JAEA-Research
2022-012
DOI:10.11484/jaea-research-2022-012

国内軽水型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

Guideline on Structural Integrity Assessment for Reactor Pressure Vessel in Domestic Light Water Reactor Based on Probabilistic Fracture Mechanics

ル カイ　勝山 仁哉　髙見澤 悠　李 銀生

Kai LU, Jinya KATSUYAMA, Hisashi TAKAMIZAWA and Yinsheng LI

安全研究・防災支援部門
安全研究センター
材料・構造安全研究ディビジョン

Materials and Structural Integrity Research Division
Nuclear Safety Research Center
Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness

February 2023

Japan Atomic Energy Agency　日本原子力研究開発機構

JAEA-Research

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの転載等の著作権利用は許可が必要です。本レポートの入手並びに成果の利用（データを含む）は、
下記までお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（https://www.jaea.go.jp）
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構　JAEA イノベーションハブ　研究成果利活用課
〒 319-1195　茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Reuse and reproduction of this report (including data) is required permission.
Availability and use of the results of this report, please contact
Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2023

JAEA-Research 2022-012

国内軽水型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

日本原子力研究開発機構　安全研究・防災支援部門
安全研究センター　材料・構造安全研究ディビジョン

ル カイ、勝山 仁哉[+]、髙見澤 悠、李 銀生

（2022 年 11 月 4 日受理）

供用年数の増加に伴い、発電用軽水型原子炉圧力容器（RPV）では炉心からの中性子照射により破壊靭性が低下する、いわゆる中性子照射脆化が生じる。国内では、RPV の非延性破壊を防止するため、この中性子照射脆化や、健全性評価上最も厳しい事象の 1 つである加圧熱衝撃事象（PTS）を考慮して、日本電気協会規程等に基づく決定論的手法により健全性評価が行われている。一方、欧米においては、近年確率論的手法の規制への導入が進んでいる。例えば米国では、PTS 評価において、確率論的手法に基づく関連温度に関するスクリーニング基準が規定されており、またそのスクリーニング基準を満足しない場合には確率論的手法に基づく亀裂貫通頻度（TWCF）を指標とした評価の実施が認められている。また、供用期間中検査の試験程度や検査間隔の緩和の検討等にも確率論的手法が適用されている。ここで、確率論的手法とは具体的には確率論的破壊力学（PFM）に基づく健全性評価手法であり、長期供用に伴う機器の経年劣化に関連する様々な因子の不確実さ等を考慮して、合理的に機器の破損確率や破損頻度等を算出できる方法である。こうした背景を踏まえ、国内の RPV に対する PFM に基づく健全性評価の実施を念頭に、国内外の最新知見や専門家の意見等を反映するとともに、主として加圧水型原子炉の RPV を対象に開発が進められた PFM 解析コード PASCAL の整備、及び PASCAL による感度解析等により得られた知見を取りまとめて、2017 年に標準的解析要領を整備し、JAEA-Research 2016-022 として公開した。この標準的解析要領では、破壊力学に関する知識を有する解析担当者がこれを参照することで PFM 解析を実施し、TWCF 等の確率論的数値指標を算出できることを目的としている。2017 年以降、PFM に基づく健全性評価の更なる実用化に向けて、日本原子力研究開発機構において、沸騰水型原子炉の RPV に対する PFM 解析を可能にするため、PASCAL の機能を拡充するとともに、標準的解析要領の充実化を図った。本報告はその成果をまとめたものである。

本報告は、以下の 5 つの章で構成される。まず第 1 章で、本報告の背景及び概要について述べる。次に第 2 章で、標準的解析要領の枠組みと対象範囲について述べた後、第 3 章にて標準的解析要領の詳細について記述する。PASCAL に対する信頼性確認事例についても同章で記す。第 4 章では、標準的解析要領を満足し、国内の現状の代表的事例として適切と考えられる手法及びデータを記載する。最後に第 5 章では、本報告のまとめについて述べる。

本研究の一部は、原子力規制庁からの受託事業「高経年化技術評価高度化事業（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化）」として行われたものである。

原子力科学研究所：〒319-1195　茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4
＋安全研究センター

JAEA-Research 2022-012

Guideline on Structural Integrity Assessment for Reactor Pressure Vessel in Domestic Light Water Reactor Based on Probabilistic Fracture Mechanics

Kai LU, Jinya KATSUYAMA[+], Hisashi TAKAMIZAWA and Yinsheng LI

Materials and Structural Integrity Research Division
Nuclear Safety Research Center
Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 4, 2022)

For reactor pressure vessels (RPVs) in the light water reactors, the fracture toughness decreases due to the neutron irradiation embrittlement with operating years. In Japan, to prevent RPVs from a nil-ductile fracture, deterministic fracture mechanics methods in accordance with the codes provided by the Japan Electric Association are performed for assessing the structural integrity of RPVs under the pressurized thermal shock (PTS) events by taking the neutron irradiation embrittlement into account. On the other hand, in recent years, probabilistic methodologies for PTS evaluation are introduced into regulations in the United States and some European countries. For example, in the United States, a PTS screening criterion related to the reference temperature based on the probabilistic method is stipulated. If the screening criterion is not satisfied, it is allowable to perform the evaluation based on the probabilistic method by calculating numerical index such as through-wall crack frequency (TWCF). In addition, the reduction of non-destructive examination extent or extension of examination intervals for RPV welds have been discussed based on the probabilistic method. Here, the probabilistic method is a structural integrity assessment method based on probabilistic fracture mechanics (PFM) which is rational in calculating the failure probability of components by considering uncertainties of various factors related to the aged degradation due to the long-term operation. Based on these backgrounds, we developed a PFM analysis code PASCAL and released a guideline on structural integrity assessment based on PFM by reflecting the latest knowledge and expertise in 2017. Here, the main analysis target was the RPV of pressurized water rector considering neutron irradiation embrittlement and PTS events in the structural integrity assessment of RPVs. The objective of the guideline is that persons who have knowledge on the fracture mechanics can carry out the PFM analyses and obtain probabilistic numerical index such as TWCF for a domestic RPVs by referring to the guideline. Recently, in order to enhance the applicability of the PFM methodology in Japan, we have improved PASCAL and the guideline to enable failure frequency calculation of the RPV in a boiling water reactor. The new outcomes are included in this report.

This report consists of five chapters. Chapter 1 describes the background and outline of this report. In Chapter 2, the framework and scope of the guideline are explained. The details on how to perform PFM analyses for RPVs using the guideline are summarized in Chapter 3. In addition, some verification examples of the PFM analysis code PASCAL are also shown in this chapter. In Chapter 4, analytical methods and data which are considered as appropriate ones to calculate TWCF for domestic RPVs based on the guideline are described. Finally, a summary of this report is given in Chapter 5.

Keywords: Probabilistic Fracture Mechanics, Reactor Pressure Vessel, Neutron Irradiation Embrittlement, Pressurized Thermal Shock, Low-temperature Over Pressure, Failure Probability, Failure Frequency

---

Part of the research was performed under the contract research entrusted from Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority.

+Nuclear Safety Research Center

目次

1. 背景及び概要 1
2. 標準的解析要領の枠組みと対象範囲 2
3. 標準的解析要領の詳細 3
4. 国内モデルプラントに対する解析手法及びデータ 25
5. まとめ 36
謝辞 36
参考文献 37

Contents

1. Background and Outline 1
2. Framework and Scope of Guideline 2
3. Details of Guideline 3
4. Analysis Methods and Data for Domestic Model Plant 25
5. Summary 36
Acknowledgement 36
References 37

表　リスト

表 1　PASCAL を用いた確率分布の打ち切りに関する検討事例 22
表 2　LHS 法によるサンプリング数の破損頻度への影響 22
表 3　PASCAL の信頼性確認の項目一覧 23
表 4　中性子照射量分布の機能に関する信頼性確認の例 23
表 5　K_{Ic} 分布の機能に関する信頼性確認の例 24
表 6　亀裂進展判定と亀裂種類切り替えに関する信頼性確認の例 24
表 7　JEAC4201-2007[2013 年追補版]の脆化予測法に関する信頼性確認の例 24
表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ 26

図　リスト

図 1　決定論的手法における RPV の健全性評価の流れ 2
図 2　標準的解析要領の枠組み 2
図 3　標準的解析要領の対象範囲 3
図 4　破損頻度計算手順の模式図 19
図 5　PASCAL の重ね合わせ方の概念（JAEA-Data/Code 2022-006） 20
図 6　FAVOR における FAVPFM の計算の流れ（FAVOR のマニュアルを基に作成） 21

1. 背景及び概要

原子炉圧力容器（Reactor Pressure Vessel, RPV）は原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する重要機器の 1 つであり、中性子照射等に伴う高経年化を考慮した健全性確保が極めて重要である。現行の RPV に対する健全性評価方法では、日本電気協会規程 [1)]に準拠して、中性子照射量が高いため破壊靭性が低くなる RPV 炉心領域部の内表面近傍に亀裂を想定し、加圧熱衝撃（Pressurized Thermal Shock, PTS）事象時における非延性破壊発生の有無を破壊力学に基づく決定論的手法により評価する（図 1）。一方、事象の発生頻度、破壊靭性、中性子照射脆化等の評価に用いる変数のばらつきを考慮して、亀裂貫通頻度（Through-Wall Cracking Frequency, TWCF）を求める確率論的破壊力学（Probabilistic Fracture Mechanics, PFM）評価に関する研究開発等が近年国内外で精力的に進められている。米国においては、2010 年、確率論的手法に基づく評価を通じて、TWCF が 1×10^{-6}/炉年に対応する関連温度がスクリーニング基準として導入されている [2)]。また、供用期間中検査の試験程度や検査間隔の緩和の検討等にも確率論的手法が適用されている。国内では、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）において、軽水炉構造機器の健全性に関する研究の一環として、PTS 等の過渡荷重が発生した場合の RPV の破壊確率を解析するための PFM 解析コード PASCAL[3), 4)]（PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR）が整備されている。以上のような背景から、国内の RPV を対象に PTS 事象等の過渡事象中の非延性破壊に伴う破損頻度を求めるため、解析担当者がこれを参照し、PFM 解析を実施することにより TWCF を算出できるようにすることを目的として、2017 年に標準的解析要領を整備し、JAEA-Research 2016-022[5)]として公開した。この要領では、主として加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor, PWR）の RPV を対象に、PFM 解析に関する基本事項が本文に、本文の補足や技術的根拠等が解説に記載されている。

PFM に基づく健全性評価の実用化に向けて、日本原子力研究開発機構において、沸騰水型原子炉（Boiling Water Reactor, BWR）の RPV に対する PFM 解析を可能にするため、PASCAL の機能を拡充するとともに、標準的解析要領（以下、本要領）の充実化を図った。本要領の整備に当たっては、原子力機構が RPV に関する確率論的評価手法の適用性・標準化に関する調査研究等を推進するために設置した PFM の専門家等により構成された原子炉圧力容器健全性研究専門部会における議論を踏まえ、本要領で記載すべき項目、用語の定義、本文及び解説の記載内容の充実等が図られている。

本報告は、5 つの章で構成される。第 1 章は、本報告の背景及び概要であり、上述のとおりである。次に第 2 章で、本要領の枠組みと対象範囲について説明する。第 3 章にて、本要領の詳細について、具体的には PFM 解析に関する基本事項を本文にまとめるとともに、その技術的根拠等を解説として記述する。また、PFM 解析コードの信頼性確認事例についてもまとめる。第 4 章では、標準的解析要領を満足し、国内の現状の代表的事例として適切と考えられる手法及びデータとして整備した国内モデルプラントに対する解析手法及びデータを記載する。最後に第 5 章では、本報告のまとめを記している。

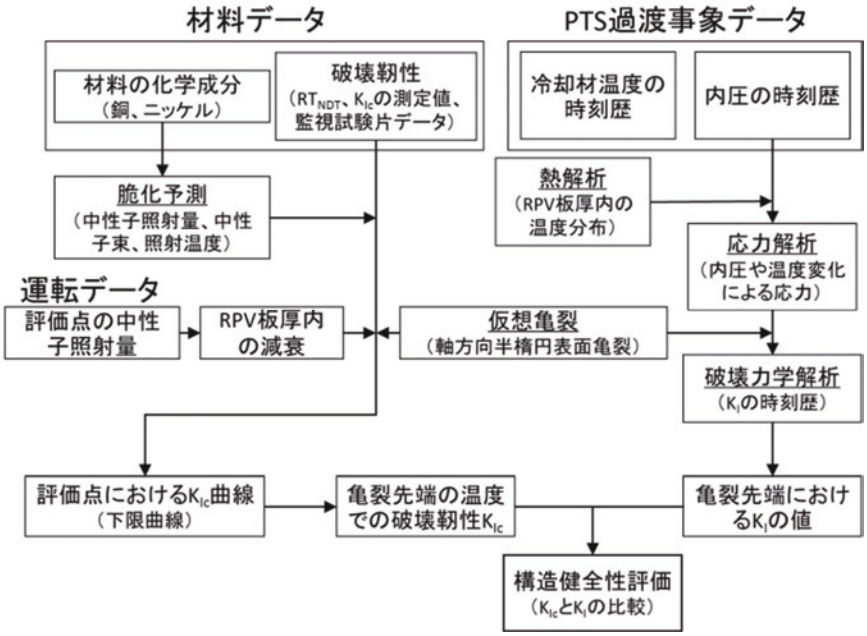


図 1　決定論的手法における RPV の健全性評価の流れ

2. 標準的解析要領の枠組みと対象範囲

本要領の枠組みは図 2 に示すとおりであり、基本事項である本文とその補足や技術的根拠等を説明する解説からなる。本要領が対象とする範囲は図 3 に示すとおりであり、破損確率や破損頻度の算出に係る一連の流れを網羅している。また、附属書には PFM 解析コード PASCAL[3), 4)]の信頼性確認事例を記載する。

