

# き裂を有する円筒形炉内構造物に対する構造健全性評価法について

## Evaluation Method of Structural Integrity for Cylindrical Internal Structure with Cracks

日本原子力発電株式会社 堂崎 浩二 Koji DOZAKI Member

This study confirms applicability of so-called twice-slope method that is one of the limit analyses to evaluate collapse or plastic buckling, to cylindrical structure of core internals even when it has cracks. Three cylindrical test specimens with radius to thickness ratio equivalent of core shroud were used for monotonic loading test with various condition of cracking to confirm applicability of twice-slope method. The other two specimens with duplicate condition of cracking and different range of loading were used for cyclic loading test to confirm conservativeness of design margin for limit load even considering cyclic effect of seismic load.

**Keywords:** Structural integrity, Cylindrical internal structure, Twice-slope method, Limit load

### 1. 緒言

「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)は、平成15年9月22日の経済産業省令第102号により改正され、原子炉施設に属する構造物に欠陥が存在しても、それが破壊を引き起こす恐れのない欠陥(原子炉冷却材圧力バウンダリについては貫通の恐れのない欠陥)であれば省令不適合とはならないことが明記された<sup>[1]</sup>。国はこの新規追加条項の解釈文書(いわゆるNISA文書)を発信し、その中で(社)日本機械学会(JSME)の発行した維持規格2002年改訂版の適用を承認した<sup>[2]</sup>。その後、平成17年7月1日には、通商産業省令第62号は経済産業省令第68号により大規模に改正(いわゆる性能規定化)され、平成18年1月1日より施行されたが、この改正省令62号に対する解釈を与えるNISA文書が発信され<sup>[3]</sup>、この中で上述の欠陥解釈に係るNISA文書を引用することで、JSME維持規格は規制に用いられる民間規格の位置づけを継続して与えられている。

JSME維持規格では、大まかに言って、従来から行われてきた供用期間中検査(ISI)を標準検査として位置づけたほか、これに加えて炉内構造物等の特定機器に対して応力腐食割れ(SCC)等の特定の破損モードを想定した個別検査の規定を設けている。JSME維持規格2002年改訂版においては、沸騰水型原子力発電所(BWR)における炉心シュラウド及びシュラウドサポー

トに対して個別検査規定が設けられた<sup>[4]</sup>(以下特に断らない場合、「維持規格」と言えばJSME維持規格2002年改訂版を指す)。維持規格におけるこれらの規定は、(社)火力原子力発電技術協会が発行した炉内構造物点検評価ガイドライン(以下、火原協ガイドラインという)の内容を参考に維持規格に取り入れられたものである<sup>[5][6]</sup>。

維持規格及び火原協ガイドラインにおいては、これらの炉内構造物にき裂が発見された場合、継続使用期間中のき裂進展を考慮した上で地震荷重等の想定荷重に対する構造健全性を、二倍勾配法と呼ばれる解析評価手法により判定することとしている。この手法は、き裂のない炉心支持構造物(炉心シュラウド及びシュラウドサポートはその一部を構成する)に対してJSME設計・建設規格2005年版(特に断らない場合、「設計・建設規格」はこれを指す)が採用している方法<sup>[7]</sup>と、安全係数を除いて同一である(安全係数は維持規格の方が大きく取っている)。維持規格及び火原協ガイドラインにおいて、き裂を有する炉心シュラウド等に対してもこの手法を適用している理由としては、使用材料が延性、靱性の高いオーステナイト系ステンレス鋼(炉心シュラウド)または高ニッケル合金(シュラウドサポート)であること、炉心シュラウドについては炉心に近い溶接継手に対し中性子照射による延性の低下を考慮して線形破壊力学に基づく評価を追加して行う規定としていることが挙げられる。

一方、炉心シュラウドのように比較的単純な円筒形状に近い構造であっても配管に比べて半径/板厚比(R/t)が大きい場合や、シュラウドサポートのように複雑形

連絡先:堂崎浩二、〒101-0053 東京都千代田区神田美土代町 1-1、日本原子力発電(株)発電管理室、電話:03-4415-6043、e-mail:kouji-douzaki@japc.co.jp

