



JAEA-Research

2016-022

DOI:10.11484/jaea-research-2016-022

原子炉压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)

Guideline on a Structural Integrity Assessment for Reactor Pressure Vessel
Based on Probabilistic Fracture Mechanics
(Contract Research)

勝山 仁哉 小坂部 和也 宇野 隼平 李 銀生

Jinya KATSUYAMA, Kazuya OSAKABE, Shumpei UNO 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 2017

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。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてに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ホームページ (<http://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 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒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.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
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, 2017

原子炉压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)

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

勝山 仁哉 ・ 小坂部 和也* ・ 宇野 隼平* ・ 李 銀生

(2016年11月25日受理)

供用年数の増加に伴い、発電用軽水型原子炉压力容器（RPV）では炉心からの中性子照射により破壊靱性が低下する、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、確率論的手法により導出された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。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統計的な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、日本原子力研究開発機構において開発を進めているPFM解析コードPASCALの整備、及びPASCALを用いた実用研究等により得られた知見を取りまとめて標準的解析要領を整備した。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。

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ている。

本報告は、原子力規制委員会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）」で得られた成果の一部である。

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

*特定課題推進員

*みずほ情報総研株式会社 サイエンスソリューション部

Guideline on a Structural Integrity Assessment for Reactor Pressure Vessel Based on Probabilistic Fracture Mechanics (Contract Research)

Jinya KATSUYAMA, Kazuya OSAKABE*, Shumpei UNO* 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 25, 2016)

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 Europe and the United States. For example, in the United States, a PTS screening criterion related to the reference temperature derived by the probabilistic method is stipulated. If the screening criterion is not satisfied, it is approved to perform the evaluation based on the probabilistic method by calculating numerical index such as through-wall crack frequency (TWCF). 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 the statistical uncertainties of various factors related to the aged degradation due to the long-term operation.

Based on these backgrounds, we developed the guideline on a structural integrity assessment based on PFM by reflecting the latest knowledge and expertise. 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.

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. Basic matters on the methodology and variables which are necessary for PFM analyses are described in main body and their technical bases are provided in commentary. 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, Structural Integrity Assessment, Through-Wall Cracking Frequency

This study was performed under the contract research entrusted from Nuclear Regulation Authority of Japan.

*Special Topic Researcher

*Science Solutions Division, Mizuho Information & Research Institute, Inc.

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.....	4
4. 国内モデルプラントに対する解析手法及びデータ.....	24
5. まとめ.....	37
謝辞.....	37
参考文献.....	38

Contents

1. Background and Outline.....	1
2. Framework and Scope of Guideline.....	2
3. Details of Guideline.....	4
4. Analysis Methods and Data for Domestic Model Plant.....	24
5. Summary.....	37
Acknowledgement.....	37
References.....	38

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	20
表 2	PASCAL の信頼性確認の項目一覧	20
表 3	中性子照射量分布の機能に関する信頼性確認の例	21
表 4	K_{Ic} 分布の機能に関する信頼性確認の例	21
表 5	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	21
表 6	JEAC4201-2007[2013 年追補版]の脆化予測法に関する信頼性確認の例	22
表 7	標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ	25

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	3
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概略図	23
図 5	PASCAL3 の重ね合せ法による応力拡大係数の求めた方の概念図	23

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（図1）、中性子照射量が高いため破壊靱性が低くなる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。一方、事象の発生頻度、破壊靱性、中性子照射脆化等の評価に用いる変数の統計的な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⁾。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PASCAL³⁾（PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR）の整備が進められている。

以上の背景を踏まえ、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、第3章に示す標準的解析要領（以下、本要領）を整備した。本要領では、PFM解析に関する基本事項を本文に、本文の補足や技術的根拠等を解説に記載している。また、こ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、本要領に記載すべき項目、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。

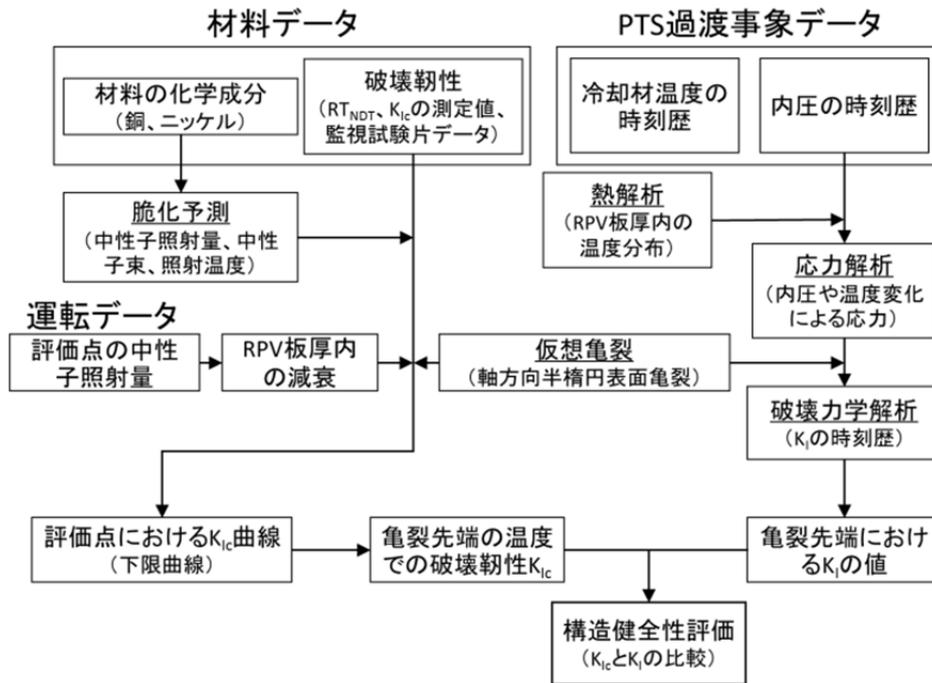


図 1 決定論的手法における RPV の健全性評価の流れ

2. 標準的解析要領の枠組みと対象範囲

本要領の枠組みについて図 2 に、対象とする範囲を図 3 に示す。本要領は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。また、附属書には PFM 解析コード PASCAL³⁾の信頼性確認事例を記載する。