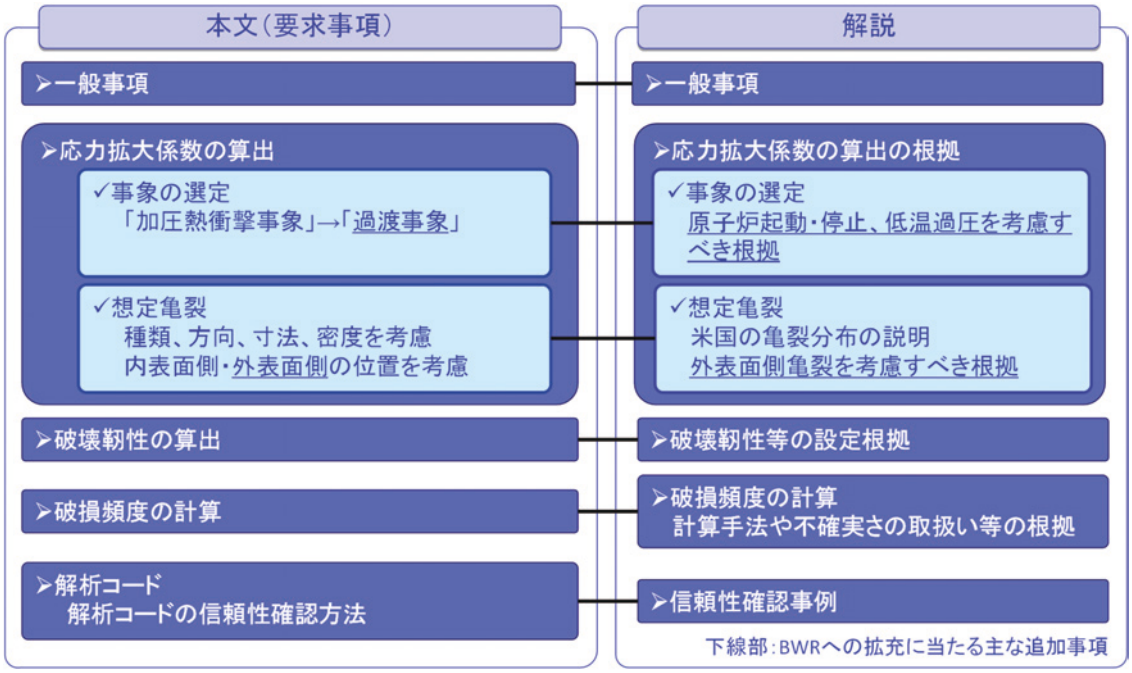


図 2　標準的解析要領の枠組み

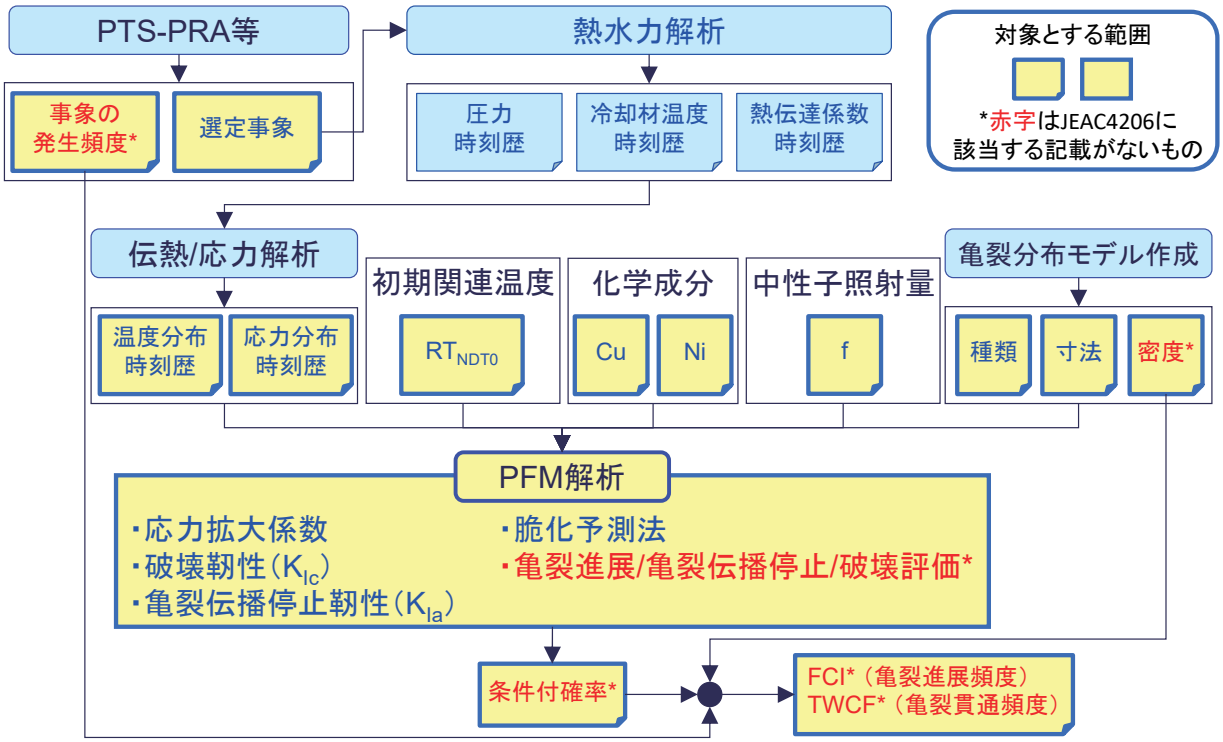


図 3　標準的解析要領の対象範囲

3. 標準的解析要領の詳細

本要領の本文及び解説を以下に示す。

I　一般事項

I-1　適用範囲

・本文

・本要領は、中性子照射により脆化した RPV の炉心領域部における PTS 事象を含む過渡事象中の非延性破壊について、亀裂進展頻度や亀裂貫通頻度等の破損頻度計算を行う標準的な要領について定めるものである。 ・許容基準は、性能目標等に基づき別途定められるものであり、本要領には含まれない。

・解説

・本要領は、決定論的に非延性亀裂進展を防止するための健全性評価手法である JEAC4206-2016[1] RF-4000 を参考にしている。 ・本要領は、PWR 及び BWR の RPV における PTS 事象、低温過圧（Low-Temperature Over Pressure, LTOP）事象、起動・停止や耐圧・漏えい試験等の過渡事象中の非延性破壊による破損頻度計算に適用できる。 ・より妥当な評価手法、あるいは新知見を適用できる場合は本要領の記載の限りではない。

I-2　用語の定義

・本文

・本項では、PFM 解析手法に関連し、本要領で使用する用語について、その定義を記述する。
- 確率論的破壊力学：構造物の破壊に影響する各因子が有する不確実さを考慮して、破壊力学に基づく評価を通じて構造物の破壊が発生する確率を定量的に評価する学問体系。
- 確率変数：確率分布を有する影響因子。本要領では、構造物の破壊に影響する中性子照射量や破壊靭性等がそれにあたる。
- 認識論的不確実さ：知識及び認識の不足に関係する不確実さ。データが充実化されれば減らすことができる。
- 偶然的不確実さ：材料特性等に見られるように対象物が本来持っているばらつく特性による不確実さ。データが増えても減らすことができない。
- モンテカルロ法：確率変数について乱数を用いたシミュレーションを多数行うことにより近似解を求める計算手法。
- ラテン超方格（Latin Hypercube Sampling, LHS）法：確率変数の数やサンプリング数に応じた格子状空間を設定し、その各行・列で必ずサンプリングされる確率変数の値の組合せを生成し、効率的にサンプリングを実現する方法のこと。
- 亀裂：本要領では、破壊力学解析の対象である割れ等を「亀裂」と称する。国内の規格によっては欠陥と称する場合もあるが、本要領では、全て「亀裂」で統一している。
- 亀裂進展確率：亀裂が進展を開始する（以下、亀裂進展）確率。なお、本要領において、亀裂進展とは脆性亀裂進展の発生を意味するが、必ずしも不安定破壊に至るものではない。モンテカルロ法等を用いてシミュレーションする場合は、評価対象とする全ての亀裂のうち、進展と判定された亀裂が占める割合から求められる。
- 亀裂貫通確率：亀裂が貫通する（以下、亀裂貫通）確率。モンテカルロ法等を用いてシミュレーションする場合は、評価対象とする全ての亀裂のうち、貫通と判定された亀裂が占める割合から求められる。
- 亀裂進展頻度（Frequency of Crack Initiation, FCI）：RPV に想定する亀裂が供用 1 年あたりに進展する頻度。亀裂進展確率に過渡事象の発生頻度を乗じた値に相当する。
- 亀裂貫通頻度（Through-Wall Cracking Frequency, TWCF）：RPV に想定する亀裂が供用 1 年あたりに貫通する頻度。亀裂貫通確率に過渡事象の発生頻度を乗じた値に相当する。
- 破壊靭性：衝撃試験、落重試験等の破壊靭性試験により求められた値の呼称。本要領では、特別注釈を加えない限り、亀裂進展に係る破壊靭性を意味する。
- 亀裂伝播停止破壊靭性：破壊靭性のうち、亀裂進展後の停止（アレスト）に寄与する破壊靭性。
- 破損：想定亀裂の亀裂進展、亀裂貫通、あるいはその両方を意味する。

I-3　対象とする機器

・本文

・原子炉圧力容器の炉心領域部を対象とする。

・解説

・本要領は JEAC4206-2016[1] RF-4000 を参考にしているため、RPV の炉心領域部を対象とした過渡事象中（供用状態 A 及び B、耐圧・漏えい試験等を含む）の非延性破壊について、確率論的破壊力学解析手法を用いて健全性評価を行う場合は、本要領を参考とすることができる。

I-4　破損頻度計算手順の概要

・本文

· 破損頻度計算手順の模式図を図 4 に示す。必要に応じて、複数の過渡事象、複数の亀裂種類等を考慮して RPV の破損頻度を計算する。
· 図中に“*”で示した不確実さを有する主なパラメータについては、PFM 解析において確率分布として取り扱うか、または PFM 解析において離散的な数値として取り扱い、得られる結果に対して分布を考慮する等の処理を行ってもよい。

・解説

· JEAC4206-2016[1)]RF-4230 の詳細評価では、非延性亀裂進展、高温予荷重効果を考慮した非延性破壊発生、及び亀裂の板厚貫通に係る許容基準が規定されている。本要領に基づく亀裂貫通頻度の計算においては、応力拡大係数、破壊靭性の算出、高温予荷重効果を考慮した亀裂進展判定、亀裂進展後の停止判定までの手順については JEAC4206-2016[1)] RF-4230 とほぼ同等である。
· 本要領は、PFM 解析コードを使用して破損頻度を計算することを前提としている。なお、RPV の非延性破壊を対象とした代表的な PFM 解析コードとして、原子力機構が開発している PASCAL[3), 4)]が挙げられる。主に国内の RPV を評価することを目的として各種機能が整備されており、条件付破損確率を計算する PASCAL-RV と、破損頻度を計算する PASCAL-Manager から構成される。また、米国ではオークリッジ国立研究所（Oak Ridge National Laboratory, ORNL）が FAVOR[6)]を開発している。FAVOR は、米国原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission, NRC）による PTS 再評価プロジェクト [7)]等において使用された。

II　応力拡大係数の算出

II-1 事象の選定

・本文

· 評価対象プラントにおいて、過渡事象中の非延性亀裂進展に伴う亀裂貫通頻度を評価する上で、適切な事象を選定する。当該事象が発生した場合の非延性亀裂進展による亀裂貫通の可能性だけではなく、当該事象の発生頻度の観点を含めて選定する。
· 国内外の過渡事象を参考にしてもよい。その場合、事象の選定の根拠を明確にすること。

・解説

· 本章の“応力拡大係数の設定”は、JEAC4206-2016[1)]の RF-4221 及び RF-4231 の“PTS 状態遷移曲線の設定”を参考にしている。
· 確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）における事象の選定手法を参考とすることが望ましい。例えば、内的事象を対象としたレベル 1PRA に関する原子力学会標準 [8)]等に事象の選定方法に関する考え方が整理されている。ただし、内的事象を対象としたレベル 1PRA に関する日本原子力学会標準の適用においては、炉心損傷を防止する観点から事象を選定しているが、本要領の適用にあたっては、非延性亀裂進展を防止する観点から事象を選定する必要がある。
· JEAC4206-2016[1)]RF-4110 の圧力・温度要求では、“耐圧・漏えい試験並びに供用状態 A 及び B（耐圧・漏えい試験を除く）に対する圧力・温度制限及び最低温度要求は RT_{NDT}，供用状態及び負荷される圧力の程度により異なる。（中略）ただし，炉心領域については，圧力・温度制限の要求を満足すること。”と規定されている。
· JEAC4206-2016[1)] RF-4230 において、PWR の RPV に対する詳細評価では、“供用状態 C 及び D のうち、温度低下が大きい事象または温度低下とともに圧力が高く維持される事象として、大破断冷却材喪失事故（Loss-Of-Coolant Accident, LOCA）、小破断 LOCA 及び主蒸気管破断事故（Main Steam Line Break, MSLB）を評価対象事象とする。”と規定されている。

