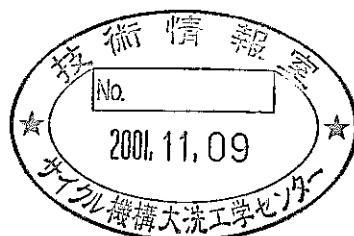


システム化規格の開発

— 確率論の考え方（その1）：クリープ疲労強度の確率論による試評価 —
(研究報告)



2001年9月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquires about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184,
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2001

システム化規格の開発
—確率論の考え方（その1）：クリープ疲労強度の確率論による試評価—
（研究報告）

川崎 信史¹ 浅山 泰¹

要 旨

高速増殖炉の実用化のためには、その信頼性と安全性をさらに向上させると同時に、経済性を将来の軽水炉と同等以上に高める必要がある。経済性と信頼性・安全性を両立させるため、従来の構造設計基準が対象範囲としていた設計分野を超え、製造・据付、系統設計・安全設計、運転・維持といった分野を含めた信頼性・安全性評価手法（システム化規格）の開発を開始している。

上記規格の中では、異なる分野間を繋ぐ定量化指標が必要となるため、定量化指標の候補として破損確率を用いる概念の検討を行い、本報告書として取りまとめた。

まず ASME Code Case N-578 のような確率論をベースとする基準を調査し、調査結果を参考にしながら、構造健全性評価に対し確率論の導入を行った場合の評価フロー（構造信頼性評価フロー）を検討した。次に、Na 冷却型高速炉の原子炉容器に対する構造信頼性評価の試評価を本評価フローに基づき実施した。その結果、累積き裂発生確率あるいは累積き裂貫通確率がシステム化規格の定量的指標として採用できる見込みを得た。

また、これらの検討結果に基づき、システム化規格導入によるプラント設計におけるメリット、今後の開発課題を取りまとめ、開発の方向性を示した。

¹ 大洗工学センター 要素技術開発部 構造信頼性研究グループ

Development of System Based Code for Integrity of FBR

-Fundamental probabilistic approach, Part 1:
Model calculation of creep-fatigue damage-
(Research report)

Nobuchika KAWASAKI¹ Tai ASAYAMA¹

Abstract

Both reliability and safety have to be further improved for the successful commercialization of FBRs. At the same time, construction and operation costs need to be reduced to a same level of future LWRs. To realize compatibility among reliability, safety and, cost, the Structural Mechanics Research Group in JNC started the development of System Based Code for Integrity of FBR. This code extends the present structural design standard to include the areas of fabrication, installation, plant system design, safety design, operation and maintenance, and so on.

A quantitative index is necessary to connect different partial standards in this code. Failure probability is considered as a candidate index. Therefore we decided to make a model calculation using failure probability and judge its applicability.

We first investigated other probabilistic standards like ASME Code Case N-578. A probabilistic approach in the structural integrity evaluation was created based on these results, and also an evaluation flow was proposed. According to this flow, a model calculation of creep-fatigue damage was performed. This trial calculation was for a vessel in a sodium-cooled FBR. As the result of this model calculation, a crack initiation probability and a crack penetration probability were found to be effective indices.

Last we discussed merits of this System Based Code, which are presented in this report. Furthermore, this report presents future development tasks.

¹ Structural Mechanics Research Group, Advanced Technology Division, Oarai Engineering Center

目次

1. 緒言	1
2. 確率論の導入目的	2
3. 確率論を導入したシステム化規格	
3.1 確率論をベースとした基準の例	3
3.2 構造信頼性評価手法	4
4. まとめと今後の課題	
4.1 まとめ	13
4.2 今後の課題	14
謝辞	15
参考文献	16
付録	
A. 確率論をベースとする基準の調査結果	
B. 確率分布モデルと材料特性	
C. クリープ疲労損傷評価への構造信頼性評価手法の適用（補足）	
D. システム化規格導入のメリット（OHP）	

表リスト

- 表 1 規格化項目のイメージ (2001 年 8 月版)
- 表 2 劣化メカニズムの分類
- 表 3 必要検討項目

図リスト

- 図1 確率論を導入した構造健全性評価フロー
- 図2 1サイクル当たりの損傷値の比較
- 図3 累積き裂発生確率と累積き裂貫通確率
- 図4 システム化規格による設計フロー

1. 緒言

高速増殖炉（FBR）の実用化のためには、その信頼性・安全性をさらに向上させると同時に、経済性を将来の軽水炉をも凌駕するレベルまで高める必要がある。このためには、高温構造設計を大きく合理化することが必要である。すなわち、既存の概念や評価法にとらわれることなく、設計上のニーズに即応するとともに、新しい方法論や技術を有効に活用すべく、設計の手法を抜本的に高度化してゆかなければならない。

最も有力な方法は、従来の高温構造設計基準が米国における開発当初以来そうであったように、いわゆる強度計算で設計が完結すると考えるのではなく、より大きな効果が期待できる構造設計の前提にも踏み込んで合理化を追求するように、発想を転換してゆくことである。同時に、従来は設計の下流側と見なされ、設計評価とは直接の関係が明確でなかった製造や検査についても、構造健全性確保のための要因であると積極的に考えるようにしてゆくことが必要である。このように、構造設計の範囲を必要以上に狭くとらずに、プラントの信頼度確保という目標に照らして再吟味し、信頼度に寄与する多岐にわたる因子を漏れなく評価できるようにすべきである。設計時にこのような因子を一貫評価することにより、設計の自由度が拡大され、同じ目標信頼度を実現するにあたって、材料、解析手法、製作方法、検査頻度・手法等の組合せによる多様な選択肢が生まれてくる。これにより、当該機器の特性に合わせて、最も経済的な設計手法を選択できるようになる。言わば特殊工事の積み重ねであるが、プラント全体としてのコストミニマム設計が可能となる。さらに、機器の目標信頼度自体を、リスク技術に基づき、その重要性に応じて合理的かつ定量的に設定し、過剰品質による経済性低下を回避することにより一層大きな効果をあげることができる。

このような必要性に基づき、新たな高温構造設計体系として、「システム化規格」の開発に着手している。システム化規格の開発には、骨格となる方法論の開発、それに基づく規格体系の開発および要素技術の開発が必要となる。規格体系は、国内外に規範となるものが存在しないため、まったくオリジナルな開発を行うことになり、体系を実効あるものにするためには、設計上のニーズおよびこれまでのFBRプラントのトラブル事例を踏まえた上で、要素技術として、リスク技術、信頼性評価技術、確率論的評価技術などの新しい手法を開発してゆくことが必要である。さらに、材料技術、設計設計技術、検査技術等についても、従来とは異なる観点からの突っ込んだ検討が必要になる。

本報告書は、このようなシステム化規格の開発のうち確率論的評価技術に関する報告書である。またこれまでに、システム化規格に関連する報告書としては、下記の報告書が作成されている。

- ・ FBRプラントの低コスト・長寿命化に関する構造・材料技術の調査研究¹
- ・ システム化規格の開発—基本的な考え方—²

2. 確率論の導入目的

システム化規格の体系としては、表1のようなイメージを現在考えている。これは、リスク技術、信頼性評価技術、確率論的評価技術といった規格全体の評価基準である上位基準と材料、構造設計、製作・据付、検査（PSI）、運転、維持といった部分基準で構成されている。

確率論をこのような体系の中に導入する目的は、信頼性評価の中で必要となる定量的な指標である信頼度を確率を用いて計算することにより、各部分基準の持つ裕度及びばらつきを基本確率変数として表現するとともに、各部分基準間及び上位基準との定量的相関を提示することである。

信頼度を「既定の条件のもとで、意図する期間中、規定の機能を遂行する確率」と定義するならば、規定の機能を遂行しない確率が計算できれば、信頼度は計算できる。

規定の機能を遂行しない状態は、通常破損として表現され、過大な変形による規定の機能遂行能力の欠如、き裂の発生／伝播によるバウンダリ等構造物の破損といった状態が公式や解析により予測され、プラントはこれらを防止できる範囲内で設計され、運転される。

確率論がシステム化規格における定量的指標として適切かどうかの判断は、このような破損モードを確率を用いて適切に防止できているかどうかという観点よりなされる。そのため、本報告書では、低圧高温クリープ領域で使用される高速増殖炉の典型的な破損モードであるクリープ疲労損傷を例にとり、き裂の発生／伝播により構造物が破損と定義される状態に至る確率を計算することで、確率論を導入することの有効性を検討することとした。

本報告書では、まず確率をベースとする他基準を調査し、他基準では確率をどのように使用しているのか検討した。次に、高速増殖炉の原子炉容器を念頭におき、実際に確率論を導入していくには、どのようにすればよいのか検討を行った。本検討の中では、材料、構造設計、維持（検査）の分野に対し、クリープ疲労損傷で破損に至る過程を計算した。材料の分野では、確率論を用いて各種材料特性を正規分布や対数正規分布として基本確率変数を定義した。維持（検査）の分野では、検査の精度をき裂の検出確率として欠陥深さに対する関数を定義し、検査の頻度とあわせ模擬を行った。このような模擬を行ったのち、構造設計評価法に基づき、き裂の発生確率やき裂の貫通確率を計算した。これらの確率のなかには、材料や維持（検査）の分野におけるばらつきや不確定性も入っており、3分野全体としてばらつきや不確定性のをこれらの数値は示している。

3. 確率論を導入したシステム化規格

3.1 確率論をベースとした基準の例

米国の軽水炉における検査分野では、既にリスクベースの検査が実施されている。リスクベースの検査は、United States Nuclear Regulatory Commission Regulatory Guide 1.174³ 及び 1.178⁴ をもって使用を認められた検査方法であり、具体的方法を記述した基準としては、ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI Code Cases N-578 Risk-Informed Requirements for Class 1,2 and 3 piping, Method B⁵ 等が挙げられる（「付録 A 確率論をベースとする基準の調査結果」に基準の詳細を記載する。）。

1998年に実施された Arkansas Nuclear One, Unit No.2⁶ (ANO-2: 900MWePWR)への適用が N-578 の第 1 番目の運用実績であり、ANO-2 では、今後 10 年間の検査費用が適用前のコスト \$2,034,900 から適用後は \$613,000 になる、つまり約 1/3 のコストダウンが可能となると予測されている。また、作業員の被曝量についても 84Man-REM から 8.1 Man-REM と約 1/10 の被曝量になると予測されている⁷。

このようなコストダウンを可能としたのは、検査対象機器（セグメント）を劣化機構カテゴリ（Degradation Category）及び破損影響カテゴリ（Consequence Category）により区分し、検査の必要性を定量化した上で、必要性の低いつまり劣化（破損）の可能性が少なく、かつ破損した場合の炉心への影響が少ない機器の検査を中止したからである。

劣化機構カテゴリは、表 2 に示すように予測される劣化メカニズムの種類によって、破損のポテンシャルを High, Medium, Low に区分する。破損影響カテゴリは、CCDP(Conditional Core Damage Probability)あるいは CLERP(Conditional Large Early Release of radioactivity Probability)によって定量化し、 $10^{-6} < \text{CCDP} < 10^{-4}$ or $10^{-7} < \text{CLERP} < 10^{-5}$ を Medium 区分とする High, Medium, Low の 3 区分に分類することにより決定される。つまり、N-578 では、破損の生じやすさ及び破損の影響を定量化し、その両者の積であるリスクを指標としている。リスクが低いと判断した系統の検査を中止あるいは頻度を低減させ、一方これまでに第 3 種機器に区分され基準上検査の必要性がなかった部位であってもリスクが高いと判断した部位(例えば Service Water System)については新規に検査を行い、信頼性を確保した上でコストダウンを図っている。

N-578 では、破損の影響は定量的に数値化しているが、計算過程の多くの仮定や不確定性を考慮するとともに、基準の使いやすさの観点も考え、最終的に破損影響カテゴリというカテゴリ区分を使用している。破損の生じやすさに関しては、破損確率といった形で定量化することは実施せずに、どのような破損モードが存在する可能性があるかという観点から劣化機構カテゴリに区分化している。各破損モードが存在するかどうかは、配管径や発生が予測される過渡事象の温度幅及び使用環境といった条件により判断される。このように、破損確率といった数値として提示できにくいような事項に対しても区分化を実施し、かつ各区分へ分類される条件を示すことで N-578 は、定量化と差別化

を図っている。

このように、PSA(Probabilistic Safety Assessment)を初めとする確率論の導入が早期より進んでいた米国においては、確率論の基準への取り込みが積極的に行われている。

3. 2 構造信頼性評価手法

システム化規格においては、このような検査の分野にとどまらず、想定事象設定回数、材料のばらつき（許容値等）、荷重評価精度、溶接工法の種別ごとの評価精度、供用前検査及び供用中検査の精度といった幅広い分野に対し、確率を導入していくことを予定している。そこで、具体的な試評価例を作成することが導入の見通しを判断するのにもっとも適切だと判断した。

試評価例は、実用化戦略調査研究⁸で検討しているナトリウム冷却大型高速増殖炉を念頭におき設定した。まず、材料、構造設計、検査の分野を対象に設計を実施することを考えた。設計対象は、通常運転時の原子炉出口温度が550℃となるナトリウム冷却大型炉の原子炉容器（液面近傍）を想定した。評価は、表1のシステム化規格の規格化項目を想定し、1) 想定事象、2) 目標信頼度と信頼度評価手法の選定の条件、3) 構造及び材料特性の定義、4) 破損の定義、5) 製作方法の定義、6) 検査の有無と精度の定義 に関して条件を設定し、信頼度を破損確率の関数として計算する。本試評価例の中では、高速炉特有の破損モードであるクリープ疲労損傷によりき裂が発生後、伝播し、貫通に至る確率を検査による補修を考慮しながら破損確率として計算した。

確率論を導入した構造健全性評価方法（クリープ疲労損傷）は図1のようなフローチャートとして考えることができる（以下確率論を導入した構造健全性評価方法を構造信頼性評価と呼ぶ。）。評価の時系列を追ったこのフローチャートに対し、想定事象（設計条件）や材料特性を入力することで評価は可能となる。

◎想定事象（設計条件の設定）

通常運転時の原子炉出口温度が550℃となるナトリウム冷却大型高速増殖炉を想定することとする。ヒートマスバランス等解析に必要な温度、圧力、流量等の条件は、実用化戦略調査研究での検討に従うものとする。

確率論の導入の妥当性を判断するという観点からは、破損モードは特徴的なモードを1種類評価すれば十分であると判断した。そのため、高温低圧条件で使用されるナトリウム冷却大型高速増殖炉において典型的な破損モードとなるクリープ疲労損傷を破損モードとして選定した。

クリープ疲労損傷の制限は、高速増殖実証炉高温構造設計方針(案)⁹（以下「DDS」という。）Ⅱ編 3.5 クリープ疲労損傷の制限に従い、運転状態Ⅰ～Ⅲまでを考慮するものとする。

運転状態は、ナトリウム冷却実証炉で考えられていた熱過渡想定に従い設定した。つ

まり、運転状態Ⅰの通常起動を427回、通常停止を120回、運転状態Ⅱの手動トリップ及び外部電源喪失等の合計を300回、運転状態Ⅲの一次ポンプ軸固着等の合計を6回という想定である。ただし、原子炉容器液面近傍は、軸方向に温度勾配のつく円筒が断面ごとに異なる周方向熱膨張を発生するメカニズムを持ち、軸方向曲げ応力及び周方向膜応力を伴う。この応力場は、原子炉の起動時のナトリウム液面上昇に従い上昇していき、液面上部のガス冷却により発生する温度折曲り点と液面での温度折曲り点が構造物を通過するプラント起動時（プラント停止状態である200℃から通常運転状態の550℃までの昇温のこと）に、事象Ⅰ～Ⅲまでに発生する応力（膜＋曲げ応力強さ範囲）中、最大の応力が発生する。そのため、原子炉容器液面近傍にクリープ疲労により与えられる損傷を計算するためには、起動により与えられる応力の427回の繰り返しを考慮すればよい。熱過渡事象が単一種類の組み合わせとなる時には、運転時間を当分割りするように事象の発生頻度を配分することがもっとも保守的となるため、プラント寿命40年、高温使用時間30万時間（稼働率85.6%）中に427回の起動運転が実施される、つまり高温での温保持時間が702.6時間となる熱過渡サイクルの繰り返しを想定した。

実用化戦略調査研究で検討しているプラントの設計寿命は40年であるが、現実には、プラントは余寿命評価を実施し、プラント寿命を延長して使用される。そのため、評価においては、各破損モードごとにどの程度の寿命が期待できるか把握しておくことが望ましい。本検討では、702.6時間保持の熱過渡サイクルが繰り返される想定し、熱過渡サイクル数をパラメータとした検討を行った。

プラントの起動時に発生する最大膜＋曲げ応力強さ範囲は、369MPaと予測されているが、これは、原子炉容器のカバーガス部（液面上部）及びナトリウムとの接液面部での熱伝達率の設定により予測応力値が変化する。そのため、本検討においては、95%の確率で400MPaの応力が発生し、5%の確率で±30MPaの応力が発生する設定とした。

◎目標信頼度と信頼度評価手法の選定

現在目標信頼度の設定はできていない。本評価は、実際の設計例を用いて信頼度を計算し、今後どのような数値を目標にすればよいのかという検討も兼ねている。

これまでの機器区分から考えれば、原子炉容器は、DDSⅠ編 構造設計方針3.2 機器等の分類における表1で定義される「原子炉冷却材バウンダリを構成する機器」である「第1種機器」となる。本評価において目標信頼度の設定はなされていないが、DDSⅡ編 高速増殖実証炉第1種機器の高温構造設計に定められる設計手法から安全係数を除いた評価法を構造設計分野の信頼度評価のための評価法として採用し、安全係数を考慮した評価法により計算された結果を目標信頼度と考えることとした。