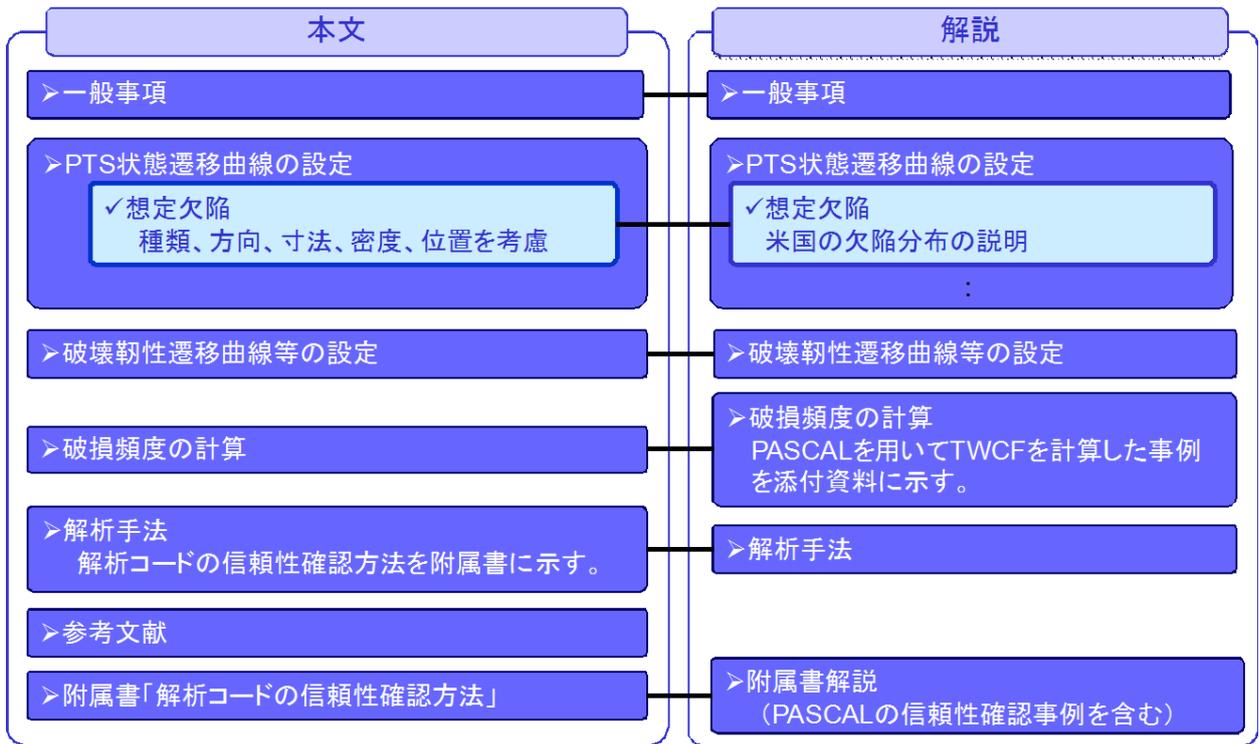


図 2 標準的解析要領の枠組み

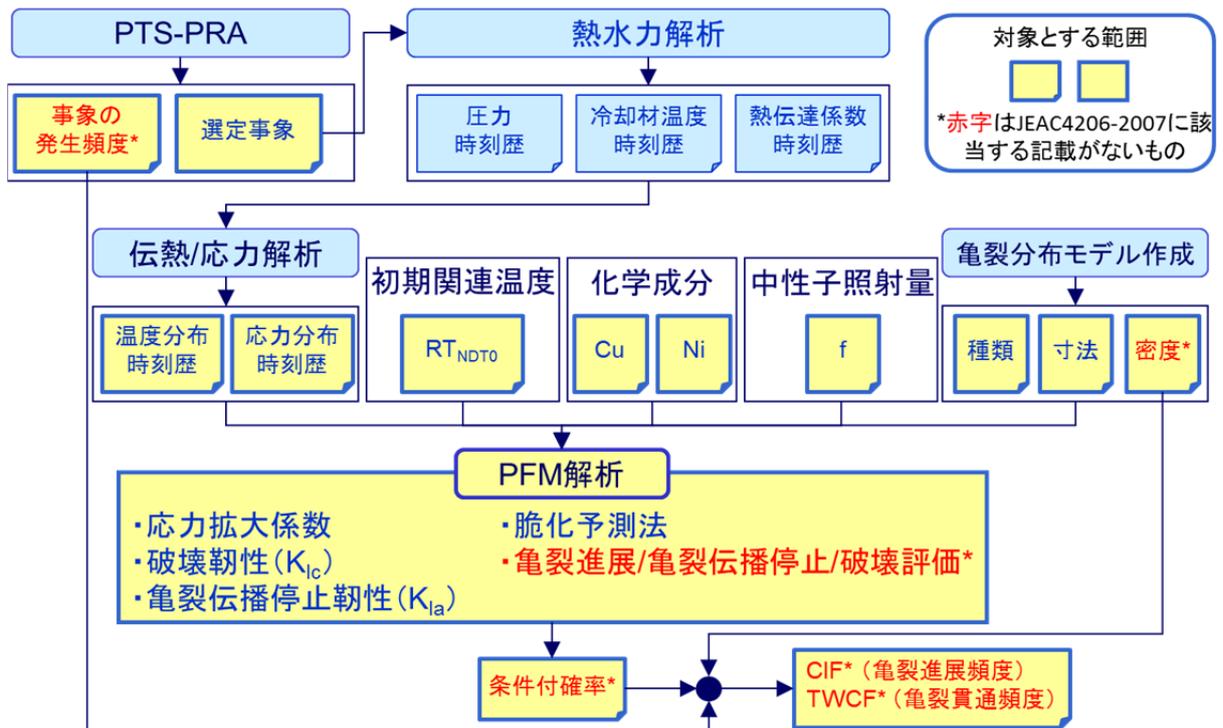


図 3 標準的解析要領の対象範囲

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、原子炉圧力容器（Reactor Pressure Vessel, RPV）の炉心領域部を対象に、加圧熱衝撃（Pressurized Thermal Shock, PTS）事象等の過渡事象中の非延性破壊について、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 JEAC4206-2016⁴⁾ RF-4200 を参考にしている。
- ・ 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、確率論的破壊力学（Probabilistic Fracture Mechanics, 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ばらつきを考慮して、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靱性等がそれにあたる。
- ・ 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。
- ・ 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。
- ・ 亀裂進展確率：亀裂が進展する（以下、「亀裂進展」という）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。モンテカルロ法を用いてシミュレーションする場合は、評価対象とするすべての亀裂のうち、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」という）確率。モンテカルロ法を用いてシミュレーションする場合は、評価対象とするすべての亀裂のうち、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：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発生頻度を乗じた値に相当する。
- ・ 破壊靱性：衝撃試験、落重試験等の破壊靱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靱性を意味する。
- ・ 亀裂伝播停止破壊靱性：破壊靱性のうち、亀裂進展後の停止（アレスト）に寄与する破壊靱性。
- ・ 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 対象とする機器と供用状態

- ・ 本文

・ 供用状態 C 及び D における加圧水型 RPV の炉心領域部を対象とする。

- ・ 解説

・ 本要領は JEAC4206-2016⁴⁾ RF-4200 を参考に行っているため、現段階では加圧水型 RPV を対象としている。ただし、沸騰水型 RPV 等についても、炉心領域部を対象とした過渡事象中（供用状態 A 及び B、耐圧試験等を含む）の非延性破壊について、PFM 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概略図を図 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“*”で示したばらつき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

・ JEAC4206-2016⁴⁾ 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亀裂進展、亀裂の板厚貫通を許容基準としている。本要領に基づく TWCF の計算においては、応力拡大係数、破壊靱性の算出、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 JEAC4206-2016⁴⁾ 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 における PTS 事象等の過渡事象時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、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（Japan Atomic Energy Agency, JAEA）が開発している PASCAL³⁾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 PASCAL3 と、破損頻度を計算する PostPASCAL 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 FAVOR⁵⁾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⁶⁾等において使用された。

II PTS 状態遷移曲線の設定

II-1 事象の選定

・本文