- PWR の RPV に関する米国 PTS 再評価プロジェクト [7]においては、PTS に対する PRA の結果に基づいて事象が選定されており [9]、パイロットプラントの事例では、一次系の弁の開固着（SO-1）時にも亀裂貫通頻度が得られている。米国 PTS 再評価プロジェクトにおいて計算された Beaver Valley Unit1 における全 TWCF の評価事例が NUREG-1806[7]に示されている。これらの事象を用いる場合は、国内の RPV に対する適用性を評価することが望ましい。
- 運転員操作の影響を無視できない MSLB（BV Case 103）及び SO-1（BV Case 126）の 2 つ事象について、システム解析コード RELAP5 mod3.3 及び PASCAL を用い、国内 3 ループ PWR を対象とした解析を通じて、Beaver Valley Unit1 に対して選定された事象を用いれば、保守的な荷重条件または破損頻度の評価結果が得られることが確認されている [10), 11)]。
- PWR 及び BWR の RPV に対して、原子炉起動・停止や耐圧・漏えい試験を対象とした PFM 評価事例 [12)]が挙げられる。
- BWR の RPV については、LTOP 事象を対象とした PFM 評価事例が BWRVIP-05 とその安全評価のレポート [13)]に示されている。

II-2 温度分布の時刻歴

・本文

- RPV の炉心領域部における一次冷却材温度及び流量の過渡変化から、RPV の板厚内における温度分布の時刻歴を評価する。

・解説

- PWR 及び BWR の RPV に対する原子炉起動・停止や耐圧・漏えい試験の流体温度及び圧力の時刻歴として、米国の例 [12)]が挙げられる。
- 国内 3 ループ PWR の RPV を想定した MSLB、小破断 LOCA、大破断 LOCA について、RPV ダウンカマ部流体の温度及び圧力の過渡変化の例が、発電設備技術検査協会の報告 [14)]に示されている。
- PWR の RPV に関する米国 PTS 再評価プロジェクトにおいて計算された RPV ダウンカマ部流体の温度及び圧力の過渡変化の例が、NUREG/CR-6858[15)]に示されている。
- BWR の RPV に対する LTOP 事象の流体温度及び圧力の時刻歴として、米国 [12)]及び台湾 [16)]の例が挙げられる。
- II-1 で選定した事象について、冷却材温度や熱伝達係数の履歴を用いて、有限要素法解析等により RPV の板厚内における温度分布の時刻歴を求める。
- 解析精度を確保するため、有限要素法解析等の時間刻みやメッシュ数等が十分な数であることを確認する。
- 評価対象過渡事象の冷却材温度や熱伝達係数の履歴特性に留意して、解析の時間刻みを設定する必要がある。Douglas−Peucker アルゴリズムを用いるとともに、温度や内圧などが大きく変化する区間では時刻歴を細かくする方法が有用であることが確認されている。解析の時間刻みについては、解析結果に及ぼす影響を適宜確認し、その妥当性を確認すること。
- 最新の知見や解析技術を適用して評価してもよい。

II-3 応力分布の時刻歴

・本文

- RPV の圧力及び板厚内における温度分布の過渡変化から、RPV の板厚内における応力分布の時刻歴を評価する。

・解説

- II-1 で選定した事象について、II-2 で求めた温度分布や圧力の履歴を用いて、有限要素法解析等により RPV の板厚内における応力分布の時刻歴を求める。
- 解析精度を確保するため、有限要素法解析等の時間刻みやメッシュ数等が十分な数であることを確認する。
- 評価対象過渡事象の履歴特性等に留意して、解析の時間刻みを設定する必要がある。Douglas−Peucker アルゴリズムを用いるとともに、温度や内圧などが大きく変化する区間では時刻歴を細かくする方法が有用であることが確認されている。解析の時間刻みについては、解析結果に及ぼす影響を適宜確認し、その妥当性を確認すること。
- 最新の知見や解析技術を適用して評価してもよい。

II-4 溶接残留応力分布

・本文

- 製造時の突合せ溶接及びクラッド溶接による残留応力分布を考慮する。

・解説

- JEAC4206-2016[1] RF-4221 の一般評価及び RF-4231 の詳細評価では、“母材についてはクラッド溶接による残留応力、溶接金属についてはクラッド溶接及び継ぎ手溶接による残留応力を考慮する。”と規定されている。
- 国内において、突合せ溶接及びクラッド溶接による残留応力評価の事例[17), 18)]がある。
- PWR の RPV の通常開先を対象とした突合せ溶接から通常運転までの周方向残留応力分布の例が PVP2014-28392[17)]に示されている。
- BWR の RPV の狭開先溶接継手における溶接残留応力の評価結果の例が PVP2021-61897[19)]に示されている。
- 溶接残留応力の影響を考慮する場合には、解析の初期温度を適切に設定する必要がある。

II-5 想定亀裂

・本文

- 亀裂の種類、方向、寸法、個数あるいは密度、位置を考慮して、適切な亀裂（分布）を想定する。
- JEAC4206-2016[1] RF-4230 の最大仮想亀裂を適用してもよい。ただし、亀裂個数については考慮すること。
- PWR の RPV に対しては、米国 PTS 再評価プロジェクト[7)]において適用された亀裂分布を参考にしてもよい。
- 国内プラントの溶接条件等を用いて、亀裂分布作成コードにより亀裂分布を作成してもよい。その場合、その根拠を明確にすること。
- 検査結果を反映してもよい。

・解説

- JEAC4206-2016[1] RF-4122 において、耐圧・漏えい試験並びに供用状態 A 及び B に対する健全性評価においては、“最大仮想亀裂は最大主応力方向に垂直な鋭い半楕円形の表面亀裂とする。（中略）ただし、より小さな最大仮想亀裂を保証できる場合は、より小さな亀裂を最大仮想亀裂として用いてもよい。”と規定されている。また、胴部の板厚に応じて最大仮想亀裂の寸法が規定されており、100m 以上かつ 300mm 以下の場合、最大仮想亀裂深さは 0.25t、長さは 1.5t（t：板厚）とされている。

- JEAC4206-2016[1] RF-4221 及び RF-4231 において、PWR の RPV の供用状態 C 及び D に対する一般評価及び詳細評価においては、“原子炉圧力容器炉心領域内面のクラッド下に深さ 10mm、長さ 60mm の半楕円亀裂を想定する。最大仮想亀裂の方向は、母材に対して軸方向、溶接金属に対して溶接線方向とする。原子炉圧力容器炉心領域に対する非破壊試験の結果、より小さな最大仮想亀裂を保証できる場合は、より小さな亀裂を最大仮想亀裂として用いてもよい。”と規定されている。
- PWR の RPV に関する米国 PTS 再評価プロジェクト[7]においては、供用がキャンセルされた RPV の破壊・非破壊検査の結果を基に専門家判断等を踏まえて整備された亀裂分布作成コード（VFLAW）の使用等を通じて、亀裂の寸法及び密度が設定された。現段階では、RPV の亀裂分布について、最も詳細なデータ及びプロセスを踏まえたものであると考えられる。FAVOR[6]に使用する亀裂分布の作成方法とサンプルデータについては報告書[20]にまとめられている。
- BWR の RPV を対象とした PFM 評価において VFLAW が用いられた事例がある[21]。
- FAVOR[6]における亀裂の取り扱いの概要を以下に示す。
  - 亀裂種類は、表面亀裂及び内部亀裂であり、表面亀裂は半楕円亀裂、内部亀裂は楕円亀裂として取り扱う。
  - 亀裂分布のデータとして、亀裂寸法と亀裂密度が使用される。亀裂寸法については、表面半楕円亀裂は深さ及び長さ（アスペクト比）、内部楕円亀裂は深さ、長さ（アスペクト比）、RPV 板厚方向位置が使用される。
  - 内表面半楕円亀裂はクラッド施工と同方向、溶接部における内部楕円亀裂は溶接方向と同方向、母材部における内部楕円亀裂は軸方向及び周方向に同程度の割合で存在すると仮定する。また、PWR の RPV を対象とする場合、内部楕円亀裂はクラッド直下から、板厚の 3/8 までに一様に存在すると仮定する。
  - 亀裂の合体は考慮しない。
- 原子炉の起動による加熱事象において、RPV 外面側亀裂の破損確率への寄与が大きい場合があることが示されている[21]。
- PTS 事象を対象とした場合、内表面側の内部亀裂については内表面から板厚の 3/8 まで考慮すれば、十分な精度で PFM 評価が可能であることが確認されている[7]。一方、圧力支配型の LTOP 事象を対象とした場合、外表面側の内部亀裂を含めて評価する必要があることが確認されている[16]。その場合には、評価結果は溶接残留応力分布の影響を受けることから、全板厚にわたって内部亀裂を考慮することが望ましい。
- 検査の結果に基づき、想定する亀裂寸法、あるいは亀裂個数等の条件が設定できる場合は、その根拠を明確にすることにより、想定亀裂に反映してもよい。NUREG-2163[22]に、亀裂深さ及び密度に関するベイズ更新に基づく検査結果の反映方法が示されている。
- NUREG-2163[22]には示されていない、検査により指示がなかった場合の尤度関数が、国内で提案されている[23]。

II-6 応力拡大係数

・本文

- RPV の幾何形状、応力分布、亀裂種類を踏まえて、応力拡大係数（K_I、モード I の応力拡大係数）を評価する。
- 弾性解析を用いる場合は、選定した事象中の応力分布と、溶接残留応力分布を重ね合わせて K_I を算出する。弾塑性解析を用いる場合は、その手法と根拠を明確にすること。
- 亀裂進展に伴って、亀裂形状が変化する場合においても正しく評価できること。

・原則として、日本機械学会維持規格[24]または、JEAC4206-2016[1]附属書 C の K_I 算出式を使用する。ただし、十分な精度を有すると判断される場合、その適用範囲に注意して、その他の国内外の規格等の K_I 算出式を使用してもよい。使用する応力拡大係数の適用範囲を超える場合は、その影響を確認すること。

・解説

・RPV 内面側及び外面側の亀裂に対して、日本機械学会維持規格[24]の添付 E-5 に示されている応力拡大係数算出式の内、平板における内部楕円亀裂、円筒における周方向及び軸方向表面半楕円亀裂、全周亀裂、軸方向に長い亀裂等に対しては、それぞれ 5.2、5.3(2)及び 5.3(3)、5.3(4)、5.3(5)の応力拡大係数算出式を使用することができる。

・クラッドと母材の境界において応力分布が不連続となるような場合は、それを考慮して整備された重ね合せの原理に基づく手法、あるいは重み関数法に基づく方法等を用いることができる。

・クラッドを貫通した表面亀裂に対する応力拡大係数の評価法として、PASCAL[3), 4)]の重ね合わせ法の概念を図 5 に示す。

・JEAC4206-2016[1)]RF-4221 の一般評価及び RF-4231 の詳細評価では、“附属書 C の C-5000 に従って(4)で設定した最大仮想亀裂最深部における応力拡大係数 K_I を算出する。(3)の応力解析を有限要素法で実施する場合には、最大仮想亀裂をモデル化して最大仮想亀裂最深部における応力拡大係数を有限要素法により算出してもよい。”と規定されている。附属書 C の C-5000 には、クラッド直下の亀裂に対する応力拡大係数の計算例が示されている。

・PASCAL[3), 4)]で計算される応力拡大係数は、有限要素解析の結果と良好に一致することが確認されている。

III　破壊靭性の算出

III-1 中性子照射量

・本文

・評価時期に対応した中性子照射量を設定する。

・亀裂先端の中性子照射量を設定する際には、想定する亀裂の位置に対応して、RPV 内表面における空間的な分布や板厚方向の減衰を考慮してもよい。

・解説

・板厚方向の減衰については、JEAC4201-2007 [2013 年追補版][25] B-2100 に規定されている評価式を使用してもよい。

・JEAC4201-2007 [2013 年追補版][25] B-2100 に記載されている中性子照射量の減衰式を次式に示す（f：亀裂先端における中性子照射量[$\times 10^{19}$n/cm^2]、f_0：RPV 内表面における中性子照射量[$\times 10^{19}$n/cm^2]、a：亀裂深さ[mm]）。

$$f = f_0 \cdot exp(-0.24a/25.4)$$

・上式は、FAVOR[6)]においても、保守的な評価結果を与えるものとして採用されている。

・PWR の RPV について、米国及び台湾における RPV を対象とした PFM 解析[26]においては、RPV 内表面における中性子照射量の空間的な分布が考慮されている。

・PWR の RPV について、米国 Oconee Unit1 の RPV 内表面中性子照射量分布の例が NUREG-1806[7)]に示されている。また、台湾 Maanshan Unit1 の RPV 内表面中性子束の相対値の例が PVP2014-28350[26)]に示されている。

III-2 化学成分

・本文

· 評価対象プラントに対して、評価対象部位の材料に応じて適切な化学成分を設定する。材料のミルシート値または監視試験片の分析値を平均値として扱ってもよい。
· 米国等の化学成分の不確実さを参考にしてもよい。その場合、根拠を明確にすること。

・解説

· 化学成分については、例えば母材の場合、ミルシート値は代表値であり、板厚内にはある程度不確実さがあると考えられることから、正規分布等にモデル化する。
· FAVOR[6)]では、米国のデータベース RVID[27)]が使用され、Cu、Ni 等については、不確実さがモデル化されている。RPV のある領域に複数個存在する亀裂先端の化学成分の設定について、1 つ目の亀裂先端の化学成分を正規分布に基づいて設定した上で、2 つ目以降の化学成分は 1 つ目の化学成分を基に、ロジスティック分布を用いて設定する、という手法が用いられている。母材及び鍛造材について、1 つ目の亀裂先端の化学成分の標準偏差の推奨値は、Cu 及び Ni についてそれぞれ 0.0073wt%及び 0.0244wt%とされている。