状である場合に、き裂を有する構造物への二倍勾配法の適用性を試験により検証するため、BWR 電力・メーカは共同で、実機条件を模擬した試験を行った。本報では、このうち炉心シュラウドを想定したき裂付き円筒形試験体を用いた試験研究の成果について報告する。

## 2. 崩壊荷重の評価方法

Fig. 1 に典型的な型式の炉心シュラウドを模式的に示す。維持規格及び火原協ガイドラインにおいて、き裂を有する炉心シュラウドの崩壊荷重を算出する手順は次のとおりである。規格上の許容値は、下記で求めた崩壊荷重に安全係数 1.5 を見込んで定められる<sup>[4][6]</sup>。

- (1) 炉心シュラウドの周方向溶接継手のうち、最も低い位置にあって崩壊に関して最も厳しい負荷条件(モーメント最大)となる H7 溶接継手にき裂を設定する。
- (2) シュラウドの形状、拘束条件、対称性及び(1)で設定したき裂を考慮して有限要素法による解析モデルを作成する。
- (3) 運転時に炉心シュラウドに一次応力を生じさせる差圧、自重及び地震荷重を考慮して荷重条件を設定する。
- (4) Fig. 2 に示すように、大変形弾塑性解析により荷重-変位関係を求め、初期弾性勾配の二倍の傾きを持つ直線との交点を崩壊荷重とする。解析に用いる材料の応力ひずみ関係は  $2.3S_m$  ( $S_m$  は設計・建設規格で定められる設計応力強さ)を弾性限界とする弾完全塑性体を仮定する。

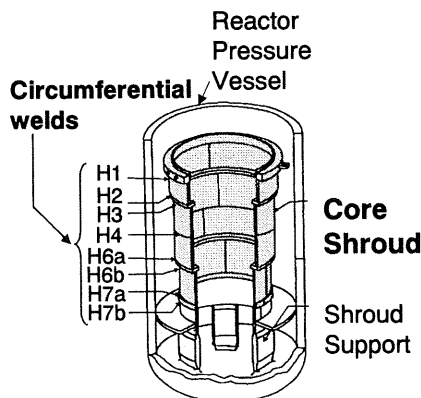


Fig.1 Typical BWR core shroud

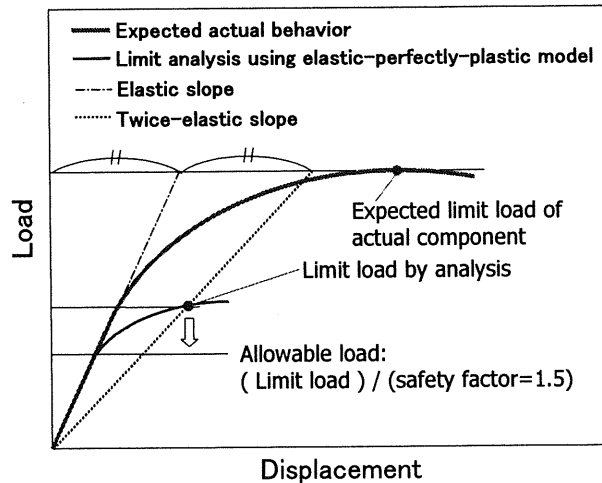


Fig.2 Evaluation of limit load

## 3. 試験体と試験条件

2. で述べた崩壊荷重の評価方法が、き裂を有する  $R/t$  の大きい円筒形構造物にも適用可能であることを検証するため、およそ 1/5 スケールの大きさの円筒形試験体を用いて、一端を固定し、他端に横荷重を負荷し、荷重-変位関係を求める単調負荷試験(3体)、及び地震時の繰返し荷重の影響を調べるための繰返し負荷試験(2体)を実施した。試験装置を Fig. 3 に、試験条件を Table 1 にそれぞれ示す。

