

# 高速増殖炉原子炉容器のクリープ疲労に関する 信頼性評価手法の開発

Development of a Reliability Evaluation Method  
for Fatigue-Creep Interaction Failure of an FBR Reactor Vessel

原子力機構	高屋 茂	Shigeru TAKAYA	Member
原子力機構	岡島 智史	Satoshi OKAJIMA	
原子力機構	浅山 泰	Tai ASAYAMA	Member
テプシス	千年 宏昌	Hiromasa CHITOSE	
テプシス	町田 秀夫	Hideo MACHIDA	
MFBR	横井 忍	Shinobu YOKOI	
MFBR	神島 吉郎	Yoshio KAMISHIMA	

An evaluation method of the occurrence probability of a through-wall crack in a reactor vessel of a fast breeder reactor due to fatigue-creep interaction has been proposed. Input data were prepared for a trial evaluation and the proposed evaluation method was applied. The result was compared with the allowable occurrence probability derived from the safety requirements for FBR.

**Keywords:** System Based Code, Reliability, Fast Breeder Reactor, Fatigue-Creep Interaction, 316FR

## 1. 緒言

規格基準に含まれる技術項目間での重複を避け、裕度を適切に設定することを目標として、システム化規格概念が提案されている[1]。異なる技術項目間で裕度を比較する際の候補指標としては破損確率（信頼度）が考えられる。したがって、信頼性評価手法の開発がシステム化規格概念実現のために重要である。

本研究では、高速炉原子炉容器の主要な破損モードである液面近傍でのクリープ疲労によるき裂の発生から貫通に関する信頼性評価手法を検討し、試評価を実施した。

## 2. 評価方法

### 2.1 き裂の発生及び貫通評価法

「実用高速炉の高温構造設計方針（暫定案）」[2]に基づきクリープ損傷量( $D_c$ )及び疲労損傷量( $D_f$ )を評価し、(1)式を満たす場合に、深さ1mmの全周き裂が発生すると仮定した。

$$D_c + \frac{7}{3}D_f = 1 (D_f \leq 0.3); \frac{7}{3}D_c + D_f = 1 (D_f > 0.3) \quad (1)$$

き裂進展は、「高速炉機器への非弾性破壊力学の適用に

関する指針（案）」[3]に基づき、(2)式を用いて評価した。

$$\frac{da}{dN} = C_f \Delta J_f^{m_f} + C_c \Delta J_c^{m_c} \quad (2)$$

$a$ : き裂深さ、

$\Delta J_f, \Delta J_c$ : 疲労及びクリープに関する J 積分範囲

$C_f, C_c, m_f, m_c$ : 材料定数

本研究では、き裂深さが板厚の0.8倍に達した時点を通と見なした。

### 2.2 評価条件及び計算方法

試評価の概要を表1に示す。液面近傍部に縦溶接を有する原子炉容器を想定した。溶接部が存在する場合、溶接部近傍での応力増加や、溶接金属部での疲労寿命及びクリープ緩和速度の低下により、き裂は溶接金属部に発生し、その後、溶接金属部と母材部にまたがって進展すると予想される。しかし本試評価では、そのような詳細な進展挙動のモデル化は行わず、全周き裂の発生を仮定することでき裂進展速度を保守的に評価し、モデルの簡略化を行った。

表2に入力条件を示す。発生応力及び主な材料特性を確率変数とした。発生応力の平均値は、「実用高速炉の高温構造設計方針（暫定案）」に従って評価し、ばらつきは工学的判断により設定した。また運転中のプロセス量監視等を実施することから、発生応力が平均値から大きく外れることはないと考え、確率分布に足切を設けた。材料特性の平均値は、「実用高速炉の高温構造設計方針（暫

連絡先: 高屋 茂、〒311-1393 大洗町成田町 4002、日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門 構造材料評価 Gr.、E-mail: takaya.shigeru@jaea.go.jp

定案)」及び「高速炉機器への非弾性破壊力学の適用に

**Table 1 Outline of the example problem**

Material	316FR
Manufacturing method	Longitudinal welding of curved plates
Outer diameter, mm	9600
Wall thickness, mm	50
Steady-state operating temp., °C	550
Design life time, year	60
Start-up times, n/60 year	150

**Table 2 Input data**

Parameter	Distribution		Value
Axial stress due to inner pressure, MPa	Normal	Mean	7.1
		COV*	0.1292
		Cut-off	+ 66.6%
Axial stress due to dead weight, MPa	Normal	Mean	12.9
		COV	0.0194
		Cut-off	± 10%
Thermal stress for fatigue damage evaluation, MPa	Normal	Mean	256.53
		COV	0.0281
		Cut-off	± 10%
Thermal stress for creep damage evaluation, MPa	Constant	-	131.81
Axial secondary bending stress, MPa	Normal	Mean	180.7
		COV	0.0281
		Cut-off	± 10%
$C_f$ in eq. (2)	Lognormal	Median	6.34E-5 [3]
		SD**	0.421
$m_f$ in eq. (2)	Constant	-	1.3742
$C_c$ in eq. (2)	Lognormal	Median	7.41E-3 [3]
		SD	0.421
$m_c$ in eq. (2)	Constant	-	0.88
Fatigue life	Lognormal	Median	Fatigue failure eq. [2]
		SD	1.44
Creep rupture time	Lognormal	Median	Creep rupture eq. [2]
		SD	0.645

\*COV: Coefficient of variation, \*\*SD: Standard deviation

関する指針 (案)」での平均値を用いた。疲労寿命及びクリープ破断寿命に関するばらつきについては、実験データに基づき評価した。き裂進展式中の係数に関するばらつきは、「高速炉機器への非弾性破壊力学の適用に関する指針 (案)」で示された平均値と上限値を参考に設定した。

確率評価法には、古典モンテカルロ法を採用した。サンプル数は、1.0E+7 サンプルとした。

### 3. 評価結果

1.0E+7 サンプル中、貫通に至ったサンプルは無かった。信頼区間推定法[4]により評価される 95% 上限値は 3.7E-7/60 year である。栗坂らは、炉心損傷頻度や格納機能喪失頻度に対する目標値から、機器の許容破損確率を導出する手法を提案しており、内の事象を起因事象とする原子炉容器の小規模破損（貫通き裂の発生）に対しては、1.2E-5/60 year と評価されている[5]。今回の評価結果は、信頼区間 95% 上限値を考慮しても、許容破損確率を 2 桁程度下回っていた。

### 4. 結言

高速炉原子炉容器の主要な破損モードである液面近傍部でのクリープ疲労によるき裂の発生から貫通に関する信頼性評価手法を提案し、試評価を実施した。評価結果は、信頼区間 95% 上限値を考慮しても、安全要求から導出される許容破損確率を 2 桁程度下回っていた。

### 参考文献

- [1] Y. Asada et al., “System Based Code –Principal Concept”, Proc. of ICONE 10, 2002, #22730.
- [2] 森下正樹ら、“高温構造設計高度化研究 平成 16 年度共同研究報告書”、核燃料サイクル開発機構、日本原子力発電株式会社、2005、JNC TY9400-2005-012.
- [3] “高速炉機器への非弾性破壊力学の適用に関する指針 (案)”、電力中央研究所、1994.
- [4] 桐本ら、“原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出”、原子力情報センター、2001、#P00001.
- [5] K. Kurisaka et al., “Development of System Based Code(1)”, J. Power and Energy Systems, Vol. 5, 2011, pp. 19-32.

(平成 23 年 10 月 5 日)