・評価対象プラントにおいて、PTS 事象等の過渡事象中の非延性亀裂進展に伴う TWCF 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なく、当該事象の発生頻度の観点を含めて選定する。

・解説

・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、内の事象を対象としたレベル 1 PRA に関する日本原子力学会標準⁷⁾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、内の事象を対象としたレベル 1 PRA 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。

・JEAC4206-2016⁴⁾ RF-4230 の詳細評価では、“供用状態 C 及び D のうち、温度低下が大きい事象又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、小破断冷却材喪失事故及び主蒸気管破断事故を評価対象事象とする。”と規定されている。

・米国 PTS 再評価プロジェクト⁶⁾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⁸⁾、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 TWCF 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 Unit 1 における全 TWCF の評価事例が NUREG-1806 に示されている⁶⁾。

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

- ・ 国内 3 ループ 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⁹⁾に示されている。
- ・ 米国 PTS 再評価プロジェクトにおいて計算された 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-6858¹⁰⁾に示されている。
- ・ 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

- ・ 国内 3 ループ 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⁹⁾に示されている。
- ・ 米国 PTS 再評価プロジェクトにおいて計算された 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-6858¹⁰⁾に示されている。
- ・ 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

- ・ JEAC4206-2016⁴⁾ 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¹¹⁾¹²⁾がある。
- ・ RPV 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 PVP2014-28392¹¹⁾に示されている。

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。
- ・ JEAC4206-2016⁴⁾ RF-4221 または RF-4231 の最大仮想欠陥を適用してもよい。ただし、亀裂個数については考慮すること。
- ・ 米国 PTS 再評価プロジェクト⁶⁾において適用された亀裂分布を参考にしてもよい。
- ・ 供用前、供用期間中検査（及び特別点検）の結果を反映してもよい。

・ 解説

- ・ JEAC4206-2016⁴⁾ RF-4221 の一般評価及び RF-4231 の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 10 mm、長さ 60 mm の半楕円欠陥を想定する。最大仮想欠陥の方向は、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欠陥を保証できる場合は、より小さな欠陥を最大仮想欠陥として用いてもよい。”と規定されている。
- ・ 米国 PTS 再評価プロジェクト⁶⁾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、亀裂分布作成コードの使用等を通じて、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。FAVOR⁵⁾に使用され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¹³⁾にまとめられている。
- ・ FAVOR⁵⁾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。
- ・ 表面半楕円亀裂はクラッド溶接と同方向、突合せ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、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。
- ・ 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。

