

電気技術指針  
原子力編

確率論的破壊力学に基づく原子炉压力容器の  
破損頻度の算出要領

JEAG 4640

一般社団法人 日本電気協会  
原子力規格委員会

## まえがき

本要領は、近年、国外において確率論的破壊力学（PFM：Probabilistic Fracture Mechanics）の規制への適用事例があり、国内でも検討が進められている原子炉圧力容器に対する PFM の適用を念頭に制定したものである。

原子炉圧力容器の健全性評価については、2016年に改定した「**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**」（JEAC 4206-2016）において、決定論的破壊力学評価に基づき、十分に大きな亀裂の想定や破壊靱性を下限で評価すること等により保守的に評価する手法が定められている。一方、中性子照射脆化等の経年劣化を考慮した現実的耐力や裕度の比較評価を行えるように、リスク情報の活用の中の流れに合わせて、破壊現象に影響する種々のパラメータの不確かさを考慮して破損の頻度を定量的に評価できる PFM の活用が期待されている。破損の頻度を求めることができれば、機器の合理的な許容基準を設定するだけでなく、破損の頻度の増減を評価することにより、保全計画の有効性や規格・基準改定時等における評価手法の妥当性の判断材料として活用することが可能と考えられる。例えば米国では、原子炉圧力容器における加圧熱衝撃（PTS：Pressurized Thermal Shock）事象を対象に、PFM 解析により導出された破損頻度に基づき設定した関連温度のスクリーニング基準が規定されており、また、国内においても、PFM に係る国内外の動向調査や国際ラウンドロビン解析等の応用研究の活動、ならびに、原子炉圧力容器に対する PFM 解析に必要な手法やデータ等の検討が進められている。しかしながら、原子炉圧力容器の PFM 解析は、入力パラメータが多岐に渡ることで、またそれぞれの入力パラメータに対して適切に確率分布を設定する必要があることから、実際の原子炉圧力容器の PFM 解析を実施する上では、解析者が参照するための解析要領の整備が必要となる。

こうした背景を踏まえ、PFM 解析を実施する者が参照することにより原子炉圧力容器の破損頻度を算出できるようにするための PFM 解析の要領の制定に向けた議論を行ってきた。本要領は、現状の PFM に関する研究動向等の最新の知見を踏まえ、国内プラントの原子炉圧力容器に対して PFM に基づき破損頻度計算を行うための解析手順や破損の判定方法等の計算処理や入力条件の設定に関する標準的な方法を定めることを目的としたものである。また、新たな解析コードを使用する際に必要となる検証方法を附属書 A に、破損頻度の算出に必要な解析条件の例と解析手法を附属書 B に、過渡事象に関する解析条件の例を附属書 C にそれぞれ示した。今後も PFM の解析事例や経験等の蓄積に基づき、本要領を改定する。また、本要領の改定状況を踏まえて JEAC 4206 への取り込みも検討していく。

# 確率論的破壊力学に基づく 原子炉压力容器の破損頻度の算出要領

## 目 次

PFM-1000	一般事項	1
PFM-1100	目的及び適用範囲	1
PFM-1200	用語の定義	1
PFM-1300	対象とする機器及び部位	2
PFM-1400	破損頻度計算手順の概要	2
PFM-2000	応力拡大係数の算出	3
PFM-2100	事象の選定	3
PFM-2200	温度分布の時刻歴	3
PFM-2300	応力分布の時刻歴	4
PFM-2400	溶接残留応力分布	4
PFM-2500	想定亀裂	4
PFM-2600	応力拡大係数	4
PFM-3000	破壊靱性の算出	4
PFM-3100	中性子照射量	4
PFM-3200	化学成分	5
PFM-3300	関連温度	5
PFM-3400	破壊靱性	5
PFM-3500	亀裂伝播停止破壊靱性	5
PFM-4000	不確かさのモデル化	5
PFM-5000	破損頻度の計算	6
PFM-5100	計算手法	6
PFM-5200	破損の判定	6
PFM-5210	亀裂進展	6
PFM-5220	亀裂伝播停止	6
PFM-5230	亀裂貫通	7
PFM-5300	条件付破損確率	7
PFM-5310	条件付亀裂進展確率	7
PFM-5320	条件付亀裂貫通確率	7
PFM-5400	過渡事象の発生頻度	7
PFM-5500	破損頻度	7

PFM-5510	亀裂進展頻度.....	7
PFM-5520	亀裂貫通頻度.....	8
PFM-5600	信頼度 .....	8

## 附属書目次

附属書 A (規定) : 解析コードの検証方法 .....	附 A-1
附属書 B (参考) : 国内プラントに対する解析条件及び解析手法の例 .....	附 B-1
附属書 C (参考) : 過渡事象に関する解析条件例 .....	附 C-1

## 解 説 目 次

(解説-PFM-1100-1) 目的及び適用範囲	解 1
(解説-PFM-1100-2) 確率論的破壊力学評価の適用	解 1
(解説-PFM-1300-1) 対象とする機器及び部位	解 4
(解説-PFM-1400-1) 破損頻度計算手順の概要	解 4
(解説-PFM-2100-1) 事象の選定	解 4
(解説-PFM-2400-1) 溶接残留応力分布	解 6
(解説-PFM-2500-1) 想定亀裂	解 6
(解説-PFM-2600-1) 応力拡大係数	解 7
(解説-PFM-3100-1) 中性子照射量	解 8
(解説-PFM-3200-1) 化学成分	解 9
(解説-PFM-3300-1) 関連温度	解 9
(解説-PFM-3400-1) 破壊靱性	解 9
(解説-PFM-3500-1) 亀裂伝播停止破壊靱性	解 11
(解説-PFM-4000-1) 確率変数の相関	解 12
(解説-PFM-4000-2) 確率分布の打切り	解 12
(解説-PFM-5100-1) 計算手法	解 12
(解説-PFM-5100-2) 計算精度	解 13
(解説-PFM-5210-1) 亀裂進展	解 14
(解説-PFM-5220-1) 亀裂伝播停止	解 14
(解説-PFM-5230-1) 亀裂貫通	解 15
(解説-PFM-5400-1) 過渡事象の発生頻度	解 15
(解説-PFM-5510-1) 亀裂進展頻度	解 15
(解説-PFM-5520-1) 亀裂貫通頻度	解 15
(解説-PFM-5600-1) 信頼度	解 16

## 附属書

(解説-附属書 A-2000-1) 機能の分類	解 18
(解説-附属書 A-3000-1) 確率変数の検証	解 18
(解説-附属書 A-4000-1) 評価フロー・評価式の検証	解 20
(解説-附属書 A-5000-1) 開発者以外の専門機関の参加	解 21
(解説-附属書 A-6000-1) ベンチマーク解析の活用	解 21

(解説-附属書 B-2000-1) PASCAL を使用した国内プラントに対する解析事例	解 21
(解説-附属書 C-1000-1) 過渡事象の選定	解 22
(解説-附属書 C-3000-1) 過渡事象の履歴データの設定	解 23
参考文献	解 25

全訳準備中

## PFM-1000 一般事項

### PFM-1100 目的及び適用範囲

本要領は、軽水型発電用原子力設備の原子炉圧力容器の胴部を対象に、過渡事象中の非延性破壊について、事象の発生頻度や破壊現象に影響する種々の因子の統計的な不確かさ等を考慮して、確率論的破壊力学（Probabilistic Fracture Mechanics, PFM）に基づき非延性破壊の発生や亀裂が炉壁を貫通する破損頻度の計算を行うための標準的な要領を定めるものである。また、破損頻度の計算に際しては、解析コードを使用することが一般的なため、解析コードの検証方法を附属書 A に、参考となる解析条件の例と解析手法を附属書 B に示した。（解説-PFM-1100-1 及び解説-PFM-1100-2）

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。

### PFM-1200 用語の定義

本項では、確率論的破壊力学解析手法に関連し、本要領で使用する用語について、その定義を記述する。

用語	定義
非延性破壊	脆性破壊及びそれに準じる破壊をいう。
確率論的破壊力学 (PFM: Probabilistic Fracture Mechanics)	構造物の破壊に影響する各因子が有する不確かさを考慮して、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のことを指す。
確率変数	不確かさの程度を確率分布としてモデル化したパラメータのことを指す。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。
確率分布の打ち切り	確率変数が無限の範囲を有する場合等において、工学的判断、計算効率の観点で確率分布の一定の区間を評価対象にするため、確率分布の上下限の範囲を設定することを指す。
認識論的不確かさ	知識及び認識の不足に関係する不確かさ。知見・データの拡充により減らすことができる。
偶然的な不確かさ	材料特性などに見られるように対象物が本来持っているばらつき特性による不確かさ。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のこと。
ラテン超方格法	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因子の組合せを生成し、効率的に確率密度分布と同等のサンプリングを実現する方法のこと。

用語	定義
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。
(条件付) 亀裂進展確率 (CPI : Conditional Probability of crack Initiation)	亀裂が進展を開始する確率とする。条件付亀裂進展確率は、ある過渡事象に対して、1つの亀裂が進展開始する確率である。なお、本要領において、亀裂進展とは非延性亀裂進展の発生を意味し、JEAC 4206-2016 <sup>(1)</sup> では非延性破壊の発生と定義されているが、必ずしも不安定破壊に至るものではない。
(条件付) 亀裂貫通確率 (CPF : Conditional Probability of Failure)	亀裂が貫通する確率とする。条件付亀裂貫通確率は、ある過渡事象に対して、1つの亀裂が貫通する確率である。
亀裂進展頻度 (FCI : Frequency of Crack Initiation)	ある1つの原子炉圧力容器に想定する亀裂が供用1年当りに進展する頻度とする。亀裂進展確率に過渡発生頻度を乗じ、選定された過渡事象に対して総和を取った値に相当する。
亀裂貫通頻度 (TWCF : Through-Wall Cracking Frequency)	ある1つの原子炉圧力容器に想定する亀裂が供用1年当りに貫通する頻度とする。亀裂貫通確率に過渡発生頻度を乗じ、選定された過渡事象に対して総和を取った値に相当する。
破壊靱性	衝撃試験、落重試験等を含む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、亀裂進展後の停止に寄与する破壊靱性とする。
破損 (頻度)	本要領では、想定亀裂からの亀裂進展、亀裂貫通、あるいはその両方を破損と称する。破損頻度は、亀裂進展頻度、亀裂貫通頻度、あるいはその両方を意味する。

### PFM-1300 対象とする機器及び部位

軽水型発電用原子力設備の原子炉圧力容器の胴部を対象とする。(解説-PFM-1300-1)

### PFM-1400 破損頻度計算手順の概要

破損頻度計算手順の模式図を図-PFM-1400-1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原子炉圧力容器の破損頻度を計算する。(解説-PFM-1400-1)

不確か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又は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。

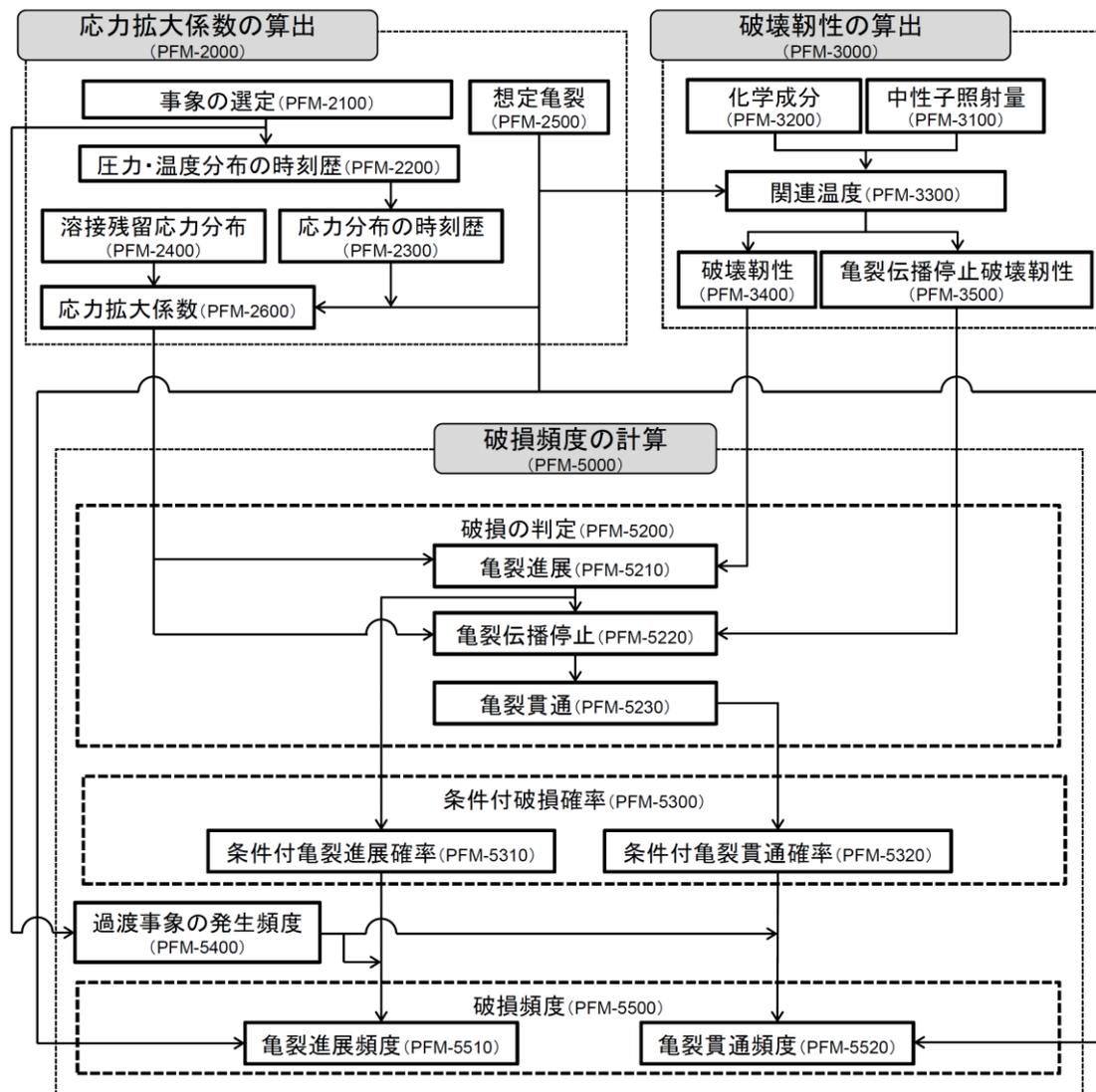


図-PFM-1400-1 破損頻度計算手順

## PFM-2000 応力拡大係数の算出

### PFM-2100 事象の選定

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破損頻度に影響を及ぼす事象を選定する。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。(解説-PFM-2100-1)

