

非破壊検査を考慮した原子炉容器の確率論的構造健全性評価手法の開発

Development of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code PASCAL For Reactor Pressure Vessel Considering Non-Destructive Examination

(独)日本原子力研究開発機構	小坂部 和也	Kazuya OSAKABE	Non-Member
(独)日本原子力研究開発機構	鬼沢 邦雄	Kunio ONIZAWA	Non-Member
(独)日本原子力研究開発機構	柴田 勝之	Katsuyuki SHIBATA	Member

As a part of the aging structural integrity research for LWR components, the probabilistic fracture mechanics (PFM) analysis code PASCAL has been developed in JAEA. This code evaluates the conditional probabilities of crack initiation and fracture of a reactor pressure vessel (RPV) under transient conditions such as pressurized thermal shock (PTS). A case study on the effect of non-destructive examination performance was performed using PASCAL. The analysis results showed that one non-destructive examination with good performance had a more significant effect on the probability of failure than non-destructive examinations repeated with low performance.

Keywords: Probabilistic Fracture Mechanics, Reactor Pressure Vessel, Pressurized Thermal Shock, Non-Destructive Examination, Irradiation Embrittlement, Fracture Toughness

1. 緒言

確率論的破壊力学 (PFM: Probabilistic Fracture Mechanics) は、構造機器に対する負荷や材料強度のばらつき、あるいは欠陥寸法分布・存在確率等を考慮して機器の信頼性や健全性を合理的に評価できる手法として注目されている。今日、安全率に基づく決定論的な評価に対する合理的な説明、妥当性の評価あるいはこれに変わる評価法として、手法整備やコード開発が進められており、国外では、破断前漏洩や経年圧力容器の健全性評価に関わる規制に取り込まれる動向にある。このような背景から、経年機器のより合理的な健全性評価法の確立を目的に、NRC/EPRI や OECD/NEA のワーキンググループによる国際ベンチマーク解析が実施されている。我が国においても、規制・規格への確率論的手法の導入に備え、評価手法の整備を行っておくことが必要である。

(独)日本原子力研究開発機構では、軽水炉構造機器の健全性に関する研究の一環として、平成 8 年度から確率論的破壊力学解析コード PASCAL (PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR) の開発を行っている [1]-[4]。このコードは原子炉圧力容器に加圧熱衝撃 (PTS:

Pressurized Thermal Shock) 等の過渡荷重が発生した場合の破壊確率を解析するコードである。ここでは PASCAL の解析機能及び標準的解析手法について説明するとともに、破壊確率に対する非破壊検査の影響について検討した結果の例を述べる。

2. PASCAL の機能

2.1 解析の流れ

PASCAL は原子炉圧力容器に PTS 等の過渡荷重が発生した場合の健全性を評価する解析コードであり、容器に対する負荷や材料強度のばらつき、あるいは欠陥寸法分布・存在確率、中性子照射による圧力容器鋼の照射脆化等を考慮して、モンテカルロ法により破壊確率を算出する。PASCAL では、初期き裂寸法分布、化学成分含有率、中性子照射量、破壊靱性値、き裂検出確率等が確率変数として取り扱われる。

Fig. 1 に解析の流れを示す。初期き裂寸法分布に従いき裂寸法が決定される。き裂検出確率に基づいて、この寸法のき裂に対する検出の判定を実施し、検出と判定された場合は補修されたものとみなして、再度初期き裂寸法分布に従ってき裂がサンプリングされる。き裂が検出されなかった場合、過渡事象下におけるき裂の進展の判定を行う。ある時刻においてき裂が進展しない場合は、過渡事象の時間ステップを進行させて、新たな時刻におけ

連絡先：小坂部和也、〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4、(独)日本原子力研究開発機構、安全研究センター、機器・構造信頼性評価研究グループ、電話：029-282-6277、e-mail：osakabe.kazuya@jaea.go.jp

る負荷状態でき裂の進展を判定する。き裂が途中で破壊に至った場合、またはき裂が破壊せずに過渡事象が終了した場合は新たにき裂のサンプリングを行い、同様の手順で評価を行う。このように、多数のサンプルに対して破壊・非破壊の判定を行ってき裂の破壊確率を算出する。