◎構造及び材料特性の定義

構造は、外径9660mm、肉厚30mmの円筒構造である。原子炉容器本体は、下鏡を有

する容器であるが、本評価での着目点は、最大応力が発生する原子炉容器胴部ナトリウム液面近傍であるので、応力解析においては円筒構造として構造形状を模擬する。相当ひずみ範囲及び緩和クリープ損傷を計算する際に必要となる弾性追従係数 q_n 及び q_c は、信頼度評価のために 1.7、目標信頼度評価のために 2 を使用した。

高温クリープ領域で長時間使用され、かつ熱過渡による疲労損傷も与えられることから、材料としてクリープ疲労特性に優れた 316FR 鋼を採用することにした。316FR 鋼の材料特性は、「解説 高速増殖実証炉高温構造設計方針 材料強度基準等(案)¹⁰⁾」、「明日のエネルギーの礎に—高速炉新材料の実用化に向けて—¹¹⁾」及び「高温構造健全性評価指針(案)¹²⁾」から次のように設定することとした。設定に使用したデータ等詳細は、「付録 B 確率分布モデルと材料特性」に示す。

き裂発生には、以下の物性値を使用した。

○降伏点 S_y (550°C)

+信頼度評価のための設定

316FR 鋼の引張試験データから降伏点を回帰し、次のように設定した。

$$N(\mu, \sigma^2) = N(129[\text{N/mm}^2], 14.1^2)$$

平均値 129[N/mm²]、標準偏差 14.1 の正規分布

+目標信頼度評価のための設定

$$\text{設計降伏点} : 105[\text{N/mm}^2] = 1\% \text{破損確率値}$$

○応力強さ S_m (550°C)

信頼度評価のための設定及び目標信頼度評価のための設定ともに、 S_y の 0.9 倍によって S_m は決定される。そのため、信頼度評価では 0.9 を安全率と考え、 S_y と同じ分布を使用した。

+信頼度評価のための設定

$$N(\mu, \sigma^2) = N(129[\text{N/mm}^2], 14.1^2)$$

+目標信頼度評価のための設定

$$\text{設計応力強さ} : 95[\text{N/mm}^2] = 0.9 \times \text{設計降伏点}$$

○設計緩和強さ S_r

S_r は、初期応力を $1.5S_m$ とする時の高温保持時間使用後の緩和応力である。そのため、 S_m (S_y)と同じ分布形状を使用した。ただし、目標信頼度評価のための S_r は、DDS に記載の設計緩和強さそのものであり、信頼度評価のための S_r の平均値は応力強さの信頼性評価と目標信頼度評価の比率である $129/95 \approx 1.37$ を設計緩和強さに乗じて使用した。

+信頼度評価のための設定

$$N(\mu, \sigma^2) = N(159[\text{N/mm}^2], 17.5^2)$$

+目標信頼度評価のための設定

設計緩和強さ (702.6hr) : 116[N/mm²]

○クリープ緩和初期応力 S_i

DDS に記載されている動的一応力ひずみ式は、異なるひずみ速度、ひずみ保持時間のデータを上限として包絡する近似式である。信頼度評価のためには、上限ではなく平均特性を疲労試験の寿命中期より回帰した関係式を使用した。

+信頼度評価のための設定

$N(\mu, \sigma^2)$

= $N(0.862 \times \text{設計クリープ緩和初期応力}, (0.071 \times \text{設計クリープ緩和初期応力})^2)$

+目標信頼度評価のための設定

設計クリープ緩和初期応力

=DDS 動的一応力ひずみ式より計算される応力範囲の 1/2

○疲労強度

DDS に記載されている許容ひずみ範囲 (設計疲労線図) は、平均疲労線図の高サイクル側にデータ点数が少ないことを考慮し、平均疲労試験データに対して高サイクル側で大き目の裕度を持たせた最適疲労線図を作成し、その上で「ひずみ範囲で 1/2」及び「寿命で 1/20」の係数を乗じた値のいずれか小さい方の数値を許容ひずみ範囲として使用している。信頼度評価のために、板及び鍛造の疲労試験データを回帰し、平均疲労破損式 (付録 B 表 B.9) を平均値とする対数正規分布を求めた。繰返し数によりばらつき幅に異なる傾向がでたため、繰返し数が 10⁴ サイクル以下で 0.312、10⁴ サイクルより大きい領域で 1.342 と 2 つの対数標準偏差を採用した。

+信頼度評価のための設定

$LN(\mu, \sigma^2)$: μ = 平均疲労破損式から導出される許容繰返し数の自然対数
 σ = 許容繰返し数の自然対数を K 倍した値 (K=0.312 or 1.342)

+目標信頼度評価のための設定

DDS 許容ひずみ範囲 (設計疲労線図)

○クリープ強度

DDS には、主クリープ破断式関係式とクリープひずみ式が記載されている。緩和クリープ損傷係数 D^* の値は、DDS では主クリープ破断式を $\alpha_R=10$ 、クリープひずみ式では $\alpha_c=3$ として計算されている。これは、これらの数値をもって、ほぼクリープ試験データの上限值を包絡することから設定された。 $\alpha_R=1$ 、 $\alpha_c=1$ が両式の平均特性を示していることから、信頼度評価においては、これらを平均としてクリープ破断

時間及び定常クリープひずみ速度を対数正規分布に回帰した分布を使用した。

α_R (クリープ破断時間)

+信頼度評価のための設定

$$\text{LN}(\mu, \sigma^2) : \quad \mu = 0 \\ \sigma = 0.604$$

+目標信頼度評価のための設定

α_R を 10 として求まるクリープ破断時間

α_C (定常クリープひずみ速度)

+信頼度評価のための設定

$$\text{LN}(\mu, \sigma^2) : \quad \mu = 0 \\ \sigma = 0.657$$

+目標信頼度評価のための設定

α_C を 3 として求まる定常クリープひずみ速度

ただし、クリープ破断時間と定常クリープひずみ速度の間には Monkman-Grant の関係のように相関性がある、つまりクリープ破断時間の短い α_R の大きいヒートは、通常定常クリープひずみ速度が大きく、 α_C も大きい。そこで相関関数を用い α_R と α_C の自然対数間の相関性を相関係数 $\rho = 0.83$ と定義した。

き裂伝播には、「平成 5 年度 高温構造健全性評価指針 (案)」を用い、以下の物性値を設定した。DDS における破損の定義は、き裂の発生であるため目標信頼度としての安全率は、き裂発生までの領域で設定されている。よって、き裂の伝播は、信頼度評価のための解析のみを実施した。

○き裂伝播評価

クリープ疲労き裂伝播速度 da/dN は、次式により求めた。

$$(da/dN) = (da/dN)_f + (da/dN)_c$$

$$(da/dN)_f = C_f \times \Delta J_f^{m_f} \quad : \quad (da/dN)_f \text{ 疲労き裂伝播速度 [mm/cycle]} \\ \Delta J_f \text{ 疲労 J 積分範囲 [N/mm]} \\ C_f, m_f \text{ 疲労き裂伝播データベースに基づく材料定数}$$

$$\text{上限値} \quad : \quad C_f = 1.27 \times 10^{-4}, m_f = 1.37$$

平均特性 : $C_f = 6.34 \times 10^{-5}$ 、 $m_f = 1.37$

下限値 : $C_f = 3.17 \times 10^{-5}$ 、 $m_f = 1.37$

$(da/dN)_c = C_c \times J_c^{m_c}$: $(da/dN)_c$ クリープき裂伝播速度 [mm/cycle]

J_c クリープ J 積分範囲 [N/mm]

C_c, m_c クリープき裂伝播データベースに基づく材料定数

上限値 : $C_c = 1.48 \times 10^{-2}$ 、 $m_c = 0.883$

平均特性 : $C_c = 7.41 \times 10^{-3}$ 、 $m_c = 0.883$

下限値 : $C_c = 3.71 \times 10^{-3}$ 、 $m_c = 0.883$

き裂伝播特性は、定数 C_f 、 C_c が対数正規分布となっていると仮定した。また、ばらつき幅は、上限値及び下限値が 95% 信頼値となっていると仮定して設定した。その結果、対数標準偏差は次のようになった。

C_f の対数標準偏差 $\sigma = 0.4216$

C_c の対数標準偏差 $\sigma = 0.4220$

なお、き裂はクリープ疲労により発生するき裂と製造時より存在する初期き裂の 2 種類を仮定した。

○クリープ疲労により発生するき裂

クリープ疲労損傷評価が破損クライテリアを超えた時点で、表面長さ 10mm のき裂が発生しているものと仮定した。

○初期き裂

初期き裂の個数 : 10^{-4} 個/標準試験片

き裂深さの確率密度関数 (W.Marshall の指数分布¹³⁾)

$$P(a) = \frac{1}{\mu} \exp\left(-\frac{a}{\mu}\right) \quad a: \text{き裂深さ [mm]}, \quad \mu: \text{平均き裂深さ [mm]} = 1\text{mm}$$

アスペクト比の存在確率 (LLNL の対数正規分布¹⁴⁾)

$$P(\beta) = \frac{C}{\sigma\beta\sqrt{2\pi}} \exp\left[-\frac{1}{2} \left\{ \frac{\ln(\beta/\beta_m)}{\sigma} \right\}^2\right]$$

β : アスペクト比 = c/a , 平均アスペクト比 = 0.5

a : き裂深さ [mm], $2c$: 表面長さ [mm], $\beta > 1$, $\beta_m = 1.336$, $\sigma = 0.5382$

C:不完全確率関数の補正係数で、下式で表される

$$\frac{1}{C} = \int_{\beta_{\min}}^{\beta_{\max}} \frac{1}{\sigma\beta\sqrt{2\pi}} \exp\left[-\frac{1}{2}\left\{\frac{\ln(\beta/\beta_m)}{\sigma}\right\}^2\right] d\beta$$

◎破損の定義

DDS において破損は、き裂の発生と解釈されている。クリープ疲労損傷評価法は、標準丸棒試験片を用いて実施されるクリープ疲労試験において、25%の荷重低下が発生した繰返し数を破断と定義し策定される。この繰返し数は、表面長さ約 10mm のき裂が発生している状態に相当する¹⁵。

そのため、DDS で用いられている破損の定義であるクリープ疲労損傷評価法でのき裂の発生(約 10mm)をそのまま破損と定義した場合の確率をき裂発生確率 P_i として求めた。また、き裂伝播解析の適用限界であるき裂が肉厚の 80%まで伝播した状態を、き裂貫通確率 P_p として同時に求めた。

◎製作方法の定義

本評価は、鍛造材を用いた液面近傍円筒構造に対して与えられる損傷を対象としている。適切な材料検査や供用前検査が実施されており、仮定した初期き裂を超える欠陥は存在しないものと仮定した。外径が 9660mm であり、大型鍛造となるが、プレス機の改良により製造自体は可能な範囲内になる。鍛造を選択したことによる大きな強度低下因子はないとここでは想定している。ただし、鍛造材のみの疲労試験データは数が少ないため、平均疲労破損式の回帰に関して、鍛造材と板材の両者のデータを使用している。

◎検査の有無と精度の定義

破損の定義において、き裂の発生及び伝播を許容する場合、供用中検査によるき裂の発見及び補修がき裂貫通確率 P_p を下げる大きな因子となる。き裂貫通確率 P_p を計算する場合、4年に1回の供用中検査を実施する設定とした。評価上は、補修による強度回復係数等は設定せず、検出されたき裂はすべて完全に補修されるものとした。供用中検査の精度に関しては、下記のように設定した¹⁶。

Poor	$PD(a) = \phi \{0.24 + 1.485 \ln(a/t)\}$
Good	$PD(a) = \phi \{1.526 + 0.533 \ln(a/t)\}$
Advanced	$PD(a) = \phi \{3.63 + 1.106 \ln(a/t)\}$

a : 欠陥深さ, t : 板厚

$$\phi\{x\} = \int_{-\infty}^x \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-t^2/2} dt$$

ここで、poor とは ASME Sec.XI の規定に従った一般検査員のレベル、good とはこのうち最も優れた検査員のチームの検査結果、advanced は貫通欠陥(粒界割れ型)を 99.9% の確率で検出でき、かつ板厚の 10%の欠陥を 90%検出できると仮定した検査レベルである。

ある時間の信頼度は、 $(1 - \text{破損確率})$ で表現できる。破損確率は、次のようなステップで算出する。

- ・破損の定義を設定し、Pf の定義を決定する。
- ・破損をき裂の発生と定義する場合は、クリープ疲労損傷評価法により求まるき裂発生確率 P_i がそのまま Pf となる。
- ・破損をき裂の貫通と定義する場合は、初期欠陥が存在しない場合のき裂の発生及び伝播(含む検出)によりき裂が貫通する確率を計算し、き裂貫通確率 $A(P_{pa})$ を求める。初期欠陥が存在する場合のき裂貫通確率 $B(P_c \times P_{pb})$ は、初期欠陥の条件付きき裂貫通確率 P_{pb} をき裂伝播評価から求め、それに対し、初期欠陥の存在確率 P_c を乗ずることで計算する。検査によるき裂の検出とそれに伴う補修はき裂検出確率として考慮し、き裂伝播評価の中で使用する。この2種類のき裂貫通確率 A と B の和は、き裂の補修を前提とするき裂貫通確率 P_p となり、定義に従い Pf と解釈される。(計算過程の補足を「付録 C クリープ疲労損傷評価への構造信頼性評価手法の適用」に示す。)

図2にサイクル当たりのクリープ疲労損傷値を示す。信頼度評価(モンテカルロ計算)の結果は、図中に雲上のプロットとして示されている。これらは、クリープ損傷で $10^6 \sim 10^3$ の領域に疲労損傷で $10^{10} \sim 10^4$ の領域に示されている。目標信頼度評価結果(図中 $q=2$ (現設計))は、クリープ損傷が 2×10^3 、疲労損傷が 3×10^5 の位置に示されている。

図3に熱過渡サイクルを繰り返し数としてパラメータにとった場合の累積き裂発生確率 $\int P_i dN$ を示す。DDS の破損の定義と同等になる標準試験片の破損は、中央値 16239 サイクル、対数標準偏差 0.78 の分布となった。目標信頼度評価から求まる DDS での設計破損予測サイクルは、430 サイクルである。信頼度評価の結果を対数正規分布に近似すると、 $2 \times 10^{-6}(\%)$ の目標累積き裂発生確率が算出される。累積き裂発生確率 $\int P_i dN$ は、評価上のき裂発生確率であり、実際の破損確率はこの値より小さい数値になると思われるが、今後数値の詳細化を実施していけば、累積き裂発生確率 $\int P_i dN$ は、信頼度の計算に使用するとともに、目標累積き裂発生確率の計算に用いる事ができる。

図3には、累積き裂発生確率のほかに、累積き裂貫通確率 $\int P_p dN$ も示す。累積き裂貫通確率は、ナトリウム冷却炉の特徴となる低圧条件及び供用中検査の効果により、累積き裂発生確率と比較し大きな裕度を有している。例えば、 10^3 サイクルでの $\int P_i dN$ は約 $10^{-2}\%$ 、 $\int P_p dN$ は約 $10^{-13}\%$ のオーダーである。

これらの試評価から、DDSのクリープ疲労損傷評価法に対しき裂発生確率 P_i を計算し、DDSが保持する安全係数から計算される目標信頼度評価結果と比較することで、クリープ疲労評価法の持つばらつきを総合的に判断できることがわかる。

また、き裂貫通確率 P_p を導入することで、き裂の発生から貫通までの裕度を把握する事ができる。 P_p 、 P_i の他に P_p/P_i やき裂発生サイクル N_i とき裂貫通サイクル N_p を用いた $(N_p-N_i)/N_i$ も裕度を把握する上では有効なパラメータとなりうる。

これまでの設計、製作、運転実績から目標信頼度を確率論的に設定する事ができれば、異なる部分基準間での裕度交換を含む安全裕度の適正化や合理化が可能となるため、今後、計算方法の妥当性の充実、計算例の増加を通じ、適切な目標信頼度を設定していく予定である。

4. まとめと今後の課題

4.1 まとめ

システム化規格における確率論の考え方を検討した結果を以下にまとめる。

確率論をベースとする基準（検査分野）の調査結果に基づきシステム化規格における確率論の位置付けを検討した。調査を行ったこれらの基準では、破損モードの生じやすさを破損モードの種類に基づき区分化することで、確率として明確に計算できない要因も考慮した形で検査方法を変えることに成功している。システム化規格においては、き裂発生確率やき裂貫通確率といった確率を用いて信頼度の検討をはじめめる事とするが、各評価因子（基本確率変数）の区分化も平行して進めていく。

システム化規格の規格化項目を想定した試評価例を作成した。試評価は、1) 想定事象、2) 目標信頼度と信頼度評価手法の選定の条件、3) 構造及び材料特性の定義、4) 破損の定義、5) 製作方法の定義、6) 検査の有無と精度の定義 に関して条件を設定し、ナトリウム冷却大型高速増殖炉の原子炉容器の信頼度を累積き裂発生確率 $\{P_i dN\}$ 及び累積き裂貫通確率 $\{P_p dN\}$ を用いて評価した。