### PFM-2200 温度分布の時刻歴

原子炉圧力容器の胴部における1次冷却材温度及び流量の過渡変化を考慮した熱伝導解析を行い、原子炉圧力容器の板厚内における温度分布の時刻歴を評価する。

類似のプラントの過渡解析結果が既にあり、評価対象プラントに適用可能と判断できる場合は、参考にしてもよい。その場合、適用可能と判断した根拠を明確にすること。

### **PFM-2300 応力分布の時刻歴**

原子炉圧力容器の圧力及び板厚内における温度分布の過渡変化を考慮した応力解析を行い、原子炉圧力容器の板厚内における応力分布の時刻歴を評価する。

### **PFM-2400 溶接残留応力分布**

PFM-2300 で求めた応力分布の時刻歴に、クラッド溶接による残留応力分布を加える。また、溶接金属については製造時の継手溶接による残留応力分布も加える。

(解説-PFM-2400-1)

### **PFM-2500 想定亀裂**

評価対象とする原子炉圧力容器の胴部の製造、検査の履歴や参考となる亀裂の分析データ等の情報を基に、原子炉圧力容器の胴部に想定されるクラッド内部（クラッド貫通）の表面亀裂、母材の内部亀裂及び溶接金属の内部亀裂の方向（軸方向・周方向）、寸法（深さ及び長さ）及び位置を設定する。(解説-PFM-2500-1)

### **PFM-2600 応力拡大係数**

原子炉圧力容器の幾何形状及び溶接残留応力を加えた亀裂を含む面に垂直な方向の応力分布の時刻歴を考慮して応力拡大係数 ( $K_I$ , モード I の応力拡大係数) を評価する。表面亀裂に対しては母材中の最深部、内部亀裂に対しては内表面側端部と外表面側端部を評価点とする。ただし、加圧熱衝撃事象のように温度低下が大きい過渡の場合は、照射脆化、温度及び応力拡大係数の観点で厳しい内表面側のみを評価点とすることができる。

(解説-PFM-2600-1)

亀裂進展に伴って、亀裂形状が変化する場合は、亀裂進展後の亀裂形状に応じた応力拡大係数の算出式 ( $K_I$  算出式) を使用する。

日本機械学会維持規格<sup>②</sup>、又は、JEAC 4206-2016<sup>①</sup> 附属書 C の  $K_I$  算出式を使用する。ただし、その他の国内外の規格等の  $K_I$  算出式について、十分な精度を有すると判断される場合は使用してもよい。

### **PFM-3000 破壊靱性の算出**

#### **PFM-3100 中性子照射量**

評価時期に対応した中性子照射量を設定する。(解説-PFM-3100-1)

亀裂の評価点の中性子照射量を設定する上で、板厚方向の減衰や原子炉圧力容器母材内表面における空間的な分布を考慮してもよい。

### **PFM-3200 化学成分**

評価対象部位の材料に応じて中性子照射効果の評価に必要な化学成分を設定する。材料のミルシート値又は監視試験片の分析値（複数ある場合は、それらの平均値）を平均値として扱う。（解説-PFM-3200-1）

### **PFM-3300 関連温度**

評価対象部位の材料に応じて関連温度（ $RT_{NDT}$ ）の初期値を設定する。

中性子照射効果（ $\Delta RT_{NDT}$ ）については、JEAC 4201-2007[2013年追補版]<sup>③</sup>の脆化予測法により亀裂の評価点での中性子照射量に対する関連温度の移行量を予測し、関連温度の初期値を加えて評価時期の関連温度を評価する。ただし、JEAC 4201-2007[2013年追補版]<sup>③</sup>に規定されるマージン  $M_R$  は考慮しない。ここで、不確かさを考慮する中性子照射量及び化学成分の平均値は、JEAC 4201-2007[2013年追補版]<sup>③</sup>の脆化予測法の適用範囲内にあること。（解説-PFM-3300-1）

### **PFM-3400 破壊靱性**

評価時期における亀裂の評価点での関連温度に基づき破壊靱性（ $K_{Ic}$ ）曲線を設定する。

（解説-PFM-3400-1）

国産以外の鋼材に対する  $K_{Ic}$  曲線を適用する場合、適用可能と判断した根拠を明確にする。

### **PFM-3500 亀裂伝播停止破壊靱性**

評価時期における亀裂進展後の亀裂の評価点での関連温度に基づき亀裂伝播停止破壊靱性（ $K_{Ia}$ ）曲線を設定する。（解説-PFM-3500-1）

国産以外の鋼材に対する  $K_{Ia}$  曲線を適用する場合、適用可能と判断した根拠を明確にする。

### **PFM-4000 不確かさのモデル化**

不確かさを考慮するパラメータについては、不確かさの程度を確率分布としてモデル化した確率変数として破損頻度の計算に用いる。その際、モデル化の根拠を明確にする。不確かさを考慮するパラメータとしては、想定亀裂、中性子照射量、化学成分、関連温度の初期値、脆化予測の予測誤差、破壊靱性及び亀裂伝播停止破壊靱性がある。ここで確率分布は、中性子照射量、化学成分、関連温度の初期値及び脆化予測の予測誤差については正規分布、破壊靱性についてはワイブル分布、亀裂伝播停止破壊靱性については対数正規分布とする。これと異なる確率分布を適用する場合、適用可能と判断した根拠を明確にする。

（解説-PFM-4000-1）

PFM-5600 に規定する信頼度評価を行う場合には、不確かさを考慮するパラメータにつ

いて認識論的不確実さと偶然的な不確実さに分類する。

モデル化した確率分布の範囲を、実際の不確実さの分布の範囲と整合させるため、あるいは、破損頻度への影響が小さく、無視できると判断される場合は、その根拠を明確にして確率分布の打切りを考慮してもよい。(解説-PFM-4000-2)

## PFM-5000 破損頻度の計算

### PFM-5100 計算手法

モンテカルロ法、ラテン超方格法、数値積分等の手法を用いて、PFM-2000により求める応力拡大係数に対して、PFM-3000により求める破壊靱性及び亀裂伝播停止破壊靱性の不確実さに基づき条件付破損確率を算出する。それらの条件付破損確率(条件付亀裂進展確率及び条件付亀裂貫通確率)に、過渡事象の発生頻度と亀裂の個数を考慮して原子炉圧力容器の破損頻度を算出する。(解説-PFM-5100-1)

計算された条件付破損確率が十分な精度を有していることを確認するために、原子炉圧力容器の破損数が十分な数であること等を確認する。(解説-PFM-5100-2)

確率変数に基づくパラメータの不確実さの設定、応力拡大係数の算出、破壊靱性の算出、破損の判定及び破損確率・頻度の評価には、附属書A、あるいは、同等の方法により検証された解析コードを用いる。

## PFM-5200 破損の判定

### PFM-5210 亀裂進展

冷却過程で  $K_I$  が単調減少している時間域 ( $dK_I/dt < 0$ ) を除外した亀裂の評価点における  $K_I$  が  $K_{Ic}$  を上回った場合に、亀裂進展開始と判定する。また、冷却後の再加圧等により  $K_I$  が再び増加する場合は、亀裂進展開始の高温予荷重効果を考慮し、亀裂進展開始の判定を行なってもよい。(解説-PFM-5210-1)

亀裂進展開始と判定された場合、PFM-5220に従って亀裂が伝播停止するか評価する。

### PFM-5220 亀裂伝播停止

亀裂進展開始と判定された場合、周方向亀裂であれば内表面全周亀裂に、軸方向亀裂であれば軸方向に長い内表面亀裂に置き換える。ここで、内部亀裂の場合、内表面から亀裂外表面側端部までの深さの内表面亀裂に置き換える。その後、亀裂最深部を亀裂の評価点として  $K_I$  が  $K_{Ia}$  を下回る場合に、亀裂伝播停止と判定する。

(解説-PFM-5220-1)

伝播停止しない場合、より深い亀裂とみなして伝播停止の判定を行う。この際、中性子照射量、化学成分、関連温度の初期値及び脆化予測の予測誤差の再サンプリングを行う必要はない。これを亀裂伝播停止、又は、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も、PFM-5200 に従って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。

### PFM-5230 亀裂貫通

亀裂深さが原子炉压力容器胴部の母材の板厚の 0.8 倍に達した状態、あるいは、以下の式を満足する場合、亀裂貫通と判定する。（解説-PFM-5230-1）

$$\sigma_f \leq \sqrt{3} P \cdot (R + a) / \{2 \cdot (t - a)\} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、 $\sigma_f$ は流動応力 ( $=(\sigma_y + \sigma_u)/2$ 、 $\sigma_y$ : 降伏点、 $\sigma_u$ : 引張強さ)、 $P$ は亀裂伝播停止時以降の最高圧力、 $R$ は原子炉压力容器胴部の母材内半径、 $a$ は亀裂伝播停止後の亀裂深さ、 $t$ は原子炉压力容器胴部の母材の板厚である。

### PFM-5300 条件付破損確率

#### PFM-5310 条件付亀裂進展確率

ある過渡事象に対して、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。

#### PFM-5320 条件付亀裂貫通確率

ある過渡事象に対して、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。

### PFM-5400 過渡事象の発生頻度

PFM-2100 で選定した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。

（解説-PFM-5400-1）

類似プラントの過渡事象の発生頻度を適用する場合、適用可能と判断した根拠を明確にする。

### PFM-5500 破損頻度

#### PFM-5510 亀裂進展頻度

各亀裂 ( $i$ ) に対する条件付亀裂進展確率 ( $CPI_i$ ) から、評価対象領域に想定される亀裂の個数 ( $n$ ) に対応する過渡事象ごとの亀裂進展確率 ( $PI$ ) を評価する。

（解説-PFM-5510-1）

$$PI = 1 - (1 - CPI_1) \times (1 - CPI_2) \times (1 - CPI_3) \times \dots \times (1 - CPI_n) \dots \dots (2)$$

亀裂進展確率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。

#### **PFM-5520 亀裂貫通頻度**

各亀裂 ( $i$ ) に対する条件付亀裂貫通確率 ( $CPF_i$ ) から、評価対象領域に想定される亀裂の個数 ( $n$ ) に対応する過渡事象ごとの亀裂貫通確率を評価する。

(解説-PFM-5520-1)

$$PF = 1 - (1 - CPF_1) \times (1 - CPF_2) \times (1 - CPF_3) \times \dots \times (1 - CPF_n) \dots (3)$$

亀裂貫通確率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貫通頻度として評価する。

#### **PFM-5600 信頼度**

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を認識論的不確実さと偶然的な不確実さに分類して、認識論的不確実さに対する信頼度評価を行うことが望ましい。

信頼度評価では、認識論的不確実さを有するパラメータをサンプリングし、サンプリングした各条件における偶然的な不確実さによる破損確率・頻度を求めて、破損確率・頻度の分布から信頼度に応じた破損確率・頻度を評価する。(解説-PFM-5600-1)

[附 属 書]

全集

## 〔附属書 A〕（規定）

### 解析コードの検証方法

#### A-1000 適用範囲

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検証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。

#### A-2000 機能の分類

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-附属書 A-2000-1）

#### A-3000 確率変数の機能の検証

不確実さ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-附属書 A-3000-1）

#### A-4000 破損頻度計算の検証

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。（解説-附属書 A-4000-1）

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。

#### A-5000 開発者以外の専門機関の参加

解析コードの検証は、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-附属書 A-5000-1）

#### A-6000 ベンチマーク解析の活用

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、解析結果の比較を行うことが望ましい。（解説-附属書 A-6000-1）