2.2 主な機能開発の成果

平成13年度までに開発した PASCAL ver.1[1]は、表面き裂に対する解析機能を有し、既存解析コードや国際ベンチマーク解析等により検証を進め、すでに国内外で公開している。その後も、最新の研究成果や知見等に基づいた機能開発を行ってきた。内部欠陥に対する日本機械学会維持規格の評価法及び電中研の応力拡大係数算出法の導入、さらに破壊靱性評価法に関してはマスターカーブ法及びORNLの統計モデルの導入を実施した[2]。また、圧力容器内面の肉盛溶接部と母材との境界における応力不連続に対応するため、3次元モデルによるFEM解析に基づいて、半楕円表面き裂の無次元化応力拡大係数データベースを作成した[3]。これにより PASCAL で膨大な数の破壊力学解析を実施する上で、短時間で高精度の応力拡大係数の算出を可能とした。これらの機能改良を反映して、現在までに PASCAL ver.2 の開発をほぼ完了した。

2.3 標準的解析手法

PASCAL の開発当初から実施してきた機能改良及び感度解析により得られた知見、並びに最新の知見を取りまとめて、PTS 時における原子炉圧力容器の標準的 PFM 解析手法を提案した。PASCAL による解析に必要な主な入力項目と、PASCAL が有する評価式、さらに PASCAL においてデフォルト値に設定した条件、すなわち標準的解析手法の一覧を Table 1 に示す。

この標準的解析手法を反映したグラフィックユーザーインターフェース (GUI) の画面例を Fig. 2 に示す。Table 1 の標準的解析手法の各評価式はすでに選択されており、ユーザーは想定する原子炉圧力容器に関わるパラメータの入力のみで解析を実行することが可能である。入力条件を以下に示す。

(1) RPV Information

- ・ 高速中性子照射量
- ・ 過渡事象種類 (データベースより選択)

(2) Initial Flaw

- ・ 初期き裂形状
- ・ き裂方向

- ・ 深さ及びアスペクト比の分布の考慮の有無

(3) Material Property

- ・ 化学成分平均値
- ・ 初期 RT_{NDT} 平均値
- ・ き裂存在部位

(4) Inspection

- ・ 非破壊検査シナリオ
- ・ 検査モデルの精度及び回数

(5) Additional Settings

- ・ 解析精度等

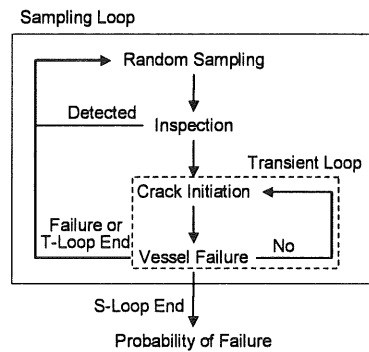


Fig. 1 PFM Analysis Flow

Table 1 Analysis Conditions in PASCAL

Item	Functions and Condition
K_I for semi-elliptical crack	PASCAL K_I database* Newman-Raju equation Shiratori equation, etc.
K_I for embedded crack	CRIEPI equation* ASME equation
K_{Ic} and K_{Ia} equation	ORNL Weibull distribution model* NRC model ASME section XI model, etc.
RT_{NDT} shift equation	JEAC 4201 equation* U.S.Regulatory Guide 1.99 Rev2 RCC-M equation, etc.
Failure criterion	K_{Ic}/K_{Ia} and plastic collapse* R6 method
Warm pre-stress	considered* not considered
Decrease of upper shelf toughness	JEAC 4201 equation* U.S.Regulatory Guide 1.99 Rev.2