II-6 応力拡大係数

・ 本文

- ・ 想定する RPV の幾何形状、想定する応力分布、想定する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¹⁴⁾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。

・ 解説

- ・ 日本機械学会維持規格¹⁴⁾の添付 E-5 応力拡大係数の算出には、平板における内部楕円亀裂、円筒における軸方向及び周方向表面半楕円亀裂、全周亀裂、軸方向に長い亀裂等に対する応力拡大係数算出式が規定されている。
- ・ 母材とクラッド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式、あるいは線形重ね合せの原理に基づく手法等を用いる。
- ・ 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、PASCAL3³⁾の重ね合せ法の概念を図 5 に示す。
- ・ JEAC4206-2016⁴⁾ 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欠陥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、最大仮想欠陥をモデル化して最大仮想欠陥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、クラッド直下の欠陥に対する応力拡大係数の計算例が示されている。

III 破壊靱性遷移曲線等の設定

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上で、板厚方向の減衰や RPV 内表面における空間的な分布を考慮してもよい。

・ 解説

- ・ 板厚方向の減衰については、JEAC4201-2007 [2013 年追補版]¹⁵⁾ 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]¹⁵⁾ 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/cm²], f_0 : RPV 内表面における中性子照射量 [$\times 10^{19}$ n/cm²], a : 亀裂深さ [mm])。

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

- ・ 上式は、FAVOR⁵⁾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。
- ・ 米国及び台湾における RPV を対象とした PFM 解析¹⁶⁾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。
- ・ 米国 Oconee Unit 1 の RPV 内表面中性子照射量分布の例が NUREG-1806⁶⁾に示されている。また、台湾 Maanshan Unit 1 の RPV 内表面における中性子束の相対値の例が PVP2014-28350¹⁶⁾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う。
- ・ 米国等の化学成分のばらつき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ばらつき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。
- ・ FAVOR⁵⁾では、米国のデータベース RVID¹⁷⁾が使用され、Cu、Ni 等については、ばらつき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 に対してそれぞれ 0.0073 wt%及び 0.0244 wt%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関連温度 (RT_{NDT}) の初期値を設定する。
- ・ 中性子照射効果 (Δ RT_{NDT}) については、JEAC4201-2007[2013 年追補版]¹⁵⁾の脆化予測法を使用すること。
- ・ 米国等の脆化予測法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]¹⁵⁾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} の予測値が表形式で与えられている。JEAC4201-2007[2013 年追補版]¹⁵⁾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 9.5 °C、平均予測誤差 -1.1 °C）”と分析されている。
- ・ FAVOR⁵⁾では、Regulatory Guide 1.99 Rev2 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靱性シフトを求め、 ΔRT_{NDT} 予測値を決定する。
- ・ RT_{NDT} 初期値について、米国の 10CFR50.61¹⁸⁾では、測定値がある場合には、試験法の精度でそのばらつきを決める。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 17 ° F （9.4 °C）を用いることとしている。（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 破壊靱性

・ 本文

- ・ 評価対象プラントに対して、適切な破壊靱性 (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

- ・ JAEA 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）¹⁹⁾を次式に示す。

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

$$a_{K_{Ic}}(\Delta T) = 21.24 - 0.29 \exp[0.0076(\Delta T)] [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

$$b_{K_{Ic}}(\Delta T) = 12.39 + 89.29 \exp[0.0146(\Delta T)] [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

$$c_{K_{Ic}}(\Delta T) = 2.93 + 0.80 \exp[0.0432(\Delta T)]$$

$$\Delta T = T - RT_{NDT} [\text{°C}]$$

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。

- ・ FAVOR⁵⁾の K_{Ic} 曲線を次式に示す。詳細は参考文献⁵⁾を参照のこと。

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

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

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

$$\Delta T_{RELATIVE} = T(\tau) - RT_{NDT}(r, \dots) \quad [\text{°F}]$$

III-5 亀裂伝播停止靱性

・ 本文

- ・ 評価対象プラントに対して、適切な亀裂伝播停止靱性 (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

- ・ JAEA 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¹⁹⁾ (対数正規分布) を次式に示す。

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

$$\sigma_{\ln(K_{Ia})} = 0.121$$

$$\bar{K}_{Ia}(\Delta T) = 34.87 + 42.97 \exp[0.0187(\Delta T)] [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

$$\Delta T = T - RT_{NDT} \quad [^{\circ}\text{C}]$$

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

- ・ FAVOR⁵⁾の K_{Ia} 曲線を次式に示す。詳細は参考文献⁵⁾を参照のこと。

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

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

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

$$\Delta T_{RELATIVE} = T(r, \tau) - RT_{Arrest}(r, \dots) \quad [^{\circ}\text{F}]$$

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

- ・ PASCAL3³⁾では、 K_{Ic} との相関について考慮することができる。

IV 破損頻度の計算

IV-1 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、 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。
- ・ 亀裂進展と判定された場合、その亀裂の寸法は、より大きなものを設定する。

・ 解説

- ・ JEAC4206-2016⁴⁾ 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欠陥最深部における PTS 状態遷移曲線 (K_I) と評価時期の最大仮想欠陥最深部の照射条件に対応する破壊靱性遷移曲線 (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、次式の ACE モデルが提案されている。

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

- ・ ここで、 K_{FRAC}^{ACE} 、 K_{Ic} 、 K_{WPS} 及び K_2 はそれぞれ ACE モデルの有効破壊靱性、再加圧時の破壊靱性、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を通じて検証が進められており、有効破壊靱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^{20), 21)}。
- ・ FAVOR⁵⁾では、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。PASCAL3³⁾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。

IV-2 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、4.1 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