## A-7000 検証事例（参考）

以下に示す確率論的破壊力学解析コードの検証事例があり，解析コードの選定や解析コードの検証にあたって参考とすることができる。

- 1) 李ら，「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).<sup>(4)</sup>
- 2) Li, Y., et al., “Verification of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code PASCAL,” ICONE25-66468,(2017).<sup>(5)</sup>
- 3) Li, Y., et al., “Verification of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code PASCAL Through Benchmark Analyses with FAVOR,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2017-66004, (2017).<sup>(6)</sup>
- 4) Malik, S. N. M., “FAVOR Code Versions 2.4 and 3.1 Verification and Validation Summary Report,” NUREG-1795, (2007).<sup>(7)</sup>

## 〔附属書 B〕（参考）

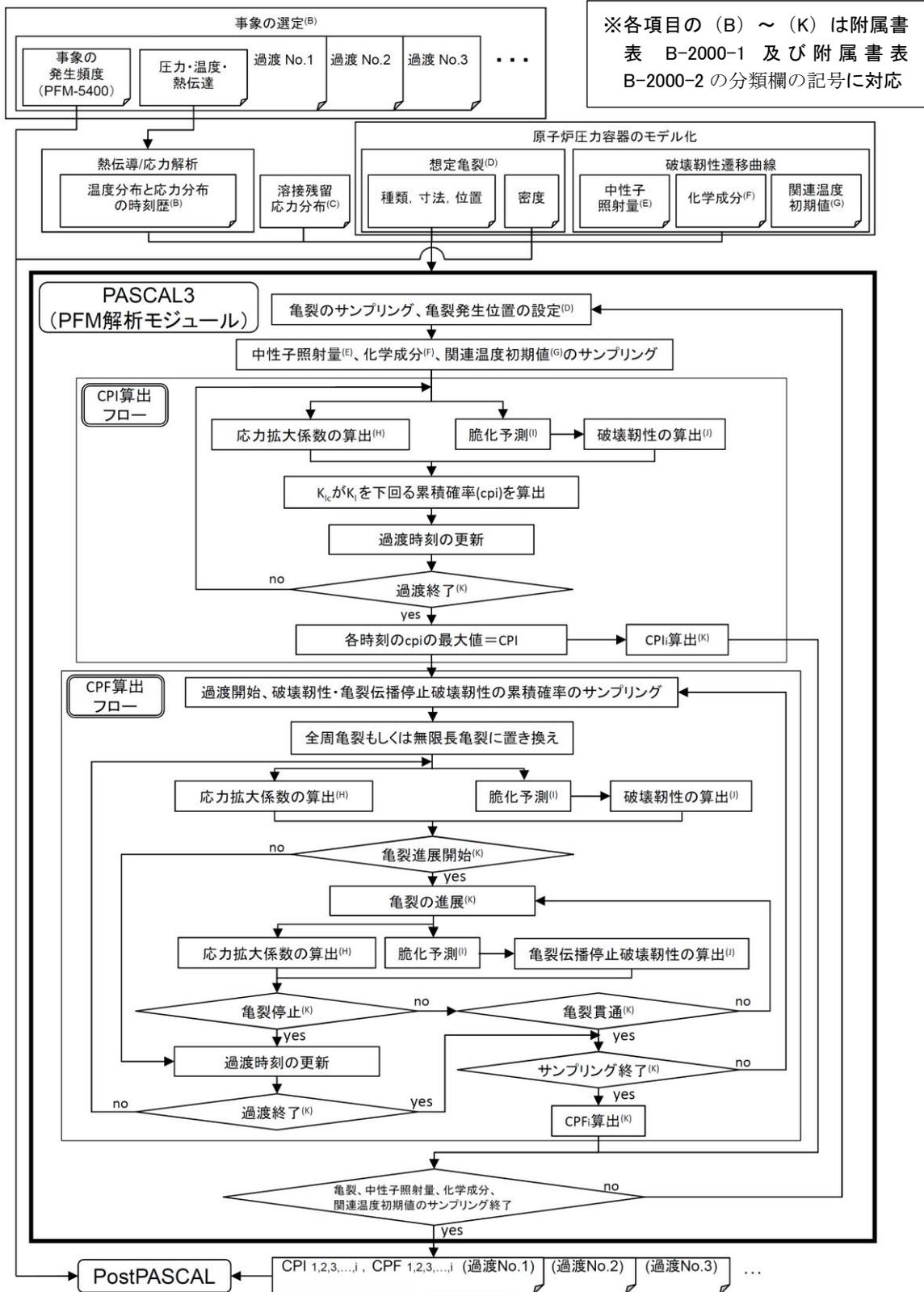
### 国内プラントに対する解析条件及び解析手法の例

#### B-1000 国内プラントに対する解析条件及び解析手法の例

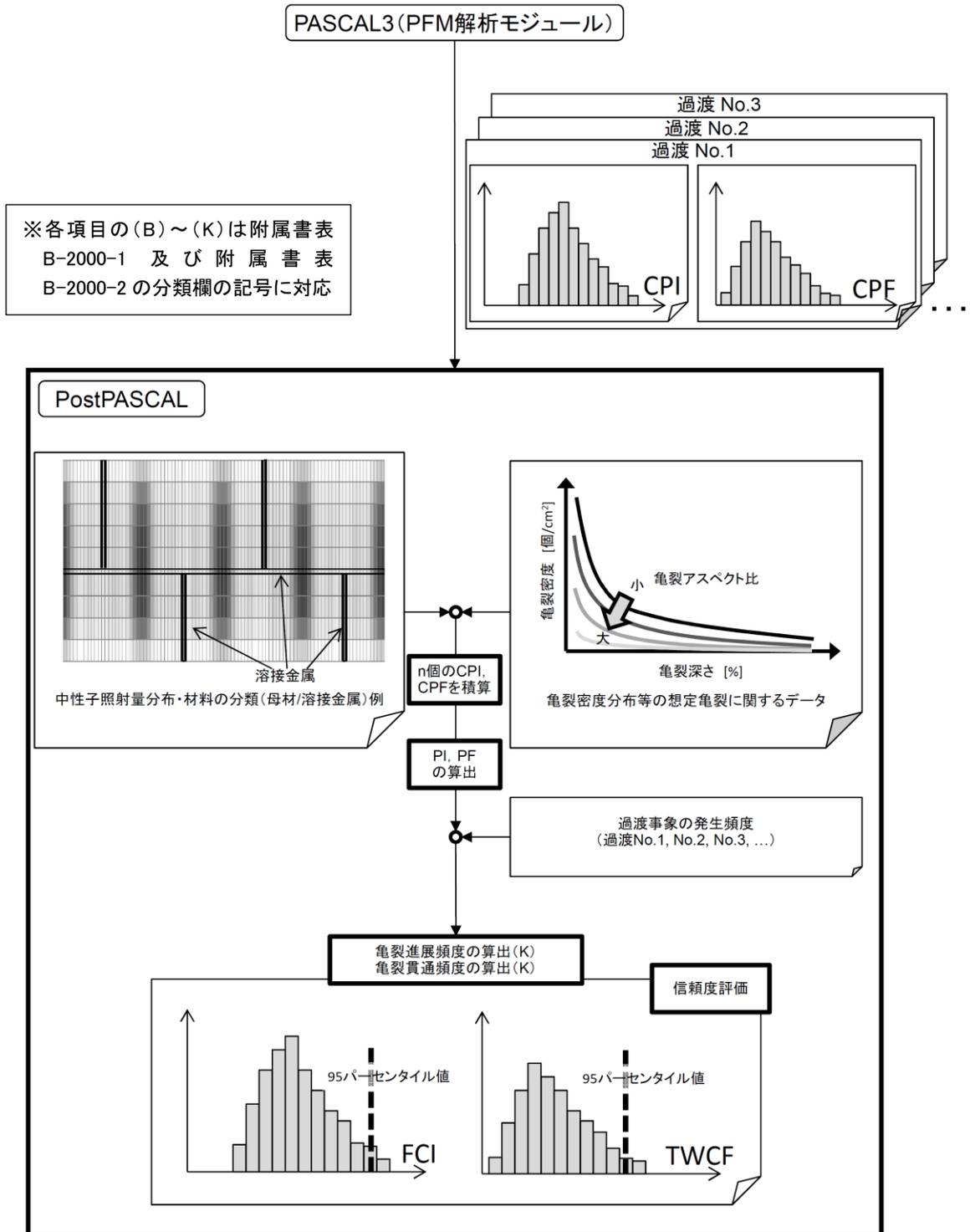
本要領に従う国内プラントに対する解析条件及び解析手法の例を公開データ及び国内の手法から選定し、その技術的根拠とともに整備した。ただし、最新かつ妥当な解析条件及び手法の活用を妨げるものではない。

#### B-2000 PASCAL を使用した国内プラントに対する解析条件及び解析手法の例

PFM 解析コード PASCAL<sup>®</sup>を使用した国内プラントに対する解析条件及び解析手法の例をそれぞれ附属書表 B-2000-1 及び附属書表 B-2000-2 に示す。技術的根拠を備考に示すとともに、確率変数として取り扱うか否かについても記載している。解析の手順は附属書図 B-2000-1 に示す。また、ここで扱う PWR プラント向けの過渡事象については、附属書 C に設定の考え方をまとめた。（解説-附属書 B-2000-1）



附属書図 B-2000-1 PASCAL<sup>(8)</sup>を用いた解析手順 (1/2)



附属書図 B-2000-1 PASCAL<sup>(8)</sup>を用いた解析手順 (2/2)

附属書表 B-2000-1 国内プラントに対する解析条件の例 (1/5)

分類	項目	条件	備考	確率変数
(A) 原子炉 圧力容器	母材内半径	炉心領域を含む胴部の設計寸法に基づき設定。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・過渡事象等による厚さ方向の温度分布や応力分布及び想定する亀裂の深さや位置を踏まえて、厚さ方向に十分な分割数のモデルを熱伝導解析及び応力解析に用いる。</li> <li>・原子炉圧力容器母材内表面の軸方向及び周方向の中性子照射量分布を踏まえて、軸方向及び周方向に十分な分割数のモデルを PFM 解析に用いる。</li> </ul>	
	クラッド厚さ			
	母材厚さ			
	胴部高さ	設計寸法に基づく炉心領域を含む胴部の高さ範囲	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中性子照射脆化により破壊靱性が低下する炉心領域の破損頻度が支配的と考えられることから、炉心領域を含む胴部の高さ範囲を解析対象範囲とした。</li> </ul>	
	溶接部の幅・位置	設計寸法に基づき、継手溶接部の幅と位置を設定。		

注) 確率変数の「○」は認識論的不確実さ、「●」は偶然的不確実さの確率変数として扱う。

附属書表 B-2000-1 国内プラントに対する解析条件の例 (2/5)

分類	項目	条件	備考	確率変数
(B) 過渡事象	事象の選定	<p>評価対象プラントにおいて、過渡事象中の圧力、温度及び事象の発生頻度の観点から、非延性亀裂進展や亀裂貫通に至る破損頻度に支配的となる事象を選定。</p> <p>PWR プラントの PTS 事象を対象とする場合は、以下の事象を選定。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1 次冷却材喪失事故 (LOCA)</li> <li>・ 主蒸気管破断事故 (MSLB)</li> <li>・ 1 次系の弁の開固着 (SO-1)</li> </ul>	<p>・ 附属書 C 参照。</p>	
	冷却材温度、圧力、熱伝達係数の時刻歴	<p>熱水力解析を行い、原子炉压力容器の胴部に流入する冷却材温度、圧力及び流量の時間変化を求め、熱伝達係数を算出。</p> <p>PWR プラントの PTS 事象を対象とする場合は、参考文献(9)の Beaver Valley Unit 1 のデータを使用。</p>	<p>・ 附属書 C 参照。</p>	

注) 確率変数の「○」は認識論的不確実さ、「●」は偶然的不確実さの確率変数として扱う。

附属書表 B-2000-1 国内プラントに対する解析条件の例 (3/5)

分類	項目	条件	備考	確率変数
(B) 過渡事象	発生頻度	選定した事象の発生頻度 PWR プラントの PTS 事象を対象とする場合は、参考文献(10)を参照。	・附属書 C 参照。	○
	伝熱解析, 応力解析 入力データ	参考文献(11)	・実力評価を前提とし, 必要に応じて規格値等を参照。	
(C) 溶接残留 応力分布	継手溶接	参考文献(12)	・国内プラント向けとして最も詳細な解析事例	
	クラッド溶接	参考文献(11)	・国内プラント向けとして最も詳細な解析事例	

注) 確率変数の「○」は認識論的不確実さ, 「●」は偶然的な不確実さの確率変数として扱う。

附属書表 B-2000-1 国内プラントに対する解析条件の例 (4/5)