*: Default settings in PASCAL

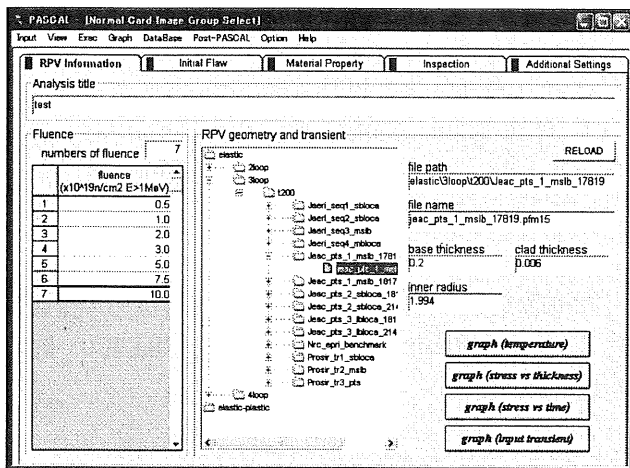


Fig. 2 Typical View of PASCAL GUI

3. PASCAL による解析例

2.3 で示した標準的解析手法に基づいて、破壊確率に対する非破壊検査の影響について検討を行った。非破壊検査以外の主な解析条件を Table 2 に示す。解析対象は 3 ループの PWR である。軸方向溶接部に半楕円のき裂が 1 個存在し、かつ過渡事象として主蒸気管破断事象が発生したと仮定する。主蒸気管破断事象時における水温及び圧力の時刻歴を Fig. 3 に示す。また、非破壊検査に関する入力条件は Table 3 の通りである。PSI と ISI の非破壊検査に相当するモデルとその精度の組み合わせにより計 5 ケース実施した。荒川モデル[5]及び PNNL モデル[6]による検出確率を、本ケースで用いた初期き裂深さ分布である Marshall 分布の確率密度と併せて Fig. 4 に示す。荒川モデル (Excellent) は試験対象を両面から 30 度毎に探傷した場合、荒川モデル (Normal) は試験対象を片面から 45 度毎に探傷した場合に相当するものである。Fig. 4 からわかるように、ISI 相当の検査モデルは PSI 相当の検査モデルよりも精度が低いものを選択した。

PASCAL による主蒸気管破断事象発生時の条件付き破壊確率の解析結果を Fig. 5 に示す。検査を実施しないケース 1 の場合と比較して、PSI 相当として荒川モデル (Excellent) を考慮したケース 2-1 の場合は、破壊確率が約 60 分の 1 にまで低下している。一方、PSI に加えて ISI 相当として PNNL モデル (Good) を考慮したケース 2-2 の場合は、ISI としては検査を考慮しない場合と破壊確率がほぼ等しい。また、ISI 相当として荒川モデル (Normal) を考慮したケース 2-3 の場合でも破壊確率はケース 2-1 か

ら 30%程度低下するに過ぎない。このように、非常に精度の高い非破壊検査を実施すると、それ以降に精度の低い検査を実施したとしても破壊確率に対する検査の効果は限定的であることが示された。言い換えれば、供用前検査等において精度の高い検査を一度でも実施することが、破壊確率の低減に有効である。また、PSI 及び ISI 相当として荒川モデル (Normal) を考慮したケース 3 では、検査を実施しないケース 1 と比較して、破壊確率は 10 分の 1 近くまで低下しているものの、PSI 相当に荒川モデル (Excellent) を考慮したケース 2-3 と比較すると、破壊確率は 6 倍程度高いという結果が得られた。

なお、本ケースではき裂深さ分布に Marshall 分布を適用しているが、非破壊検査に関する解析結果は、初期のき裂深さ分布と非破壊検査モデルの組み合わせに依存すると考えられる。また、PASCAL では製造欠陥のみを対象としており、運転中の要因によるき裂の発生や進展は考慮していない。そのため、さらに詳細な評価を行う場合はこれらの条件についても検討する必要がある。

Table 2 Input Condition for Case Study (excluding Inspection Model)

Item	Condition
RPV	3-loop PWR
Transient	Main steam line break (see Fig. 3)
Initial crack	Shape: semi-elliptical Depth: Marshall distribution Aspect ratio: log-normal distribution
Chemical composition	Cu: 0.14%, Ni: 0.8%, P: 0.012%, Si: 0.2%
Initial RT _{NDT}	-50°C

Table 3 Input Conditions for Case Study Considering Inspection Performance

Case	PSI model	ISI model
1	N/A	N/A
2-1	ARAKAWA (Excellent)	N/A
2-2	ARAKAWA (Excellent)	PNNL (Good)
2-3	ARAKAWA (Excellent)	ARAKAWA (Normal)
3	ARAKAWA (Normal)	ARAKAWA (Normal)

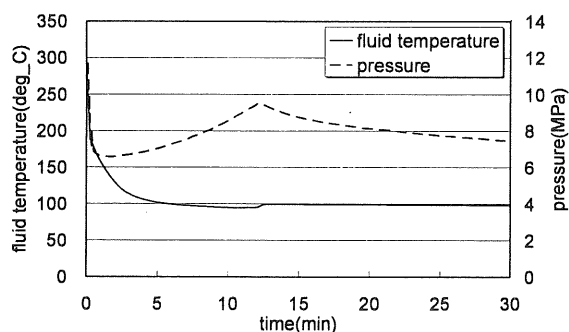


Fig. 3 Histories of Fluid Temperature and System Pressure after Main Steam Line Break