これまでの構造設計基準である「DDS」に基づき評価されるクリープ疲労損傷の限界は430サイクルとなる。信頼度評価から求まる本サイクルの累積き裂発生確率は約 $2 \times 10^{-6}(\%)$ であり、これまでの基準体系と同等の安全裕度を保持した設計を行う場合の目安となる。このように目標信頼度は、従来の設計事例、製作事例、運転実績から設定することが有効である。また、目標信頼度を設定した場合、裕度交換を含む安全裕度の適正化や合理化が可能となる。

4. 2 今後の課題

図1の評価フローは、破損確率を算出するためのフロー図だが、実際にシステム化規格全体の評価フローは、図4のようになる。これは、荷重条件や材料選定、製作/施工方法、検査種別といった設計条件がより明確に確率変数として導入されるとともに、破損確率だけでなく破損の影響を含め構造信頼性を判断していくことに伴う拡張である。このような評価方法を具体化していくために必要と考えられる検討項目を表3に取りまとめた。なお、確率論と関連の深い項目は以下の項目であると考えている。

- ・ 基本確率変数の設定（部分基準）

初期き裂の分布、材料挙動等の分野においても検討を開始するとともに、系統パラメータ（熱過渡履歴等）や検査・補修といった分布となりにくい分野での適用方法を検討する。

- ・ 定量化手法の検討（信頼性の定量化）

これまでの構造設計で使用されてきたクライテリアと累積き裂発生確率等の新しい指標を比較し、定量化方法の妥当性を高める。

軽水炉と比較し使用経験の少ない高速増殖炉においてシステム化規格を導入しプラントのコストダウンを図っていくためには、幅広い基本確率変数を検討し、適切な裕度交換対象確率変数を設定していく必要がある。つまり、より広範囲の検討が必要となるわけであるが、付録Dに示すようなシステム化規格を導入した場合の構造イメージ及び評価イメージの検討を平行して行うことで効果的な開発を進めていく予定である。

謝辞

付録 A に示す確率論をベースとする基準の調査及び付録 B に示す累積き裂発生確率、累積き裂貫通確率の計算は、三菱重工業株式会社 技術本部 長崎研究所 強度研究室所属の中馬康晴氏が実施したものである。ここに深く感謝を申し上げます。

参考文献

1. 浅山 泰, FBR プラントの低コスト・長寿命化に関する構造・材料技術の調査研究, JNC TN9400 2001-021, (2000)
2. 浅山 泰, システム化規格の開発—基本的な考え—, JNC TN9400 2001-065, (2001)
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, REGULATORY GUIDE 1.174 An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment In Risk-Informed Decisions On Plant-Specific Changes to the Licensing Basis, <http://www.nrc.gov/NRC/RG/01/01-174.html>, (1998)
4. U.S. Nuclear Regulatory Commission, REGULATORY GUIDE 1.178 n Approach For Plant-Specific Risk-informed Decision-making In-service Inspection of Piping, <http://www.nrc.gov/NRC/RG/01/01-178.html>, (1998)
5. ASME, ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI Code Cases N-578 Risk-Informed Requirements for Class 1,2 and 3 piping, Method B, (1997)
6. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Arkansas Nuclear Unit #2, <http://www.nrc.gov/AEOD/pib/reactors/368/368toc.html>
7. (株)CRC 総研, リスク・インフォームド検査 講演会資料, (1999)
8. 三原 隆嗣 他, FBR システム技術検討書—平成 11 年度報告—, JNC TY9400 2000-024, (2000)
9. 日本原子力発電, 高速増殖実証炉高温構造設計方針 (案), 日本原子力発電, (1999)
10. 日本原子力発電, 解説 高速増殖実証炉高温構造設計方針 材料強度基準等 (案), 日本原子力発電, (1999)
11. 社団法人 日本溶接協会, 明日のエネルギーの礎に—高速炉新材料の実用化に向けて—, 社団法人 日本溶接協会, (1999)
12. 電力中央研究所, 平成 5 年度発電用新型炉技術確証試験 調査報告書「高速炉機器への非弾性破壊力学の適用に関する指針 (案)」, 電力中央研究所, (1995)
13. U. K. Atomic Energy Authority, An Assessment of the Integrity of PWR Pressure Vessels (2nd Report), (1982)
14. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Probability of Pipe Fracture in the Reactor Coolant Loops if Combustion Engineering PWR Plants, NUREG/CR-3663 Vol.2, (1984)
15. 電力中央研究所, 平成 9 年度発電用新型炉技術確証試験 (高速増殖炉技術確証試験), 調査報告書その 2、高温構造健全性評価技術確証試験, 電力中央研究所, (1998)
16. F. A. Simonen, H. H. Woo, Analyses of the impact of in-service inspection using a piping reliability model, NUREG/CR-3869 PNL-5149 R5, (1984)

表1 規格化項目のイメージ (2001年8月版)

上位基準	想定事象 ・ 運転状態 ・ 事象 ・ 回数	機器重要度分類 ・ 目標信頼度 ・ 目標信頼度設定法	信頼性評価手法 ・ 信頼度 (破損確率) ・ 安全係数 ・ 品質保証指数					
部分基準	材料	構造設計	製作・据付	検査(PSI)	運転	維持 検査	評価	補修・取替
	材料仕様 ・ 化学成分 ・ 熱処理 ・ 検査 材料強度 (許容値)	破損モード ・ クリープ疲労 ・ etc. 荷重 ・ 地震力 ・ 熱荷重 応力解析法 ・ 弾性解析 ・ 非弾性解析	溶接施工法 ・ 種類 ・ 方法 ・ 適用箇所	検査方法 ・ 箇所 ・ 方法 ・ 判定基準	運転方法 ・ 起動 ・ 停止	検査方法 ・ モニタリング ・ I S I ・ (定期検査)	評価方法 ・ 荷重評価法 ・ 欠陥評価法	補修工法 ・ 箇所 (有無) ・ 切削 ・ 溶接
基本確率変数 (裕度交換項目)	許容値 材料検査 ・ 方法	荷重評価精度 応力解析精度 破損の定義 クライテリア精度	溶接工法 (余盛) 表面仕上げ 取り合い 加工精度	最大許容欠陥 最大許容不整	昇温時間 降温時間	モニタリング ・ 箇所 (有無) ・ 項目 ・ 精度 I S I ・ 箇所 (有無) ・ 方法 (精度) ・ 頻度	荷重評価精度 応力解析精度 破損の定義 クライテリア精度	補修 ・ 有無 ・ 工法 交換 ・ 有無 ・ 工法

* 上位基準、部分基準とも全対象機器に適用。「第1種機器の評価法」等は設けない。
 確率は、信頼性評価手法の中で定量化指標として用いる。
 安全設計、系統設計との関連は現在検討中である。

表2 劣化メカニズムの分類⁵

Large Pipe Break Potential	Leak Condition	Degradation Category
High	Degradation mechanism likely to cause a large break (>50 Gallon Per Minute)	“Large” Flow Accelerated Corrosion
Medium	Degradation mechanism likely to cause a small break (\leq 50 Gallon Per Minute)	“Small” Thermal Fatigue, Corrosion Cracking, Primary Water Stress Corrosion Cracking, Intergranular Stress Corrosion Cracking, Microbiologically Influenced Corrosion, Erosion/Cavitation
Small	None	“None” No degradation mechanism

ただし、本表は水冷却熱中性子炉を対象にしたものである。

表3 必要検討項目 (1/2)

分野	項目	内容	方向性
設計対象部位の選定	機器コスト	構造及び材料の変更を必要とするような対象機器の調査を行い、想定対象部位を設定する。	◆ システム化規格導入のニーズとして開発作業と平行して別途検討していく。
	破損事例の調査/分類	破損事例の調査を行い、信頼度の向上が求められる部位、破損モードを選定する。	◆ 破損事例の調査を平成 12 年度から開始した。今度も継続して調査を行いデータベースの拡充を行うとともに、データの分析を行い破損防止方策を別途検討する。
上位基準	上位基準	想定事象、機器重要度、信頼性評価手法の設定方法を具体化していく。	◆ システム化規格の開発の中で別途検討していく。
部分基準	基本確率変数の設定	信頼度の精度を適切に表現するために、必要な基本確率変数を選定し、具体化する。	◆ 材料強度特性に対しては、確率分布の検討を実施した。 ◆ 今後、初期き裂の分布、材料挙動等の分野においても検討を開始するとともに、系統パラメータ（熱過渡履歴等）や検査・補修といった確率分布となりにくい分野における適用方法を検討する。
信頼性評価	評価法の選定	品質保証係数を導入し、評価法の精度を定量化し、評価法の選定が可能にする。	◆ 上位基準の検討の中で別途検討していく。
信頼性の定量化	定量化手法の検討	これまでの構造設計で使用されてきたクライテリアと累積き裂発生確率等の新しい指標を比較し、定量化方法の妥当性を高める。	◆ 検査の頻度・精度の検討とあわせ、検討を進めていく。

表3 必要検討項目 (2/2)

分野	項目	内容	方向性
破損影響評価	機器の破損が及ぼす影響の評価	現状の設計体系では、機器の破損による影響は炉心損傷等放射性物質に対してのみ考慮されている。一方、実際のプラントの運転に際しては、稼働率や保守・補修（期間、コスト）といったファクターがより重要となってくる。そのため、稼働率を低下させる可能性を低くするといった観点から影響評価が必要になる。	◆ PSAの手法が参考になる。（マスターロジックダイアグラム、イベントツリー、フォールトツリー）ただし、検討は影響度の検討及び考え方のレベルから実施する必要がある。損傷評価に対しシステム化規格の具体化が完成したのちに体系化を開始する。
影響の定量化	影響度の設定	上記ファクターの設定	—
最終判断指標の導出	最終判断指標の設定	1) 損傷評価のみから導出される信頼度、2) 信頼度と万一破損した場合の影響度の関数であるリスク、3) さらに経済性をも加味したリスクの3段階の判断指標の導入が可能である。	◆ 1) 2) 3) と順を追って導入を検討していく。
全体	確率論	全体方針のうち確率論と大きく関係するのは右の項目である。	◆ <u>基本確率変数の設定（部分基準）</u> ： 初期き裂の分布、材料挙動等の分野においても検討を開始するとともに、系統パラメータ（熱過渡履歴等）や検査・補修といった分布となりにくい分野での適用方法を検討する。 ◆ <u>定量化手法の検討（信頼性の定量化）</u> ： これまでの構造設計で使用されてきたクライテリアと累積き裂発生確率等の新しい指標を比較し、定量化方法の妥当性を高める。