- ・ JEAC4206-2016⁴⁾ 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。

IV-3 亀裂貫通

・ 本文

・ 亀裂深さが適切な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

・ JEAC4206-2016⁴⁾ 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¹⁴⁾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-4 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-5 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-6 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 PTS 事象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 プラントである Oconee Unit 1、Beaver Valley Unit 1、Palisades における代表的な過渡事象の発生頻度が NUREG-1806⁶⁾に示されている。

IV-7 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、選定されたすべ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、亀裂（表面/内部、軸/周）は同時に存在するため、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-8 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、選定されたすべ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 TWCF 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、亀裂（表面/内部、軸/周）は同時に存在するため、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、TWCF を求める。
- ・ 米国 PTS 再評価プロジェクト⁶⁾では、TWCF 10^{-6} 回/炉年が許容基準として使用された。
- ・ NUREG-1806⁶⁾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} /炉年 : Regulatory Guide 1.154 の推奨値
- ・ RVFF* = 1×10^{-5} /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} / 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-1806⁶⁾では TWCF と RVFF を同等とみなし、その許容基準を 1×10^{-6} / 炉年としている。
- ・ また、米国では TWCF 評価値として、95 %信頼度が用いられている²²⁾。

IV-9 計算精度

- ・ 本文

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

- ・ 解説

- ・ PASCAL³⁾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。

V 解析手法

V-1 条件付亀裂進展確率・条件付亀裂貫通確率の解析手法

- ・ 本文

- ・ モンテカルロ法等の手法を用いて、条件付亀裂進展確率及び条件付亀裂貫通確率を評価する。
- ・ 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。

- ・ 解説

- ・ 解析コードの信頼性確認方法の詳細については、附属書を参照のこと。
- ・ PASCAL³⁾の信頼性確認事例を附属書に関する解説に示す。

V-2 ばらつきの取扱

- ・ 本文

- ・ ばらつきを有するパラメータについては、推定されるばらつきの程度を確率分布としてモデル化し取扱う。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

- ・ ばらつき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。
- ・ PASCAL³⁾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。

[附属書] 解析コードの信頼性確認方法

I 適用範囲

- ・ 本文

- ・ RPV 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

- ・ ばらつき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」の機能) 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」の機能) の検証に分類して、それぞれ検証を行う。

- ・ 解説

- ・ 米国の PFM 解析コード FAVOR の検証²³⁾についても、同様の考え方で実施された。

III 確率変数の検証

- ・ 本文

- ・ 原則として、ばらつきを有するパラメータのすべ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 2 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 3 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実出力とは別途、デバッグのための出力を統計処理したものと、Microsoft Excel[®]の正規分布の関数を用いて、1, 5, 50, 95, 99 パーセント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を確認できる。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。

・ PASCAL3³⁾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 4 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。PASCAL3³⁾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 °C で一定としている。

IV 評価フロー・評価式の検証

・ 本文

・ 原則として、TWCF 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、想定通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・停止判定」、「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」等に関する評価式が対象となる。PASCAL³⁾の信頼性確認の項目一覧を表 2 に示す。

・ PASCAL3³⁾を用いた亀裂進展判定と亀裂種類の切替えに関する信頼性確認の例を表 5 に示す。この例では、計算に使用される値を通常出力とは別途、デバッグのための出力を行っており、 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 が計算されることを確認することができる。

・ PASCAL3³⁾を用いた JEAC4201-2007[2013 追補版]¹⁵⁾の脆化予測法に関する機能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 6 に示す。JEAC4201-2007[2013 追補版]¹⁵⁾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。

$$\Delta RT_{NDT,c} = \Delta RT_{NDT,a} + \frac{\Delta RT_{NDT,b} - \Delta RT_{NDT,a}}{\log \phi_b - \log \phi_a} (\log \phi_c - \log \phi_a)$$

- ・この例では、計算に使用される値を通常の実出力とは別途、デバッグのための出力を行い、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]¹⁵⁾の脆化予測法に関する機能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的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

- ・FAVOR⁵⁾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。
- ・PASCAL³⁾については、「PASCAL 信頼性向上ワーキンググループ」においてそ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。

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 PASCAL3³⁾が使用された^{24),25)}。

表 1 PASCAL を用いた確率分布の打ち切りに関する検討事例

過渡事象毎の 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 $5\sigma^{*1}$	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 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
	破壊靱性
	亀裂伝播停止靱性
	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
	亀裂種類及び応力拡大係数の切替え
	脆化予測法
	中性子照射量 指数減衰
	溶接残留応力
破壊評価	

表 3 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	6.9525	6.9400	-0.18
5	7.8452	7.8475	0.03
50	10.0000	10.0018	0.02
95	12.1548	12.1404	-0.12
99	13.0475	13.0488	0.01

*1: サンプリング数：100,000

表 4 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	37.21	0.01001	0.10
0.05	46.18	0.05048	0.96
0.5	75.72	0.49836	-0.33
0.95	107.70	0.94972	-0.03
0.99	120.45	0.98916	-0.08

$T-RT_{NDT} = -38.275$ [°C]

*1: サンプリング数：100,000

表 5 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: 内表面側内部亀裂

表 6 JEAC4201-2007[2013 年追補版]¹⁵⁾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} $\Delta RT_{NDT}[^{\circ}C]$	附属書表 中性子束 2.0×10^{11} $\Delta RT_{NDT}[^{\circ}C]$	補間値 中性子束 1.5×10^{11} $\Delta RT_{NDT}[^{\circ}C]$ (Microsoft Excel [®])	PASCAL3 $\Delta RT_{NDT}[^{\circ}C]$
1.0	56.2	54	54.91308	54.91308
1.5	65.5	64	64.62256	64.62256
2.0	71.6	71.1	71.30752	71.30752
2.5	76	76.4	76.23399	76.23399
3.0	79.6	80.7	80.24346	80.24346

