

# 原子炉压力容器に対する確率論的健全性評価手法の実用化 に向けた取組み

## Study on Practical Application of Probabilistic Structural Integrity Assessment Method for Reactor Pressure Vessels

原子力機構	勝山 仁哉	Jinya KATSUYAMA	Member
原子力機構	ル カイ	Kai LU	Non-Member
原子力機構	李 銀生	Yinsheng LI	Non-Member

### Abstract

Reactor pressure vessel (RPV) of the light water reactor is the most important safety related component. To prevent non-ductile fracture of RPVs during operation, the degree of irradiation embrittlement of RPV steels is monitored by surveillance tests, and structural integrity assessment of RPVs is conducted based on the test results. The assessment method based on probabilistic fracture mechanics (PFM) is known as a rational one in assessing the integrity of RPVs, and efforts for practical applications of the PFM method are actively promoted in foreign countries as well as Japan. In Japan Atomic Energy Agency, we have developed a PFM analysis code PASCAL4, which implements evaluation methods considering both irradiation embrittlement and pressurized thermal shock events for RPVs in pressurized water reactors. In addition, we have also developed a guideline which provides PFM analysis procedures and their technical bases. In this paper, improvements of PASCAL4 for enabling the PFM evaluation of RPV in boiling water reactors along with an analysis example are presented.

**Keywords:** Probabilistic fracture mechanics, PASCAL4, Boiled water reactors, Reactor pressure vessels, Low temperature overpressure

## 1. 緒言

軽水炉の原子炉压力容器は、安全上最も重要な機器であり、供用期間中に非延性破壊が生じないように、炉心で発生する中性子による原子炉压力容器鋼の照射脆化の程度を監視試験により評価するとともに、その結果を踏まえ構造健全性評価が行われている。確率論的破壊力学 (PFM) に基づく評価手法は、より合理的な健全性評価手法とされており、その実用化に向けた取組みが国内外で盛んに進められている。原子力機構では、これまで加圧水型軽水炉の原子炉压力容器 (RPV) を対象に、照射脆化や健全性評価上最も厳しい加圧熱衝撃 (PTS) 事象を考慮した評価手法を実装した PFM 解析コード PASCAL4<sup>\*1</sup> を整備するとともに、その評価手順や技術的根拠を取りまとめた標準的解析要領<sup>\*2</sup> を整備してきた。

本稿では、PASCAL4 を用いた評価事例とともに、沸騰水型軽水炉 (BWR) の原子炉压力容器に対する評価を可能にするための機能追加等について紹介する。

## 2. PASCAL4 の改良

BWR の RPV を対象とした評価では、考慮すべき事象として原子炉起動停止や耐圧・漏えい試験のほか、低温過圧 (LTOP) 事象<sup>\*3</sup> が挙げられる。いずれの事象も内圧、すなわち膜応力が破壊の駆動力となることから、PTS 事象では考慮されない RPV 外表面側の亀裂を想定して評価を行う必要があると考えられる。そこで、本研究では、PASCAL4 に RPV 外表面側の表面亀裂及び内部亀裂に対応した応力拡大係数解<sup>\*4</sup> を導入した。また、亀裂進展開始を判定する際、板厚内における中性子照射量の減衰を考慮して、外表面側の亀裂の評価点における破壊靱性値を算出する機能を導入した。さらに、亀裂進展開始と判定された場合、これらの亀裂を無限に長い亀裂 (軸方向亀裂の場合) に置換えた後、RPV 内表面に向かって進展させる解析機能を導入した。

連絡先: 勝山仁哉、〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方2-4、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター 構造健全性評価研究グループ  
E-mail: katsuyama.jinya@jaea.go.jp

### 3. PFM 評価事例

#### 3.1 解析条件

国内 BWR のモデル RPV の炉心領域を対象として、PASCAL4 を用いた試解析を行った。解析に使用した主な解析条件を表 1 に示す。過渡事象は海外の BWR プラントで発生した LTOP 事象を想定した<sup>\*3</sup>。

Table 1 Main PFM analysis conditions

Item	Parameter/Condition
RPV geometry	Inner radius: 3187.5 mm, Base metal thickness: 160 mm Clad thickness: 5.5 mm
Transient	LTOP event <sup>*3</sup> Occurrence frequency: $1.0 \times 10^{-3}$ [ry]
Neutron fluence	$5.4 \times 10^{17}$ [n/cm <sup>2</sup> , E > 1MeV]
Initial RT <sub>NDT</sub>	Ave.: -25°C for base metal and weld Std. dev.: 9.4°C for base metal and weld
Chemical composition	Cu Ave.: 0.08 for base metal, 0.07 for weld Std. dev.: 0.01 for base metal and weld
	Ni Ave.: 0.58 for base metal, 0.63 for weld Std. dev.: 0.02 for base metal and weld
Embrittlement prediction	JEAC4201-2007 (sup. 2013) <sup>*5</sup>
Fracture toughness	Weibull distribution model
Crack arrest toughness	Lognormal distribution model
Warm pre-stress effect	ACE model by French researchers