III-3 関連温度

・本文

· 評価対象プラントに対して、評価対象部位の材料に応じて適切な RT_{NDT} の初期値を設定する。
· 中性子照射効果（ΔRT_{NDT}）については、JEAC4201-2007[2013 年追補版][25)]の脆化予測法を使用すること。
· 米国等の脆化予測式を参考にしてもよい。その場合、根拠を明確にすること。

・解説

· JEAC4201-2007[2013 年追補版][25)]の脆化予測法では、公称照射温度、中性子束、Cu 含有率、Ni 含有率、中性子照射量（あるいは EFPY）に対応したΔRT_{NDT} の予測値（計算値）が表形式で与えられる。JEAC4201-2007[2013 年追補版][25)]によれば、“標準材を除く国内監視試験データのみの予測誤差（標準偏差 9.5ºC、平均予測誤差－1.1ºC）”と分析されている。
· FAVOR[6)]では、Regulatory Guide 1.99 Rev. 2 の手法、あるいは Eason の手法等から算出されるシャルピー遷移温度のシフトを用いて破壊靭性シフトを求め、ΔRT_{NDT} 予測値を決定する。
· RT_{NDT} 初期値について、米国の 10CFR50.61[28)]では、測定値がある場合には、試験法の精度でその不確実さを決める。また、測定値がなく、溶接金属の一般的な平均値を使用する場合には 17ºF（9.4ºC）を用いることとしている。なお、実際の評価では、実測値がある場合には標準偏差は 0 としている。

III-4 破壊靭性

・本文

· 評価対象プラントに対して、適切な破壊靭性（K_{Ic}）曲線を設定する。原則として、国産の鋼材に対する K_{Ic} 曲線を使用すること。
· 米国等の K_{Ic} 曲線を参考にしてもよい。その場合、根拠を明確にすること。

・解説

· PASCAL[3), 4)]及び FAVOR[6)]では、破壊靭性を算出するうえで RT_{NDT} には保守性及び不確実さが含まれるとし、それを調整するための不確実さ（$\Delta RT_{\mathrm{epistemic}}$）を考慮に入れて解析が行われる。
· 原子力機構が整備した国産鋼材のデータに基づく K_{Ic} 曲線（ワイブル分布）[3)]を次式に示す。$\overline{RT_{\mathrm{NDT}}}$ 及び$\Delta RT_{\mathrm{epistemic}}$ は下式により表される。

$$\overline{RT_{\mathrm{NDT}}} = RT_{NDT(0)} + \Delta RT_{NDT} - \Delta RT_{epistemic}$$

$$\Delta RT_{epistemic} = -15.60 + 67.56[-\ln(1-\Phi)]^{\frac{1}{4.31}}$$

ここで、$RT_{\mathrm{NDT(0)}}$、ΔRT_{NDT} 及び Φは、それぞれ RT_{NDT} の初期値、RT_{NDT} のシフト量及び累積分布確率である。また、$U(0,1)$は、0 から 1 までの一様分布であることを示している。$\Delta RT_{\mathrm{epistemic}}$ を考慮した K_{Ic} 曲線を次式に示す。

$$K_{\mathrm{Ic}}(\Delta T) = a(\Delta T) + b(\Delta T)(-\ln(1-\Phi_{K_{Ic}}))^{\frac{1}{c}}$$

$$a(\Delta T) = 13.18 + 6.71\exp(0.0337(\Delta T)) \quad [\mathrm{MPa}\sqrt{\mathrm{m}}]$$

$$b(\Delta T) = 15.88 + 42.21\exp(0.0121(\Delta T)) \quad [\mathrm{MPa}\sqrt{\mathrm{m}}]$$

$$c = 4$$

ここで、$\Delta T = T - \overline{RT_{\mathrm{NDT}}}$であり、$T$ は金属温度である。また、$\Phi_{K_{Ic}}$は K_{Ic} の累積分布確率である。

・FAVOR[6)]では、RT_{NDT} 及び$\Delta RT_{\mathrm{epistemic}}$ は下式により表される。

$$\Delta RT_{epistemic} = -29.5 + 78.0[-\ln(1-\Phi)]^{1/1.73} \quad [°\mathrm{F}]$$

$$\Phi \leftarrow U(0,1)$$

また、FAVOR[6)]に導入されている$\Delta RT_{\mathrm{epistemic}}$ を考慮した際の K_{Ic} 曲線を次式に示す。

$$K_{Ic}(\Delta T) = a_{K_{Ic}}(\Delta T) + b_{K_{Ic}}(\Delta T)\left[-\ln(1-\Phi_{K_{Ic}})\right]^{1/c_{K_{Ic}}} \text{ for } 0 < \Phi_{K_{Ic}} < 1$$

$$a_{K_{Ic}}(\Delta T_{RELATIVE}) = 19.35 + 8.335\exp[0.02254(\Delta T_{RELATIVE})] \quad [\mathrm{ksi}\sqrt{\mathrm{in.}}]$$

$$b_{K_{Ic}}(\Delta T_{RELATIVE}) = 15.61 + 50.132\exp[0.008(\Delta T_{RELATIVE})] \quad [\mathrm{ksi}\sqrt{\mathrm{in.}}]$$

$$\begin{bmatrix} a_{K_{Ic}}(\Delta T_{RELATIVE}) = 21.26 + 9.159\exp[0.02254(\Delta T_{RELATIVE})] \quad [\mathrm{MPa}\sqrt{\mathrm{m}}] \\ b_{K_{Ic}}(\Delta T_{RELATIVE}) = 17.15 + 55.087\exp[0.008(\Delta T_{RELATIVE})] \quad [\mathrm{MPa}\sqrt{\mathrm{m}}] \end{bmatrix}$$

$$c_{K_{Ic}} = 4$$

$$\Delta T_{RELATIVE} = T(\tau) - (RT_{NDT(0)} - \Delta RT_{epistemic}) \quad [°\mathrm{F}]$$

ここで T は金属温度、$\Phi_{K_{Ic}}$は K_{Ic} の累積分布確率である。詳細は参考文献 [6)]を参照のこと。

III-5 亀裂伝播停止破壊靭性

・本文

・評価対象プラントに対して、適切な亀裂伝播停止破壊靭性（K_{Ia}）曲線を設定する。原則として、国産の鋼材に対する K_{Ia} 曲線を使用すること。

・米国等の K_{Ia} 曲線を参考にしてもよい。その場合、根拠を明確にすること。

・解説

・PASCAL[3), 4)]及び FAVOR[6)]では、亀裂伝播停止破壊靭性を算出するうえで RT_{NDT} には保守性及び不確実さが含まれるとし、それを調整するための不確実さ$\Delta RT_{epist-arrest}$及びΔRT_{ARREST}を考慮に入れて解析が行われる。

・原子力機構が整備した国産鋼材及び米国鋼材のデータに基づく K_{Ia} 曲線（対数正規分布）[3)]を次式に示す。RT_{ARREST}は下式により表される。

$$RT_{ARREST} = RT_{NDT0} - \Delta RT_{epist-arrest} + \Delta RT_{ARREST} + \Delta RT_{NDT}$$

$$\Delta RT_{epist-arrest} = -188.8 + 243.8[-\ln(1-P)]^{1/13.53}$$

$$\Delta RT_{\mathrm{ARREST(mean)}} = 39.21\exp(-0.006868T_0)$$

$$\sigma_{\ln}(T_0)_{\mathrm{rev}} = \sqrt{\ln\left\{\exp\left[0.07579 + 2\ln\left(\Delta RT_{\mathrm{ARREST(mean)}}\right)\right] - \mathrm{var}(T_0)\right\} - 2\ln\left(\Delta RT_{\mathrm{ARREST(mean)}}\right)}$$

$$\mathrm{var}(T_0) = 12.78^2 = 163.3\ [°\mathrm{C}^2] \quad ; \quad T_0 \leq -101.9\ [°\mathrm{C}]$$

$$\mathrm{var}(T_0) = -44.438 - 2.038T_0\ [°\mathrm{C}^2] \quad ; \quad -101.9 < T_0 \leq -21.8\ [°\mathrm{C}]$$

$$\mathrm{var}(T_0) = 0\ [°\mathrm{C}^2] \quad ; \quad -21.8 < T_0\ [°\mathrm{C}]$$

ここで、RT_{NDT0}、ΔRT_{NDT}、及び P は、それぞれ RT_{NDT} の初期値、RT_{NDT} のシフト量、及び累積分布確率である。$\Delta RT_{epist-arrest}$及びΔRT_{ARREST}を考慮した K_{Ia} 曲線を次式に示す。

$$K_{Ia}(\Delta\mathrm{T}) = 25.69 + 73.90\exp[0.0127(\Delta T)]\left[\mathrm{MPa}\sqrt{\mathrm{m}}\right]$$

$$\sigma_{\ln(K_{Ia})} = 0.162$$

$$\mu_{\ln(K_{Ia})}(\Delta T) = \ln[\bar{K}_{Ia}(\Delta T)] - \frac{\sigma^2_{\ln(K_{Ia})}}{2}$$

$$\Delta T = T - RT_{ARREST}[°\mathrm{C}]$$

ここで、$\mu_{\ln}$ 及び$\sigma_{\ln}$ はそれぞれ対数平均及び対数標準偏差である。

・FAVOR[6)]の K_{Ia} 曲線を次式に示す。詳細は参考文献 [6)]を参照のこと。

$$\mu_{\ln(K_{Ia})}(\Delta T_{RELATIVE}) = \ln[\bar{K}_{Ia}(\Delta T_{RELATIVE})] - \frac{\sigma^2_{\ln(K_{Ia})}}{2}$$

$$\sigma_{\ln(K_{Ia})} = 0.18$$

$$\bar{K}_{Ia}(\Delta T_{RELATIVE}) = 27.302 + 69.962\exp[0.006057(\Delta T_{RELATIVE})] \quad \left[\mathrm{ksi}\sqrt{\mathrm{in.}}\right]$$

$$\left[K_{Ia(\mathrm{mean})}(\Delta T_{RELATIVE}) = 30.001 + 76.877\exp[0.006057(\Delta T_{RELATIVE})] \quad \left[\mathrm{MPa}\sqrt{\mathrm{m}}\right]\right]$$

$$\Delta T_{RELATIVE} = T(r,\tau) - RT_{Arrest}(r,\cdots)\ [°\mathrm{F}]$$

$$RT_{ARREST}(r,\cdots) = RT_{NDT0} - \Delta RT_{epist-arrest} + \Delta RT_{ARREST} + \Delta RT_{NDT}(r,\cdots)$$

・PASCAL[3), 4)]では、K_{Ic} との相関について考慮することができる。すなわち、例えば、FAVOR の取り扱いと同様に、相関が 1 の場合は、同一の累積分布確率 (ϕ)を用いて K_{Ic} と K_{Ia} 曲線を設定することができる。

IV　破損頻度の計算

IV-1 計算手法

・本文

・モンテカルロ法やラテン超方格法、数値積分等の手法を用いて、破損頻度等を算出する。

・解説

・確率変数のサンプリング方法としては、モンテカルロ法やラテン超方格法等が挙げられる。

IV-2 亀裂進展

・本文

・K_I が K_{Ic} を超える場合に、亀裂進展と判定する。ただし、高温予荷重効果を考慮し、冷却過程で K_I が減少している過程においては、亀裂は進展しないこととする。また、その後の再加圧等により K_I が増加する場合には、適切な手法を用いて高温予荷重効果を考慮してもよい。

・溶接部の取扱いとして、母材/溶接金属境界に存在する亀裂は RT_{NDT} の高い部材中を進展すると仮定した評価を行ってもよい。

・亀裂進展と判定された場合、その亀裂の寸法は、より大きなものに変更する。

・解説

- JEAC4206-2016[1] RF-4230 の詳細評価では、非延性破壊発生に関する許容基準（$K_{Jc} > K_I$）を満足しない場合に、高温予荷重効果を考慮した非延性破壊発生に対する許容基準として、“冷却過程で応力拡大係数が単調減少している時間域（$dK_I/dt < 0$）を除外した最大仮想亀裂最深部における PTS 状態遷移曲線（K_I）と評価時期の最大仮想亀裂最深部の照射条件に対応する破壊靭性遷移曲線（K_{Jc}）とを比較し、両者が交差しないこと（$K_{Jc} > K_I$）。”と規定されている。
- その後の再加圧等により K_I が増加する場合の高温予荷重効果に係る手法として、様々な試験片形状、寸法、応力負荷、過渡条件を踏まえたデータベースを用いて提案された、次式の ACE モデルが挙げられる。

$$K_{FRAC}{}^{\mathrm{ACE}} = \max\{K_{Ic}; \min\{K_{WPS}; K_2 + K_{WPS}/2\}\}$$

ここで、K_{FRACT}、K_{Ic}、K_{WPS} 及び K_2 はそれぞれ有効破壊靭性、再加圧時の温度における破壊靭性、荷重履歴中の応力拡大係数の最大値、荷重履歴中の応力拡大係数の最小値である。この ACE モデルは、試験との比較等を通じて検証が進められており、有効破壊靭性が試験結果よりも小さく、保守的な評価となることが確認されている[29), 30)]。