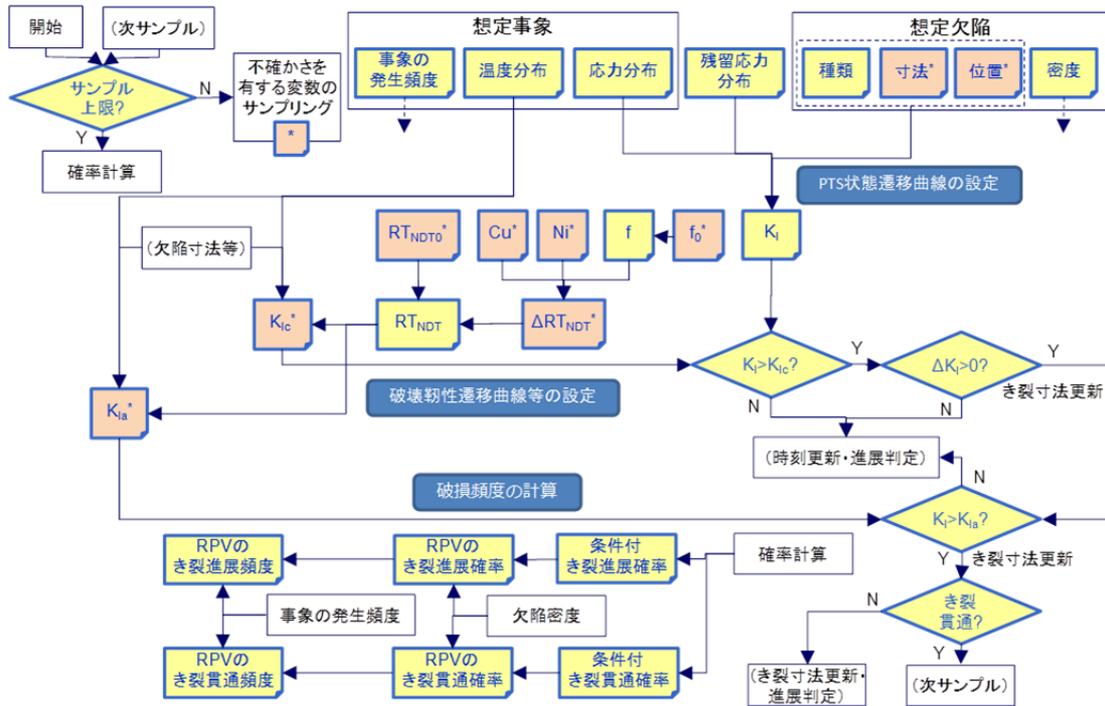


図 4 破損頻度計算手順の概略図

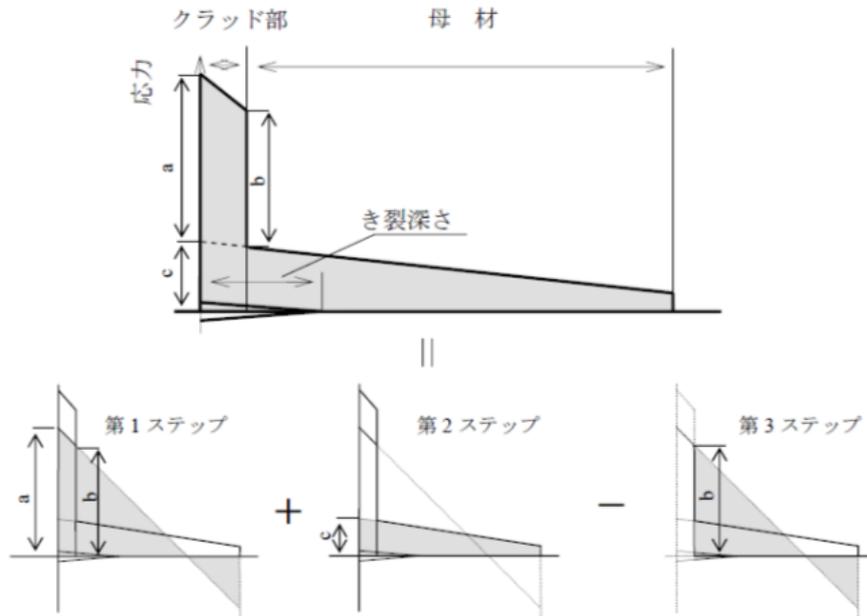


図 5 PASCAL3 の重ね合せ法による応力拡大係数の求めた方の概念図

(JAEA-Data/Code 2010-033³⁾)

4. 国内モデルプラントに対する解析手法及びデータ

国内の代表的な RPV を想定した TWCF の解析に活用されることを目的に、3 章の標準的解析要領を満足し、国内モデルプラントに対する解析事例として推奨される手法及びデータを、原則として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、そのデータが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 7 に示す。技術的根拠は備考に示されている。

表 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (1/12)

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 m	炉心領域を想定
	溶接部位置	米国 Beaver Valley Unit 1 3 ループ	ORNL/NRC/LTR-04/18 ²⁶⁾

表 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (2/12)