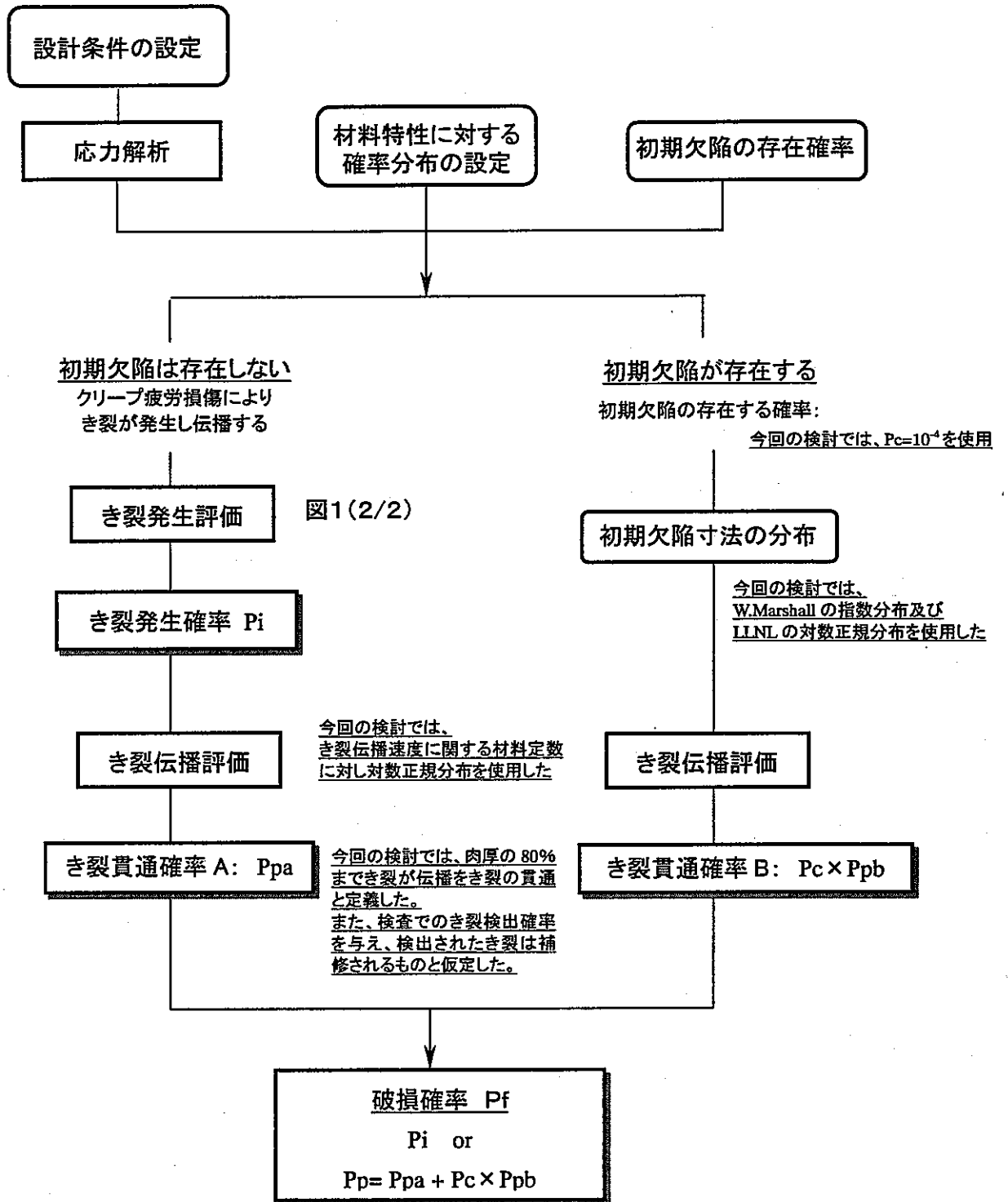


図1 確率論を導入した構造健全性評価フロー (1/2) : 全体フロー

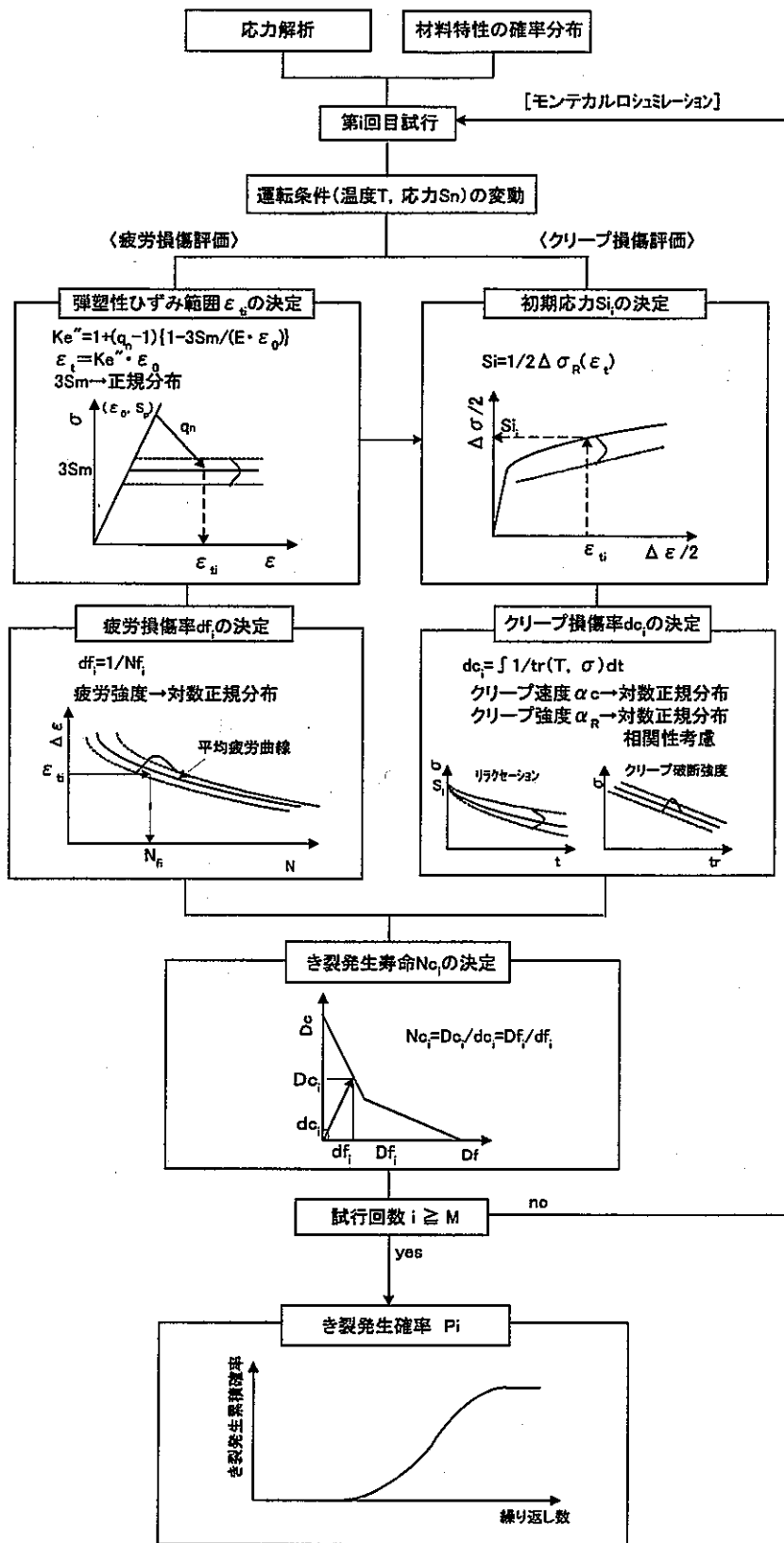
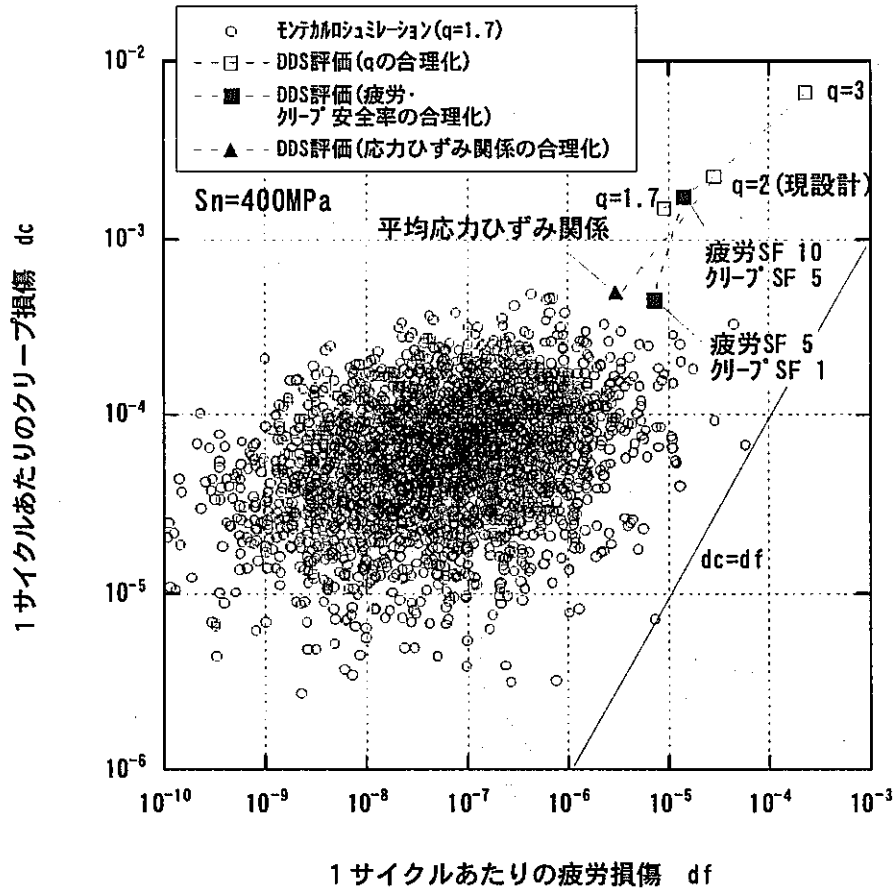


図1 確率論を導入した構造健全性評価フロー (2/2): き裂発生



解析条件：
 材料：316FR 母材
 構造：外径 9660mm、肉厚 30mm の円筒構造
 荷重サイクル：繰返し熱荷重サイクル（保持つき）
 使用温度：550℃
 負荷荷重：膜+曲げ応力強さ範囲 $S_n = 400\text{MPa}$
 保持時間：703 時間

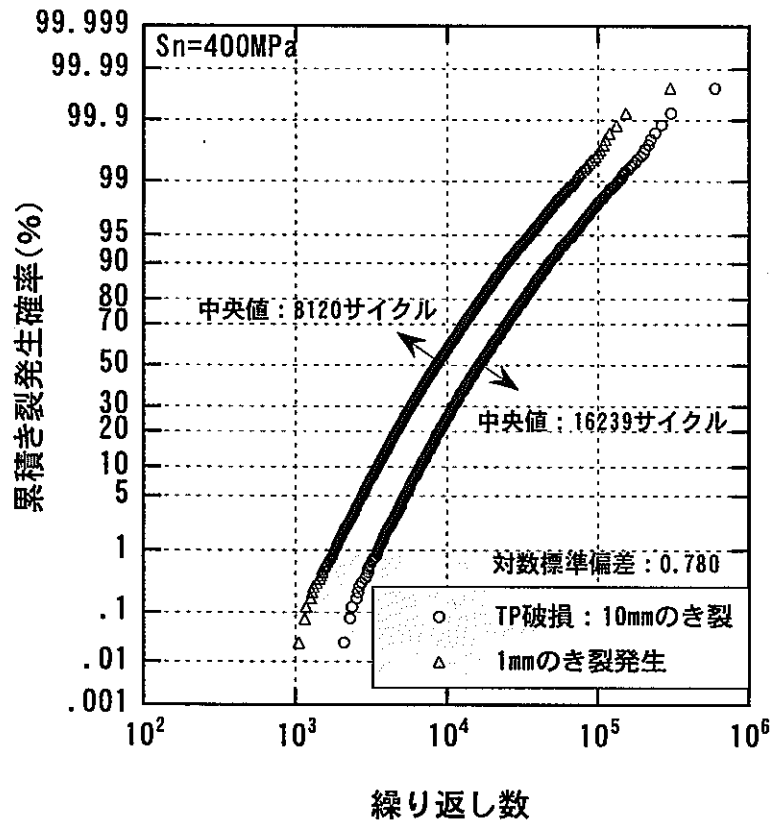
DDS
 = 実証炉に用いた構造設計方針におけるクリープ
 疲労評価法

q
 = 上記評価法中の設計パラメータ
 (弾性追従係数)

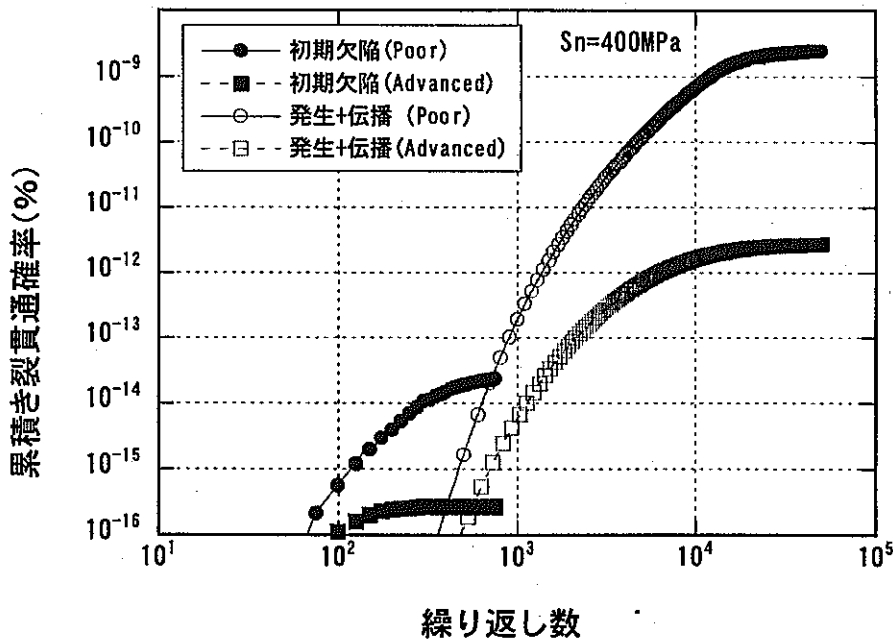
上記評価法での安全係数 (SF)

- ・疲労線図 20
- ・クリープ破断式における安全係数 10
- ・クリープひずみ式における安全係数 3

図2 1サイクル当たりの損傷値の比較



累積き裂発生確率 $\int P_i \text{ dN}$



累積き裂貫通確率 $\int P_p \text{ dN}$

図中: Poor, Advanced は、検査の精度の違いである。
初期欠陥は $P_c \times P_{pb}$ を、発生+伝播は P_{pa} を示している。

図3 累積き裂発生確率と累積き裂貫通確率

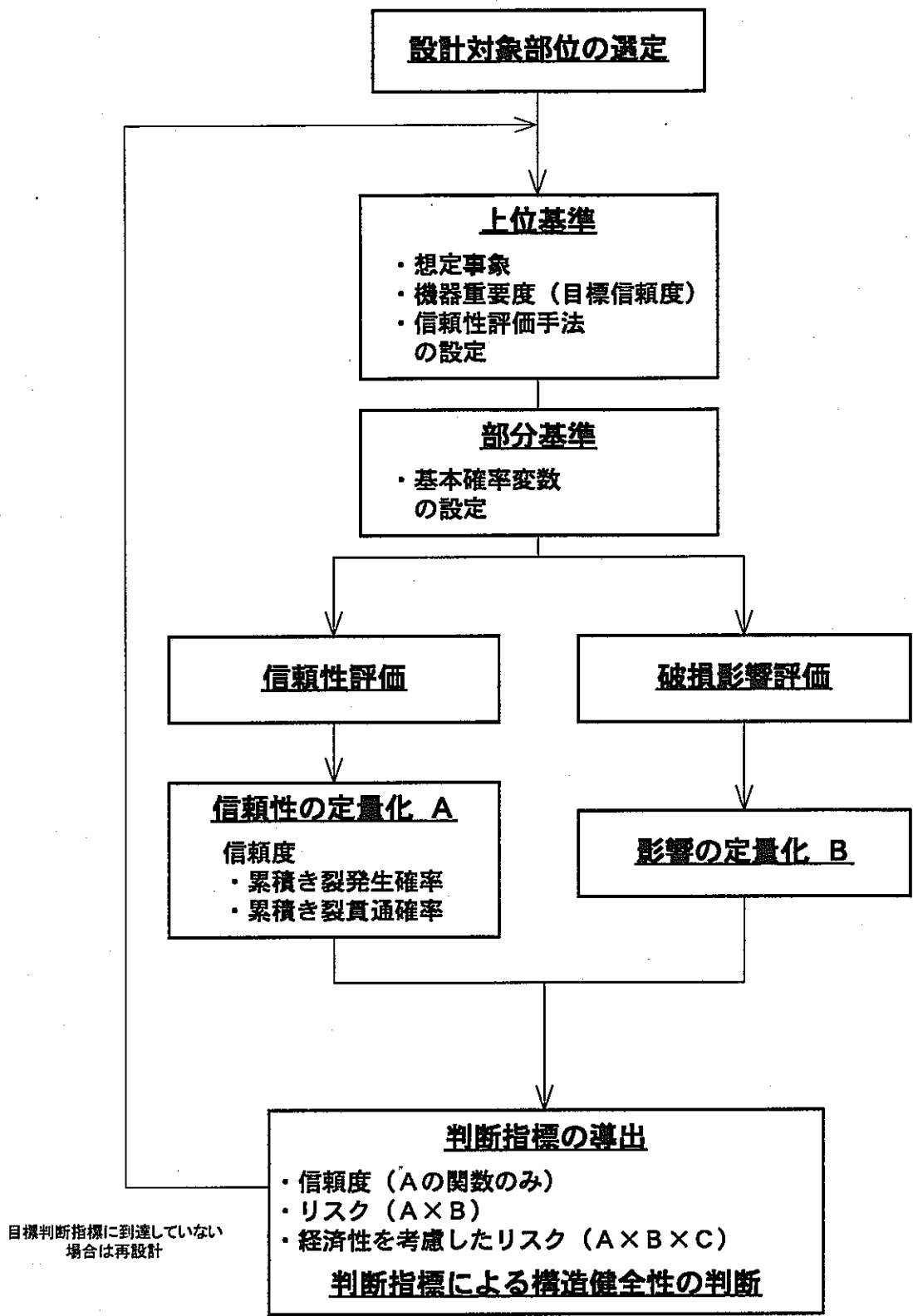


図4 システム化規格による設計フロー

付録 A 確率をベースとする基準の調査結果

目次

- A. 確率をベースとする基準の調査結果
 - A.1 確率の導入経緯
 - A.2 ASME Code Case N-560,N-577, N-578
 - A.3 API 581

A. 確率をベースとする基準の調査結果

A.1 確率の導入経緯

原子力分野において確率を明確に取り入れた研究としてもっとも著名なものは、米国 NRC (Nuclear regulatory Commission) の支援によりノーマン・ラスムッセン博士 (MIT 教授) が指導し 1975 年に取りまとめられた Reactor Safety Study, WASH-1400^{A1} である。WASH-1400 の中では炉心損傷確率 (文献中: Core Melt Probabilities) や放射性物質の環境への放出確率 (文献中: Radioactive Release Probabilities) が計算されそれに基づいて安全性が評価された。

これらの確率の評価には、確率論的安全評価手法 (PSA: Probabilistic Safety Analysis) が用いられた。PSA は、原子力発電所で発生する可能性がある異常事象を想定し、その後の事象進展の確率を設備構成や故障率等をもとに推定、評価するものである。発生する可能性がある異常事象は、起因事象と呼ばれ軽水炉では、LOCA (Loss Of Coolant Accident) 等の事象のことであり、たとえば小破断 LOCA の場合 2.2×10^{-4} /炉年というような発生頻度が想定され、そこから炉心損傷等へ至る確率が事象の進展ごとに計算される。事象の進展 (イベントツリー) は、炉心損傷に至る可能性のある全事象シーケンスを記述したもので、このシーケンス中に現れるシステムの機能喪失確率は、構成機器の故障確率と機能喪失に至る故障の組合せ (フォールトツリー) により求められる。

WASH-1400 により報告された炉心損傷確率の定量的信頼性については、Union of Concerned Scientists(1977)により反論^{A2}を受けるなど社会的な認知を十分受ける段階までには至っていないが、炉心損傷確率を低減化させるために安全性を確保すべきシステムの特長、システムに対し設備対応を行った場合の炉心損傷確率の改善効果といった観点から重要視されており国内の軽水炉においても 10 年ごとに実施される定期安全レビュー^{A3}において PSA が実施され安全性が評価されている。なお、WASH-1400 の評価結果は、1978 年にハロルド・ルイス教授 (カルフォルニア大) をチェアマンとする独立評価パネルによりその妥当性が検討された^{A4}。評価パネルは、評価結果 (確率) のばらつきを示す不確実性と要約版の内容には異議を示したものの、評価結果である確率自体には、過小あるいは過大と考える理由は無いと答申し、1979 年に答申内容が NRC により受理されている。なお、現在の PSA の評価結果 (地震及び火災を除く炉心損傷確率) は、米国において BWR: 4×10^{-6} /炉年、PWR: 5×10^{-5} /炉年程度^{A5}と評価されている。国内では、福島第二 1 号機 (BWR) が 10^{-8} /炉年程度 (エラーファクター約 7 の不確実性: 7 倍~1/7 倍のばらつき幅)、美浜 3 号機 (PWR) が 10^{-6} /炉年程度 (エラーファクター約 5 の不確実性) とそれぞれの定期安全レビュー報告書で報告している。定量的には原子力発電プラントの基本安全原則^{A6} (INSAG-3) (IAEA 国際原子力安全諮問委員会, 1988) が示す目標 (既設炉に対して 10^{-4} /炉年以下、新設炉に対して 10^{-5} /

炉年以下) に対し十分下回ることをひとつの目安としている。

A.2 ASME Code Case N-560,N-577, N-578

このような PSA の研究成果を踏まえ、軽水炉における供用中検査に関する実施の判断を行うために ASME Code Case N-560,N-577, N-578 が 1990 年代後半に策定された。これは、Boiler and Pressure Vessel Code Sec. XI の配管の検査 (図 A.1、表 A.1 参照) にリスク評価 (確率論) を導入したもので、以下のコードケースのことである。

- ・ Code Case N-560^{A7} (1996)
Alternative Examination Requirements for Class 1, Category B-J Piping Welds
- ・ Code Case N-577^{A8} (1997)
Risk-Informed Requirements for Class 1,2 and 3 Piping, Method A
- ・ Code Case N-578 (1997)
Risk-Informed Requirements for Class 1,2 and 3 Piping, Method B

それぞれの評価手法と Sec. XI で従来実施していた評価手法を比較し表 A.2 に示す。N-560 及び N-578 は EPRI (Electric Power Research Institute) が、N-577 は ASME/WOG(Westinghouse Owners Group)がそれぞれ開発した。EPRI の手法が 2 通りあるのは、Sec. XI で定められていた Class 1 配管 B-J 溶接部(耐圧配管溶接部)の検査項目が実際に発生している配管破損の要因・個所と異なっているという報告事例があり、配管検査を有効なものにするためにまず N-560 がまとめられ、他の 2 手法より早く許認可を得ることになったという経緯のためである。N-560 及び N-578 では定性的に破損確率及び破損影響を評価しているのに対し、N-577 は破損確率評価に確率論的破壊力学を用い、定量的な評価を行うことになっている。

従来の ASME 手法による検査計画 (表 A.1) に対し、リスク技術を導入した各コードケースによる検査計画では、リスク評価結果によっては検査割合を低減することを認めている。例えば耐圧配管溶接部については従来の基準では全周溶接部の 25%を検査する必要があるのに対し、N-560 では 10%に低減されている。