- 供用がキャンセルされた原子炉圧力容器（PVRUF, Shoreham）に対する破壊・非破壊検査による分析の結果、きずの指示のほとんどは母材/溶接金属境界に存在することが示されている[20)]。
- FAVOR[6)]には、parent-child relationship として、母材と溶接金属の照射後の RT_{NDT} の平均値を比較し、RT_{NDT} が高い部材の化学成分、RT_{NDT} の初期値を脆化予測法に適用し、評価する機能が実装されている。
- FAVOR[6)]で RPV 内面側の亀裂を対象とした PFM 評価を行う際、表面半楕円亀裂の場合は最深点を、内部楕円亀裂の場合は内表面側の点を進展評価点とし、進展と判定された場合は全周亀裂、あるいは軸方向に長い亀裂に置き換える。PASCAL[3), 4)]はこの機能に加えて、半楕円あるいは楕円形状を維持したまま、亀裂の寸法を大きくする等の機能を有する。
- FAVOR[6)]で RPV 外面側の亀裂を対象とした PFM 評価を行う際、表面半楕円亀裂の場合は最深点を、内部楕円亀裂の場合は外表面側の点を進展評価点としている。PASCAL で RPV 外面側の亀裂を対象とした PFM 評価を行う際、表面半楕円亀裂（クラッド部矩形）の場合は最深点を、内部楕円亀裂の場合は外表面側及びその反対側の両方の点を進展評価点としている
- PWR の RPV に対する PTS 事象では、内表面側の内部楕円亀裂の評価点は、内表面側でよいことが確認されている[7)]。一方、LTOP 事象及び加熱事象では、内部亀裂の評価点は、表面側及びその反対側の両方の評価点を考慮する必要があることが確認されている[4)]。

IV-3 亀裂伝播停止

・本文

- 亀裂進展と判定された後の亀裂に対して、K_I を算出する。その状態において評価点の K_{Ia} を算出し、K_I が K_{Ia} を下回る場合に、亀裂伝播停止と判定する。伝播停止しない場合、より大きな亀裂とみなして伝播停止の判定を行う。これを亀裂貫通に至るまで行う。亀裂伝播停止する場合には、その後の時刻において、IV-2 に従う亀裂進展及び進展した亀裂の伝播停止の有無を判定する。

・解説

- JEAC4206-2016[1)]RF-4230 の詳細評価では、高温予荷重効果を考慮した非延性破壊発生に対する許容基準を満足しない場合に、亀裂の板厚貫通有無に対する許容基準として、“容器の板厚内で亀裂の伝播が停止すること。”と規定されている。また、その解説では、“亀裂伝播停止が生じた場合には、停止した時刻以降の PTS 事象に対して非延性破壊の再発生及び塑性崩壊の有無を評価すること”としている。

・FAVOR[6]で RPV 外面側の亀裂を対象とする場合、進展と判定された亀裂に対する進展及び伝播停止に係る解析は行われず、条件付亀裂貫通確率は条件付亀裂進展確率と同じ値となる。

IV-4 亀裂貫通

・本文

・亀裂深さがしきい値に達した状態、あるいは塑性崩壊と判定される状態を亀裂貫通として評価する。

・解説

・JEAC4206-2016[1] RF-4230 の詳細評価では、“亀裂の伝播が停止する位置が厚さの 75%を超える場合には容器の板厚を貫通すると評価する。”と規定されている。 ・日本機械学会維持規格[24]の添付 E-5（応力拡大係数の算出）の表面亀裂に対する応力拡大係数算出式の補正係数は、亀裂深さ比 a/t（a：亀裂深さ、t：板厚）について、最大 $a/t=0.8$ まで与えられている。

IV-5 条件付亀裂進展確率

・本文

・ある事象の発生時間内に、1 つの亀裂が進展開始する確率を、条件付亀裂進展確率として評価する。

IV-6 条件付亀裂貫通確率

・本文

・ある事象の発生時間内に、1 つの亀裂が貫通する確率を、条件付亀裂貫通確率として評価する。

IV-7 過渡事象の発生頻度

・本文

・評価対象プラントに対する過渡事象の発生頻度を適用すること。 ・なお、国内類似プラント相当の値があればそれを適用してもよい。米国等の過渡事象の発生頻度を参考にしてもよい。これらの場合、発生頻度導出の根拠を明確にすること。

・解説

・PRA に準じた手法により、選定された RPV の破損を引き起こす可能性のある事象に対して、得られる発生頻度を適用することが望ましい。 ・米国 PTS 再評価プロジェクトで計算された代表 3 プラントにおける代表的な過渡事象の発生頻度が NUREG-1806[7]に示されている。 ・米国において、原子炉の起動・停止や耐圧・漏えい試験の発生頻度は 0.5 から 1 回/炉年と評価されている[31]。 ・米国では、LTOP 事象の起因事象として復水器ポンプ注水、制御棒駆動ポンプ注水、原子炉冷却材浄化系の機能喪失、及び不注意な注水が挙げられており、その発生頻度は 10^{-3} 回/炉年と評価されている。ただし、PFM 評価においてその不確実さは考慮されていない[13]。

IV-8 亀裂進展頻度

・本文

・条件付亀裂進展確率に対して亀裂の個数を考慮した上で、過渡事象ごとに亀裂進展確率を評価する。

・これに各過渡事象の発生頻度を乗じた上で、選定された全ての過渡事象に対して総和をとることにより、評価対象 RPV の亀裂進展頻度として評価する。

・解説

・RPV に対する亀裂進展確率の算出において、亀裂の個数を考慮する場合、PASCAL では、想定亀裂（表面/内部、軸/周）が同時に存在するものと仮定し、1 つの亀裂も進展しない確率を求めて、1 から減ずる。
・過渡事象は独立に発生するため、過渡事象ごとに求めた亀裂進展確率に発生頻度を乗じた上で、それらの総和をとることにより、亀裂進展頻度を求める。

IV-9 亀裂貫通頻度

・本文

・条件付亀裂貫通確率に対して亀裂の個数を考慮した上で、過渡事象ごとに亀裂貫通確率を評価する。
・これに各過渡事象の発生頻度を乗じた上で、選定された全ての過渡事象に対して総和をとることにより、評価対象プラントの亀裂貫通頻度として評価する。

・解説

・RPV に対する亀裂貫通確率の算出において、亀裂の個数を考慮する場合、PASCAL では、亀裂（表面/内部、軸/周）が同時に存在するものと仮定し、1 つの亀裂も貫通しない確率を求めて、1 から減ずる。
・過渡事象は独立に発生するため、過渡事象ごとに求めた亀裂貫通確率に発生頻度を乗じた上で、それらの総和をとることにより、亀裂貫通頻度を求める。
・米国 PTS 再評価プロジェクト [7]では、亀裂貫通頻度 10^{-6} 回/年が許容基準として使用された。
・NUREG-1806[7]によれば、TWCF を RPV 破損頻度（Reactor Vessel Failure Frequency, RVFF）とみなすと、RVFF の許容基準 RVFF*と米国の規制基準の数値の対応は次のようになる。
  ・RVFF* =5×10^{-6} 回/炉年　：Regulatory Guide 1.154 の推奨値
  ・RVFF* =1×10^{-5} 回/炉年　:Regulatory Guide 1.174 の炉心損傷頻度（Core Damage Frequency, CDF）のガイドライン、及びリスク情報を活用した 10CFR50 のオプション 3 のフレームワーク
  ・RVFF* =1×10^{-6} 回/炉年　：Regulatory Guide 1.174 の早期大規模放出頻度（Large Early Release Frequency, LERF）のガイドライン、及びリスク情報を活用した 10CFR50 のオプション 3 のフレームワーク
・NUREG-1806[7]では TWCF と RVFF を同等とみなし、その許容基準を 1×10^{-6} 回/炉年としている。

IV-10 信頼度

・本文

・亀裂進展頻度と亀裂貫通頻度の評価においては、考慮する各確率変数の不確実さを認識論的不確実さまたは偶然的不確実さに分類して、認識論的不確実さを考慮した信頼度評価を行うことが望ましい。

・解説

・米国では TWCF 評価値として、95%信頼度が用いられている [32]。
・FAVOR[6]では、各確率変数の不確実さを認識論的不確実さまたは偶然的不確実さに分類することにより、信頼度評価が行われている。各確率変数の不確実さの分類は以下のとおりである。

- 認識論的不確実さ　：中性子照射量、化学成分、関連温度、亀裂分布、過渡の発生頻度等
- 偶然的不確実さ　：破壊靭性、亀裂伝播停止破壊靭性
- この分類に基づき、確率変数のサンプリングを二重ループにすることで信頼度評価を実現しており、内側のループで偶然的不確実さに係る確率変数をサンプリングし、外側のループで認識論的不確実さに係る確率変数をサンプリングしている（図 6）。

IV-11 不確実さの取扱

・本文

- 不確実さを有するパラメータについては、推定される不確実さの程度を確率分布としてモデル化し取り扱う。その際、モデル化の根拠を明確にする。
- 必要に応じて、確率分布の裾野について打ち切りを考慮してもよい。ただし、その根拠を明確にするとともに、破損頻度に対する影響の程度を確認すること。

・解説

- 不確実さを考慮する主なパラメータについては、図 4 を参照のこと。
- 正規分布等の確率分布に従う確率変数のように、平均値の両側に分布の裾野が無限に広がる場合、例えば化学成分のようにサンプリングされた値が負となるような物理的に非合理的な評価等を避けるため、確率分布の裾野について打ち切りを考慮する場合がある。
- PASCAL[3), 4)]を用いた確率分布の打ち切りに関する検討事例を表 1 に示す。

IV-12 計算精度

・本文

- 計算された破損確率に対して、モンテカルロ法等のサンプリング数やモンテカルロ法等の計算により破損と判定された RPV が十分な数であること等を確認する。

・解説

- PASCAL[3), 4)]には、十分な RPV の破損数がカウントされた場合に計算を打ち切る機能や、階層別モンテカルロ法を適用した場合に破損確率の収束性を基に計算を打ち切る機能がある。また、信頼区間の幅を推定する機能がある。
- PASCAL を用いたサンプリング数に関する検討事例を表 2 に示す。
- 認識論的不確実さに関するループのサンプリング方法については、LHS 法とモンテカルロ法があるが、同数のサンプリング数で比較すると、LHS 法の方が計算精度が高い。
- 応力拡大係数算出式や中性子照射効果の評価では、その適用範囲に留意することが重要である。

V　解析コード

V-1 信頼性確認

・本文

- 解析コードを用いる場合は、その信頼性確認が実施されているコードを用いること。解析コードの信頼性確認方法を附属書に示す。

・解説

- PASCAL3 の信頼性確認事例を附属書に関する解説に示す。なお、PASCAL3 をベースに更新された PASCAL5[3), 4)]については、コードの更新ごとに同等の結果が得られることが確認されている。

[附属書] 解析コードの信頼性確認方法

I　適用範囲

・本文

- 原子炉圧力容器を対象に PFM 解析により健全性評価を行う際に使用する解析コードの信頼性確認方法について定めるものである。
- 解析コードが正しく動作することの検証（verification）を対象としたものであり、実現象を想定した妥当性確認（validation）は本附属書には含まれない。

II　機能の分類

・本文

- 不確実さを有するパラメータについて、入力で指定した確率分布が正しく設定されていること（以下、確率変数の検証）と、各評価式による値の算出、及び一連の評価式による条件の判定等が正しく行われていること（以下、評価フロー・評価式の検証）に分類する。

・解説

- 米国の PFM 解析コード FAVOR の検証 [32)]についても、同様の考え方で機能の分類が行われ、その後、各検証が実施された。

III　確率変数の検証

・本文

- 不確実さを有するパラメータの全てに対して検証を行う。
- 入力で指定した確率分布に従い、一般的な解析で使用される数だけ、確率変数のサンプリングを行い、理論的な分布との比較を通じて、指定した確率分布を正しく再現していることを確認する。

・解説

- 例えば、「RT_{NDT}」、「化学成分」、「中性子照射量」、「K_{Ic}」、「K_{Ia}」、「初期亀裂」等が対象となる。PASCAL3 の信頼性確認の項目一覧を表 3 に示す。
- PASCAL3 の中性子照射量分布の機能に関する信頼性確認の例を表 4 に示す。この例では、正規分布として取り扱われる中性子照射量について、サンプリングされる値を通常の出力とは別途出力させて統計処理を行ったものと、Microsoft Excel®の正規分布の関数を用いて、1, 5, 50, 95, 99 パーセンタイル値を比較している。相対誤差は 1%未満と十分に小さく、PASCAL3 の中性子照射量分布の機能が正しく動作していることが確認できる。また、Shapiro-Wilk 検定や Kolmogorov-Smirnov 検定により、帰無仮説を正規分布とした場合に、有意水準 5%において帰無仮説が棄却されないことを確認している。
- PASCAL3 の K_{Ic} 分布の機能に関する信頼性確認として、中性子照射量分布の場合と同様に、ワイブル分布として取り扱われる K_{Ic} について、サンプリングされる値を通常の出力とは別途出力させて統計処理を行ったものと、Microsoft Excel®のワイブル分布の関数を用いて、1, 5, 50, 95, 99 パーセンタイル値を比較した結果、よい一致が見られた。また、これらのパーセンタイル値に対応する K_{Ic}、すなわち、37.35、45.40、71.39、99.07、110.02 と一致するように K_I を設定して、亀裂進展確率を計算した結果を表 5 に示す。得られる亀裂進展確率と、K_{Ic} のパーセンタイル値の相対誤差は 1%未満であり、十分に小さい。PASCAL3 の K_{Ic} 分布の機能、及び亀裂進展確率の計算の機能が正しく動作していることが確認できる。なお、この例では T-RT_{NDT} は-43.313℃で一定としている。

IV　評価フロー・評価式の検証

・本文

· 亀裂貫通頻度を算出するための、主要な評価式、及び主要な評価フローに対して検証を行う。
· 確認用の代表的事例を作成し、想定どおりの結果が得られることを確認する。