分類	項目	条件	備考
	<p>事象の選定</p>	<p>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)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ JEAC4206-2007¹⁾ 附属書 C (SBLOCA、LBLOCA、MSLB) を根拠として選定 ・ 米国 Beaver Valley Unit 1 事例⁶⁾ (SO-1) の主要 5 ケースを選定 ・ MBLOCA の取り扱いについては次項に記載
<p>過渡事象</p>	<p>発生頻度</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ LBLOCA : 7.1×10^{-6} ・ MBLOCA : 6.0×10^{-5} ・ SBLOCA : 5.9×10^{-4} ・ MSLB : 2.2×10^{-3} ・ SO-1 : 以下の 5 事象ごとに設定 bin126 : 1.87×10^{-4} bin60 : 2.15×10^{-5} bin130 : 3.09×10^{-5} bin97 : 3.74×10^{-6} bin71 : 3.74×10^{-6} <p>単位：回/炉年</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ LBLOCA、MBLOCA、SBLOCA、MSLB は米国 Beaver Valley Unit 1 の事例⁶⁾の各事象グループにおける個別の発生頻度の総和 ・ MBLOCA の発生頻度については、LBLOCA に加えて評価 ・ SO-1 は米国 Beaver Valley Unit 1 の事例⁶⁾の当該事象の個別の発生頻度

表 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (3/12)

分類	項目	条件	備考
	冷却材温度時刻歴	<ul style="list-style-type: none"> • LBLOCA、SBLOCA、MSLB：発電技検報告書 • MBLOCA：LBLOCA のデータで代替 • SO-1：米国 Beaver Valley Unit 1 	<ul style="list-style-type: none"> • LBLOCA、SBLOCA、MSLB は発電技検報告書⁹⁾に記載の時刻歴データ • MBLOCA は国内時刻歴データがないため、LBLOCA に相当するとして発生頻度を加算 • SO-1 は米国 Beaver Valley Unit 1 の時刻歴データ¹⁰⁾
過渡事象	圧力時刻歴	同上	同上
	熱伝達係数	<ul style="list-style-type: none"> • LBLOCA、SBLOCA、MSLB：発電技検報告書 記載の上限値で一定 • MBLOCA：LBLOCA のデータで代替 • SO-1：米国 Beaver Valley Unit 1 	<ul style="list-style-type: none"> • 発電技検報告書⁹⁾には国内 (LBLOCA、SBLOCA、MSLB) の時刻歴データがなく上下限値のみの記載のため、冷却が早い状態を仮定して、上限値を使用 • SO-1 は米国 Beaver Valley Unit 1 の時刻歴データ¹⁰⁾

表 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (4/12)

分類	項目	条件	備考
過渡事象	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 ・ J.Katsuyama らの論文 ¹²⁾ 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
	突合せ溶接	国内相当で最も詳細な解析事例	PVP2014-28392 ¹¹⁾
溶接残留 応力分布	クラッド溶接	国内相当で最も詳細な解析事例	J.Katsuyama らの論文 ¹²⁾ 及び JAEA 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 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (5/12)

分類	項目	条件	備考
想定亀裂	表面亀裂 (方向)	周方向のみ	<ul style="list-style-type: none"> ・米国の考え方 (クラッド施工方向と同一) ^{6),27)} ・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)	米国 Oconee Unit 1 (VFLAW データ)	クラッドについて、国内 PWR は 1 層、米国 Beaver Valley Unit 1 は 2 層、米国 Oconee Unit 1 は 1 層
	表面亀裂 (深さ)	6 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) ^{6),27)}
	表面亀裂 (アスペクト比)	米国 Oconee Unit 1 (VFLAW データ)	-
	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)	米国代表 4 プラントの平均 (VFLAW データ)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (6/12)

分類	項目	条件	備考
応力拡大係数	内表面半楕円亀裂	CEA の解 クラッドのヤング率 170 GPa 母材のヤング率 198 GPa	<ul style="list-style-type: none"> クラッドを考慮して取得された CEA の解²⁸⁾ 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 f 渡事象データ計算に使用した 300 °C の値¹²⁾
	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 JAEA の解)	<ul style="list-style-type: none"> 国内規格である JSME 維持規格 (2012 年版)¹⁴⁾ の解 維持規格の解 (2012 年版)¹⁴⁾ に対して、JAEA の解²⁹⁾ 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) ¹⁴⁾ 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) ¹⁴⁾ の解

表 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (7/12)

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） ¹⁴⁾ 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。	-

表 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (8/12)

分類	項目	条件	備考
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
	平均値	最大で $7 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$	-
	標準偏差	平均値の 13.1 %	米国データ ³⁰⁾
	打ち切り	$\pm 5\sigma$ (打ち切り値を超えた場合は端点の値を使用)	RC111 報告書 ³¹⁾ 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 型軽水炉	PVP2014-28350 ¹⁶⁾
	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] ¹⁵⁾

表 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (9/12)

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 ²⁴⁾
	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 ³¹⁾ 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 ³²⁾ 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 ²⁴⁾ 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 ³¹⁾ 及び感度解析結果を参考

表 7 標準的解析手法及びそれぞれに付随する国内モデルデータ (10/12)

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] ¹⁵⁾
	平均予測誤差	-1.1 °C	JEAC4201-2007[2013年追補版] ¹⁵⁾ Mc補正なしの場合の値※
	予測法のばらつき	標準偏差 8.9 °C	JEAC4201-2007[2013年追補版] ¹⁵⁾ を踏まえて、 Cu、Ni、中性子照射量のばらつきによる重複を 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 °C	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 ²⁴⁾
	平均値	・母材 -5 °C ・溶接材 -50 °C	NISA・JNES「主な経年劣化事象の性状分析と 対策」 ³³⁾
	標準偏差	9.4 °C	米国 10CFR50.61 ¹⁸⁾ 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 °C、脆化予測法のばらつきの標準偏差を4.2 °Cとする。

表 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (11/12)