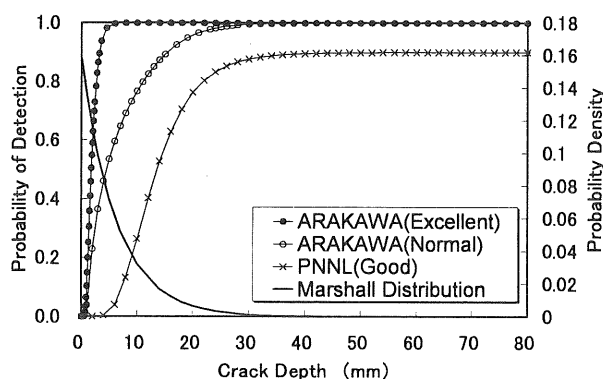


Fig. 4 Probability of Detection of NDE models and Probability Density of Marshall-type Crack Distribution

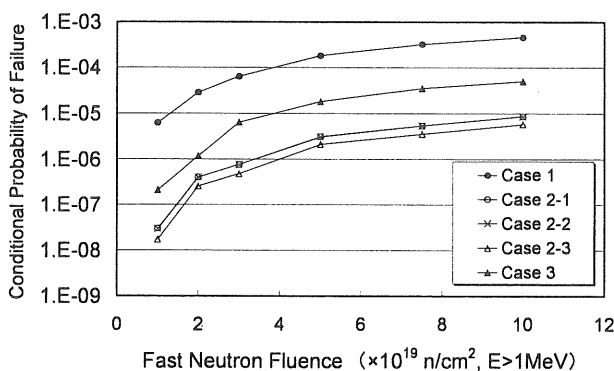


Fig. 5 Results of Case Study on Inspection Performance (Probability of Detection)

3. 結言

1) 原子炉压力容器に加圧熱衝撃等の過渡荷重が発生した場合の破壊確率を解析する、確率論的破壊力学解析コード PASCAL を開発した。

- 2) 種々の機能改良の知見を取りまとめて標準的解析手法を提案した。この標準的解析手法に基づく解析を実施するための GUI を整備した。
- 3) PASCAL を用いて実施した感度解析から、供用前検査における精度の高い検査が破壊確率低減に最も有効であること等、非破壊検査における欠陥検出確率の破壊確率に及ぼす影響を示した。

本研究は経済産業省原子力安全・保安院からの受託事業「確率論的構造健全性評価技術調査」の成果の一部である。

参考文献

- [1] 柴田勝之、鬼沢邦雄、李銀生、加藤大輔、2001、“確率論的破壊力学コード PASCAL の開発と使用手引き”、JAERI-Data/Code 2001-011.
- [2] Onizawa, K., Shibata, K., Suzuki, M., Kato, D., and Li, Y., 2004, “Embedded crack treatments and fracture toughness evaluation methods in probabilistic fracture mechanics analysis code for the PTS analysis of RPV”, ASME PVP Vol.481, RPV Integrity and Fracture Mechanics, American Society of Mechanical Engineers, pp. 11-17.
- [3] Onizawa, K., Shibata, K., and Suzuki, M., 2005, “Development of stress intensity factor coefficients database for a surface crack of an RPV considering the stress discontinuity between cladding and base metal”, Proceedings of 2005 ASME/JSME Pressure Vessels and Piping Division Conference.
- [4] 小坂部和也、加藤大輔、鬼沢邦雄、柴田勝之、2006、“原子炉压力容器用確率論的破壊力学解析コード PASCAL2 の使用手引き及び解析手法”、JAEA-Data/Code (投稿手続中)
- [5] Arakawa, T., 1988, “Japanese evaluation of the Japanese results, Ultrasonic inspection of heavy section steel components”, The PISC-II Final Report, Part-II, pp. 409-427.
- [6] Khaleel M.A. and Simonen F.A., 2000, “A model for predicting vessel failure probabilities including the effects of service inspection and flaw sizing errors”, Nuclear Engineering Design, Vol. 200, pp. 353-369.