Code Case N-577 の手順は、図 A.2 に示すとおりである。確率論的破壊力学でカバーできない損傷モードによる破損の確率評価を含む全ての計算、判断、決定が専門家パネルに委ねられており、評価の最初の段階で専門家パネルを編成することになっている。専門家パネルの構成についても記述があり、5人以上で構成すること、メンバーが PSA (確率論的安全性評価)、非破壊検査、プラントの運転等に関する専門知識を有していることなどが求められている。対象を選定してから安全上重要な配管構造要素を選定するまでの手順の中で、利用できる場合には PSA の結果を利用することになっている。

Code Case N-578 の手順は、図 A.3 に示すとおりである。専門家パネルではなく発

電所運転員による作業を想定しているが、手順の概要は N-577 と同様である。N-577 とは異なり、破損確率評価に確率論的破壊力学を直接用いることはせず、重要度をカテゴリ分類する。ただし、PSA で求めた条件付炉心損傷確率を用いるなど、カテゴリ分類の根拠には定量的評価が用いられている。

A.3 API 581

また、石油化学プラントにおいては、API 581 (American Petroleum Institute, 米国石油協会) がリスクベースの基準として 2000 年に策定された。この API581 Risk-Based Inspection Base Resource Document についても、表A.2に記載している。API 581 の評価対象は石油化学プラントの機器全般である。

評価手順は図 A.4 に示すとおりで、対象となる機器全体をまず定性的な評価によりスクリーニングする。リスクが大きい機器については定量的評価を行い、リスクの程度が不明な機器については定性的な評価を行う。後者の場合、評価の結果リスクが大きければ定量的評価を行う。また、最初の段階でリスクが小さいと判断された機器は一旦評価を保留し、他の機器の評価が終わった段階でリスクの程度を比較し、結果によっては定性的評価を行う。このように定性的評価と定量的評価の組合せにより、効率良く全体のリスクを評価できるようになっている。

定量的評価における損傷確率評価では、一般的な損傷頻度データが提供されており、これに機器の応じた修正係数をかけて損傷確率とする。また、影響度評価は内部流体のリークを想定し、火災や爆発、放出物質の毒性、環境やビジネスに対する影響を考慮しており、用意されたフローに従って放出物質の種類や量、放出状態等を評価し、影響度を計算することができる。損傷確率と影響度の積としてリスクが得られる。検査の効果は損傷確率評価の修正係数として考慮されている。

このように、ASME の手法と比較すると、フローに従って作業を行うことによりリスク評価ができ、実際に適用するのは容易であると考えられる。

参考文献

- A1. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Reactor Safety Study, NRC Document WASH-1400, NUREG 75/014, (1975)
- A2. Union of Concerned Scientists, The Risks of Nuclear Power Reactors, Cambridge, Massachusetts,(1977)
- A3. (財)高度情報科学技術研究機構, 総合的な設備管理方策,http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/owa/fig?opt=1&term_no=02-02-03-13&fig_path=/images/02/02-02-03-13/02.gif
- A4. H.W.Lewis(Chairman), Risk Assessment Review Group Report to the U.S.Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-400,(1978)
- A5. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, NRC Document, NUREG-1150,(1989)
- A6. IAEA 国際原子力安全諮問委員会, 原子力発電プラントの基本安全原則 (INSAG-3) ,(1988)
- A7. ASME, ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI Code Cases N-560 Alternative Examination Requirements for Class 1, Category B-J Piping Welds, (1996)
- A8. ASME, ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI Code Cases N-577 Risk-Informed Requirements for Class 1,2 and 3 piping, Method B, (1998)

表 A.1 SecXI における検査計画 ^{A7}

Table IWB-2411-1 INSPECTION PROGRAM A

Inspection Interval	Inspection Period, Calendar Years of Plant Service	Minimum Examinations Completed (%)	Maximum Examinations Credited (%)
1st	3	100	100
2nd	7	33	67
	10	100	100
3rd	13	16	34
	17	40	50
	20	66	75
	23	100	100
4th	27	8	16
	30	25	34
	33	50	67
	37	75	100
	40	100	...

Table IWB-2412-1 INSPECTION PROGRAM B

Inspection Interval	Inspection Period, Calendar Years of Plant Service Within the Interval	Minimum Examinations Completed (%)	Maximum Examinations Credited (%)
ALL	3	16	50
	7	50	75
	10	100	100

PROGRAM A,B は、使用する機器によって選択される。

表 A.2 各種 RI-ISI 手法の比較

	従来 ASME Sec.XI	ASME N-560	ASME N-577	ASME N-578	API 581
適用範囲 対象	Div.1 軽水炉: Class1~3,MC,CC 機器及びサポート Div.2 ガス炉 Div.3 高速増殖炉	Class1 配管 B-J 溶接部のみ	Class 1~3 全配管系統	Class 1~3 全配管系統	機器全般(ポンプ、コンプレッサー、配管、圧力容器等)
方法	○破壊力学による欠陥評価(図 A.1) (1)欠陥の分類 (2)許容欠陥か否かの判定 (3)許容基準を満足しない場合の破壊力学による欠陥の再判定 ○許容欠陥基準 ○検査方法 ○耐圧試験	Appendix I →N-578 と同じ。 Appendix II→N-577 と同じ。 いずれかの方法にて、重要度ランキング。	○破壊確率計算などによる定量的重要度ランキング(図 A.2) ・炉心損傷確率=配管の破壊確率×配管破損を仮定した場合の条件付炉心損傷確率 →破壊確率の具体的算出方法の記述はなし。(現状、計算コードがない損傷モードが多いため?) ・リスク低減基準 ○専門家パネルの編成 ・全ての計算、判断、決定は専門家パネルに委ねられる。 ・定量化困難な事項については、専門家パネルの工学的判断に委ねられる。	○定性的判断ルールによる重要度ランキング(図 A.3) ・リスク重要度をカテゴリ分類 重要度カテゴリ1~7 ・PSA 利用による破損影響評価 ・劣化機構を考慮 ○発電所運転員(ISI 選定チーム)による実施	○定性的なスクリーニングプロセス+定量的評価(図 A.4) ・リスクが大きいことが明らかな機器には定量的評価が適用される ・リスクの程度が不明な機器は定性的な評価により、定量的評価が必要かどうか判断される
破損確率評価	—	—	構造信頼性リスク評価 (確率論的破壊力学)	—	データベースによる損傷頻度+修正係数
破損影響評価	—	PSA 及び 影響グループテーブルによる評価	PSA 応用	PSA 及び 影響グループテーブルによる評価	対象流体、ホールサイズ等を選び、表、式により評価する
検査計画	Table IWB-2411-1,IWB-2412-1 (表 A.1) 検査インターバル及び各回の試験割合を規定	リスクインフォームド評価により、あるアイテムが試験の必要なしと判定された場合は、Table IWB-2411-1, IWB-2412-1 の試験割合から除外できる。	同左	同左	—
検査 サンプリング 数	耐圧配管溶接部(B-J)については、全周溶接部の 25%と規定。	左記を 10%に低減。	具体的記述なし。	リスクカテゴリ1 :50% リスクカテゴリ 2,3:25% リスクカテゴリ 4,5:10% リスクカテゴリ 6,7:体積/表面検査不要	
適用例		Vermont Yankee, Askansas Nuclear One-1 Braidwood, South Texas Project Riverbent, Waterford	Surry-1 Brown Ferry-2	Arkansas Nuclear One-2 Fitzpatric	
備考		EPRI 手法	ASME/WOG 手法	EPRI 手法	2000年5月に First Edition 発行 石油化学関連