分類	項目		条件	備考	確率変数
(D) 想定亀裂	表面亀裂 (半楕円 形状)	方向	周方向のみ	<ul style="list-style-type: none"> <li>国内の原子炉圧力容器炉心領域に対するクラッド溶接は周方向であり、クラッド施工方向の亀裂が生じやすい(米国の考え方)<sup>(10, 13)</sup>。</li> <li>米国キャンセル炉の亀裂の分析に基づき設定。</li> <li>クラッド溶接が2層盛の場合は、表面亀裂の考慮は不要。米国 Beaver Valley Unit 1 は2層盛であり、1層盛で表面亀裂を想定している米国 Oconee Unit 1 の亀裂を想定。</li> <li>母材の破壊の評価のため、クラッドを超える程度の深さを考慮する(米国の考え方)<sup>(10, 13)</sup>。</li> <li>米国キャンセル炉の亀裂の分析に基づき設定。</li> <li>表面亀裂を想定している米国 Oconee Unit 1 の亀裂を想定。</li> </ul>	○
		密度	米国 Oconee Unit 1 (VFLAW データ) (解説-PFM-2500-1)		
		深さ	クラッド厚さをを超える深さに設定。		
		アスペクト比	米国 Oconee Unit 1 (VFLAW データ) (解説-PFM-2500-1)		
	内部亀裂 (楕円形 形状)	方向	母材部：軸方向及び周方向 (50%ずつ) 継手溶接部：溶接方向と同一	<ul style="list-style-type: none"> <li>米国キャンセル炉の亀裂の分析に基づき設定。</li> <li>外表面側の内部亀裂は PTS 時の健全性に影響を及ぼさないため(米国の考え方)<sup>(10)</sup>。</li> </ul>	○
		密度	米国代表4プラントの平均 (VFLAW データ) Oconee Unit 1, Beaver Valley Unit 1, Palisades Unit 1, Calvert Cliffs Unit 1 (解説-PFM-2500-1)		
		深さ			
		アスペクト比			
		位置			

注) 確率変数の「○」は認識論的不確実さ、「●」は偶然的な不確実さの確率変数として扱う。

附属書表 B-2000-1 国内プラントに対する解析条件の例 (5/5)

分類	項目		条件	備考	確率変数
(E) 照射条件	中性子 照射量 (中性 子束)	分布型	正規分布		○
		平均値	評価時期における原子炉压力容器母材内表面の軸方向及び周方向の中性子照射量計算値		
		標準偏差	平均値の 13.1 %	・米国の分析結果に基づく <sup>(14)</sup> 。	
		板厚内減衰	JEAC 4201-2007 [2013 年追補版] <sup>(9)</sup> B-2100 の減衰式		
	照射温度		運転時の原子炉压力容器の胴部の温度		
(F) 化学成分	Cu	分布型	正規分布		○
		平均値	評価対象材料のミルシートの値, 又は, 監視試験片の分析値		
		標準偏差	0.01 wt% (母材・溶接金属共通)	・国産原子炉压力容器材料の分析値 <sup>(15)</sup> に基づき設定。	
	Ni	分布型	正規分布		○
		平均値	評価対象材料のミルシートの値, 又は, 監視試験片の分析値		
		標準偏差	0.02 wt% (母材・溶接金属共通)	・国産原子炉压力容器材料の分析値 <sup>(15)</sup> に基づき設定。	
(G) <i>RT<sub>NDT</sub></i> 初期値	分布型		正規分布		○
	平均値		評価対象材料のミルシートの値, 又は, 監視試験片の分析値		
	標準偏差		9.4 °C	・米国 10CFR50. 61 <sup>(16)</sup> を参考。	

注) 確率変数の「○」は認識論的不確実さ, 「●」は偶然的な不確実さの確率変数として扱う。

附属書表 B-2000-2 国内プラントに対する解析手法の例 (1/3)

分類	項目	手法	備考	確率変数	
(H) 応力拡大 係数	応力 拡大 係数 式	内表面半楕円 亀裂	CEA の解 <sup>(17)</sup> クラッドのヤング率 170 GPa 母材のヤング率 198 GPa	・クラッドの影響を考慮した式 ・ヤング率は過渡事象データ計算に使用した 300 °C の値 <sup>(11)</sup>	
		内部楕円亀裂 (軸又は周方 向)	JSME 維持規格 (2012 年版) <sup>(2)</sup> の解 (及び JAEA の 解 <sup>(18)</sup> )	・JAEA の解 <sup>(18)</sup> は、亀裂位置が内表面に近い場 合の精度を向上させるために、JSME 維持規格 (2012 年版) <sup>(2)</sup> の解に対して係数のテーブル を拡張したもの。	
		内表面全周亀 裂	JSME 維持規格 (2012 年版) <sup>(2)</sup> の解		
		軸方向に長い 内表面亀裂	JSME 維持規格 (2012 年版) <sup>(2)</sup> の解		
	クラッドの考慮	応力分布の不連続に対して重ね合わせ			
	塑性域補正	JSME 維持規格 (2012 年版) <sup>(2)</sup> の手法			
	内表面亀裂の亀裂面 への内圧の考慮	考慮			
	応力解析種類	弾性解析			
	溶接残留応力の考慮	過渡事象による応力分布と溶接残留応力分布の線 形重ね合わせ			
	亀裂の合体	考慮しない	・仮想した亀裂であり、亀裂の位置には意味が ないため。		

注) 確率変数の「○」は認識論的不確実さ、「●」は偶然的な不確実さの確率変数として扱う。

附属書表 B-2000-2 国内プラントに対する解析手法の例 (2/3)

分類	項目	手法	備考	確率変数
(I) 脆化予測	脆化予測法	JEAC 4201-2007[2013 年追補版] <sup>(3)</sup>		
	分布型	正規分布		
	平均予測誤差	-1.1 °C	<ul style="list-style-type: none"> <li>JEAC 4201-2007[2013 年追補版]<sup>(3)</sup>の国内脆化予測法の <math>M_C</math>補正なしの場合の値*</li> </ul>	○
	予測誤差の標準偏差	8.9 °C	<ul style="list-style-type: none"> <li>JEAC 4201-2007[2013 年追補版]<sup>(3)</sup>の国内脆化予測法 (<math>M_C</math>補正なし*) における予測誤差の標準偏差 9.5°Cに含まれる Cu, Ni, 中性子照射量のばらつきの重複を排除した値</li> </ul>	
	評価時期の $RT_{NDT}$ の標準偏差	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		
(J) 破壊靱性	破壊靱性 $K_{Ic}$	参考文献(19)の破壊靱性曲線 (ワイブル分布型)	<ul style="list-style-type: none"> <li>信頼度評価が行える破壊靱性曲線及び亀裂伝播停止破壊靱性曲線</li> </ul>	
	亀裂伝播停止破壊靱性 $K_{Ia}$	参考文献(19)の亀裂伝播停止破壊靱性曲線 (対数正規分布型)		
	亀裂進展時の破壊靱性の累積確率	亀裂進展時の $K_{Ia}$ 及び $K_{Ic}$ は、破壊靱性の分布に基づきサンプリングされた亀裂進展開始時の $K_{Ic}$ の累積確率と同一の累積確率の値を用いる。	<ul style="list-style-type: none"> <li>板厚内の破壊靱性 <math>K_{Ia}</math> 及び <math>K_{Ic}</math> に相関があると仮定。</li> </ul>	
	打ち切りの取扱い	中性子照射量, 化学成分, $RT_{NDT}$ 初期値, 評価時期の $RT_{NDT}$ 及び $K_{Ia}$ について, 打ち切り値を $\pm 5\sigma$ とし, それを超えた場合は打ち切り値を使用。	<ul style="list-style-type: none"> <li>RC111 報告書<sup>(20)</sup>及び感度解析結果を参考。</li> </ul>	

※ $M_C$ 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。

注) 確率変数の「○」は認識論的不確実さ, 「●」は偶然的な不確実さの確率変数として扱う。

附属書表 B-2000-2 国内プラントに対する解析手法の例 (3/3)

分類	項目		手法	備考	確率変数
(K) 破損の判定及び破損頻度	亀裂進展	判定方法	$K_I > K_{Ic}$ 延性亀裂進展は考慮しない		
		評価点	表面亀裂：最深点 内部亀裂：内表面側の点	・表面亀裂は母材部，内部亀裂は照射脆化，温度及び応力が厳しい内表面側に設定。	
		WPS の考慮方法	ACE モデル <sup>(21)</sup>	・参考文献(21)及び(22)を参考。	
		進展後の亀裂形状	・周方向亀裂：内表面全周亀裂に置き換え ・軸方向亀裂：軸方向に長い内表面亀裂に置き換え	・簡易的に保守的に評価が行えるように十分に長い内表面亀裂に置き換える。	
	亀裂伝播停止	判定方法	$K_I < K_{Ia}$	・亀裂伝播停止しない場合の亀裂の深さの増分は，必要な TWCF の精度を踏まえて，十分小さくする。	
	亀裂貫通	判定方法	・ $a/t$ 基準 ( $a/t > 0.8$ ) ・ 塑性崩壊基準 のいずれかを満たすと亀裂貫通 (流動応力は 500MPa)	・ $a/t > 0.8$ は，応力拡大係数の適用範囲等を参考に設定 (解説-PFM-5230-1 参照)。	
	亀裂貫通確率における複数亀裂の扱い		複数の亀裂のうち 1 つでも亀裂進展 (あるいは亀裂貫通) した場合に原子炉圧力容器として亀裂進展 (あるいは亀裂貫通) したと判定		
	亀裂貫通頻度 (TWCF) における過渡事象の扱い		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。	

注) 確率変数の「○」は認識論的不確実さ，「●」は偶然的な不確実さの確率変数として扱う。

## 〔附属書 C〕（参考）

### 過渡事象に関する解析条件例

#### **C-1000 過渡事象の選定**

国内 PWR を対象に PTS 事象を想定した PFM 解析を行う場合には，米国 PTS 再評価プロジェクト<sup>(10)</sup>において米国 Beaver Valley Unit 1 を対象とした評価に用いられた LOCA，MSLB 及び SO-1 の 61 事象を対象とする。（解説-附属書 C-1000-1）

なお，Beaver Valley Unit 1 に対する PFM 解析で対象とされている 61 事象の過渡について，計算効率の観点から，破損頻度の算出精度に影響しない過渡については対象から除外してもよいものとする。その場合は，その根拠を示すこと。

#### **C-2000 過渡事象の発生頻度の設定**

国内 PWR を対象に PTS 事象を想定した破損頻度を算出する場合には，選定された過渡事象を対象に，米国 PTS 再評価プロジェクト<sup>(10)</sup>において米国 Beaver Valley Unit 1 に対する評価に用いられた過渡事象の発生頻度を用いる。

#### **C-3000 過渡事象の履歴データの設定**

温度分布及び応力分布の時刻歴の評価に供する過渡事象の履歴データの設定にあたっては，破損頻度に十分な精度が得られることに留意して，その間隔を設定することが重要である。（解説-附属書 C-3000-1）

[解 説]

合衆電機

## (解説-PFM-1100-1) 目的及び適用範囲

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 JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup> RF-4200 を参考にしている。軽水型発電用原子力設備の原子炉圧力容器の胴部を対象としているが、中性子照射脆化を考慮する必要がない部位については、PFM-3100 から PFM-3300 に規定される中性子照射効果を考慮せずに破損頻度の計算を行ってもよい。ただし、評価する部位、亀裂形状及び負荷応力に応じた  $K_I$  算出式を使用すること。なお、原子炉圧力容器の破損に及ぼす意図的な行為（例：妨害行為）の影響は、本要領に示す破損頻度計算では考慮しないが、本要領に示す入力条件に適切に反映できる場合には、本要領に従って破損頻度を計算してもよい。

本要領は、より妥当な評価手法、あるいは新知見の適用を妨げるものではない。

なお、許容基準は本要領には含まれないが、今後の解析事例や経験の蓄積により合理的な許容基準の設定についての議論が進むことが望まれる。

## (解説-PFM-1100-2) 確率論的破壊力学評価の適用

### 1. 確率論的破壊力学の概要

決定論的破壊力学による評価では、亀裂の想定や、過渡、破壊靱性等に一定の保守性を見込むため、評価全体としての安全裕度や各因子の影響程度を定量的に把握することは難しい。このような問題を解決する方法として、事象の発生頻度や使用する変数の統計的な不確かさ等を考慮して、破壊力学に基づいて非延性破壊の発生及び炉壁を貫通する頻度（亀裂貫通頻度）を求める確率論的破壊力学（PFM）評価方法（解説図-PFM-1100-2-1）があり、この方法を用いることで原子炉圧力容器の破損リスクに応じた合理的な許容基準を設定することが可能と考えられる。

### 2. 米国の動向

米国では、1985年から10CFR50.61“Fracture Toughness Requirements for Protection Against Pressurized Thermal Shock Events”<sup>(16)</sup>が運用されており、PFMにより導出された関連温度のスクリーニング基準が規定されている。また、2010年に10CFR50.61<sup>(16)</sup>の代替規則として制定された10CFR50.61a<sup>(23)</sup>のスクリーニング基準は、最新のPFMに基づく再評価により亀裂貫通頻度（TWCF） $1 \times 10^{-6}$ /炉年に対応する関連温度が許容基準として導入されており（解説図-PFM-1100-2-2）、例えば、母材（圧延材、鍛鋼品）については最大180℃と規定されている。この評価においては、溶接残留応力等も含めた応力拡大係数の評価や高温予荷重効果及び亀裂伝播停止の評価を考慮していること等の破壊力学評価手法は決定論的破壊力学に基づく規程 JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の評価方法と大きな相違はないが、PFMを適用して、事象の発生頻度、並びに、亀裂及び破壊靱性の統計的な不確かさが考慮されており、原子炉圧力容器の破損リスクを亀裂貫通頻度（TWCF）として示している。