分類	項目	条件	備考
破壊靱性	破壊靱性 K_{Ic}	国内データ (ワイブル分布型)	PVP2015-45915 ¹⁹⁾
	亀裂伝播停止 K_{Ia}	国内データ (対数正規分布型)	PVP2015-45915 ¹⁹⁾
	K_{Ia} の打ち切り	$\pm 5\sigma$ (打ち切り値を超えた場合は端点の値を使用)	RC111 報告書 ³¹⁾ 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ラメータ値は同一	過去の国際ベンチマークにおいて使用された条件 ²⁴⁾
	板厚方向のばらつき	パラメータ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 ²⁴⁾
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 ⁵⁾
	WPS	ACE モデル	PVP2015-45103 ²⁰⁾ 、PVP2016-63795 ²¹⁾ を参考
	進展後の亀裂形状	<ul style="list-style-type: none"> 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 ⁵⁾
伝播停止	判定	$K_I < K_{Ia}$	脆性亀裂伝播停止

表 7 標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ (12/12)

分類	項目	条件	備考
亀裂貫通	判定	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ⁴⁾)	-
亀裂貫通確率	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 ²⁴⁾
	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 ⁵⁾
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

本報告は、原子力規制委員会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）」で得られた成果の一部である。また、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。

参考文献

- 1) 社団法人日本電気協会, 電気技術規程原子力編 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法, JEAC4206-2007, 2007.
- 2) U.S. NRC, Alternate fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events, 10CFR50.61a, 2010.
- 3) 眞崎浩一他, 原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コード PASCAL3 の使用手引及び解析手法, JAEA-Data/Code 2010-033, 2011, 350p.
- 4) 社団法人日本電気協会, 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靱性の確認方法, JEAC4206-2016, 2016.
- 5) Williams, P.T. et al., Fracture Analysis of Vessels – Oak Ridge FAVOR, v12.1, Computer Code : Theory and Implementation of Algorithms, Methods, and Correlations, ORNL/TM-2012/567, 2012, 271p.
- 6) Kirk, M.E. et al., Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS rule (10CFR50.61), NUREG-1806, 2006, 585p.
- 7) 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.
- 8) Whitehead, D.L. et al., PRA Procedures and Uncertainty for PTS Analysis, NUREG/CR-6859, 2004, 26p.
- 9) 財団法人原子力発電技術機構, 財団法人発電設備技術検査協会, 原子力発電施設信頼性実証試験の現状, 1992, 137p.
- 10) Arcieri, W.C. et al., RELAP5 Thermal Hydraulic Analysis to Support PTS Evaluations for the Oconee-1, Beaver Valley-1, and Palisades Nuclear Power Plants, NUREG/CR-6858, 2004, 610p.
- 11) Hirota, T. et al., 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., in CD-ROM.
- 12) Katsuyama, J. et al., Assessment of Residual Stress Due to Overlay-Welded Cladding and Structural Integrity of a Reactor Pressure Vessel, Journal of Pressure Vessel Technology, vol.135, no.5, 2013, pp.051402-1-051402-9.
- 13) Simonen, S.R. et al, A Generalized Procedure for Generating Flaw Related Inputs for the FAVOR Code, NUREG/CR-6817, 2013, 177p.
- 14) 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.
- 15) 社団法人日本電気協会, 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.
- 16) Chou, H.W. et al., Structural Reliability Evaluation on the Pressurized Water Reactor

- Pressure Vessel Under Pressurized Thermal Shock, ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2014-28350, 2014, 9p., in CD-ROM.
- 17) U.S. NRC, Reactor Vessel Integrity Database (RVID), Version 2.1.1, 2000.
 - 18) U.S. NRC, Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events, 10CFR50.61, 1984.
 - 19) Katsuyama, J. et al., Development of probabilistic evaluation models of fracture toughness K_{Ic} and K_{Ia} for Japanese RPV steels, ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2015-45915, 2015, 9p., in CD-ROM.
 - 20) Moinereau, D. et al., Validation of Ace Analytical Criterion for Warm Pre-Stress Evaluation in RPV Integrity Assessment, ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2015-45103, 2015, 8p.
 - 21) 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.
 - 22) Kirk, M.E. et al., Recommended Screening Limits for Pressurized Thermal Shock (PTS), NUREG-1874, 2010, 161p.
 - 23) Malik, S.N.M., FAVOR Code Versions 2.4 and 3.1 Verification and Validation Summary Report, NUREG-1795, 2007, 64p.
 - 24) 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, vol.90-91, 2012, pp.46-55.
 - 25) 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.
 - 26) 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.
 - 27) Kirk, M. E. et al., Sensitivity Studies of the Probabilistic Fracture Mechanics Model Used in FAVOR, NUREG-1808, 2006, 86p.
 - 28) 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 pressurised thermal shock, International Journal of Pressure Vessels and Piping , vol.85, 2008, pp.517-531.
 - 29) Lu, K. 他, 平板中内部楕円亀裂の応力拡大係数の解について, M&M2015 材料力学カンファレンス, OS0916-211, 2015, 7p., in CD-ROM.
 - 30) Kirk, M. E. et al., Probabilistic Fracture Mechanics - Models, Parameters, and Uncertainty Treatment Used in FAVOR Version 04.1, NUREG-1807, 2007, 203p.

- 31) 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.
- 32) 古平恒夫, 軽水炉压力容器鋼材の進歩, 鉄と鋼, vol.73, no.14, 1987, pp.1656-1667.
- 33) 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) .

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質량	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(e)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照射量	ルーメン	lm	cd sr ^(e)	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
放射線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV, 2002, 70, 205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角加速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加減	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比エントロピー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射線輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

表5. SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ¹² cm ²) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デシベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π)A m ⁻¹

(a) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロ	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