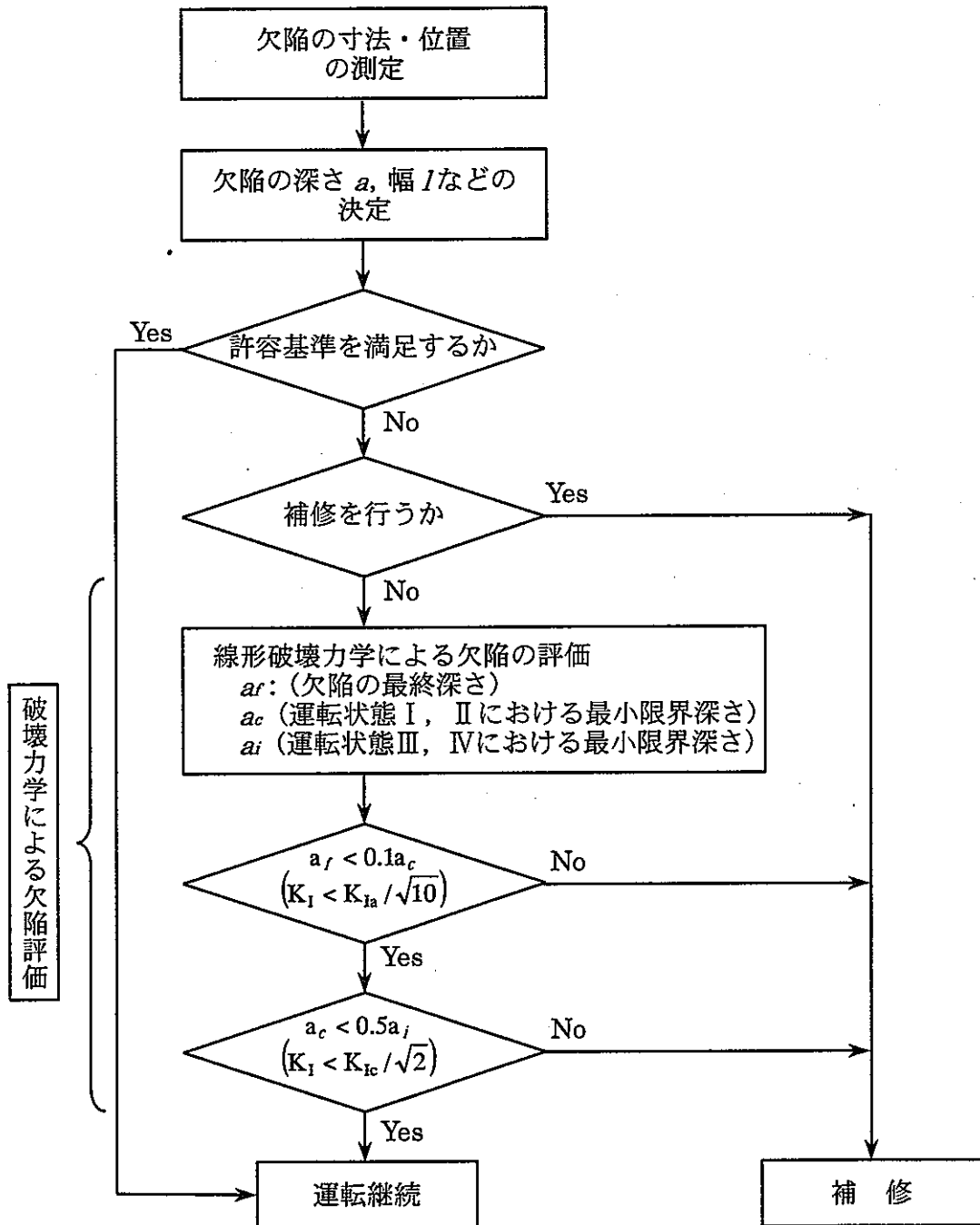


図 A.1 ASME Code Sec. XI における欠陥評価の流れ

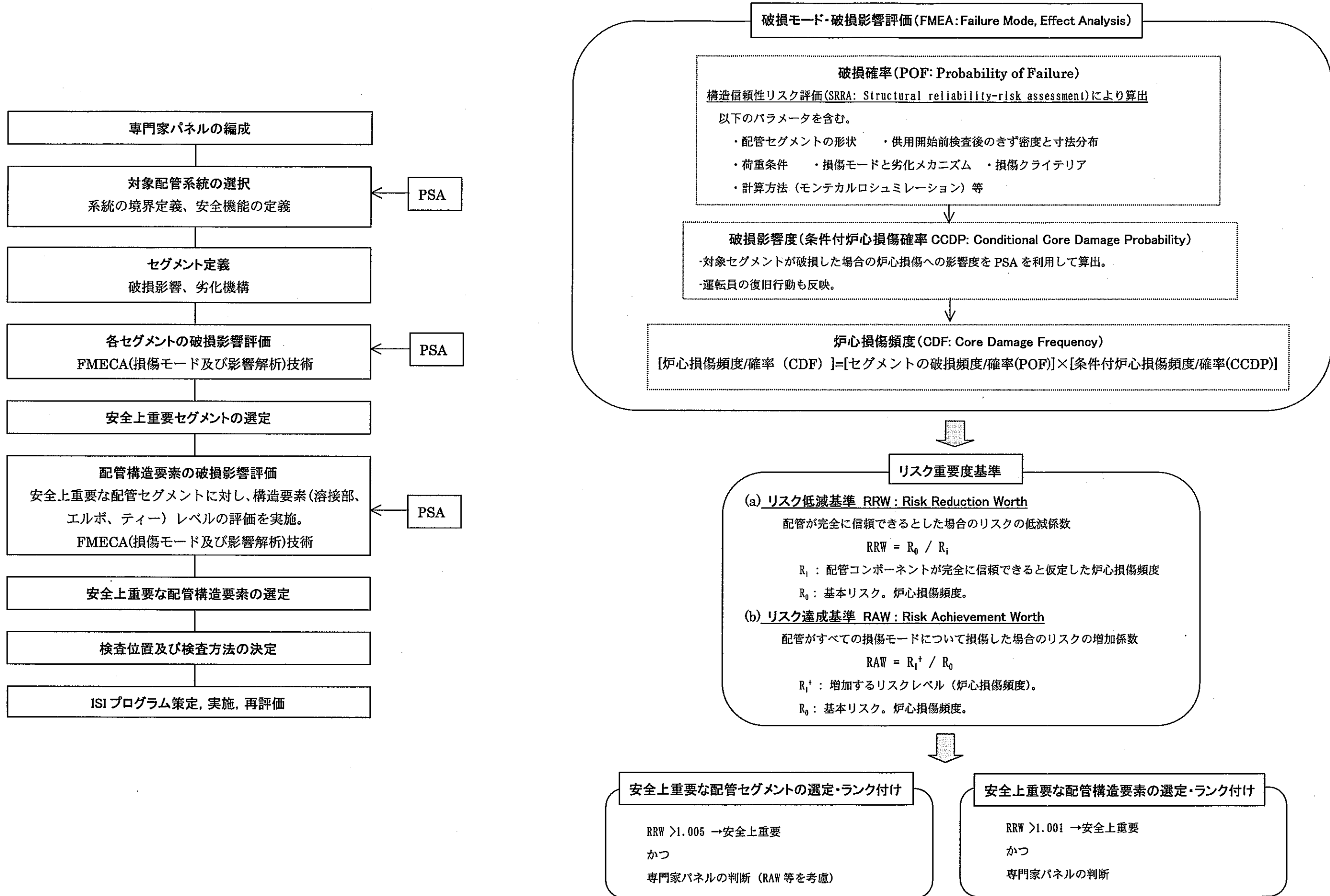


図 A.2 N-577 の概要

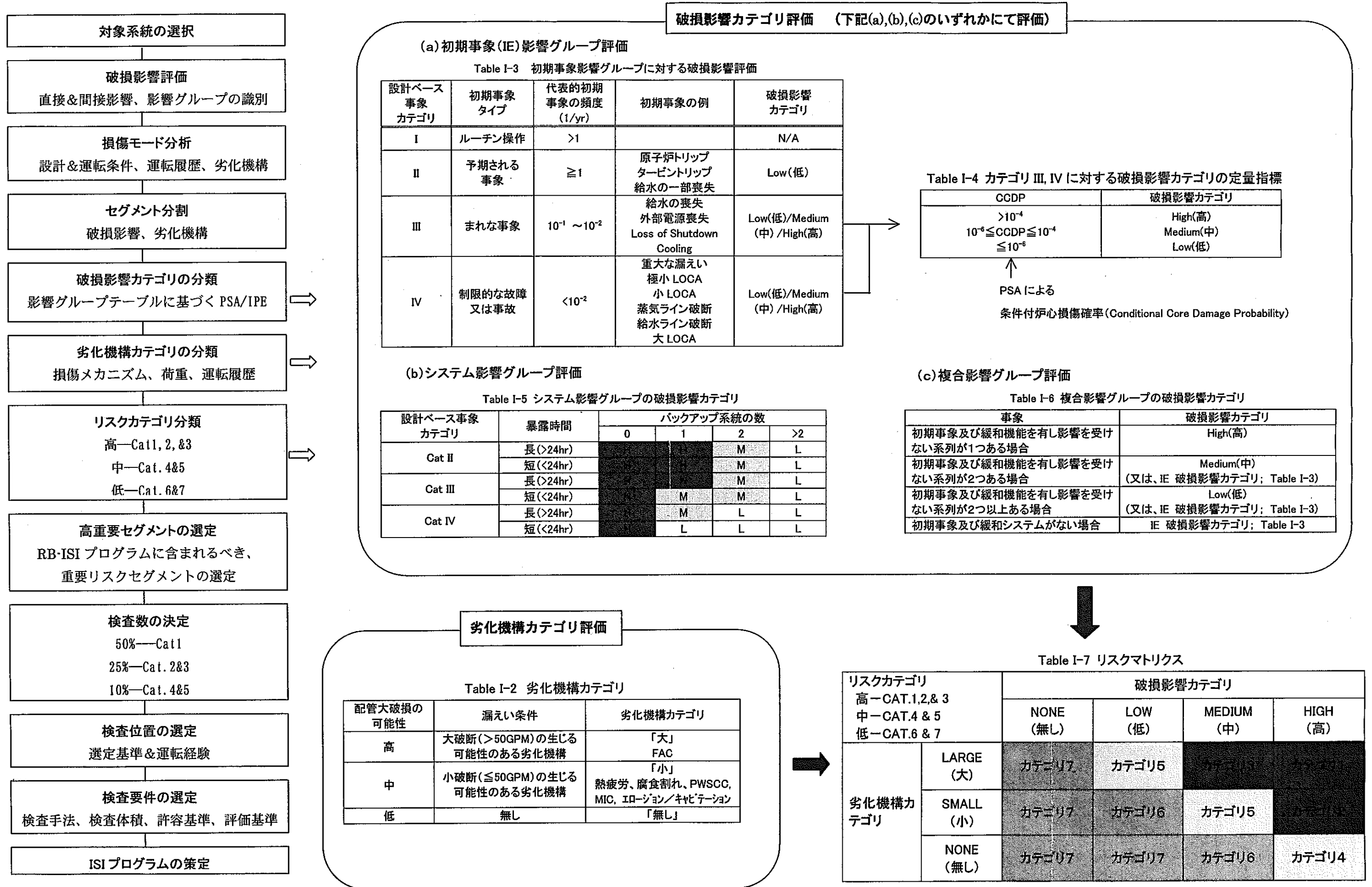


図 A.3 N-578 の概要

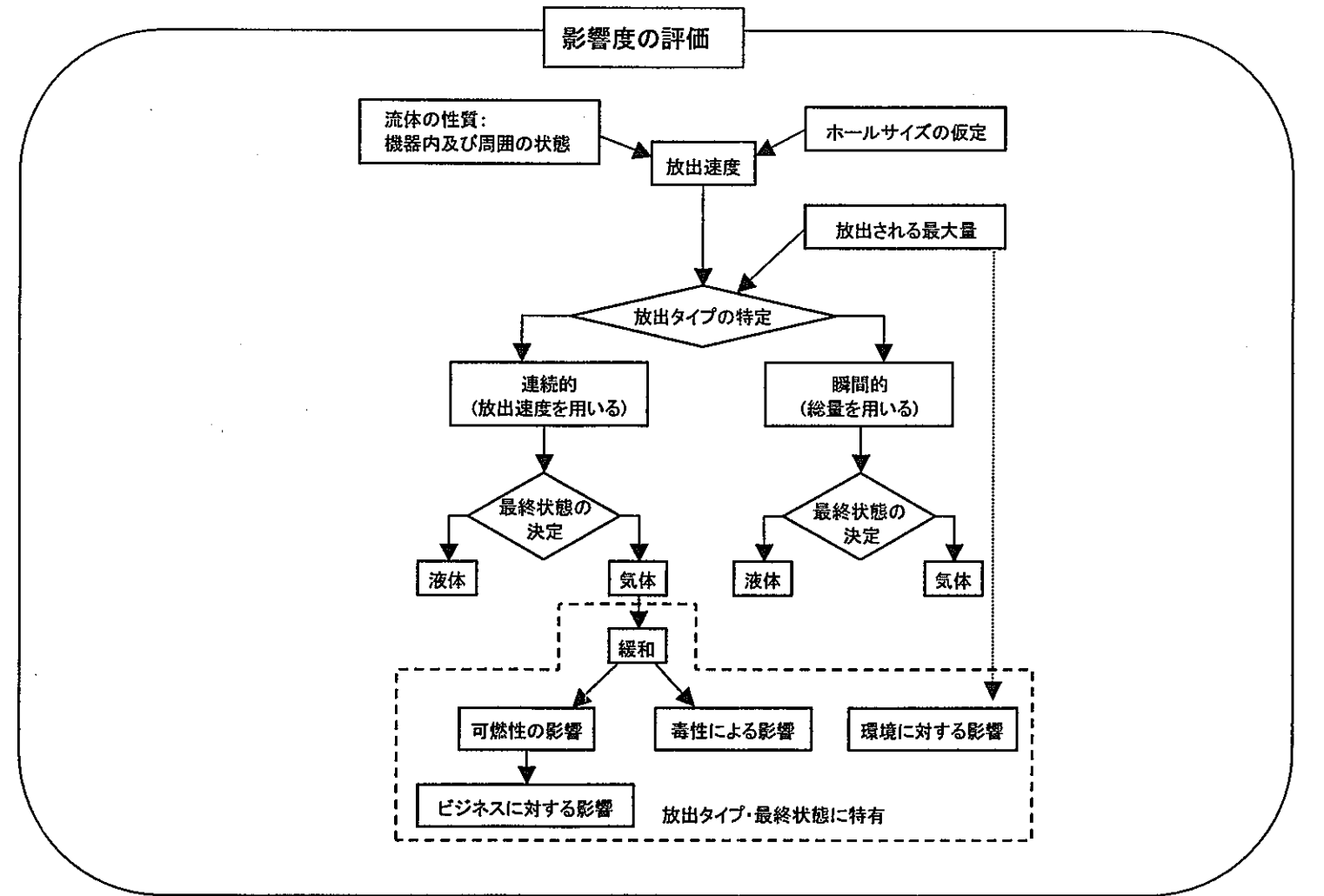
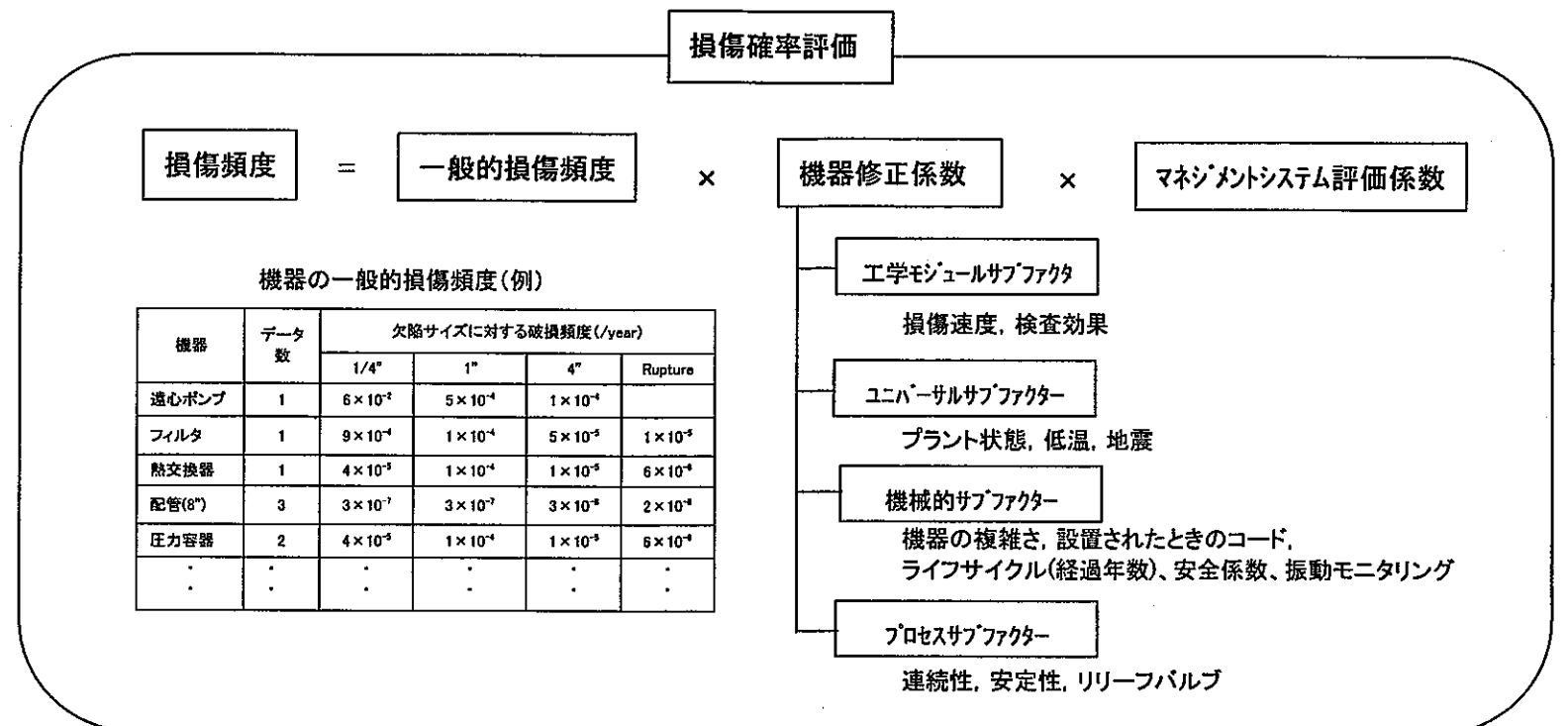
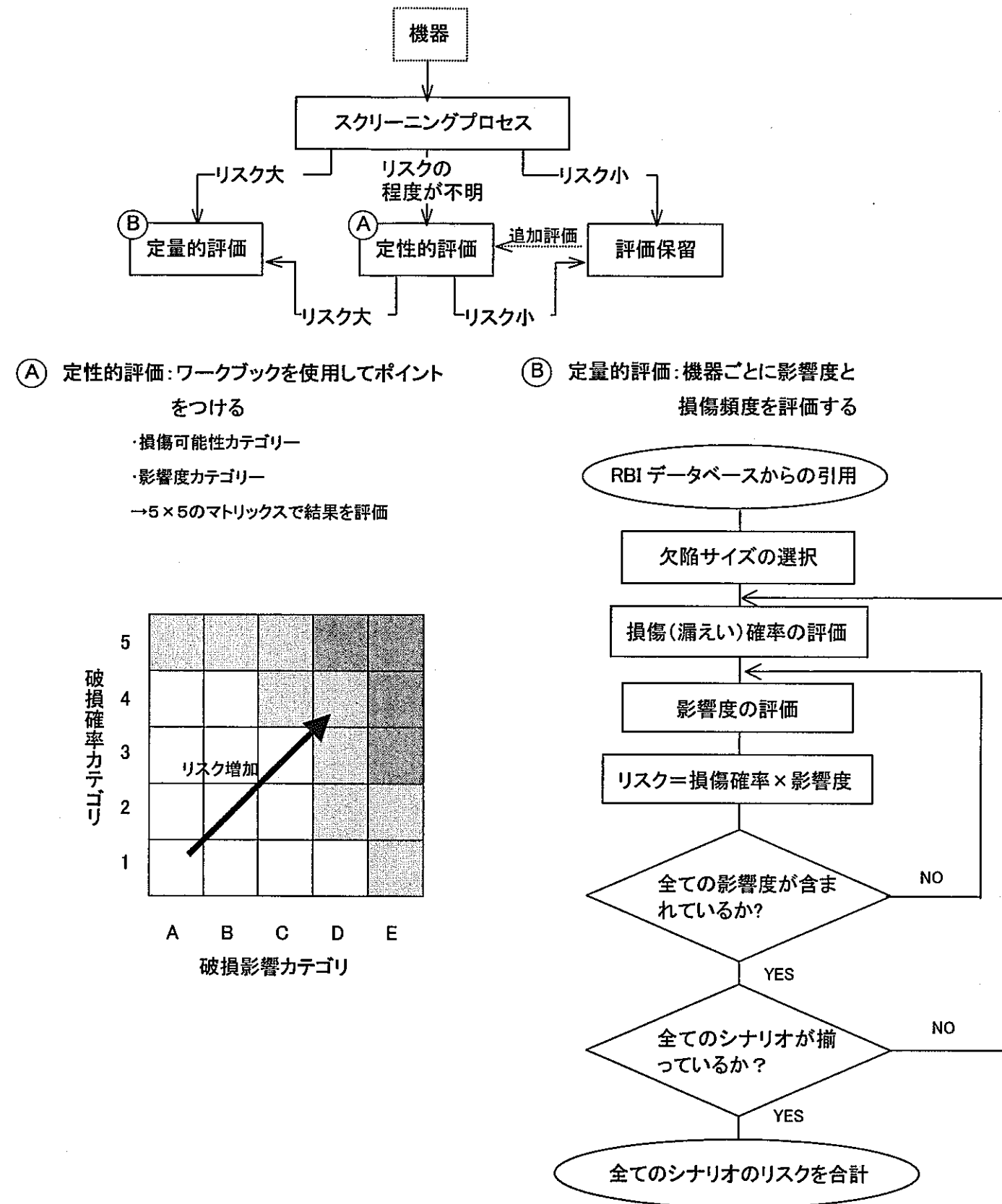


図 A.4 API 581 の概要

付録 B 確率分布モデルと材料特性

目次

- B. 確率分布モデルと材料特性
 - B.1 確率分布モデル
 - B.2 材料特性とき裂の検出確率

B. 確率分布モデルと材料特性

B.1 確率分布モデル

構造信頼性評価において、確率的に扱うことのできる入力データとしては、設計条件（荷重条件）、材料特性や初期欠陥、き裂進展速度、き裂の検出確率等がある。これらの入力データは、実測データを統計処理してそのまま用いる場合こともできるが、次に示すような確率分布モデルに近似して使用することが多い。

以下に、代表的な確率分布モデルを記述する。また、表 B.1 に分布形状をまとめて示す。

- ・正規分布 (Normal distribution: $N(\mu, \sigma^2)$)

一つの母集団から n 個 1 組のサンプルを何組も取り出し、各組ごとに平均値を求めたとき、この平均値の分布は、 n が大きくなるに従い、もとの母集団に関係なく、ある分布に近づいていく（中心極限定理）。この分布を正規分布という。

平均値 μ のまわりにまとまって分布する現象を表現する事ができるため、ある時点で集中的に破損確率の増える磨耗や老化現象に対する寿命確率の分布や材料強度分布としてよく使われる。

なお、 $\pm\sigma$ の範囲内に 68.3%、 $\pm 2\sigma$ に 95.45%、 $\pm 3\sigma$ に 99.73% の確率がそれぞれ存在する。

- ・対数正規分布 (Log-normal distribution: $LN(\mu, \sigma^2)$)

変数 t の自然対数が正規分布に従うとき、 t の分布を対数正規分布という。 μ と σ^2 は、 t の対数変換後の正規分布における平均と分散である。

対数正規分布は、材料の疲労寿命や修理時間などの分布としてよく用いられる。

また次のような性質を持つためリスク評価においてよく使われる。

- ・ 稀にしか生じない事象はデータが少なく、誤差が大きいため。
- ・ 故障率は、 10^x という形で与えられることが多いため。
- ・ X が正規分布に従うときは、 10^x は対数正規分布になるため。

- ・指数分布 (Exponential distribution: $E(\lambda)$)

破損率 $\lambda(t)$ が時間に関係なく一定の場合、信頼度関数の分布は指数分布になる。

材料特性においては、遅れ破壊による寿命などが指数分布によく合うことが報告されている。

- ・ワイブル分布 (Weibull distribution: $W(m, \eta)$)

破損率 $\lambda(t)$ が時間 t のべき乗となる場合、信頼度関数の分布はワイブル分布になる。

ワイブル分布は、1939年に Weibull により、材料の破壊強度の分布形（最弱リンクモデル）として最初に提案された。これは、リンクでつながっているシステムを引張ったときに、一番強度の弱いリンクが破損すれば、システム全体が破損に至ることを元来模擬していた。

ワイブル分布は、パラメータ（尺度）によって分布の形が変わるので、経過時間のどのような時間に破損確率が集中しても分布の再現が可能となる。

そのため、金属の疲労寿命の分布やセラミックスの強度や寿命の分布をはじめ、いずれの燃料ピンが破損に至っても燃料集合体が破損したこととみなす燃料集合体の破損確率まで広く用いられている。

B.2 材料特性とき裂の検出確率

材料は 316FR 鋼母材を選定した。表 B.2～B.11 に 316FR 鋼の材料特性と確率分布モデルをまとめて示す。設計降伏点、設計応力強さ、動的応力ひずみ関係式といった強度に関しては正規分布を、疲労強度、クリープ破断時間、クリープひずみ速度といった疲労や挙動に関しては、対数正規分布を仮定した。(1)の設計降伏点から(4)のクリープ特性までは、図 B.1～B.15 に示すような実試験データを用い設定したものである。(5)の初期欠陥寸法及びアスペクト比から(7)のき裂の検出確率までは文献値を使用した。

(1) 設計降伏点

図 B.1 に 316FR 鋼の降伏応力に関するデータを示す。これまでの設計では、設計降伏点が 1%破損確率値以下になるように設定している。(ただし設計降伏点が下限値を上回らないように補正を行う。)

ここでは、これまでの考え(DDS^{B6,B7})に基づく設計降伏点を基準として、設計降伏点からの比率を検討した。550℃においては、その比の平均値は 1.23 倍(105N/mm²×1.23)、標準偏差は 0.135(105N/mm²×0.135)となった。

なお、設計応力強さ S_m は、450℃以上では設計降伏点の 0.9 倍で定められているので、平均値としては、 S_m の $1.23/0.9=1.37$ 倍となる。これらの平均値及び標準偏差を用いて正規分布モデルを決定した。