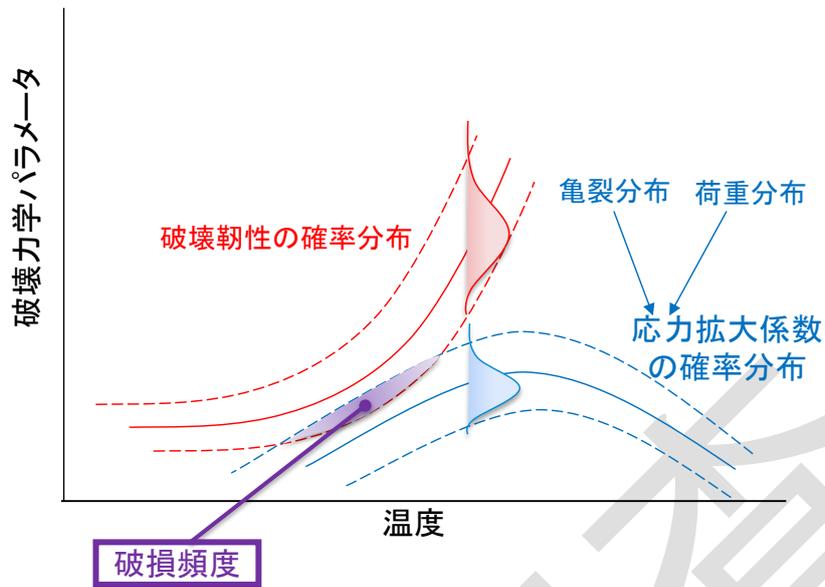
### 3. 国内の動向

国内では、米国における PFM の規制への導入に着目し、早くから（一社）日本溶接協会において PFM 小委員会が設置され、PFM 解析に関連した調査及び応用研究の活動が進められてきた<sup>(24)</sup>。また、PTS 事象時の原子炉圧力容器の亀裂貫通頻度（TWCF）の評価に関しては、代表的なものとして国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構（JAEA）が開発を進めている PFM 解析コード PASCAL<sup>(8)</sup>を用いた研究が挙げられる<sup>(25,26)</sup>。JAEA では、機器・構造物の健全性評価に対して PFM の導入が促進されることを念頭に、原子炉圧力容器の PTS 事象時の健全性評価方法の高度化のため、PFM 解析を用いて国内プラントの総合的な耐圧機能喪失頻度の評価を行う際に必要な各項目の適用性に関する技術的根拠を整備するとともに、PFM 解析コードを用いた原子炉圧力容器の健全性評価方法の標準化に向けて、PFM 解析手法の整備を進めている。

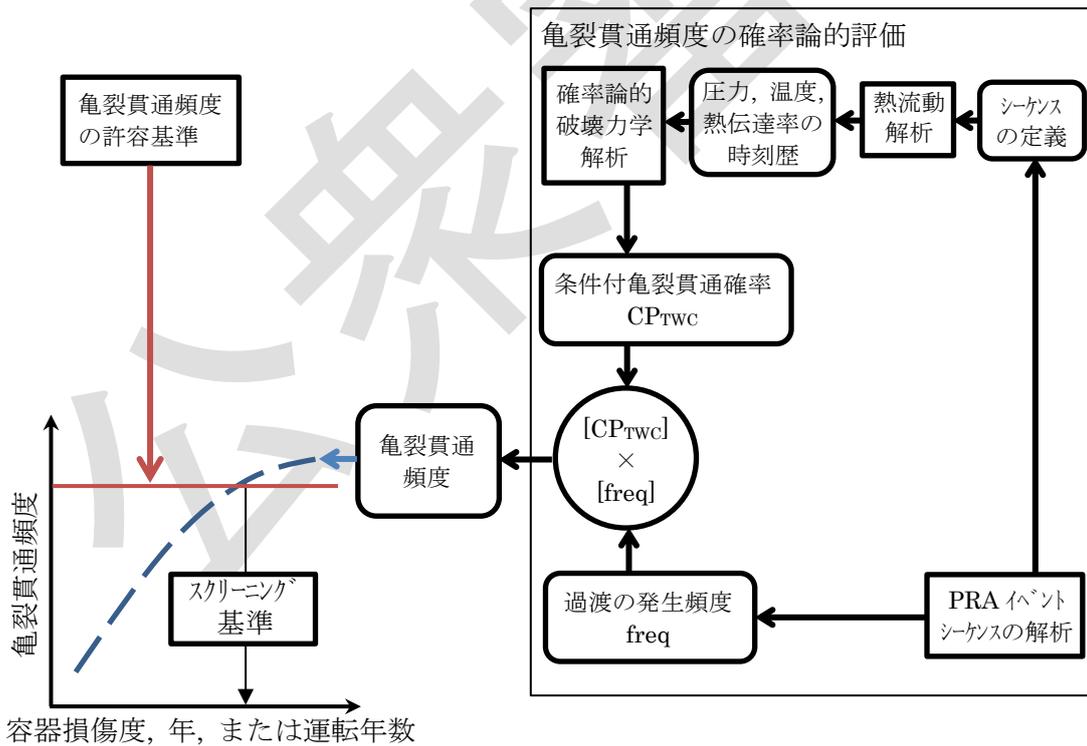
### 4. 確率論的破壊力学の活用

PFM は機器の破損リスクを求めることができることから、機器の合理的な許容基準を設定するだけでなく、破損リスクの増減を評価することにより、保全計画の有効性や規格・基準改定時等における評価手法の妥当性の判断材料として活用することが可能と考えられる。前者については、安全性向上評価への活用が期待され、例えば、供用期間中検査等の情報を亀裂の想定に反映させることにより、検査の実施による破損リスクの低減程度を評価することが考えられる。後者については、異なる評価手法を適用した際の破損リスクを比較することで、評価手法が有する安全裕度の定量的な相対評価を行うことが考えられる。

このように、様々な用途で活用が期待できる PFM は導入に向けて技術基盤の整備がなされつつあることから、今後 PFM を使用した評価の適用に向けて、本要領では PFM の解析要領を定めた。



解説図-PFM-1100-2-1 確率論的破壊力学による破損頻度の算出



解説図-PFM-1100-2-2 米国のスクリーニング基準設定フロー

### (解説-PFM-1300-1) 対象とする機器及び部位

本要領は、JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の加圧水型原子炉压力容器を対象とした RF-4200 を参考にしてはいるが、沸騰水型原子炉压力容器等についても、胴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、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、本要領を適用することができる。

### (解説-PFM-1400-1) 破損頻度計算手順の概要

JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の RF-4220 の一般評価では、非延性亀裂進展を健全性評価の判定基準としている。本要領に基づく亀裂貫通頻度の計算に関して、応力拡大係数及び破壊靱性の算出までの手順については、JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の RF-4220 とほぼ同等である。

JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の 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。本要領に基づく亀裂貫通頻度の計算においては、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 JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の 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、原子炉压力容器における 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、JAEA が開発している PASCAL<sup>(8)</sup>が挙げられる。主に国内の原子炉压力容器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 FAVOR<sup>(27)</sup>を開発している。FAVOR<sup>(27)</sup>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<sup>(10)</sup>等において使用された。

### (解説-PFM-2100-1) 事象の選定

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、内的事象に起因して炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度の評価までを行うレベル 1 PRA に関する原子力学会標準<sup>(28)</sup>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 1 PRA に関する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、目標や許容値として設定される破損頻度の値も踏まえて、非延性亀裂進展及び亀裂貫通を防止する観点から事象を選定する必要がある。具体的には、以下のような配慮が必要である。

#### 1) 炉心損傷には至らない事故シーケンスの細分化

PRA では炉心損傷に至らないシーケンスはそれ以上細分化しないが、非延性破壊を対象とする場合、1 次冷却材の温度や圧力挙動に応じて細分化する必要がある。

2) 起因事象の詳細化又は追加

PRA では炉心冷却に対する厳しさの観点から、低出力運転状態は 100%出力運転状態代表させるが、非延性破壊の観点では低出力運転状態の方が厳しいこともあるので、低出力運転状態に発生する起因事象と 100%出力運転で発生する起因事象を分ける。

3) 非延性破壊の観点で類似又は包絡関係のあるシーケンスのグループ化

対象とする過渡事象を選定するために、非延性破壊の観点から類似した事故シーケンスをグループ化する。このようなグループ化は通常の PRA では行われない。

4) 過冷却や加圧に至る可能性のある人的過誤事象、機器故障のモデル化

PRA では、炉心損傷への脅威にならない人的過誤事象や機器故障はモデル化しないが、非延性破壊の発生頻度評価では 1 次系の過冷却や加圧の観点からも評価対象とする人的過誤や機器故障を考慮する必要がある。

5) 運転員の操作実施時間の細分化

PRA では運転員操作は時間余裕内に成功すれば、そのタイミングを問うことはない。しかし、非延性破壊の観点では、操作が行われる（又は失敗する）タイミングにより、厳しさが変わる可能性があり、操作実施のタイミングの検討も必要となる。

JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の RF-4221 の一般評価では、“評価対象事象の想定する温度過渡は、非常用炉心冷却システムの作動による安全注入を想定し、原子炉圧力容器炉心領域の接液水の温度が 1 次冷却材の通常運転温度から安全注入水の水温まで瞬時に変化する過渡とする。なお、想定する圧力過渡は事象発生直後に大気圧に変化するとしてもよい。”としている。JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の 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。国内 3 ループ原子炉圧力容器を想定した主蒸気管破断事故、小破断 LOCA、大破断 LOCA について、原子炉圧力容器ダウンコ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<sup>(29)</sup>に示されている。

米国 PTS 再評価プロジェクト<sup>(10)</sup>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<sup>(30)</sup>、パイロットプラントの事例では、1 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。上記のような米国における事象の選定にあたっては、多くの過渡解析と PFM の反復計算や一般化の検討が実施されており、国内プラントの PFM に使用する過渡選定に参考となるが、原子炉圧力容器の非延性破壊の観点からプラ

ントの特性の差異等について注意が必要である。

### (解説-PFM-2400-1) 溶接残留応力分布

JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の RF-4220 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，継手溶接及びクラッド溶接による残留応力評価の事例<sup>(11, 12)</sup>がある。

原子炉压力容器の軸方向溶接継手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は，参考文献<sup>(12)</sup>に示されている（解説図-PFM-2400-1）。

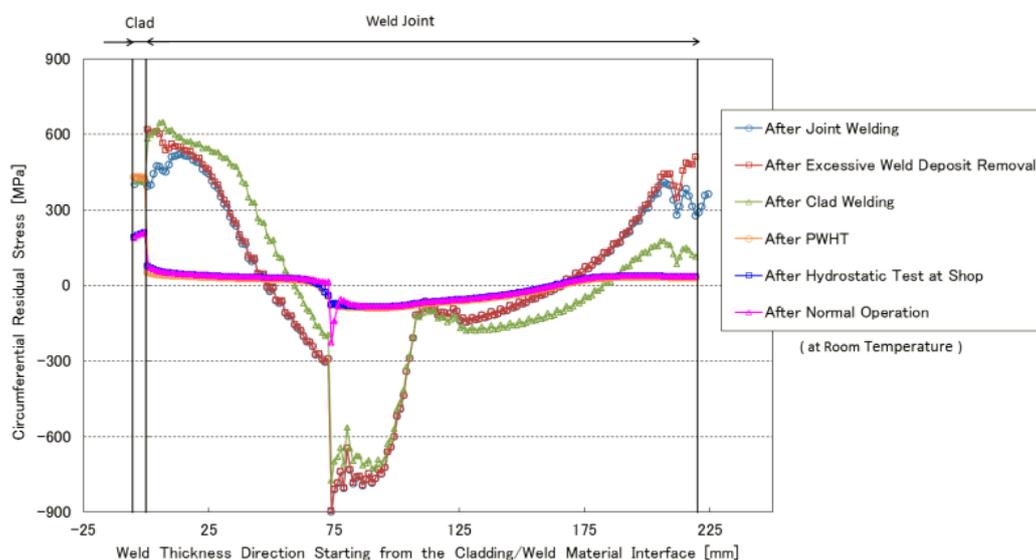


Figure 10 Circumferential Residual Stress Distribution along the Center of Weld Joint

解説図-PFM-2400-1 原子炉压力容器の軸方向溶接継手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 (PVP2014-28392<sup>(12)</sup>)

### (解説-PFM-2500-1) 想定亀裂

対象とするプラントの溶接条件等を踏まえて，米国 PTS 再評価プロジェクト<sup>(10)</sup>において適用された亀裂分布や，米国 PTS 再評価プロジェクト<sup>(10)</sup>において開発された亀裂分布作成コードにより設定した亀裂分布を使用するか，JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の RF-4230 の最大仮想欠陥（亀裂個数は考慮が必要）を使用してもよい。また，亀裂分布に検査の結果を反映してもよい。