初期亀裂として、RPV 内表面側の表面亀裂、RPV 外表面側の表面亀裂、及び内部亀裂を考慮した。それらの亀裂の情報を表 2 に示す。亀裂分布データは、国内モデル RPV の溶接条件を基に、VFLAW<sup>\*6</sup>を用いて作成した。各亀裂に対し、LTOP 事象における RPV の条件付き亀裂進展確率及び条件付き亀裂貫通確率を算出した後、亀裂密度及び LTOP 事象の発生頻度を考慮して、RPV の亀裂進展頻度 (FCI) 及び亀裂貫通頻度 (TWCF) を算出した。

Table 2 Potential Crack considered in PFM analysis

Item	Parameter/Condition
Surface crack at RPV inner surface	Orientation: circumferential Depth: 6.5 mm Aspect ratio and density: VFLAW data
Embedded crack near RPV inner surface	Orientation: axial and circumferential Depth, aspect ratio and density: VFLAW data
Surface crack at RPV outer surface	Orientation: axial and circumferential Depth: 6.5 mm Aspect ratio and density: VFLAW data
Embedded crack near RPV outer surface	Orientation: axial and circumferential Depth, aspect ratio and density: VFLAW data

#### 3.2 解析結果

FCI と TWCF の解析結果を比較して図 1 に示す。亀裂伝播停止を考慮していることから、TWCF は FCI に比べて低い。図 2 は、亀裂種類ごとの TWCF への寄与を示している。内表面側の亀裂の寄与が大きく、外表面側の亀

裂が小さいことが分かる。この傾向は、海外の PFM 解析事例<sup>\*3</sup>と同様である。また、内表面側の亀裂のうち、内部亀裂よりも表面亀裂の方が TWCF への寄与が大きいことも示された。

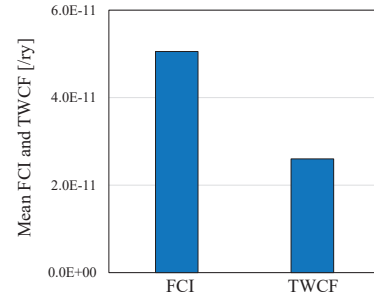


Fig.1 Mean FCI and TWCF under LTOP

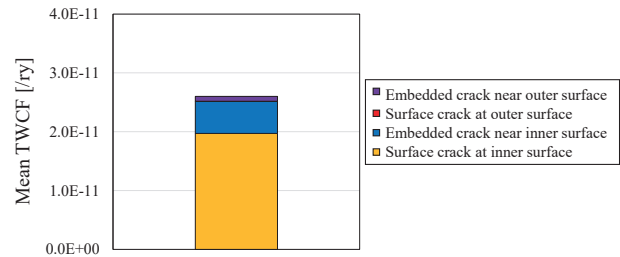


Fig.2 Mean TWCF values contributed by different crack types

### 4. まとめ

改良した PASCAL4 を用いて試解析を行い、国内 BWR のモデル RPV の破損頻度を算出できること等を示した。今後、解析手法や入力データ等の精緻化を図り、標準的解析要領に反映する予定である。

### 参考文献

- [1] 勝山仁哉ら、“原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コード PASCAL4 の使用手引き及び解析手法”、JAEA-Data/Code 2017-015、2017。
- [2] 勝山仁哉ら、“原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学に基づく健全性評価に関する標準的解析要領”、JAEA-Research 2016-022、2016。
- [3] H.W. Chou and C.C. Huang, “Probabilistic structural integrity analysis of boiling water reactor pressure vessel under low temperature overpressure event”, International Journal of Nuclear Energy, Vol. 2015, Article ID 785041, 2015, pp. 1-9.
- [4] 日本機械学会, “発電用原子炉設備規格 維持規格 (2016 年版)”, JSME S NA1-2016, 2016.
- [5] 日本電気協会, “原子炉構造材の監視試験方法”, JEAC4201-2007 (2013 追補), 2013.
- [6] F.A. Simonen, et al., “A generalized procedure for generating flaw-related inputs for the FAVOR code”, NUREG/CR-6817 Rev.1, 2013.