Fig. 4 に示すように、試験体は SUS316L 製で、炉心シュラウドを模擬し  $R/t=50$  とした。各試験体には Table 1 に対板厚比で示した深さのき裂を、固定端フランジから 20mm の位置の外面に全周にわたって放電加工により導入した。

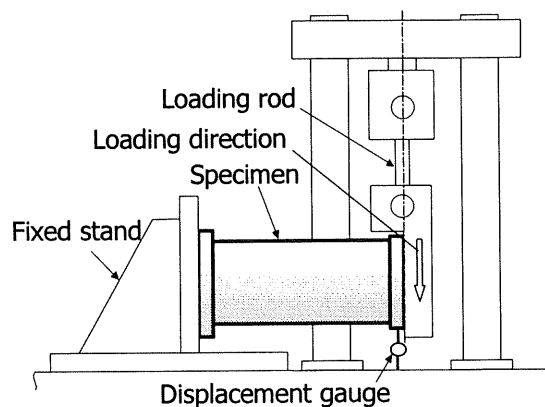


Fig.3 Test setup and configuration of test specimen

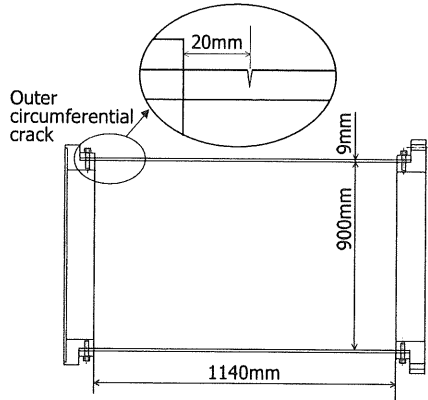


Fig. 4 Configuration of test specimen

Table 1 Test conditions

No.	Type	Crack depth/Wall thickness	Load
1	Monotonic loading test	75%	Loading continues until buckling or collapse occurs
2		67%	
3		50%	
4	Cyclic loading test	67%	Limit load by JSME* × 1.0
5		67%	Limit load by JSME* × 0.53

\* )limit load by JSME = Limit load calculated by limit analysis using elastic-perfectly-plastic model ( $\sigma_y=2.35m$ ).

### 3. 試験結果及び評価

#### 3.1 単調負荷試験

単調負荷試験においては、3体とも大きく塑性変形し安定な挙動を示した。なおも負荷を続けたところ、最後には、き裂導入断面のうち引張応力が最も大きい位置(Fig. 4の試験体図で最も上の位置)でき裂が貫通し、その後急速に円周方向に広がって荷重低下を生じる挙動を示した。

Fig. 5に、代表例としてき裂深さ67%の場合(試験体No.2)について、試験で得られた荷重-変位関係を示すとともに、2.で述べた崩壊荷重の評価方法に従って求めた荷重-変位曲線及び評価上の崩壊荷重(二倍勾配線との交点)を合わせて示した。試験で得られた最大荷重が約1600kNであったのに対し崩壊荷重の評価値は821kNであったことから、崩壊荷重の評価方法は試験結果に対して保守的な評価を与えることがわかった。なお、崩壊荷重の評価方法に基づき荷重-変位曲線を求めるための解析方法については、汎用解析コードABAQUSを用いて、き裂導入部位の周辺のみをソリッド要素で、残りの大部分の円筒部分をシェル要素でモデル化した解析と、全体をシェル要素でモデル化した解析の2通りの有限要素解析を行い、それらがほとんど