米国 PTS 再評価プロジェクト<sup>(10)</sup>においては，供用がキャンセルされた原子炉压力容器

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、原子炉圧力容器の亀裂分布について、国内外で最も詳細なデータ及びプロセスを踏まえたものであり、国内の原子炉圧力容器は米国と同様の規格に基づいて製造・検査されていることも踏まえ、国内プラントに対しても米国 PTS 再評価プロジェクト<sup>(10)</sup>において適用された亀裂分布を使用するのが望ましいと考えられる。

FAVOR<sup>(27)</sup>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<sup>(31)</sup>にまとめられている。FAVOR<sup>(27)</sup>における亀裂の取扱いの概要を以下に示す。

- (1) 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。
- (2) 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）、板厚方向位置が使用される。
- (3) 表面半楕円亀裂はクラッド溶接と同方向、継手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。
- (4) 溶接部の亀裂は、母材と溶接金属の境界に存在すると見なし、母材と溶接金属の厳しい方の破壊靱性で評価する。
- (5) 亀裂の合体は考慮しない。

対象とするプラントの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<sup>(32)</sup>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。

なお、米国 PTS 再評価プロジェクト<sup>(10)</sup>では、運転中の原子炉圧力容器の疲労累積係数は低いため、疲労亀裂は発生しないと想定していることや、疲労亀裂進展が PTS 評価へ与える影響は大きくないと報告があり、フランスやドイツ等の国々でも PTS 評価に疲労亀裂進展を考慮していないこと等から、運転中の疲労亀裂進展は考慮しなくてもよいと考えられる。

#### **(解説-PFM-2600-1) 応力拡大係数**

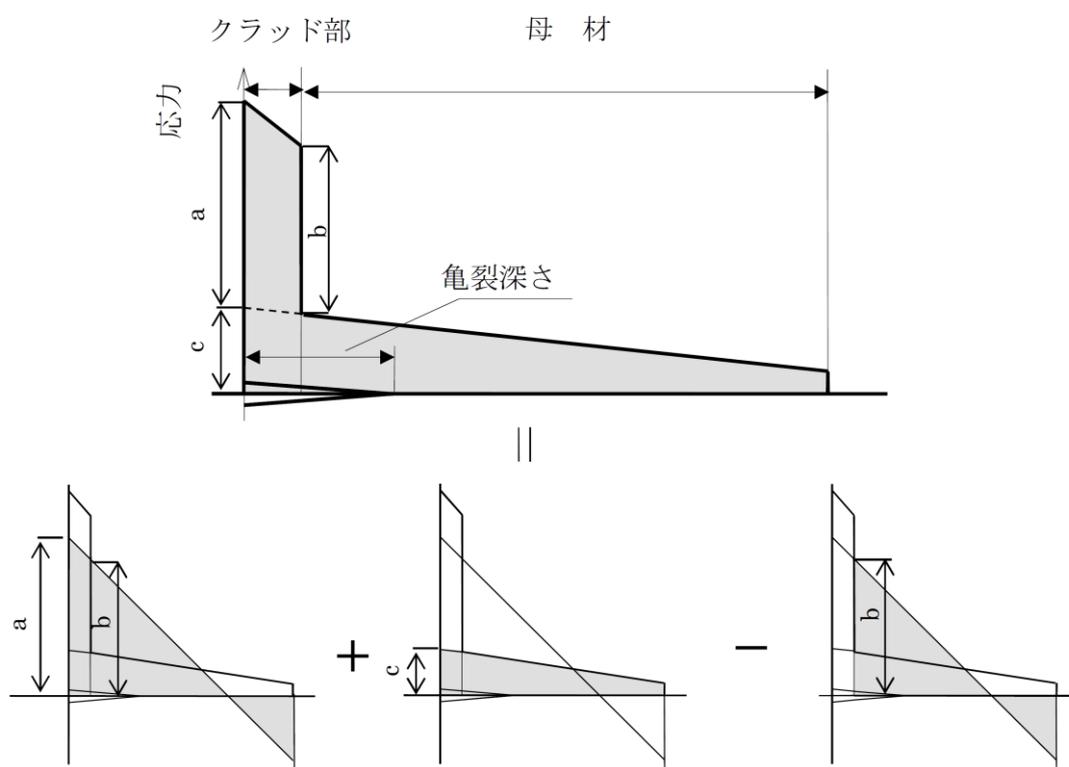
日本機械学会維持規格<sup>(2)</sup>の添付 E-5 に示されている応力拡大係数算出式のうち、平板における内部楕円亀裂、円筒における周方向及び軸方向表面半楕円亀裂、全周亀裂、軸方向に長い亀裂等に対しては、それぞれ 5.2、5.3(2)及び 5.3(3)、5.3(4)、5.3(5)の応力拡大係数算出式を使用することができる。

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

整備された重ね合わ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。

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,CEAにおいて開発されたクラッドを貫通した表面亀裂に対する応力拡大係数算出における応力分布の取扱い及び PASCAL<sup>(8)</sup>の重ね合わせ法の概念図(解説図-PFM-2600-1)はそれぞれ Marie ら<sup>(17)</sup>及び眞崎ら<sup>(8)</sup>によって示されている。

JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の RF-4220 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  $K_I$  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。



解説図-PFM-2600-1 PASCAL<sup>(8)</sup>の重ね合わせ法の概念

### (解説-PFM-3100-1) 中性子照射量

板厚方向の減衰については, JEAC 4201-2007 [2013 年追補版]<sup>(3)</sup> B-2100 に規定されている評価式を使用してもよい。

JEAC 4201-2007 [2013 年追補版]<sup>(3)</sup> 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<sup>2</sup>,  $E > 1\text{MeV}$ ],  $f_0$ : 原子炉压力容器内表面における中性子照射量 [ $\times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>,  $E > 1\text{MeV}$ ],  $a$ : 亀裂深さ [mm])。

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

上式は、FAVOR<sup>(27)</sup>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原子炉压力容器を対象とした PFM 解析<sup>(33)</sup>においては、原子炉压力容器母材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 の原子炉压力容器内表面中性子照射量分布の例が EricksonKirk ら<sup>(40)</sup>によって示されている。また、台湾 Maanshan Unit 1 の原子炉压力容器内表面における中性子束の相対値の例が Chou ら<sup>(33)</sup>によって示されている。

#### (解説-PFM-3200-1) 化学成分

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かさがあると考えられることから、確率変数として正規分布等によりモデル化する。

FAVOR<sup>(27)</sup>では、Cu、Ni 等については、米国のデータベース RVID<sup>(34)</sup> をベースに不確かさがモデル化されており、正規分布等の複数の分布を組み合わせて設定されている。

#### (解説-PFM-3300-1) 関連温度

JEAC 4201-2007[2013 年追補版]<sup>(3)</sup>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  $\Delta RT_{NDT}$  の予測値（計算値）を求める。国内監視試験データに対する予測誤差は、標準偏差が 9.5°C、平均予測誤差は -1.1°C と分析されている。JEAC4201 が改定される等適切と判断される場合には、判断した根拠を明確にして、他の脆化予測法を使用してもよいが、平均的な予測値を使用し、マージン等の保守的な考慮は不要である。

FAVOR<sup>(27)</sup>では、Regulatory Guide 1.99 Rev. 2<sup>(35)</sup>、あるいは 10CFR50.61a<sup>(23)</sup>に示される脆化予測法等を用いて、 $\Delta RT_{NDT}$  予測値を決定する。

$RT_{NDT}$  初期値について、米国の 10CFR50.61<sup>(16)</sup>では、測定値がある場合には、試験法の精度でその不確かさを決める。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 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。)

#### (解説-PFM-3400-1) 破壊靱性

JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の RF-4222 では、マスターカーブ法の考え方をういて  $T_{r30}$  に基づく破壊靱性遷移曲線が示されており、マスターカーブ法に準拠すると破壊靱性は次のように示される。ここで、 $\Phi_{K_{Jc}}$  は  $K_{Jc}$  の累積確率である。詳細は参考文献<sup>(1)</sup>を参照のこと。この破壊靱性遷移曲線は、JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の決定論的破壊力学に基づく 60 年運転時点の原子炉压力容器の評価に際して重要となる高照射領域での評価精度向上等の観点から、中性子照射量が  $5 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup> (E>1MeV) 以上の破壊靱性データを用いて設定されたもので

ある。

$$K_{Jc} = 20 + \left[ \ln \frac{1}{1 - \Phi_{K_{Jc}}} \right]^{1/4} \{11 + 77 \cdot \exp[0.019(T - (T_{r30} + \Delta T_t))]\} \quad [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

一方、未照射の国産鋼材の  $K_{Ic}$  データを収集し、ワイブル分布の 3 母数を  $RT_{NDT}$  の関数として設定したワイブル分布に基づく  $K_{Ic}$  曲線<sup>(16)</sup>を次式に示す。

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

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

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

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

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

ここで、 $T$  は金属温度、 $\Phi_{K_{Ic}}$  は  $K_{Ic}$  の累積確率である。

また、PFM-5600 に示した信頼度評価が行えるように、未照射の国産鋼材の  $K_{Ic}$  データに基づき、認識論的不確実さと偶然的な不確実さを分類して設定された以下の  $K_{Ic}$  曲線が提案されている。このうち、 $RT_{NDT\_C}$  に認識論的不確実さが考慮される。詳細は参考文献<sup>(36)</sup>を参照のこと。

$$K_{Ic}(\Delta T_{RELATIVE}) = a_{K_{Ic}}(\Delta T_{RELATIVE}) + b_{K_{Ic}}(\Delta T_{RELATIVE}) \left[ -\ln(1 - \Phi_{K_{Ic}}) \right]^{1/c_{K_{Ic}}}$$

$$a_{K_{Ic}}(\Delta T_{RELATIVE}) = 13.18 + 6.71 \cdot \exp[0.0337(\Delta T_{RELATIVE})] \quad [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

$$b_{K_{Ic}}(\Delta T_{RELATIVE}) = 15.88 + 42.21 \cdot \exp[0.0121(\Delta T_{RELATIVE})] \quad [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

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

$$\Delta T_{RELATIVE} = T(r, \tau) - RT_{NDT\_C} \quad [^\circ\text{C}]$$

なお、国産鋼材のデータに基づいているものではないが、信頼度評価が可能な FAVOR<sup>(27)</sup> の  $K_{Ic}$  曲線を次式に示す。このうち、 $RT_{NDT\_C}$  に認識論的不確実さが考慮される。詳細は参考文献<sup>(27)</sup>を参照のこと。

$$K_{Ic}(\Delta T_{RELATIVE}) = a_{K_{Ic}}(\Delta T_{RELATIVE}) + b_{K_{Ic}}(\Delta T_{RELATIVE}) \left[ -\ln(1 - \Phi_{K_{Ic}}) \right]^{1/c_{K_{Ic}}}$$

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

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

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

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

### (解説-PFM-3500-1) 亀裂伝播停止破壊靱性

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）<sup>(16)</sup>を次式に示す。

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

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

$$K_{Ia}(\Delta T) = 34.87 + 42.97 \cdot \exp[0.0187(\Delta T)] \quad [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

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

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。

また、PFM-5600 に示した信頼度評価が行えるように、国産鋼材及び米国鋼材のデータに基づき、認識論的不確実さと偶然的不確実さを分類して設定された以下の  $K_{Ia}$  曲線が提案されている。このうち、 $RT_{ARREST\_C}$  に認識論的不確実さが考慮される。詳細は参考文献<sup>(36)</sup>を参照のこと。

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

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

$$K_{Ia(\text{mean})}(\Delta T_{RELATIVE}) = 25.69 + 73.90 \cdot \exp[0.0127(\Delta T_{RELATIVE})] \quad [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

$$\Delta T_{RELATIVE} = T(r, \tau) - RT_{ARREST\_C} \quad [^{\circ}\text{C}]$$

なお、国産鋼材のデータに基づいているものではないが、信頼度評価が可能な FAVOR<sup>(27)</sup>の  $K_{Ia}$  曲線を次式に示す。このうち、 $RT_{ARREST\_C}$  に認識論的不確実さが考慮される。詳細は参考文献<sup>(27)</sup>を参照のこと。

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

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

$$K_{Ia(mean)}(\Delta T_{RELATIVE}) = 27.302 + 69.962 \cdot \exp[0.006057(\Delta T_{RELATIVE})] \quad [\text{ksiv}\sqrt{\text{in.}}]$$

$$\Delta T_{RELATIVE} = T(r, t) - RT_{ARREST\_C} \quad [^{\circ}\text{F}]$$

#### (解説-PFM-4000-1) 確率変数の相関

不確実さを考慮するパラメータは独立変数として考慮することとしているが、 $K_{Ic}$  と  $K_{Ia}$  には相関があると考えられることから、PASCAL<sup>®</sup>では、 $K_{Ic}$  と  $K_{Ia}$  の相関を考慮することができる。例えば、FAVOR<sup>(27)</sup>の取扱いと同様に、 $K_{Ic}$  と  $K_{Ia}$  に一対一の相関があるとする場合は、同一の累積確率 ( $\Phi$ ) を用いて  $K_{Ic}$  曲線と  $K_{Ia}$  曲線を設定することができる。また、これ以外にも不確実さを考慮するパラメータ間の相関が確認される場合には、相関を考慮した確率変数を設定することとなる。

