今後の大きな課題としては次を考えている。

(1) 疲労評価見直し（環境疲労効果）

JSME 規格「環境疲労評価手法」制定を受けて本規格の設計・建設段階での扱いを明確化する必要がある。また米国では設計・建設段階での環境疲労効果考慮の動きがある。このため「疲労評価タスク」を設置し、大気中設計疲労曲線の見直しや累積損傷係数が 1 を超える場合の取扱いを含め環境疲労効果の検討を行っている。

(2) 耐震許容応力の取り込み

設計・建設規格（第Ⅰ編 軽水炉規格）には地震荷重に対する許容値は規定されておらず、(社)日本電気協会 JEAG4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針」を引用している。新潟県中越沖地震や JEAG4601 の改訂（改訂に伴い JEAC4601-2008「原子力発電所耐震設計技術指規程」と改称）等を契機として耐震設計に関する検討を開始し、「耐震許容応力検討タスク」を設置して、各種基準における耐震許容応力の比較検討、弾塑性応答挙動を取り入れた設計用耐震許容限界の検討、耐震設計に内在する安全裕度の把握と定量化、維持規格における課題の検討、地震後の再使用判断基準の検討を行っている。特に設計・建設規格に関連するのは各種基準における耐震許容応力の比較検討だが、比較結果に基づきタスクの見解を提示することを考えている。

(3) 規格体系化

JSME 発電用原子力設備規格は個別の技術規格の集合であり、体系化規格となっていないとの認識がある。そこで認証・認定等の規格適合性の確認の“仕組み”を含む「自己完結」した規格体系への再整備や、我が国によりマッチし、且つ一部は ASME を越える世界でも最先端の体系化規格作りを目指して「一般要求事項検討タスク」を設置し、検討を始めたところである。

(4) 国際競争力・国際整合性の確保

ASME 規格委員会に定期的に参加し ASME 規格動向の把握や日本側意見の反映に努めている。また、MDEP (Multi-national Design Evaluation Program, 多国間設計評価プログラム) にも参加し、各国規格との比較評価および調整の検討も実施している。今後は MDEP で抽出された相違点に関し、対応方針を個々に検討し、フォローを行うことにより国際整合性も高める必要があると考えている。

5. 結 語

JSME 設計・建設規格（第Ⅰ編 軽水炉規格）は原子力安全・保安院による技術評価を受け原子力発電所機器の設計・建設に用いられている。ASME Sec.III をベースに日本で開発した手法を取り込み、今後とも高度化を図っていく。

文 献

- (1) “発電用原子力設備に関する構造等の技術基準”，昭和 55 年 10 月 30 日通商産業省告示第 501 号，最終改正平成 15 年 7 月 29 日経済産業省告示第 277 号。
- (2) “発電用原子力設備規格 設計・建設規格（第Ⅰ編 軽水炉規格）”，JSME S NC1，日本機械学会。
- (3) ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Division 1, Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components, ASME.
- (4) “発電用原子力設備規格 材料規格”，JSME S NJ1，日本機械学会。
- (5) 朝田誠治，中村隆夫，“機械学会設計・建設規格における簡易弾塑性解析手法”，日本機械学会論文集 A 編，Vol. 75, No. 749 (2009), pp. 110-117.
- (6) “発電用原子力設備規格 設計・建設規格（第Ⅱ編 高速炉規格）”，JSME S NC2，日本機械学会。
- (7) 朝田誠治，平野隆，永田徹也，笠原直人，“機械学会設計・建設規格事例規格における弾塑性有限要素解析を用いたクラス 1 容器に対する強度評価手法” 日本機械学会論文集 A 編，Vol. 74, No. 748 (2009), pp. 1485-1492.
- (8) 事例規格，“弾塑性有限要素解析を用いたクラス 1 容器に対する強度評価の代替規定”，NC-CC-005，日本機械学会。
- (9) Asada, S., Okamoto, A. and Nishiguchi, I., Verification of Alternative Criteria for Shakedown Evaluation Using 2-Dimensional and 3-Dimensional Nozzle Models, ASME, PVP Vol.439, (2002), pp.23-30.