ど同一の荷重-変位曲線を与えることを確認している[8]。

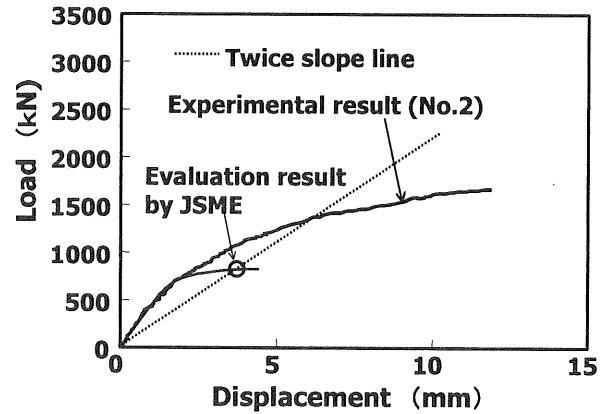


Fig. 5 Comparison of load-displacement curves between experimental and evaluation result

#### 3.2 繰返し負荷試験

繰返し試験においては、き裂深さ67%の試験体を2体用いて、異なる荷重範囲をねらいとして変位制御により繰返し負荷し、荷重低下が生じ始めたサイクルを限界サイクル数とした。ねらいとする荷重範囲の設定に当たっては、崩壊荷重の評価方法に基づいて得られた評価値(この場合821kNであり、維持規格及び火原協ガイドラインの許容値の1.5倍に相当する)を1条件とし、他の1条件は、荷重範囲と限界サイクル数の関係がわかるように上記許容値の0.8倍(評価値の0.53倍)に設定した。

Fig. 6及びFig. 7にそれぞれの条件における繰返し負荷試験結果を示す。試験体No.4では、荷重範囲は平均で832kNであり、限界サイクル数は34であった(Fig. 6)。試験体No.5では、荷重範囲は平均で429kNであり、限界サイクル数は730であった(Fig. 7)。

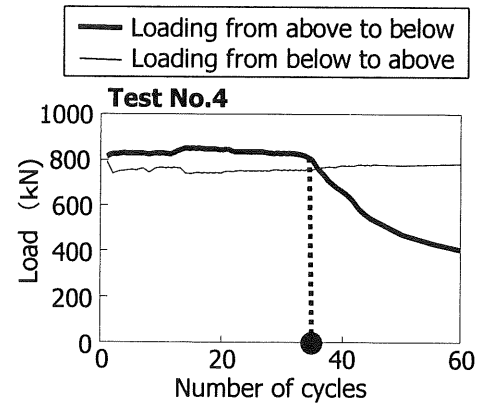


Fig. 6 Peak load history at cyclic loading test No.4

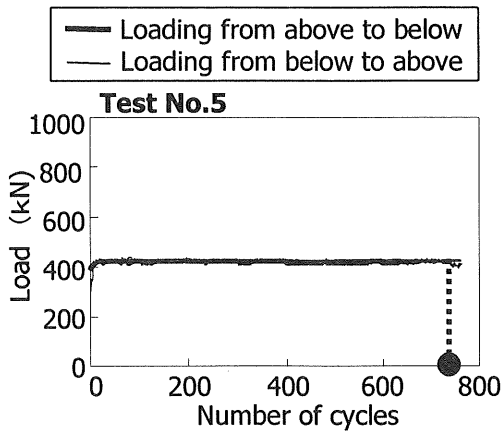


Fig. 7 Peak load history at cyclic loading test No.5

これらの繰返し負荷試験結果を、限界サイクル数と荷重範囲の関係に整理すると Fig. 8 のようになった。図中には、繰返し負荷試験結果とともに、同じき裂深さ条件の単調負荷試験における最大荷重を、サイクル数=1としてプロットしてある。これらの試験結果と、同じき裂深さ条件に対する許容荷重(崩壊荷重の評価値を1.5で割った値)を、設計時に地震荷重に対する等価繰返し数として考慮される60サイクルにプロットした点(規格上の許容限界)とを比較すると、試験結果の方が規格上の許容限界を大きく上回っていることから、維持規格や火原協ガイドラインで設定した許容限界は、地震荷重の繰返しを考慮しても妥当であると判断される。