#### (解説-PFM-4000-2) 確率分布の打ち切り

PASCAL<sup>®</sup>を用いた確率分布の打ち切りに関する検討事例を解説表-PFM-4000-2に示す。検討の結果、同表に示すように TWCF に対する影響が十分小さいと判断される場合は、確率分布の打ち切りを考慮することができる。また、考慮する確率分布において、打ち切りにより計算しない範囲の累積確率が評価する条件付破損確率よりも十分小さく、無視できると判断できる場合にも、確率分布の打ち切りを考慮することができる。

解説表-PFM-4000-2 PASCAL<sup>®</sup>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	1次系弁の開固着
打ち切り $5\sigma$ *1	$1.11 \times 10^{-9}$	$8.23 \times 10^{-8}$	$1.98 \times 10^{-8}$	$1.17 \times 10^{-6}$
打ち切りなし *2	$1.11 \times 10^{-9}$	$8.23 \times 10^{-8}$	$1.98 \times 10^{-8}$	$1.17 \times 10^{-6}$

\*1：全ての確率変数に対して、平均から標準偏差  $\sigma$  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。

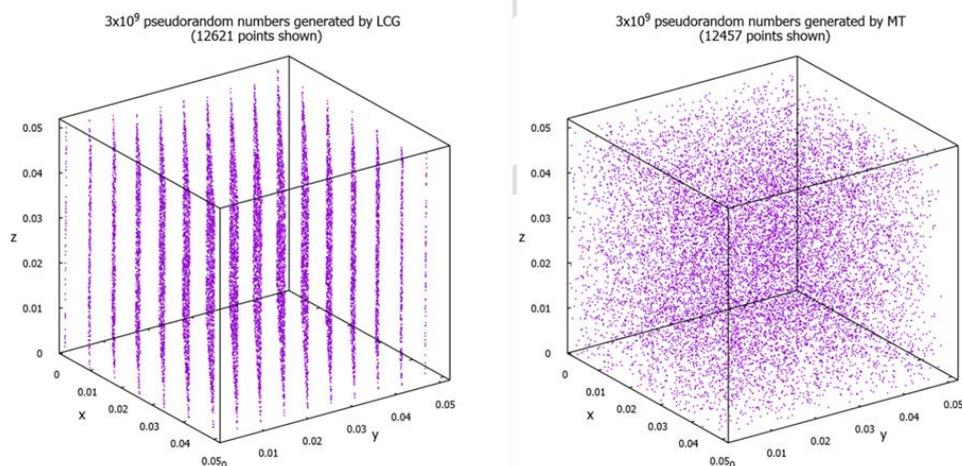
#### (解説-PFM-5100-1) 計算手法

条件付破損確率 (条件付亀裂進展確率 (CPI), 又は、条件付亀裂貫通確率 (CPF)) は、ある条件下 (例えば、ある特定の亀裂の寸法や位置、過渡事象) における応力拡大係数と

破壊靱性の不確かさとを比較して求まる亀裂進展確率，又は，亀裂貫通確率である。信頼度評価を行う場合には，サンプリングした認識論的不確かさの組合せそれぞれに対して，応力拡大係数と破壊靱性の偶然的な不確かさを比較して求まる亀裂進展確率，又は，亀裂貫通確率である。ここで，破壊靱性の不確かさをモンテカルロ法等の繰返しサンプリングによって表現する場合には，全てのサンプル数の内，亀裂進展，又は，亀裂貫通に至るサンプル数の割合を CPI，又は，CPF とする。なお，偶然的な不確かさの累積確率に基づく破壊靱性の分布と応力拡大係数の履歴の比較から CPI を求めてもよい。

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。

モンテカルロ法等で乱数を生成する場合には，適切な乱数生成法を適用することが重要である。解説図-PFM-5100-1 に，乗算合同法とメルセンヌ・ツイスター法により生成した乱数を 3 次元直交座標上にプロットした結果を示す。前者の周期は最大で 40 億程度であるが，多次元で疎に分布（非一様な分布）している。一方，後者の周期は約  $10^{6000}$  と非常に長周期でかつ多次元（623 次元以下）で一様な分布となる。なお，PASCAL<sup>(8)</sup> に両者を実装し破損確率の比較が行われており，乱数生成法による計算結果の顕著な差はないことが確認されている。



解説図-PFM-5100-1 3次元直交座標上で示した乗算合同法（左）とメルセンヌ・ツイスター法（右）により生成された乱数

### （解説-PFM-5100-2）計算精度

PASCAL<sup>(8)</sup>には，十分な原子炉圧力容器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。

サンプリング数の妥当性は，サンプリング数や初期乱数等を変化させて計算した破損確

率の収束性により判断する。

### (解説-PFM-5210-1) 亀裂進展

JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の RF-4230 の詳細評価では、非延性破壊発生に関する許容基準 ( $K_{Ic} > K_I$ ) 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 ( $K_{Ic}$ ) とを比較し、両者が交差しないこと ( $K_{Ic} > K_I$ )。”と規定されている。

冷却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、FAVOR<sup>(27)</sup>では、荷重履歴中の応力拡大係数の最大値以下の応力拡大係数では破壊しないモデルが使用されている。また、近年では次式の ACE モデル<sup>(21)</sup>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<sup>(21)</sup>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<sup>(21)</sup>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<sup>(21, 27)</sup>。

亀裂進展の判定にあたっては、表面半楕円亀裂の場合は母材中の最深点を、内部楕円亀裂の場合は内表面側及び外表面側の点を評価点とする。ただし、加圧熱衝撃事象のように温度低下が大きい過渡の場合は、内表面に近い程温度は低く、熱応力が高いことに加え、照射量も高いため、照射脆化、温度及び応力の観点で厳しい内表面側の点のみを評価点とすることができる。亀裂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。なお、PASCAL<sup>(8)</sup>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。

### (解説-PFM-5220-1) 亀裂伝播停止

PFM-5220 では、亀裂進展後の亀裂に対する亀裂伝播停止の判定を規定したが、JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の 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。

JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の RF-4230 の詳細評価の解説では、“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。

### (解説-PFM-5230-1) 亀裂貫通

亀裂貫通として評価する際の亀裂深さのしきい値として、JEAC 4206-2016<sup>(1)</sup>の 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<sup>(2)</sup>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。

#### (解説-PFM-5400-1) 過渡事象の発生頻度

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。

米国では、PRA により PTS 事象を引き起こすと予想されるシーケンスを特定し、類似の事象をグループ化したうえで、それぞれのグループに対する発生頻度を設定している。

#### (解説-PFM-5510-1) 亀裂進展頻度

原子炉圧力容器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。

#### (解説-PFM-5520-1) 亀裂貫通頻度

原子炉圧力容器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、亀裂貫通頻度を求める。

米国 PTS 再評価プロジェクト<sup>(10)</sup>では、亀裂貫通頻度  $10^{-6}$  回/炉年が許容基準として使用された。

NUREG-1806<sup>(10)</sup>によれば、TWCF を原子炉圧力容器破損頻度 (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\* =  $5 \times 10^{-6}$  /炉年 : Regulatory Guide 1.154<sup>(37)</sup> (現在は withdrawn) の推奨値

RVFF\* =  $1 \times 10^{-5}$  /炉年 : Regulatory Guide 1.174<sup>(38)</sup> 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\* =  $1 \times 10^{-6}$  /炉年 : Regulatory Guide 1.174<sup>(38)</sup> 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<sup>(10)</sup>では TWCF と RVFF を同等とみなし, その許容基準を  $1 \times 10^{-6}$  /炉年  
 として 10CFR50.61a<sup>(23)</sup>が制定された。また, 10CFR50.61a<sup>(23)</sup>を適用するための Draft  
 Regulatory Guide と Regulatory Guide の技術根拠 (Draft) として, DG-1299<sup>(39)</sup>及  
 び NUREG-2163<sup>(32)</sup>が発行されている。

### (解説-PFM-5600-1) 信頼度

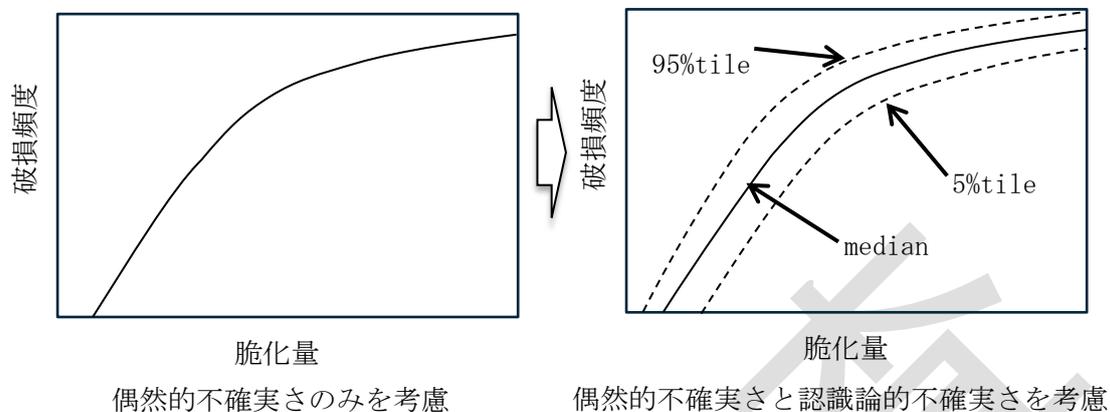
米国では TWCF 評価値として, 95%信頼度が用いられている<sup>(40)</sup>。

FAVOR<sup>(27)</sup>では, 各確率変数を認識論的不確実さ (知識及び認識の不足に係る不確  
 実さ。知見・データの拡充により減らすことができる。) と偶然的不確実さ (材料特性な  
 ども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。) に分類することにより, 信頼度評価が行われている (解説  
 図-PFM-5600-1)。各確率変数の分類は以下のとおりである。

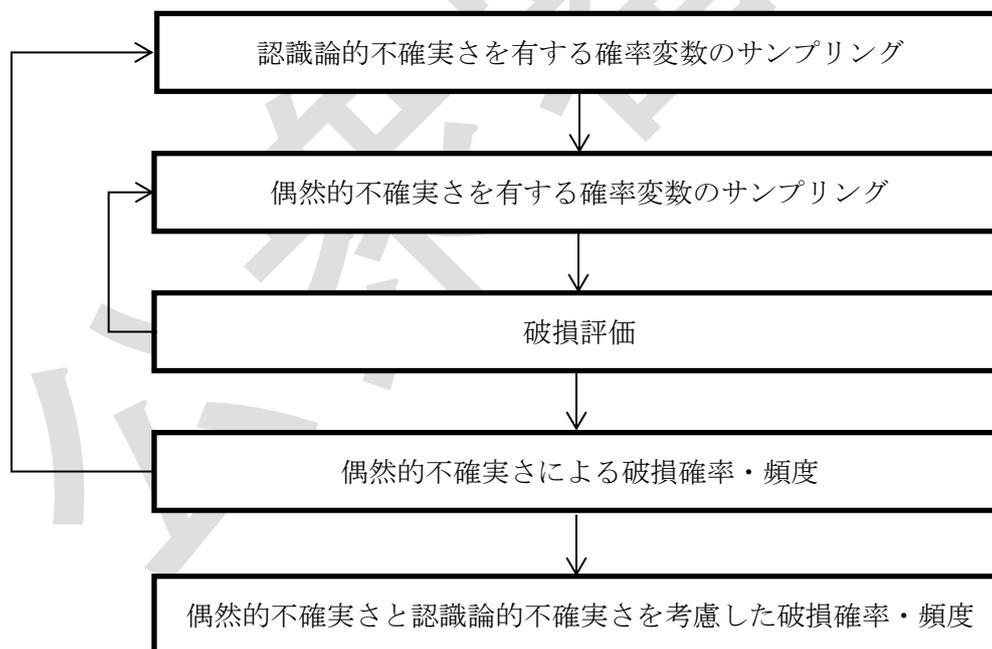
分類	確率変数	分類の考え方
認識論的 不確実さ	中性子照射量	計算方法や統計処理により不確実さが減少する 余地があるため, 認識論的不確実さに分類する。
	化学成分	特定の位置の化学成分は製造時に定まり, 原理的 に決定可能であるため, 認識論的不確実さに分類 する。
	関連温度	シャルピー試験と落重試験から求まる関連温度 は, 破壊靱性の参照温度との差異があることか ら, その差異は認識論的不確実さに分類する。
	亀裂分布	亀裂分布は製造時に定まり, 原理的に決定可能で あるため, 認識論的不確実さに分類する。
	過渡の発生頻度	過渡の発生が稀であり, 知見の不足が発生頻度に 影響するため, 認識論的不確実さに分類する。
偶然的 不確実さ	破壊靱性, 亀裂伝 播停止破壊靱性	転位の動きを阻害する因子はランダムであり, 破 壊は微小なスケールで生じる現象であることか ら偶然的不確実さに分類する。

この分類に基づき, 解説図-PFM-5600-2 に示すように, 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いる。すなわち, 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

をサンプリングすることにより破損確率・頻度の分布を求め、その分布を基に 95%信頼度を算出している。



解説図-PFM-5600-1 偶然的不確実さと認識論的不確実さを考慮した信頼度評価



解説図-PFM-5600-2 偶然的不確実さと認識論的不確実さを考慮した信頼度評価のフロー

### (解説-附属書 A-2000-1) 機能の分類

米国の PFM 解析コード FAVOR の検証<sup>(7)</sup>についても、同様の考え方で実施された。

### (解説-附属書 A-3000-1) 確率変数の検証

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。PASCAL<sup>(8)</sup>の検証項目一覧を解説表-附属書 A-3000-1-1 に示す。