(2) 動的応力-ひずみ関係式

クリープ緩和計算における初期応力の算定に用いる動的応力-ひずみ関係式の分布を分析した。図 B.2 にひずみ速度の異なる疲労及びクリープ疲労試験結果とこれまでの設計で用いていた動的応力-ひずみ関係式を示す。316FR 鋼はひずみ速度が遅くなるか、ひずみ保持が長くなる場合に、応力範囲が拡大する動的ひずみ時効現象が見られるため、これまでの設計ではこの効果を包含する上限線として設定されていた。

図 B.3 に応力範囲の実測値と予測値の関係を示す。本関係式においてもこれまでの動的応力-ひずみ関係式に対する比率としてデータを分析した。これまでの動的応力-ひずみ関係式は、データの上限を模擬しているため、基準値からの比率の平均値は 0.862 となった。

図 B.4 に応力範囲の実測値と予測値の比の累積確率（正規確率紙プロット）を示す。正規確率紙上でほぼ直線となることから、応力範囲は正規分布となっていると判断した。また、図中に示すようにひずみ速度毎に平均値と標準偏差を算出し、正規分布モデルを決定した。

(3) 疲労強度

図 B.5 に 316FR 鋼の疲労強度を示す。低ひずみ範囲側で、鍛造材の疲労強度が板材に比べ低めの傾向を示している。本解析では、図中に示す板+鍛造の最適疲労破損式を平均特性として使用した。

図 B.6 に疲労破損確率 [対数正規確率紙プロット] を示す。対数正規確率紙上でほぼ直線となることから、疲労強度は対数正規分布となっていると判断した。なお、3 母数ワイブル分布を使用すると寿命の下限值も再現可能となる。対数正規分布では、低い破損確率（少ないサイクル数）の範囲では、保守的な破損確率となるため、今後最適化を図っていく予定である。

図 B.7 に疲労破損繰り返し数の実測値と予測値の関係を示す。 10^4 サイクルを境として、ばらつきの程度が変化しているため、ひずみ範囲により 2 種類の対数正規分布モデルを使用することにした。

図 B.8 に疲労破損繰り返し数の確率シミュレーション結果を示す。得られた標準偏差をもとに、対数正規分布となるような乱数を発生させている。

(4) クリープ特性

図 B.9 にクリープ破断時間の実測値と予測値の関係を示す。ばらつきの時間依存性等はなく、全範囲にわたり同程度のばらつきとなっている。図 B.10 にクリープ破断時間の実測値と予測値の比 (α_R) の累積確率を示す。対数正規確率紙上でほぼ直線となることから、 α_R は対数正規分布となっていると判断した。 α_R の対数標準偏差は 0.604 である。

図 B.11 に定常クリープ速度の実測値と予測値の関係を示す。また、図 B.12 にクリープひずみ式中の時間係数 α_C の累積確率を示す。対数正規確率紙上でほぼ直線となることから、 α_C は対数正規分布となっていると判断した。 α_C の対数標準偏差は 0.657 である。なお、図 B.11 に示すクリープ速度の実測値と予測値の比率の標準偏差 0.959 と上記標準偏差は異なっているが、これは本比率と α_C が線形関係（クリープ式中の tr の指数があるため）ではないことに起因している。

図 B.13 に Monkman-Grant の関係を示す。破断時間とクリープ速度には明らかに相関性が見られる。図中に示すように両者の対数の相関係数を算出すると相関係数 $\rho = -0.957$ (全データ) となり、強い相関性を示す。同様に図 B.14 に α_C と α_R の相関性を示す。本図より、ばらつきの温度依存性はほとんどないと判断した。両者の対数の相関係数を算出すると $\rho = 0.83$ となった。ここで、相関関数とは、2つの確率変数のそれぞれの平均値からの隔たりの積の平均値である共分散を 2 者の標準偏差の積で割ったものである。

図 B.15 に α_C と α_R のシミュレーション結果を示す。上記で得られた標準偏差及び相関係数 $\rho = 0.83$ を用いて、互いに相関を持たせた乱数を発生させた。図 (1) より発生させたデータは、図 B.14 と同程度のばらつき、相関性が再現されていることが分かる。参考に、図 (2) に相関係数 $\rho = 0.95$ と 0.5 の場合のシミュレーション結果を示す。相関係数が 1 に近づくと、グラフ上で 1 本の直線に近づいていき、強い相関性があることになる。一方、相関係数が 0 に近づくと、一様にデータはばらつくようになり、相関性をまったく示さなくなる。

(5) 初期欠陥寸法及びアスペクト比

a. き裂深さの確率密度関数

評価の保守性を持たせるため、深いき裂の存在確率を大きく評価するため貫通に至り易い W. Marshall の指数分布 B^2 を用いた。平均値として、表面長さ 1 mm の時平均アスペクト比 0.5 となるき裂深さ 1 mm を設定した。図 B.16 にき裂深さ a の確率密度 $P(a)$ を示す。

$$P(a) = \frac{1}{\mu} \exp\left(-\frac{a}{\mu}\right) \quad a: \text{き裂深さ [mm]}, \quad \mu: \text{平均き裂深さ [mm]}$$

b. アスペクト比の存在確率

アスペクト比の分布には LLNL の対数正規分布 B^3 を用いた。

$$P(\beta) = \frac{C}{\sigma\beta\sqrt{2\pi}} \exp\left[-\frac{1}{2} \left\{ \frac{\ln(\beta/\beta_m)}{\sigma} \right\}^2\right]$$

β : アスペクト比 $= c/a$, 平均アスペクト比 $= 0.5$

a : き裂深さ [mm], $2c$: 表面長さ [mm], $\beta > 1$, $\beta_m = 1.336$, $\sigma = 0.5382$

C : 不完全確率関数の補正係数で、下式で表される

$$\frac{1}{C} = \int_{\beta_{\min}}^{\beta_{\max}} \frac{1}{\sigma\beta\sqrt{2\pi}} \exp\left[-\frac{1}{2} \left\{ \frac{\ln(\beta/\beta_m)}{\sigma} \right\}^2\right] d\beta$$

(6) き裂伝播特性

図 B.17 に 316FR 鋼の疲労及びクリープのき裂伝播特性を示す。平均特性及び上限値、下限値は電中研指針案 B4 に記載の次式で表されるき裂伝播特性式を用いた。

$$(da/dN) = (da/dN)_f + (da/dN)_c$$

[疲労き裂伝播特性]

$$(da/dN)_f = C_f \times \Delta J_f^{m_f} \quad : (da/dN)_f \text{ 疲労き裂伝播速度 [mm/cycle]}$$

$$\Delta J_f \text{ 疲労 J 積分範囲 [N/mm]}$$

$$C_f, m_f \text{ 疲労き裂伝播データベースに基づく材料定数}$$

$$\text{上限値} \quad : C_f = 1.27 \times 10^{-4}, m_f = 1.37$$

$$\text{平均特性} \quad : C_f = 6.34 \times 10^{-5}, m_f = 1.37$$

$$\text{下限値} \quad : C_f = 3.17 \times 10^{-5}, m_f = 1.37$$

[クリープき裂伝播特性]

$$(da/dN)_c = C_c \times J_c^{m_c} \quad : (da/dN)_c \text{ クリープき裂伝播速度 [mm/cycle]}$$

$$J_c \text{ クリープ J 積分範囲 [N/mm]}$$

$$C_c, m_c \text{ クリープき裂伝播データベースに基づく材料定数}$$

$$\text{上限値} \quad : C_c = 1.48 \times 10^{-2}, m_c = 0.883$$

$$\text{平均特性} \quad : C_c = 7.41 \times 10^{-3}, m_c = 0.883$$

$$\text{下限値} \quad : C_c = 3.71 \times 10^{-3}, m_c = 0.883$$

き裂伝播特性は、定数 C_f 、 C_c が対数正規分布となっていると仮定した。また、ばらつき幅は、上限値及び下限値が 95%信頼値となっていると仮定して設定した。その結果、対数標準偏差は次のようになった。

$$C_f \text{ の対数標準偏差} \quad \sigma = 0.4216$$

$$C_c \text{ の対数標準偏差} \quad \sigma = 0.4220$$

(7) き裂の検出確率

評価では、非破壊検査 (ISI) によりき裂が貫通前に発見される確率を考慮した。欠陥検出確率は配管材質を考慮して PNL の SUS 鋼に関する欠陥検出プログラム B5 の成果を用いた。ISI の実施は 4 年に 1 回の割合とした。検査員の検査技術ランクごとに下記の検出確率 PD(a) を使用した。

$$\text{Poor} \quad PD(a) = \phi \{0.24 + 1.485 \ln(a/t)\}$$

$$\text{Good} \quad PD(a) = \phi \{1.526 + 0.533 \ln(a/t)\}$$

$$\text{Advanced} \quad PD(a) = \phi \{3.63 + 1.106 \ln(a/t)\}$$

a : 欠陥深さ, t : 板厚

$$\phi\{x\} = \int_{-\infty}^x \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-t^2/2} dt$$

ここで、poor とは ASME Sec.XI の規定に従った一般検査員のレベル、good とはこのうち最も優れた検査員のチームの検査結果、advanced は貫通欠陥（粒界割れ型）を 99.9% の確率で検出でき、かつ板厚の 10% の欠陥を 90% 検出できると仮定した検査レベルである。

参考文献

- B1. 市田 嵩, 鈴木 和幸, 信頼性の分布と統計, 日科技連,(1984)
- B2. W. Marshall, "An Assessment of the Integrity of PWR Pressure Vessel", UK. AEA, (1982)
- B3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Probability of Pipe Fracture in the Reactor Coolant Loops if Combustion Engineering PWR Plants, NUREG/CR-3663 Vol.2, (1984)
- B4. 電力中央研究所, 平成9年度発電用新型炉技術確証試験 調査報告書「高温構造健全性評価指針(案)」, 電力中央研究所,(1998)
- B5. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Analysis of the Impact of Inservice Inspection Using a Piping Reliability Model, NUREG/CR-3869 PNL-5149 R5
- B6. 日本原子力発電, 高速増殖実証炉高温構造設計方針 材料強度基準等(案), 日本原子力発電, (1999)
- B7. 日本原子力発電, 解説 高速増殖実証炉高温構造設計方針 材料強度基準等(案), 日本原子力発電, (1999)

表 B.1 代表的な確率分布モデル^{B1}

	正規分布	対数正規分布	指数分布	Weibull 分布
確率密度関数 $f(t)$	$\frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma} \exp(-\frac{(t-\mu)^2}{2\sigma^2})$	$\frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma t} \exp(-\frac{(\ln t - \mu)^2}{2\sigma^2})$	$\lambda \exp(-\lambda t)$	$\frac{m}{\eta} (\frac{t}{\eta})^{m-1} \exp(-(\frac{t}{\eta})^m)$
分布関数 $F(t)$	$\Phi(\frac{t-\mu}{\sigma})$ $\Phi(u) = \int_{-\infty}^u \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \exp(-\frac{u^2}{2}) du$	$\Phi(\ln t)$	$1 - \exp(-\lambda t)$	$1 - \exp(-(\frac{t}{\eta})^m)$
平均	μ	$\exp(\mu + \frac{\sigma^2}{2})$	$1/\lambda$	$\eta \Gamma(1 + \frac{1}{m})$
分散	σ^2	$\exp(2\mu + \sigma^2) \cdot (\exp(\sigma^2) - 1)$	$1/\lambda^2$	$\eta^2 \left[\Gamma(1 + \frac{2}{m}) - (\Gamma(1 + \frac{1}{m}))^2 \right]$
故障率関数 $\lambda(t)$	$\frac{\exp(-\frac{(t-\mu)^2}{2\sigma^2})}{\int_t^{\infty} \exp(-\frac{(x-\mu)^2}{2\sigma^2}) dx}$	$\frac{1}{t} \exp(-\frac{(\ln t - \mu)^2}{2\sigma^2}) / \int_t^{\infty} \frac{1}{x} \exp(-\frac{(\ln x - \mu)^2}{2\sigma^2}) dx$	λ	$\frac{m}{\eta^m} t^{m-1}$
$f(t)$ $\lambda(t)$	<p>The top graph shows the probability density function $f(t)$ of a normal distribution, a symmetric bell curve centered at μ with standard deviation σ. The bottom graph shows the hazard rate function $\lambda(t)$, which is an increasing curve.</p>	<p>The top graph shows the probability density function $f(t)$ of a log-normal distribution for $\mu = \log 10$, with three curves for different standard deviations: $\sigma=0.1$, $\sigma=0.3$, and $\sigma=0.5$. The bottom graph shows the hazard rate function $\lambda(t)$, which is a curve that rises and then levels off.</p>	<p>The top graph shows the probability density function $f(t)$ of an exponential distribution, a decaying curve starting at λ on the y-axis. The x-axis is marked at $1/\lambda, 2/\lambda, 3/\lambda, 4/\lambda$. The bottom graph shows the hazard rate function $\lambda(t)$, which is a constant horizontal line at λ.</p>	<p>The top graph shows the probability density function $f(t)$ of a Weibull distribution for $\eta=1$, with curves for $m=0.5, 1.0, 1.5, 3.0$. The bottom graph shows the hazard rate function $\lambda(t)$, which is a curve that increases with time.</p>

表 B.2 316FR 鋼の材料特性に関する確率分布モデルの一覧

材料特性	記号	これまでの設計での規定 (DDS ^注)	確率分布	平均値	標準偏差
設計降伏点	Sy	温度毎のデータの 1%破損確率値 (表 B.4)	正規分布	設計降伏点の 1.23 倍 (550℃) (表 B.4)	設計降伏点の 0.135 倍 (550℃)
設計応力強さ	Sm	450℃以上では、設計降伏点の 0.9 倍 (表 B.5)	正規分布	Sm の 1.23/0.9=1.37 倍 (表 B.5)	0.135 (550℃)
設計緩和強さ	Sr	単軸応力・定ひずみ条件の下で、初期応力を 1.5Sm として算定する緩和応力。 α_c は 3.0。(表 B.6)	-	(本評価では、Sr の 1.37 倍とする。)	(本評価では、0.135 とする。)
繰り返し応力ひずみ関係 (クリープ緩和初期応力)	Si	低ひずみ速度及びひずみ保持により応力範囲が大きくなる動的ひずみ時効現象を包括する線図。(表 B.7)	正規分布	DDS 動的応力ひずみ式で計算される応力範囲の 0.862 倍	0.071
疲労強度	-	平均疲労破損曲線に対し、「ひずみ範囲で 1/2」及び「寿命で 1/20」の係数を乗じた値のいずれか小さい値。(表 B.8)	対数正規分布	最適疲労線図 (板+鍛造) (表 B.9)	<10 ⁴ サイクルで、0.312 >10 ⁴ サイクルで、1.342
クリープ破断時間	α_R	設計最小値 $\alpha_R=10.0$	対数正規分布	クリープ破断式 $\alpha_R=1.0$ (表 B.10)	0.604
クリープ速度	α_c	設計最小値 $\alpha_c=3.0$	対数正規分布	クリープひずみ式 $\alpha_c=1.0$ (表 B.11)	0.657 α_R と α_c の相関係数 : 0.83

注: DDS=高速増殖実証炉高温構造設計方針(案)のこと^{B6,B7}

表 B.3 き裂進展条件

項目		確率分布モデル	確率パラメータ
初期き裂寸法	き裂深さ	指数分布	平均値： $\mu=1.0$
	7/8 [°] 外比	対数正規分布	中央値：0.5、標準偏差：0.5382
疲労き裂進展特性	mf	定数	1.37
	Cf	対数正規分布	中央値：6.34e-5、標準偏差：0.4216
クリープき裂進展特性	mc	定数	0.883
	Cc	対数正規分布	中央値：7.41e-3、標準偏差：0.4220
塑性流動応力		正規分布	平均値：244MPa 標準偏差：0.135
き裂開口比		定数	1.0
弾性追従係数		定数	(n+2)/3

表B.4 設計降伏点^{B6} S_y (N/mm²)

温度 (°C)	316FR鋼
-30~40	205
75	187
100	176
150	161
200	149
225	144
250	139
275	135
300	131
325	128
350	127
375	125
400	123
425	122
450	110
475	109
500	107
525	106
550	105
575	105
600	104
625	104
650	103

表B.5 設計応力強さ^{B6} S_m (N/mm²)

温度 (°C)	316FR鋼
-30~40	137
75	137
100	137
150	137
200	132
225	129
250	126
275	122
300	119
325	117
350	114
375	112
400	110
425	109
450	99
475	98
500	96
525	95
550	95
575	95
600	94
625	94
650	93

表B.6 316FR鋼の設計緩和強さ^{B6} S_r (N/mm²)

時間 hr 温度°C	1	10	30	10 ²	3×10 ²	10 ³	3×10 ³	10 ⁴	3×10 ⁴	10 ⁵	3×10 ⁵
425	163	163	163	163	163	163	163	163	163	163	162
450	148	148	148	148	148	148	148	148	148	146	143
475	147	147	147	147	147	147	146	144	141	134	127
500	144	144	144	144	144	142	138	130	122	113	108
525	143	143	142	141	138	130	120	108	100	93	86
550	142	140	137	131	120	107	95	85	78	71	62
575	141	133	123	109	96	83	73	65	58	50	42
600	135	114	99	84	72	61	53	46	40	33	25
625	120	89	75	62	51	43	36	30	25	18	13
650	97	66	54	43	34	27	22	17	12	7	—