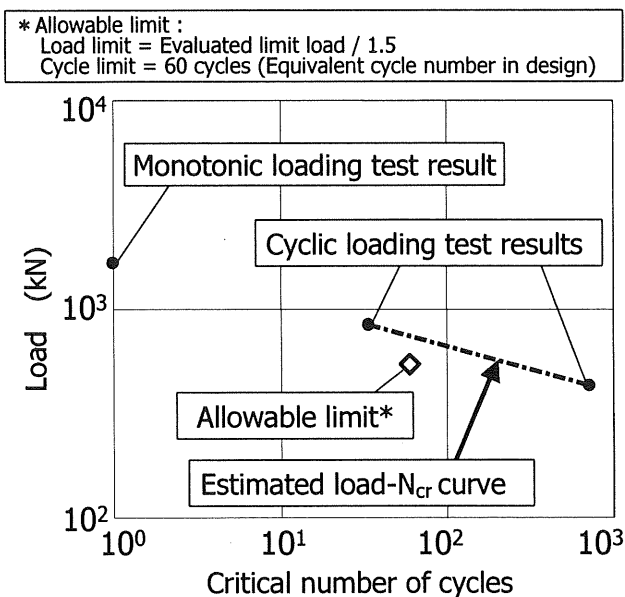


Fig. 8 Relation between load range and critical number of cycles

#### 4. 簡易評価法の検討

現行の維持規格や火原協ガイドラインで炉心シュラウドに対して要求しているように、二倍勾配法を用いるためには、有限要素法等の数値解法による構造解析を行うことが必要となる。 $R/t$ の小さい、例えば配管のような円筒形構造物に対しては、維持規格でも、き裂を有する断面のリガメント部に対して塑性崩壊時の荷重のつりあいから許容荷重または許容されるき裂の大きさを求める方法(いわゆる極限荷重法)が標準的な評価方法になっている<sup>[4]</sup>。極限荷重法では簡単な計算により解を求めることができるため、炉心シュラウドに対して極限荷重法と、後述する座屈・崩壊に対する評価法を組み合わせ用いることができれば、二倍勾配法に比べて非常に簡易な評価が可能となる。ここでは、将来の規格への取り込み、もしくは規格による評価結果を早期に見通すための評価に資するため、簡易評価法の検討を行った。

基本的な考え方として、き裂が小さい場合には円筒形構造物の破損モードは座屈または塑性崩壊によって決まり、き裂が大きい場合にはき裂を有する断面の残りリガメントの崩壊によって決まると考える。座屈・崩壊の評価は、き裂のない薄肉円筒の座屈評価法として高速炉座屈設計評価指針<sup>[9]</sup>を参考に行い、き裂が大きい場合の評価は極限荷重法により行う。一般には、これらの相関があると考えられることから、座屈・崩壊とき裂の存在する断面の崩壊というふたつのモードに対する適切な連成を考慮することを考える。

すなわち、き裂を有する円筒の破壊に対する余裕度を  $f$  とすると、

$$\left(\frac{1}{f}\right)^n = \left(\frac{1}{f_B}\right)^n + \left(\frac{1}{f_A}\right)^n \quad (1)$$

ここに、 $f_B$ : 座屈・崩壊に対する余裕度  
 $f_A$ : き裂部の崩壊に対する余裕度  
 $n$ : 連成の強さを表す係数  
 $f_B, f_A$  はそれぞれ次のように表される。

$$\left(\frac{1}{f_B}\right)^5 = \left(\frac{M}{M_{CR}}\right)^5 + \left(\frac{Q}{Q_{CR}}\right)^5 \quad (2)$$

$$f_A = \frac{\alpha P_b'}{P_b} \quad (3)$$

ここに、M：地震時の評価点におけるモーメント  
 $M_{CR}$ ：許容曲げ座屈強度(文献[9]による)  
 Q：地震時の評価点における水平せん断力  
 $Q_{CR}$ ：許容せん断座屈強度(文献[9]による)  
 $P_b$ ：一次曲げ応力  
 $P_b'$ ：塑性崩壊時の曲げ応力  
 $\alpha$ ：形状係数で、下記により算出する

$$\alpha = \frac{32 \left[ 1 - \left( \frac{D_i}{D_o} \right)^3 \right]}{6\pi \left[ 1 - \left( \frac{D_i}{D_o} \right)^4 \right]}$$