PASCAL<sup>(8)</sup>の中性子照射量分布の機能に関する検証の例を解説表-附属書 A-3000-1-2 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<sup>(9)</sup>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、PASCAL<sup>(8)</sup>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。

PASCAL<sup>(8)</sup>の  $K_{Ic}$  分布の機能に関する検証として、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実出力とは別途出力させて統計処理を行ったものと、Microsoft Excel<sup>(9)</sup>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解説表-附属書 A-3000-1-3 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。PASCAL<sup>(8)</sup>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  $-43.313^{\circ}\text{C}$  で一定としている。

解説表-附属書 A-3000-1-1 PASCAL<sup>(8)</sup>の検証項目一覧

分類	項目
確率変数	$RT_{NDT}$
	化学成分
	中性子照射量
	破壊靱性
	亀裂伝播停止破壊靱性
	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

解説表-附属書 A-3000-1-2 中性子照射量分布の機能に関する検証の例

パーセンタイル値	Microsoft Excel <sup>®</sup> 正規分布 : $A$	PASCAL <sup>*1</sup> 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

解説表-附属書 A-3000-1-3  $K_{Ic}$  分布の機能に関する検証の例

累積確率： $p$	Microsoft Excel® ワイブル分布 ( $K_{Ic}$ [ MPa $\sqrt{m}$ ]に対応)	PASCAL* <sup>1</sup> 亀裂進展確率： $P_i$	$(P_i - p)/p * 100$ [%]
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

$$T - RT_{NDT} = -43.313 \text{ [}^\circ\text{C]}$$

\*1: サンプル数: 100,000

#### (解説-附属書 A-4000-1) 評価フロー・評価式の検証

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。PASCAL<sup>®</sup>の検証項目一覧を解説表-附属書 A-3000-1-1 に示す。

PASCAL<sup>®</sup>を用いた亀裂進展判定と亀裂種類の切替えに関する検証の例を解説表-附属書 A-4000-1-1 に示す。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  $K_I$ が計算されることを確認することができる。

PASCAL<sup>®</sup>を用いた JEAC 4201-2007[2013 年追補版]<sup>③</sup>の脆化予測法の検証として、中性子照射量の補間に関する検証の例を解説表-附属書 A-4000-1-2 に示す。

JEAC 4201-2007[2013 年追補版]<sup>③</sup>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。

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

この補間についても、同様の方法で検証を行っている。

なお、JEAC 4201-2007[2013 年追補版]<sup>③</sup>の脆化予測法の検証としては、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。

解説表-附属書 A-4000-1-1 亀裂進展判定と亀裂種類切替えに関する検証の例

時刻 [分]	亀裂種類	内部亀裂*1		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	軸方向に	70.47	72.80	—	—
32.5	長い亀裂	70.68	70.87	—	—
33	内部亀裂	70.86	69.09	153.79	143.73
33		—	—	157.28	—

\*1: 内表面側

解説表-附属書 A-4000-1-2 JEAC 4201-2007[2013年追補版]<sup>(3)</sup>の脆化予測法  
に関する検証の例

中性子照射量 [ $10^{19}$ n/cm <sup>2</sup> , E > 1MeV]	附属書表 中性子束 $1.0 \times 10^{11}$ $\Delta RT_{NDT}$ [°C]	附属書表 中性子束 $2.0 \times 10^{11}$ $\Delta RT_{NDT}$ [°C]	補間値 中性子束 $1.5 \times 10^{11}$ $\Delta RT_{NDT}$ [°C] (Microsoft Excel®)	PASCAL <sup>(8)</sup> $\Delta RT_{NDT}$ [°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

(解説-附属書 A-5000-1) 開発者以外の専門機関の参加

FAVOR<sup>(27)</sup>については、開発機関である ORNL 以外の機関も参加して、その検証が実施された。

PASCAL<sup>(8)</sup>については、「PASCAL 信頼性向上ワーキンググループ」<sup>(4)</sup>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、検証が行われた。

(解説-附属書 A-6000-1) ベンチマーク解析の活用

国際ベンチマーク解析において PASCAL<sup>(8)</sup>が使用された<sup>(41, 42)</sup>。

(解説-附属書 B-2000-1) PASCAL を使用した国内プラントに対する解析事例

国内モデルプラントを対象とした附属書 B の解析条件及び解析手法に従う PFM の解析事例が参考文献(36)に示されており、評価結果の比較等により解析コードの検証に使用することができる。使用された国内モデルプラントの解析条件及び主な解析結果を解説表-

附属書 B-2000-1-1 及び解説表-附属書 B-2000-1-2 にそれぞれ示す。

解説表-附属書 B-2000-1-1 国内モデルプラントの解析条件

分類	項目	条件
原子炉 圧力容器	母材内半径	2 m
	クラッド厚さ	5.5 mm
	母材厚さ	200 mm
	胴部高さ	4 m
	溶接部位置	米国 Beaver Valley Unit 1 3 ループ
照射条件	中性子照射量の平均値	原子炉圧力容器母材内表面における最大で $7 \times 10^{19}$ n/cm <sup>2</sup> (E > 1MeV) 軸方向及び周方向分布は、参考文献(14)のデータを使用
	照射温度	288℃
	中性子束	$4.624 \times 10^{10}$ n/cm <sup>2</sup> /s (E > 1MeV)
化学成分	Cu の平均値	・母材 0.16 wt% ・溶接金属 0.14 wt%
	Ni の平均値	・母材 0.61 wt% ・溶接金属 0.8 wt%
$RT_{NDT}$ 初期値	平均値	・母材 -5 °C ・溶接金属 -50 °C

解説表-附属書 B-2000-1-2 亀裂進展頻度及び亀裂貫通頻度の解析結果

	平均値 (/炉年)	50%タイル値 (/炉年)	95%タイル値 (/炉年)	99%タイル値 (/炉年)
亀裂進展頻度	$2.9 \times 10^{-7}$	$6.1 \times 10^{-14}$	$7.9 \times 10^{-7}$	$5.5 \times 10^{-6}$
亀裂貫通頻度	$5.9 \times 10^{-9}$	$5.9 \times 10^{-17}$	$4.6 \times 10^{-10}$	$1.7 \times 10^{-8}$

#### (解説-附属書 C-1000-1) 過渡事象の選定

米国では、PTS 再評価プロジェクト<sup>(10)</sup>において、熱水力解析を含む詳細な TWCF 評価を行う対象として選定された代表 3 プラント (Beaver Valley, Oconee, Palisades) の代表性、一般性を確認するため、代表 3 プラントとその他の 5 プラントの比較が行われている<sup>(43)</sup>。

過渡事象の発生に関しては、PRA 及び人間信頼性解析 (HRA) に基づき、それらのシナリオに影響する項目について、代表プラントとその他の 5 プラントの比較が行われ、代表プラントのデータの適用性が確認されている。また、過渡事象の熱水力履歴に関する検討では、PRA/HRA や熱水力的観点に基づく考察を通じて、PTS 評価を行ううえで、その

他の 5 プラントの条件のほうが代表プラントより厳しくなると予想される事項については、個別に熱水力解析や PFM 解析が行われ、TWCF に大きな影響がないことが確認されている。

以上のような検討を踏まえ、製造者が同じプラントを対象とした PFM 解析においては、過渡事象の発生頻度や熱水力履歴等の過渡条件を、代表プラントの過渡条件で代替することができる結論付けられている。

#### **(解説-附属書 C-3000-1) 過渡事象の履歴データの設定**

原子炉圧力容器の破損頻度を精度よく計算するためには、過渡変化による原子炉圧力容器の温度低下及び応力の増加の履歴を正確に把握することが必要である。また、高温予荷重効果を考慮する場合には、予荷重時の応力も評価に影響を与えるため、非延性破壊が生じにくい高い温度域での応力の増加程度を把握することも必要である。したがって、計算効率を考慮して過渡事象の時間間隔を選定する場合であっても、1次冷却材の圧力が上昇する時刻、1次冷却材の温度低下や流量増加に伴って原子炉圧力容器が温度低下し、その後の熱応力が増大する時刻を評価に供する過渡事象の履歴データに含めることが重要である。

## (参考文献)

- (1) 一般社団法人日本電気協会, 「電気技術規程原子力編 原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」, JEAC 4206-2016, (2016).
- (2) 一般社団法人日本機械学会, 「発電用原子力設備規格維持規格(2012年版)」, JSME S NA1-2012, (2012).
- (3) 一般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」, JEAC 4201-2007[2013年追補版], (2014).
- (4) 李ら, 「PASCAL 信頼性向上ワーキンググループ活動報告ー平成27年度ー」, JAEA-Review-2017-005, (2017).
- (5) Li, Y., et al., “Verification of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code PASCAL,” ICONE25-66468, (2017).
- (6) Li, Y., et al., “Verification of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code PASCAL Through Benchmark Analyses with FAVOR,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2017-66004, (2017).
- (7) Malik, S. N. M., “FAVOR Code Versions 2.4 and 3.1 Verification and Validation Summary Report,” NUREG-1795, (2007).
- (8) 眞崎ら, 「原子炉压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).
- (9) 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, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (2004).
- (10) EricksonKirk, M., et al., “Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS rule (10CFR50.61),” NUREG-1806, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (2006).
- (11) 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, 135(5), 051402, (2013).
- (12) 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).
- (13) Kirk, M. E., et al., “Sensitivity Studies of the Probabilistic Fracture Mechanics Model Used in FAVOR,” NUREG-1808, (2006).
- (14) Kirk, M. E., et al., “Probabilistic Fracture Mechanics - Models, Parameters, and Uncertainty Treatment Used in FAVOR Version 04.1,” NUREG-1807, (2007).
- (15) 古平, 鉄と鋼, 73, 1656(1987)

- (16) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events,” 10CFR50.61.
- (17) 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, p517-531, (2008).
- (18) ルカイ他, 「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).
- (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).
- (20) 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).
- (21) 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).
- (22) 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).
- (23) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events,” 10CFR50.61a.
- (24) 吉村, 関東, 「リスク活用のための確率論的破壊力学技術 基礎と応用」, (一社) 日本溶接協会 原子力研究委員会 PFM 小委員会, (2014).
- (25) 西川, 眞崎, 勝山, 鬼沢, 「現行の原子炉圧力容器の健全性評価手法に対する PASCAL3 を用いた破壊力学評価」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 12, No. 3, p. 211-221, (2013).
- (26) Osakabe, K., et al., “Estimation of Through-wall Cracking Frequency of RPV under PTS Events Using PFM Analysis Method for Identifying Conservatism Included in Current Japanese Code,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2014-28621, (2014).
- (27) 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).
- (28) 「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, 日本原子力学会, (2014).
- (29) 財団法人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[原子炉压力容器加圧熱衝撃試験][総まとめ版] , (1992).

- (30) Whitehead, D. L. and Kolaczkowski, A. M., “PRA Procedures and Uncertainty for PTS Analysis,” NUREG/CR-6859, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (2004).
- (31) Simonen, S. R., et al., “A Generalized Procedure for Generating Flaw Related Inputs for the FAVOR Code,” NUREG/CR-6817, Revision 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (2013).
- (32) Stevens, G. L., et al., “Technical Basis for Regulatory Guidance on the Alternate Pressurized Thermal Shock Rule,” NUREG-2163, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (2015).
- (33) Chou, H. W., et al., “Structural Reliability Evaluation on the Pressurized Water Reactor Pressure Vessel under Pressurized Thermal Shock Events,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2014-28350, (2014).
- (34) Reactor Vessel Integrity Database (RVID) , Version 2.1.1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (2000).
- (35) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials,” Regulatory Guide 1.99 Revision 2, (1988).
- (36) Katsuyama, J., et al., “Guideline on Probabilistic Fracture Mechanics Analysis for Japanese Reactor Pressure Vessels,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2017-65921, (2017).
- (37) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Format and Content of Plant-Specific Pressurized Thermal Shock Safety Analysis Reports for Pressurized Water Reactors,” Regulatory Guide 1.154 Revision 0, (1987), (Withdrawn (2011)) .
- (38) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment In Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to The Licensing Basis,” Regulatory Guide 1.174 Revision 3, (2018).
- (39) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Regulatory Guidance on the Alternate Pressurized Thermal Shock Rule,” Draft Regulatory Guide DG-1299, (2015)
- (40) EricksonKirk, M. T., and Dickson, T. L., “Recommended Screening Limits for Pressurized Thermal Shock (PTS) ,” NUREG-1874, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (2010).
- (41) 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, p.46 – 55, (2012).
- (42) Dautreme, E., et al., “MAI Benchmark Campaign of International Software for

Reactor Pressure Vessel Integrity Assessment,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2014-28212, (2014).

- (43) Whitehead, D. W., et al., “Generalization of Plant-Specific Pressurized Thermal Shock (PTS) Risk Results to Additional Plants,” #ML042880482, (2004).

Copyright Clearance Center  
www.copyright.com