・解説

· 例えば、「条件付亀裂進展確率」、「条件付亀裂伝播停止確率」、「条件付亀裂貫通確率」、「亀裂貫通頻度」、「亀裂進展・停止時の評価」、「亀裂種類及び K_I 評価式の切り替え」、「脆化予測法」、「中性子照射量の指数減衰」、「溶接残留応力」、「破壊評価」等に関する評価フロー・評価式が対象となる。PASCAL3 の信頼性確認の項目一覧を表 3 に示す。
· PASCAL3 を用いた亀裂進展判定と亀裂種類切り替えに関する信頼性確認の例を表 6 に示す。この例では、計算に使用される値を通常の出力とは別途出力させて、K_I が K_{Ic} を超えるまで過渡事象の時刻が更新されること、K_I が K_{Ic} を超えると内部亀裂から軸方向に長い亀裂に亀裂種類が切り替わること、軸方向に長い亀裂に切り替わった後は同一の時刻において、亀裂寸法が更新されて K_I が計算されることが確認できる。
· PASCAL3 を用いた JEAC4201-2007[2013 追補版] [25)]の脆化予測法の信頼性確認として、中性子照射量の補間に関する信頼性確認の例を表 7 に示す。JEAC4201-2007[2013 追補版] [25)]では、Cu、Ni、中性子照射量、照射温度、中性子束の各値に対して予測値が表形式で与えられており、このうち中性子束については次式で補間することとしている。

$$\Delta RT_{NDT_c} = \Delta RT_{NDT_a} + \frac{\Delta RT_{NDT_b} - \Delta RT_{NDT_a}}{log\varphi_b - log\varphi_a}(log\varphi_c - log\varphi_a)$$

この例では、計算に使用される値を通常の出力とは別途出力させて、Microsoft Excel®により同一の式を用いて補間した値を比較した結果、両者が一致することを確認している。
なお、JEAC4201-2007[2013 追補版] [25)]の脆化予測法の信頼性確認としては、この例に加えて、所定の表の値が正しく使用されること、中性子束以外のパラメータについて線形に正しく補間されることを確認する必要がある。

V　開発者以外の専門機関の参加

・本文

· 解析コードの信頼性確認は、コードの開発者以外の専門機関が参加して実施されることが望ましい。

・解説

· FAVOR[6)]については、開発機関である ORNL 以外の機関も参加して、その信頼性確認が実施された。
· PASCAL については、「PASCAL 信頼性向上ワーキンググループ」が設置され、解析コードのソースが開発者以外の複数の機関に開示され、信頼性確認が行われた [33), 34)]。

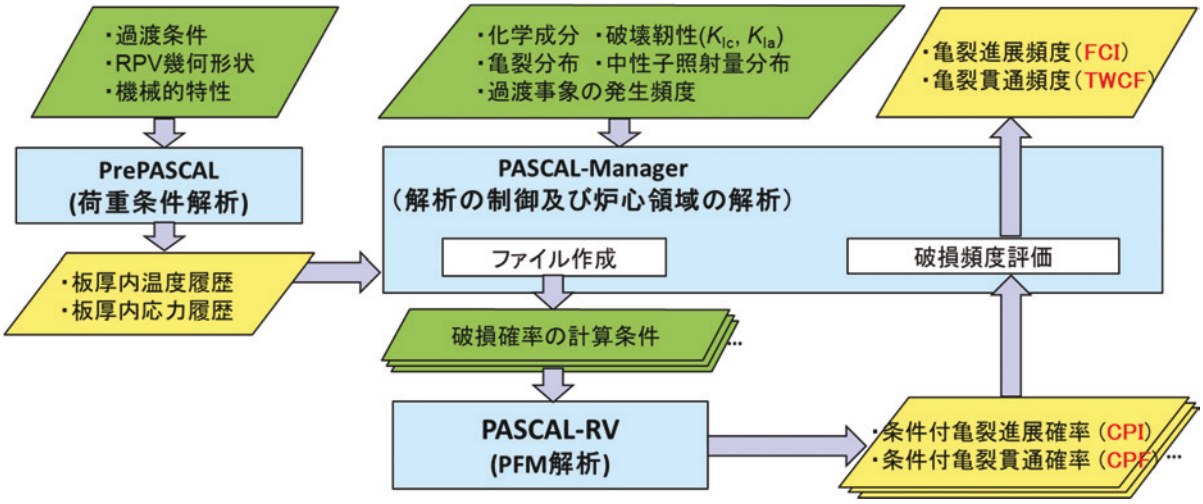
VI　ベンチマーク解析の活用

・本文

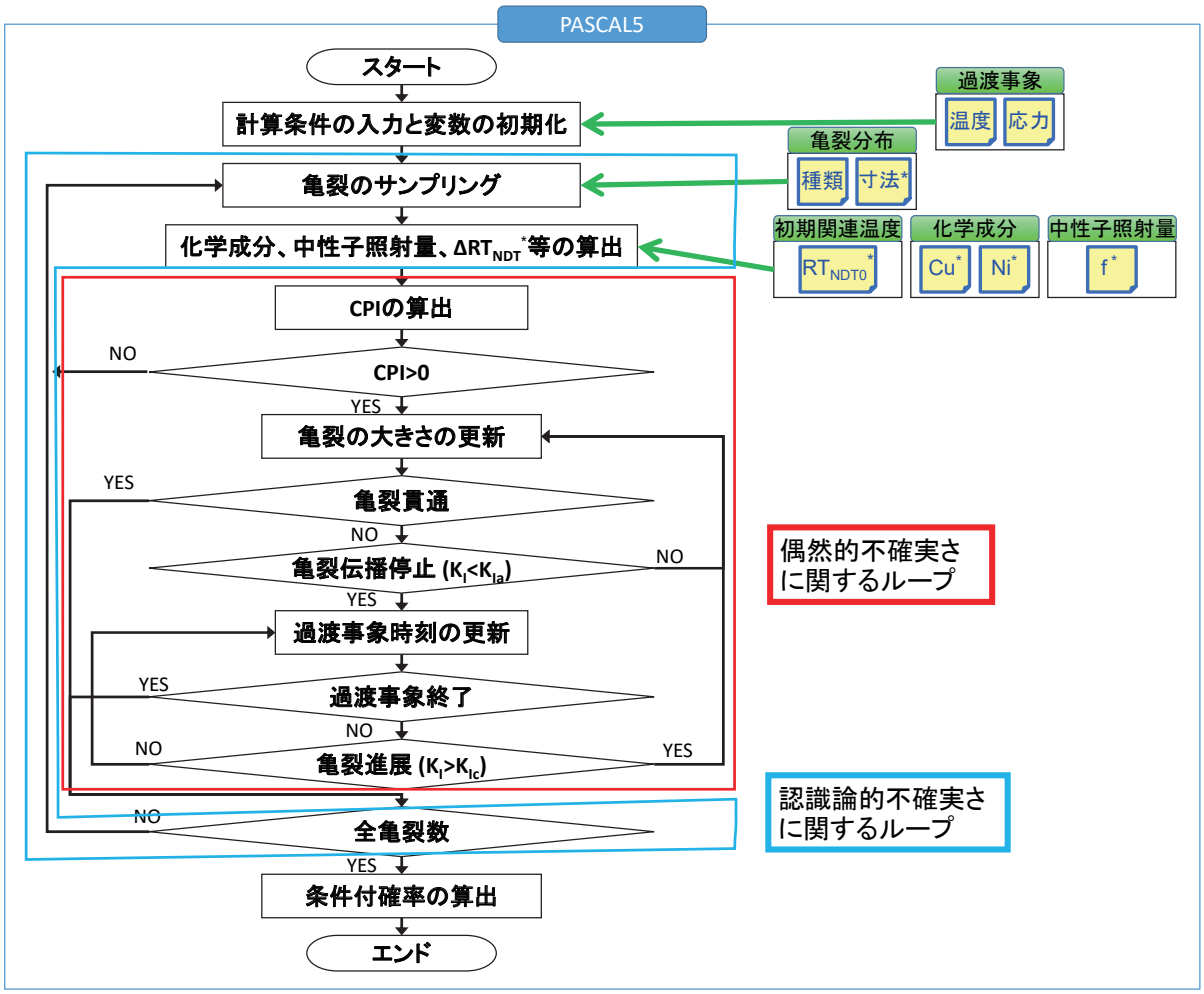
· 同等の機能を有する他の解析コードを用いてベンチマーク解析を行い、解析コードの比較を行うことが望ましい。