ただし、 $D_i$ ：内径、 $D_o$ ：外径

外側全周き裂を有する円筒の有限要素法による座屈・崩壊解析を、き裂深さを板厚の50%, 60%, 67%, 75%, 85%と変えて5ケース行い、これらを正と考えたときの簡易評価法が有する裕度を算出し、係数  $n$  を3, 4, 5と変化させて連成式の当てはめ性を調べたところ、Fig. 9のような結果となった。この評価例においては、 $n=4$ で簡易評価式は妥当な記述性を有することが確認された。なお、この検討における有限要素法解析では、材料の応力ひずみ関係は今回の試験材を用いた引張試験から得られた実際の材料物性を近似して与えている。今後、規格への適用を行う際にはより広範囲の検討が必要と考えるが、適用性の見通しは得られたと考えられる。

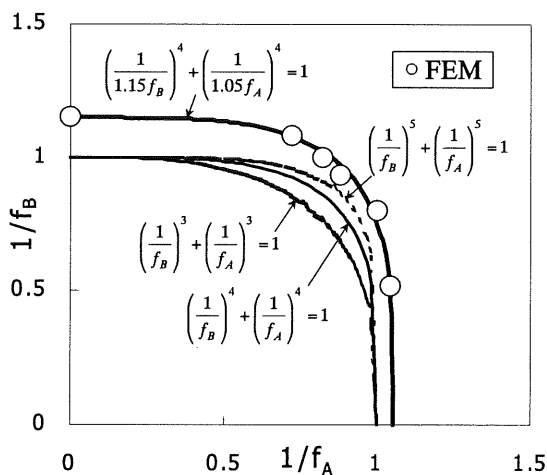


Fig.9 Example of simplified evaluation

## 5. 結言

### 1) 評価方法の保守性の確認

炉心シュラウドを模擬したき裂を有する円筒の座屈・崩壊挙動は、維持規格及び火原協ガイドラインの評価方法（二倍勾配法）で保守的に推定できることを試験により確認した。

### 2) 荷重繰返しの影響確認

維持規格及び火原協ガイドラインの評価方法（安全係数）により、地震時の繰返し荷重に対する保守性が確保されることを試験により確認した。

### 3) 簡易評価法の可能性

既存の薄肉円筒の座屈・崩壊評価法と極限荷重法との連成を考慮した簡易評価式について考察を行い、適用性の見通しを得た。

## 謝辞

本研究はBWR5電力、電源開発、原電、東芝及び日立が共同で実施した電力共通研究「き裂を有する炉内構造物の地震時健全性に関する研究(フェーズ1)」の成果の一部である。

## 参考文献

- [1] 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」昭和40年6月15日通商産業省令第62号,平成15年9月22日経済産業省令第102号により改正
- [2] NISA-322c-03-2, NISA-163c-03-2「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」原子力安全・保安院, 2003年12月3日
- [3] NISA-322c-05-7「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について」原子力安全・保安院, 2005年12月16日
- [4] 原子力発電用設備規格維持規格 2002年改訂版 (JSME S-NA1-2002), (社)日本機械学会, 2002年10月
- [5] BWR炉内構造物点検評価ガイドライン[シュラウドサポート], (社)火力原子力発電技術協会, 2000年3月
- [6] BWR炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心シュラウド], (社)火力原子力発電技術協会, 2001年11月
- [7] 原子力発電用設備規格設計・建設規格 2005年版 (JSME S-NC1-2005), (社)日本機械学会, 2005年9月
- [8] Murofushi, et.al., "Experimental Study on Structural Integrity of a Core Shroud with a Crack under Seismic Load," ICONE13-50368, Beijing, China, May 2005
- [9] 発電用新型炉技術確証試験(高速増殖炉技術確証試験に関するもの)調査報告書別冊, (財)電力中央研究所, 1998年3月