・解説

· 国際ベンチマーク解析において PASCAL が使用された [35), 36)]。



(a) PASCAL5 全体の流れ



(b) PASCAL5（PFM 解析）における計算の流れ

図 4　破損頻度計算手順の模式図

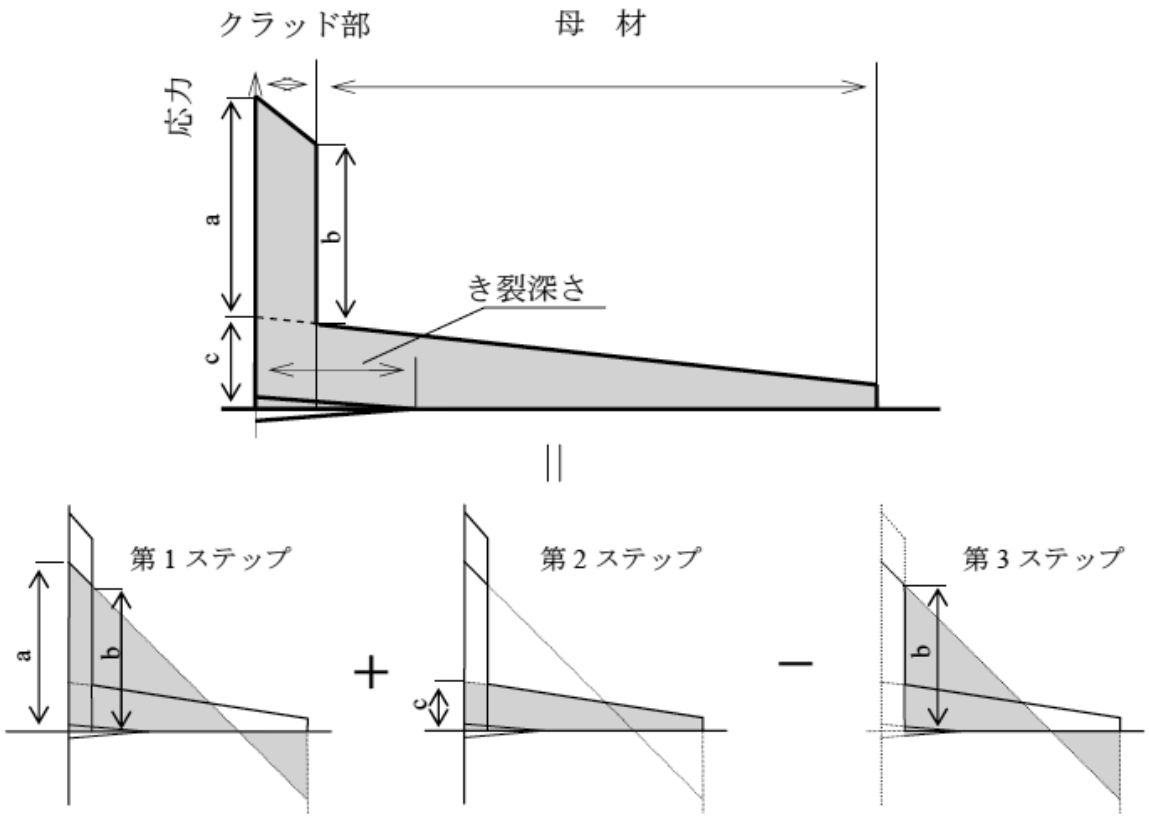


図 5　PASCAL の重ね合わせ方の概念（JAEA-Data/Code 2022-006[3)]）

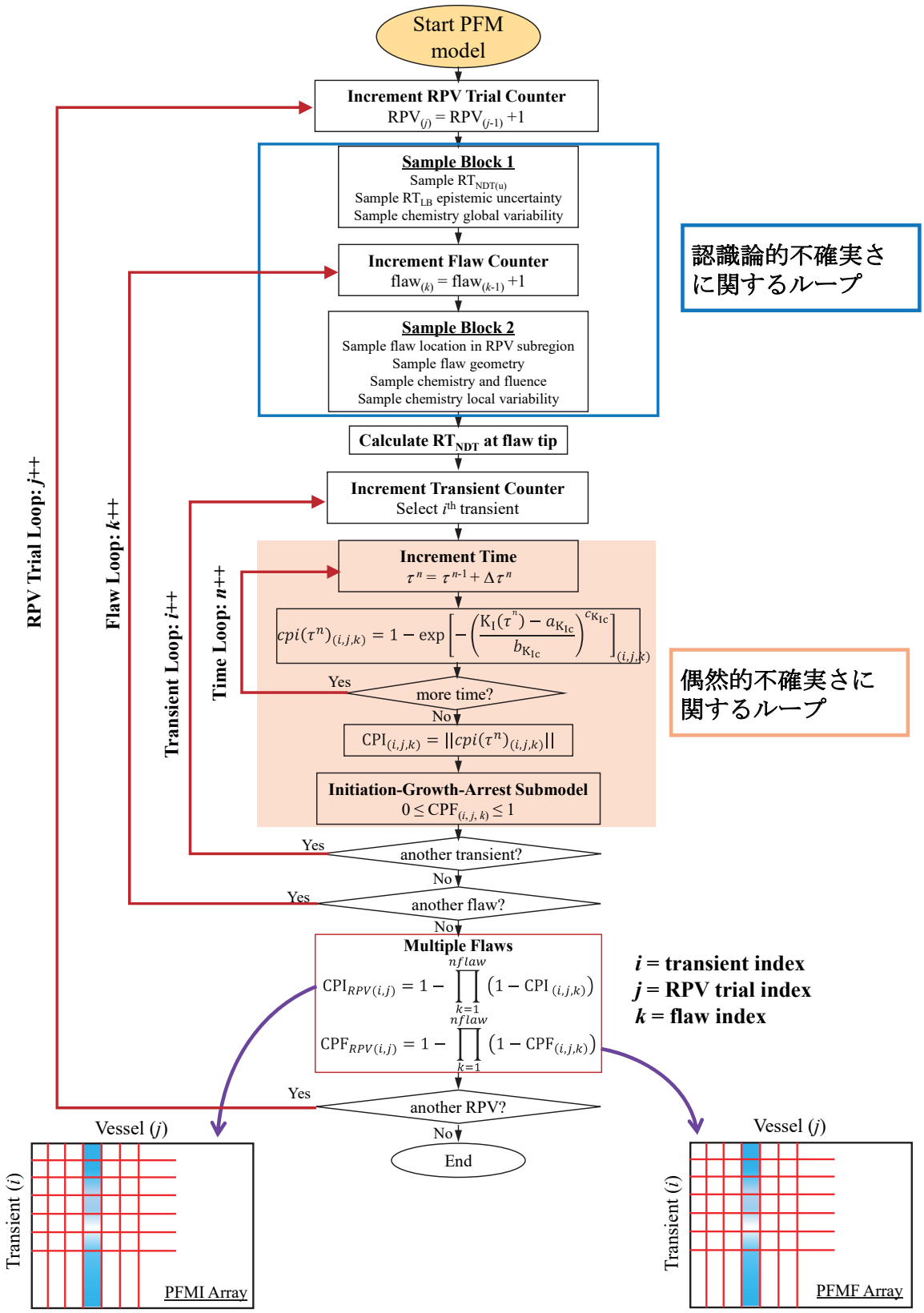


図 6　FAVOR における FAVPFM の計算の流れ（FAVOR のマニュアル [6]を基に作成）

表 1　PASCAL を用いた確率分布の打ち切りに関する検討事例

過渡事象ごとの TWCF[回/炉年]に対する確率分布の打ち切りの影響

	大破断 LOCA	主蒸気管破断	小破断 LOCA	一次系弁の開固着
打ち切り 5σ *1	1.11×10^{-9}	8.23×10^{-8}	1.98×10^{-8}	1.17×10^{-6}
打ち切りなし*2	1.11×10^{-9}	8.23×10^{-8}	1.98×10^{-8}	1.17×10^{-6}

*1 : 全ての確率変数に対して、平均から標準偏差σの 5 倍離れた値を打ち切り値として、サンプリングされた値がそれを超える場合は端点の値を用いる。下限については、サンプリングされた値が負の場合は 0 とする。

*2 : 打ち切りを考慮しない。ただし、サンプリングされた値が負の場合は 0 とする。

表 2　LHS 法によるサンプリング数の破損頻度への影響

サンプリング数	FCI*	TWCF*
100	2.2×10^{-8}	1.0×10^{-8}
1000	2.0×10^{-8}	1.1×10^{-8}
5000	2.2×10^{-8}	1.0×10^{-8}

* : 対象とした過渡事象は LBLOCA（Case 56）[7)]及び SO-1（Case 126）[7)]である。

表 3　PASCAL の信頼性確認の項目一覧

分類	項目
確率変数	RT_{NDT}
	化学成分
	中性子照射量
	破壊靭性
	亀裂伝播停止破壊靭性
	初期亀裂
評価フロー 評価式	条件付亀裂進展確率
	条件付亀裂進展停止確率
	条件付亀裂貫通確率
	亀裂貫通頻度
	亀裂進展・停止時の評価
	高温予荷重効果の評価
	応力拡大係数
	亀裂種類及び K_I 評価式の切り替え
	脆化予測法
	中性子照射量の指数減衰
	溶接残留応力
	破壊評価

表 4　中性子照射量分布の機能に関する信頼性確認の例

パーセンタイル値	Microsoft Excel® 正規分布：A	PASCAL3*1 サンプリング結果：B	(B-A)/A*100[%]
1	6.9105	6.9486	0.5516
5	7.8327	7.8465	0.1757
50	10.0000	9.9988	-0.0124
95	12.1673	12.1519	-0.1266
99	13.0895	13.0428	-0.3568

*1: サンプリング数：100,000

表 5　K_{Ic} 分布の機能に関する信頼性確認の例

累積確率：p	Microsoft Excel® ワイブル分布 （K_{Ic} [MPa√m]に対応）	PASCAL3*1 亀裂進展確率：Pi	(Pi-p)/p*100 [%]
0.01	37.35	0.009957	-0.4295
0.05	45.40	0.04978	-0.4394
0.5	71.39	0.4984	-0.3150
0.95	99.07	0.9492	-0.0826
0.99	110.02	0.9899	-0.0129

$T\text{-}RT_{NDT}$= -43.313 [°C]

*1: サンプリング数：100,000

表 6　亀裂進展判定と亀裂種類切り替えに関する信頼性確認の例

時刻 [分]	亀裂種類*1	内部亀裂*2		軸方向に長い亀裂	
		K_I [MPa√m]	K_{Ic} [MPa√m]	K_I [MPa√m]	K_{Ic} [MPa√m]
32	2	70.47	72.80	-	-
32.5	2	70.68	70.87	-	-
33	0	70.86	69.09	153.79	143.73
33	0	-	-	157.28	-

*1: 0 内部亀裂、2 軸方向に長い亀裂

*2:内表面側

表 7　JEAC4201-2007[2013 年追補版]の脆化予測法に関する信頼性確認の例

中性子照射量 [10^{19}n/cm^2]	附属書表 中性子束 1.0×10^{11} ΔRT_{NDT}[°C]	附属書表 中性子束 2.0×10^{11} ΔRT_{NDT}[°C]	補間値 中性子束 1.5×10^{11} ΔRT_{NDT}[°C] (Microsoft Excel®)	PASCAL3 ΔRT_{NDT}[°C]
1	56.20	54.00	54.91	54.91
1.5	65.50	64.00	64.62	64.62
2	71.60	71.10	71.31	71.31
2.5	76.00	76.40	76.23	76.23
3	79.60	80.70	80.24	80.24

4. 国内モデルプラントに対する解析手法及びデータ

本要領は、国内 PWR 及び BWR の RPV を対象に、PTS 等の過渡による RPV の炉心領域部の破損確率や破損頻度を算出するための標準的な要領を定めるものである。ここでは、本要領に従い国内の代表的な RPV を想定した TWCF を解析することを目的に、国内 PWR のモデルプラントに対する解析手法及び解析条件の例を国内の手法及び公開データから選定し、その技術的根拠とともに「国内モデルプラントに対する解析手法及びデータ」として整備した。ただし、最新かつ妥当な手法及びデータの活用を妨げるものではなく、個別プラントの RPV の TWCF の解析を行う場合、データの適用性を確認したうえで用いられることが望ましい。

国内モデルプラントに対する解析手法及びデータを表 8 に示す。技術的根拠は備考に示されている。

表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ（1/10）

分類	項目	条件	備考
RPV	内半径	2 m（母材表面までの距離）	国内 3 ループ PWR 相当
	クラッド厚さ	5.5 mm	同上
	母材厚さ	200 mm	同上
	胴部高さ	4.2 m	同上
	溶接部位置	米国 Beaver Valley Unit 1　3 ループ	ORNL/NRC/LTR-04/18[37]

表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ（2/10）

分類	項目	条件	備考
過渡事象	事象の選定	・小破断 LOCA（SBLOCA） ・中破断 LOCA（MBLOCA） ・大破断 LOCA（LBLOCA） ・主蒸気管破断事故（MSLB） ・一次系の弁の開固着（SO-1）	米国 Beaver Valley Unit 1 事例 [7]から、国内モデル RPV を対象とした TWCF 評価のため、以下の 13 事象を選定 ・SBLOCA：2 事象 ・MBLOCA：1 事象 ・LBLOCA：1 事象 ・MSLB：1 事象 ・SO-1：8 事象 なお、これらの選定事象は、解析条件により変わる可能性があることに留意されたい。
	発生頻度	・SBLOCA：5.9×10^{-4} ・MBLOCA：6.0×10^{-5} ・LBLOCA：7.1×10^{-6} ・MSLB：2.2×10^{-3} ・SO-1：2.5×10^{-4} 単位：回/炉年	SBLOCA、MBLOCA、LBLOCA、MSLB 及び SO-1 は米国 Beaver Valley Unit 1 の事例 [7]の各事象グループにおける個別の発生頻度の総和

表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ（3/10）

分類	項目	条件	備考
過渡事象	冷却材温度 時刻歴	米国 Beaver Valley Unit 1 事例の過渡事象	米国 Beaver Valley Unit 1 の時刻歴データ [7]
	圧力時刻歴	同上	同上
	熱伝達係数	同上	同上
	伝熱解析 入力データ	温度依存性考慮	・実力評価を前提とし、必要に応じて規格値等を参照 ・論文 [18]を参考
	応力解析 入力データ	温度依存性考慮	同上
	応力解析種類	弾性解析	応力拡大係数を保守的に評価
溶接残留応力分布	突合せ溶接	国内相当で最も詳細な解析事例	PVP2014-28392[17]
	クラッド溶接	国内相当で最も詳細な解析事例	論文 [18]及び原子力機構による検討を参考
	応力拡大係数の計算	過渡事象による応力分布と溶接残留応力分布の線形重ね合せ	線形重ね合せの原理を適用可能

表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ（4/10）

分類	項目	条件	備考
想定亀裂	表面亀裂（方向）	周方向のみ	・米国の考え方（クラッド施工方向と同一）[7),38)] ・国内の RPV 炉心領域に対するクラッド溶接は周方向
	表面亀裂（密度）	国内プラント相当の溶接条件を用いて算出した VFLAW データ	クラッドについて、国内 PWR は 1 層溶接、米国 Beaver Valley Unit 1 は 2 層溶接、米国 Oconee Unit 1 は 1 層溶接
	表面亀裂（深さ）	6.5 mm（内表面からの深さ　母材側は 1 mm）	米国の考え方（クラッドを超える程度の深さを考慮する）[7),38)]
	表面亀裂（アスペクト比）	国内プラント相当の溶接条件を用いて算出した VFLAW データ	国内モデルデータではクラッド部を矩形、母材部を半楕円形状の亀裂を想定
	内部亀裂（方向）	母材部：軸方向及び周方向（50%ずつ） 溶接部：溶接方向と同一	米国の考え方
	内部亀裂（密度）	国内プラント相当の溶接条件を用いて算出した VFLAW データ	・米国 Oconee Unit 1、Beaver Valley Unit 1、Palisades、Calvert Cliffs Unit 1 のデータ ・4 プラント間に顕著な差はみられない。
	内部亀裂（深さ）	同上	-
	内部亀裂（アスペクト比）	同上	-
	内部亀裂（位置）	クラッド直下から 3/8t まで	米国の考え方（内表面から 3/8t より外表面側に位置する内部亀裂は PTS 時の健全性に影響を及ぼさない）
	合体	考慮しない	米国の考え方

表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ（5/10）

分類	項目	条件	備考
応力拡大係数	内表面半楕円亀裂（クラッド部矩形）	CEA の解 クラッドのヤング率 170 GPa 母材のヤング率 198 GPa	・クラッドを考慮して取得された CEA の解 [39] ・半楕円亀裂の解のテーブルを、全周亀裂の解を用いて拡張し、亀裂アスペクト比が小さい場合の精度を向上させた。 ・ヤング率は過渡事象データ計算に使用した 300 ℃の値 [18]
	内部楕円亀裂（軸または周方向）	JSME 維持規格（2012 年版）の解（及び原子力機構の解）	・国内規格である JSME 維持規格（2012 年版）[24] の解 ・維持規格の解（2012 年版）[24]に対して、原子力機構の解 [40]を用いてテーブルを拡張して、亀裂位置が内表面に近い場合の精度を向上させた。
	内表面全周亀裂	JSME 維持規格（2012 年版）の解	国内規格である JSME 維持規格（2012 年版）[24]の解
	軸方向に長い内表面亀裂	JSME 維持規格（2012 年版）の解	国内規格である JSME 維持規格（2012 年版）[24]の解

表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ（6/10）

分類	項目	条件	備考
応力拡大係数	クラッドの考慮	応力分布の不連続に対して重ね合せ（内表面全周亀裂、軸方向に長い表面亀裂に対する JSME 維持規格（2012 年版）の解）	重ね合せの原理を適用可能
	塑性域補正	JSME 維持規格（2012 年版）の手法	国内規格である JSME 維持規格（2012 年版）[24] の解
	β補正	考慮しない	内部亀裂はクラッド下亀裂としない。
	内圧	考慮する	-
中性子照射量	分布型	正規分布	過去の国際ベンチマークにおいて使用された条件 [35]
	平均値	最大で 7×10^{19} n/cm^2	-
	標準偏差	平均値の 13.1 %	米国データ [41]
	打ち切り	±5σ（打ち切り値を超えた場合は端点の値を使用）	RC111 報告書 [42]及び感度解析結果を参考
	幾何形状に起因する分布（溶接部位置を含む）	台湾のデータ　3 ループ PWR	PVP2014-28350[26]
	板厚内減衰	JEAC4201-2007 [2013 年追補版] B-2100 の減衰式（係数 9.449）	国内の評価法である JEAC4201-2007 [2013 年追補版][25]

表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ（7/10）

分類	項目	条件	備考
化学成分	Cu 分布型	正規分布	過去の国際ベンチマークにおいて使用された条件 [35]
	Cu 平均値	・母材　0.16 wt% ・溶接材　0.14 wt%	国内の RPV を想定
	Cu 標準偏差	0.01 wt%　（母材・溶接材共通）	・　同一 heat 内を想定 ・　原子炉圧力容器健全性研究専門部会での議論を踏まえて設定
	Cu 打ち切り	±5σ（打ち切り値を超えた場合は端点の値を使用）	RC111 報告書 [42]及び感度解析結果を参考
	Ni 分布型	正規分布	化学成分データ [43]から推定
	Ni 平均値	・母材　0.61 wt% ・溶接材　0.8 wt%	国内の RPV を想定
	Ni 標準偏差	0.02 wt%　（母材・溶接材共通）	化学成分データ [35]から推定
	Ni 打ち切り	±5σ（打ち切り値を超えた場合は端点の値を使用）	RC111 報告書 [42]及び感度解析結果を参考

表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ（8/10）

分類	項目	条件	備考
脆化予測法	脆化予測法	JEAC4201-2007[2013 年追補版]	JEAC4201-2007[2013 年追補版] [25]
	平均予測誤差	-1.1 ℃	JEAC4201-2007[2013 年追補版] [25] Mc 補正なしの場合の値※
	予測法のばらつき	標準偏差 8.9 ℃	JEAC4201-2007[2013 年追補版] [25]を踏まえて、Cu、Ni、中性子照射量の不確実さによる重複を排除した値 Mc 補正なしの場合の値※
	ばらつきの評価	RT_{NDT} 全体の標準偏差は予測法の標準偏差と RT_{NDT} 初期値の標準偏差の二乗和の平方根	-
	照射温度	288 ℃	運転時の温度
	中性子束	4.624×10^{10} n/cm^2/s	60 年運転で 48EFPY を想定
RT_{NDT} 初期値	分布型	正規分布	過去の国際ベンチマークにおいて使用された条件 [35]
	平均値	・母材　-5 ℃ ・溶接材　-50 ℃	NISA・JNES「主な経年劣化事象の性状分析と対策」[44]
	標準偏差	9.4 ℃	米国 10CFR50.61[28]を参考

※Mc 補正を考慮した評価を行う際には、平均予測誤差を-0.3 ℃、脆化予測法のばらつきの標準偏差を 4.2 ℃とする。

表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ（9/10）

分類	項目	条件	備考
破壊靭性	破壊靭性 K_{Ic}	国内データ（ワイブル分布型）	JAEA-Data/Code 2022-006[3]
	亀裂伝播停止 K_{Ia}	国内データ（対数正規分布型）	JAEA-Data/Code 2022-006[3]
	K_{Ia} の打ち切り	±5σ（打ち切り値を超えた場合は端点の値を使用）	RC111 報告書[42]及び感度解析結果を参考
	K_{Ic} と K_{Ia} の相関	それぞれの分布のパーセンタイル値は同一	過去の国際ベンチマークにおいて使用された条件[35]
	板厚方向のばらつき	パーセンタイル値は板厚方向で同一	過去の国際ベンチマークにおいて使用された条件[35]
進展	判定	$K_I > K_{Ic}$ 延性亀裂進展は考慮しない	脆性亀裂進展評価
	進展評価位置	表面亀裂：最深点 内部亀裂：内表面側の点	FAVOR の手法[6]
	WPS	ACE モデル	PVP2015-45103[29]、PVP2016-63795[30]を参考
	進展後の亀裂形状	・周方向亀裂：全周亀裂に置き換え ・軸方向亀裂：軸方向に長い亀裂に置き換え	FAVOR の手法[6]
伝播停止	判定	$K_I < K_{Ia}$	脆性亀裂伝播停止

表 8　標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ（10/10）

分類	項目	条件	備考
亀裂貫通	判定	・a/t 基準 ・塑性崩壊基準 のいずれかを満たすと亀裂貫通	a/t 基準を満たすことが多いと考えられるが、応力が支配的となり塑性崩壊する可能性を考慮
	a/t 基準	$a/t > 0.8$	応力拡大係数の取得範囲等を参考
	塑性崩壊基準	JEAC4206（JEAC4206-2016）	-
	流動応力	500 MPa（ばらつきなし）	過去の国際ベンチマークにおいて使用された条件 [35]
亀裂貫通確率	複数亀裂の扱い	複数の亀裂のうち 1 つでも亀裂進展（あるいは亀裂貫通）した場合に RPV として亀裂進展（あるいは亀裂貫通）したと判定	FAVOR の手法 [6]
亀裂貫通頻度（TWCF）	過渡事象の扱い	各過渡事象における TWCF の総和	過渡事象は独立に発生するため、TWCF は総和をとる（FAVOR も同様）。

5. まとめ

解析担当者が参照することで PFM 解析を実施し、国内 RPV を対象に TWCF を算出できることを目的に、PFM 解析に関する基本事項及びその解説を取りまとめた標準的要領を整備した（第 3 章）。また、その標準的解析要領を満足し、国内モデルプラントの代表的事例として適切と考えられる解析手法及びデータを取りまとめた（第 4 章）。

本要領は、今後とも、国内外の最新知見等を踏まえ、継続的に見直していくことが重要である。

謝辞

本要領は、原子炉圧力容器健全性研究専門部会における議論を踏まえて整備された。関係各位に謝意を表する。

参考文献

1) 日本電気協会, 電気技術規程原子力編, 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靭性の確認方法, JEAC4206-2016, 2016.
2) U.S. NRC, “Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events”, 10CFR50.61a, 2010.
3) 髙見澤悠他, 原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コード PASCAL5 の使用手引き及び解析手法, JAEA-Data/Code 2022-006, 2023, 221p.
4) Lu, K., Takamizawa, H., Katsuyama, J. and Li, Y., “Recent Improvements of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code PASCAL for Reactor Pressure Vessels”, International Journal of Pressure Vessels and Piping, 199, 104706, 2022.
5) 勝山仁哉他, 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（受託研究）, JAEA-Research 2016-022, 2017, 40p.
6) Williams, P.T. et al., “Fracture Analysis of Vessels – Oak Ridge FAVOR, v16.1, Computer Code: Theory and Implementation of Algorithms, Methods, and Correlations”, ORNL/LTR-2016/309, 2016, 331p.
7) EricksonKirk, M. et al., “Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS rule (10CFR50.61)”, NUREG-1806, Vol. 1, 2007, 172p.
8) 日本原子力学会, 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2013（レベル 1PRA 編）, AESJ-SC-P008:2013, 2014, 156p.
9) Whitehead, D.W. and Kolaczkowski, A.M., “PRA Procedures and Uncertainty for PTS Analysis”, NUREG/CR-6859, 2010, 26p.
10) 日本原子力研究開発機構, 平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化））事業成果報告書, 2017, 620p.
11) 日本原子力研究開発機構, 平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化））事業成果報告書, 2018, 249p.
12) Electric Power Research Institute, “Risk-Informed Method to Determine ASME Section XI Appendix G Limits for Ferritic Reactor Pressure Vessels: An Optional Approach Proposed for ASME Section XI Appendix G”, MRP-250 and BWRVIP-215NP, 2009, 108p.
13) U.S. NRC, “Final Safety Evaluation of the BWR Vessel and Internals Project BWRVIP-05 Report (TAC No. M93925)”, 98-332A, 1998, 75p.
14) 発電設備技術検査協会, 溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書[原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験][総まとめ版], 1992, 320p.
15) Arcieri, W.C., Beaton, R.M., Fletcher, C.D. and Bessette, D.E., “RELAP5 Thermal Hydraulic Analysis to Support PTS Evaluations for the Oconee-1, Beaver Valley-1, and

Palisades Nuclear Power Plants", NUREG/CR-6858, 2004, 608p.

16) Chou, H.W. and Huang, C.C., "Probabilistic Structural Integrity Analysis of Boiling Water Reactor Pressure Vessel under Low Temperature Overpressure Event", International Journal of Nuclear Energy, 2015, 785041, 2015.

17) Hirota, T., Sakamoto, H. and Ogawa, N., "Proposal for Update on Evaluation Procedure for Reactor Pressure Vessels against Pressurized Thermal Shock Events in Japan", ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2014-28392, 2014, 11p.

18) Katsuyama, J., Nishikawa, H., Udagawa, M., Nakamura, M. and Onizawa, K., "Assessment of Residual Stress Due to Overlay-Welded Cladding and Structural Integrity of a Reactor Pressure Vessel", Journal of Pressure Vessel Technology, 135(5), 051402, 2013.

19) Ha, Y., Okano, S., Takamizawa, H., Katsuyama, J. and Mochizuki, M., "Assessment of Residual Stress for Thick Butt-Welded Plate of a Reactor Pressure Vessel Steel", ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2021-61897, 2021, 6p.

20) Simonen, F.A., Doctor, S.R., Schuster, G.J. and Heasler, P.G., "A Generalized Procedure for Generating Flaw Related Inputs for the FAVOR Code", NUREG/CR-6817, Rev.1, 2003, 149p.

21) Chou, H.W. and Huang, C.C., "Effects of Fracture Toughness Curves of ASME Section XI-Appendix G on a Reactor Pressure Vessel under Pressure-Temperature Limit Operation", Nuclear Engineering and Design, 280, pp. 404-412, 2014.

22) Stevens, G.L., Kirk, M.T. and Modarres, M., "Technical Basis for Regulatory Guidance on the Alternate Pressurized Thermal Shock Rule", NUREG-2163, 2018, 191p.

23) Katsuyama, J., Miyamoto, Y., Lu, K., Mano, A. and Li, Y., "Improved Bayesian Update Method on Flaw Distributions Reflecting Non-Destructive Inspection Result", ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2020-21430, 2020, 8p.

24) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 維持規格（2012 年版）, JSME S NA1-2012, 2012.

25) 日本電気協会, 電気技術規程原子力編, 原子炉構造材の監視試験方法, JEAC4201-2007[2013 年追補版], 2014.

26) Chou, H.W. and Huang, C.C., "Structural Reliability Evaluation on the Pressurized Water Reactor Pressure Vessel under Pressurized Thermal Shock", ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2014-28350, 2014, 9p.

27) U.S. NRC, "Reactor Vessel Integrity Database (RVID) Version 2.0.1", 2000.

28) U.S. NRC, "Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events", 10CFR50.61, 1984.

29) Moinereau, D., Landron, C., Chapuliot, S. and Marie, S., "Validation of ACE Analytical Criterion for Warm Pre-Stress Evaluation in RPV Integrity Assessment, ASME Pressure Vessels and Piping Conference", PVP2015-45103, 2015, 8p.

30) Iwata, K. et al., “Specimen Size Effect on Fracture Toughness of Reactor Pressure Vessel Steel Following Warm Pre-Stressing”, ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2016-63795, 2016, 6p.
31) EricksonKirk, M.T. and Dickson, T.L., “Recommended Screening Limits for Pressurized Thermal Shock (PTS)”, NUREG-1874, 2010, 161p.
32) Malik, S.N.M., “FAVOR Code Versions 2.4 and 3.1 Verification and Validation Summary Report”, NUREG-1795, 2007, 65p.
33) 李銀生他, PASCAL 信頼性向上ワーキンググループ活動報告-平成 27 年度-, JAEA-Review 2017-005, 2017, 80p.
34) 李銀生他, PASCAL 信頼性向上ワーキンググループ活動報告-平成 28 及び 29 年度-, JAEA-Review 2020-011, 2020, 130p.
35) Kanto, Y. et al., “Summary of International PFM Round Robin analyses among Asian Countries on Reactor Pressure Vessel Integrity during Pressurized Thermal Shock”, International Journal of Pressure Vessels and Piping, 90-91, pp.46-55, 2012.
36) Dautreme, E., et al, “MAI Benchmark Campaign of International Software for Reactor Pressure Vessel Integrity Assessment”, ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2014-28212, 2014, 7p.
37) Dickson, T. L. and Yin, S., “Electronic Archival of the Results of Pressurized Thermal Shock Analyses for Beaver Valley, Oconee, and Palisades Reactor Pressure Vessels Generated with the 04.1 Version of FAVOR”, ORNL/NRC/LTR-04/18, 2004, 102p.
38) EricksonKirk, M., Dickson, T., Mintz, T. and Simonen, F., “Sensitivity Studies of the Probabilistic Fracture Mechanics Model Used in FAVOR”, NUREG-1808, 2010, 84p.
39) Marie, S. and Chapuliot, S., “Improvement of the Calculation of the Stress Intensity Factors for Underclad and Through-clad Defects in a Reactor Pressure Vessel Subjected to a Pressurized Thermal Shock”, International Journal of Pressure Vessels and Piping, 85, pp. 517-531, 2008.
40) Lu, K. et al., “Development of Stress Intensity Factors for Subsurface Flaws in Plates Subjected to Polynomial Stress Polynomial Stress Distributions”, Journal of Pressure Vessel Technology, 140, 031201, 2018.
41) EricksonKirk, M.T. et al., “Probabilistic Fracture Mechanics - Models, Parameters, and Uncertainty Treatment Used in FAVOR Version 04.1”, NUREG-1807, 2007, 203p.
42) 日本機械学会, 確率論的破壊力学解析手法の適用性研究(II), 1994.
43) 古平恒夫, 軽水炉圧力容器鋼材の進歩, 鉄と鋼, 73(14), pp.1656-1667, 1987.
44) 原子力安全・保安院, 主な経年劣化事象の性状分析と対策, 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会高経年化対策検討委員会（第 7 回）, 2005.

This is a blank page.