表B.7 316FR鋼の動的応力-ひずみ関係式^{B6}

<p>(1) $\Delta\sigma/2 > \sigma_p$ の時</p> $\log_{10}(\Delta\sigma - 2\sigma_p) = A_0 + A_1 \log_{10}(\Delta\varepsilon_t - \Delta\sigma/E)$ <p>(2) $\Delta\sigma/2 \leq \sigma_p$ の時</p> $\Delta\sigma = E \Delta\varepsilon_t$ <p>使用単位</p> <p>T : 温度 (°C) $425 \leq T \leq 650$ $\Delta\sigma$: 応力範囲 (N/mm²) $\Delta\varepsilon_t$: 全ひずみ範囲 (mm/mm) E : 縦弾性係数 (N/mm²) σ_p : 比例限 (N/mm²)</p>	
A ₀	$5.131076 - 0.4434273 \times 10^{-2} \times T + 0.1354228 \times 10^{-5} \times T^2$ $+ 0.1593061 \times 10^{-8} \times T^3$
A ₁	$2.171727 - 0.7045263 \times 10^{-2} \times T + 0.7832692 \times 10^{-5} \times T^2$ $- 0.2083600 \times 10^{-8} \times T^3$
E	縦弾性係数
σ_p	$2.62890 \times 10^2 - 4.94792 \times 10^{-1} \times T + 7.88358 \times 10^{-4} \times T^2 - 5.01396 \times 10^{-7} \times T^3$ $- (3.93157 \times 10^2 - 9.51235 \times 10^{-2} \times T) \times (0.002)^{0.326245 + 6.13276 \times 10^{-5} \times T}$

表 B.8 ステンレス鋼の最適疲労破損式 (316FR を含む) ⁸⁷

$(\log_{10} N_f)^{-1/2} = A_0 + A_1 \cdot \log_{10} \Delta \varepsilon_t + A_2 \cdot (\log_{10} \Delta \varepsilon_t)^2 + A_3 \cdot (\log_{10} \Delta \varepsilon_t)^4$	
<p>使用単位</p> <p>T : 温度 (°C) 425 ≤ T ≤ 650</p> <p>ε̇ : ひずみ速度 (mm/mm/s)</p> <p>Δε_t : 全ひずみ範囲 (mm/mm)</p> <p>N_f : 破損繰返し数</p>	
A ₀	1.621827 - 4.567850 × 10 ⁻⁸ × T ² × R
A ₁	1.131346 + 8.665061 × 10 ⁻⁹ × T ²
A ₂	3.439663 × 10 ⁻¹
A ₃	-1.374387 × 10 ⁻² + 4.910723 × 10 ⁻⁵ × R
<p>ただし、R = log₁₀ ε̇ である。</p>	

表 B.9 316FR 鋼の最適疲労破損式 (板材及び鍛造材) ^{B7}

$$(\log_{10} N_f)^{-1/2} = A_0 + A_1 \cdot \log_{10} \Delta \varepsilon_t + A_2 \cdot (\log_{10} \Delta \varepsilon_t)^2 + A_3 \cdot (\log_{10} \Delta \varepsilon_t)^4$$

使用単位

- T : 温度 (°C) 425 ≤ T ≤ 650
- $\dot{\varepsilon}$: ひずみ速度 (mm/mm/s)
- $\Delta \varepsilon_t$: 全ひずみ範囲 (mm/mm)
- N_f : 破損繰返し数

A ₀	$1.3203567 - 1.3046351 \times 10^{-7} \times T^2 \times R$
A ₁	$8.7650102 \times 10^{-1} - 1.1381593 \times 10^{-2} \times R$
A ₂	$3.1364177 \times 10^{-1} - 5.3062684 \times 10^{-8} \times T^2$
A ₃	$-1.6049523 \times 10^{-2}$

ただし、 $R = \log_{10} \dot{\varepsilon}$ である。

表 B.10 316FR鋼の主クリープ破断関係式^{B6}

$$(T + 273.15) \{ \log_{10}(\alpha_R \cdot t_R) + C \} = A_0 + A_1 \log_{10} \sigma + A_2 (\log_{10} \sigma)^2$$

使用単位

T : 温度 (°C) 425 < T ≤ 650

σ : 応力 (N/mm²) 78.8 ≤ σ

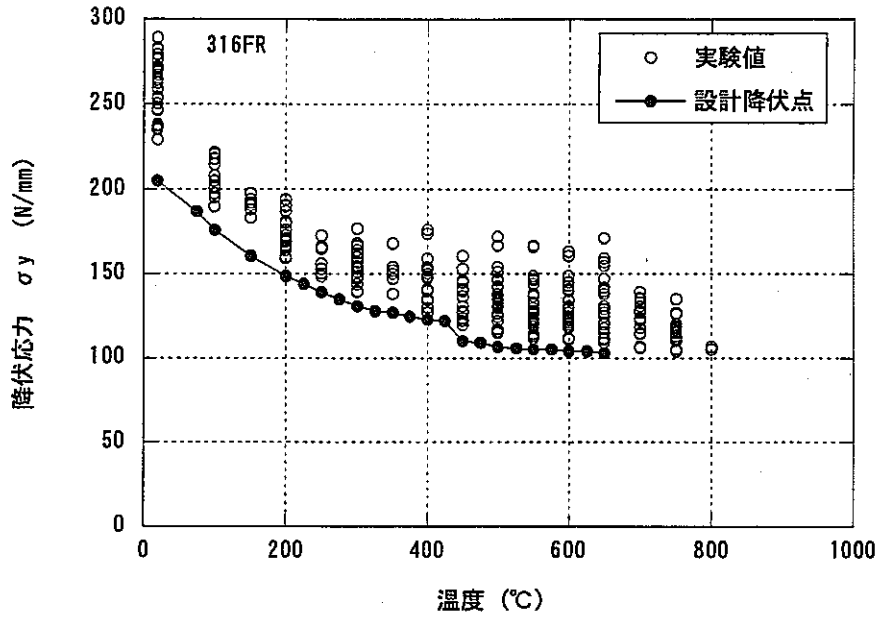
t_R : 破断時間 (hr)

C	2.39623 × 10
A ₀	3.07082 × 10 ⁴
A ₁	2.91411 × 10 ³
A ₂	-2.46583 × 10 ³
α _R	平均値 : 1 設計最小値 : 10

ただし、σは当該温度における引張強さを超えてはならない。

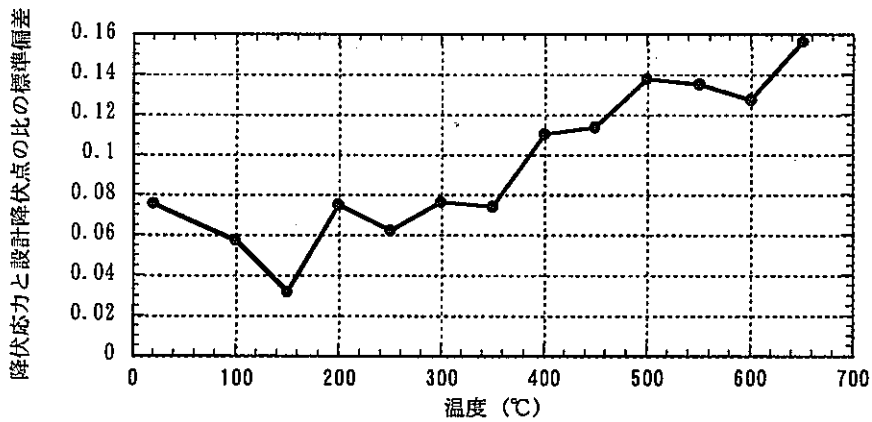
表 B.11 316FR鋼のクリープひずみ式^{B6}

$\varepsilon_c = C_1 \{1 - \exp(-r_1 t)\} + C_2 \{1 - \exp(-r_2 t)\} + \dot{\varepsilon}_m t$	
<p>使用単位</p> <p>T : 温度 (°C)</p> <p>σ : 応力 (N/mm²)</p> <p>t_R : 破断時間 (hr)</p> <p>$\dot{\varepsilon}_m$: 定常クリープひずみ速度 (mm/mm/hr)</p> <p>t : 時間 (hr)</p>	
t_R	$(T + 273.15) \{ \log_{10}(\alpha_c \cdot t_R) + 2.39623 \times 10 \}$ $= 3.07082 \times 10^4 + 2.91411 \times 10^3 \log_{10} \sigma - 2.46583 \times 10^3 (\log_{10} \sigma)^2$
$\dot{\varepsilon}_m$	$2.62247 \times 10^2 \exp \{ -4.92390 \times 10^4 / 8.31441 / (T + 273.15) \} t_R^{-1.13512}$
C_1	$1.2692 \dot{\varepsilon}_m^{0.74491} / r_1$
C_2	$0.48449 \dot{\varepsilon}_m^{0.81155} / r_2$
r_1	$103.37 t_R^{-0.72607}$
r_2	$17.255 t_R^{-0.86775}$
α_c	<p>平均値 : 1</p> <p>設計最小値 : 3</p>



(a) 降伏応力の比率と標準偏差

温度(°C)	比の平均値	標準偏差	データ数
20	1.27	0.075	31
100	1.18	0.057	16
150	1.19	0.032	8
200	1.18	0.075	19
250	1.15	0.062	8
300	1.18	0.076	21
350	1.18	0.074	8
400	1.18	0.110	22
450	1.23	0.114	15
500	1.27	0.138	32
550	1.23	0.135	33
600	1.26	0.127	29
650	1.26	0.156	28
全データ	1.226	0.117	270



(b) 降伏応力の標準偏差、平均値

図 B.1 316FR 鋼の降伏応力

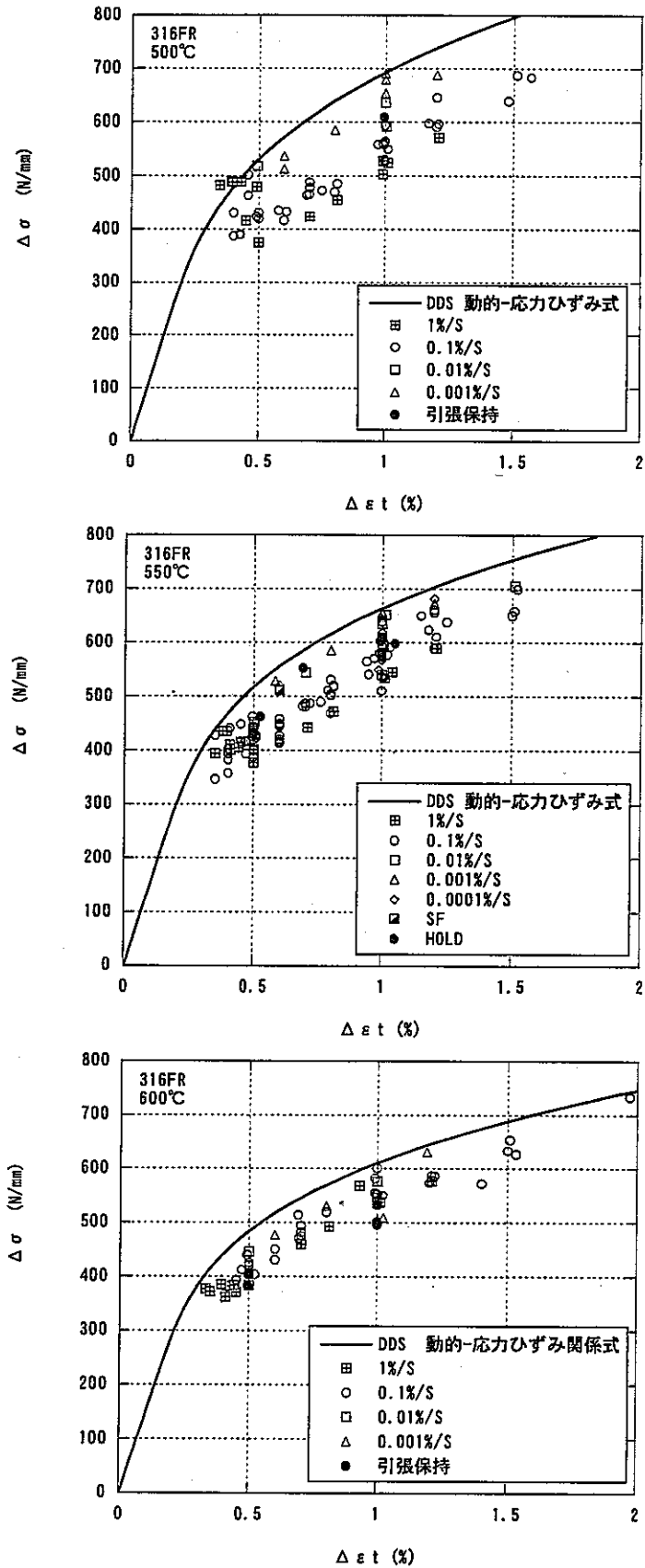


図 B.2 316FR 鋼の動的応力-ひずみ関係

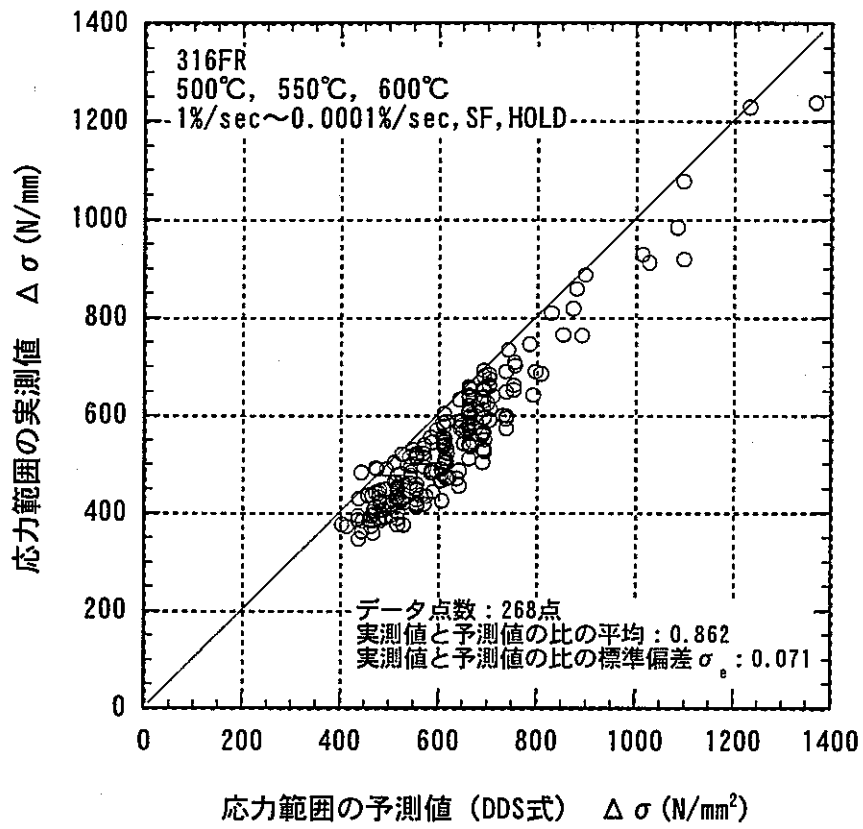


図 B.3 応力範囲の実測値と予測値の関係

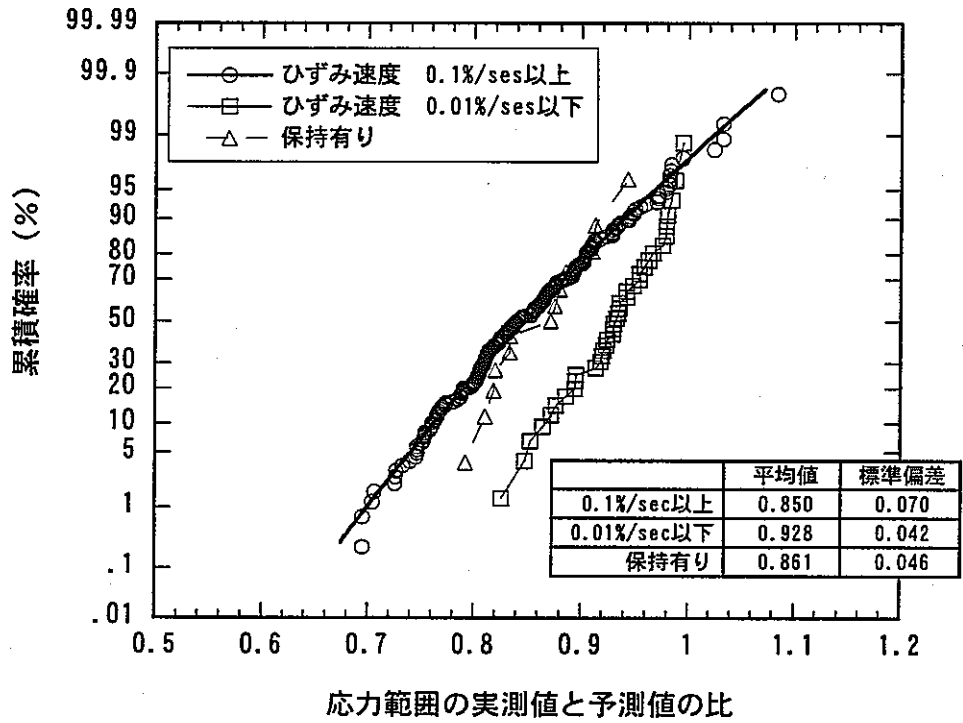


図 B.4 応力範囲の実測値と予測値の比の累積確率 [正規確率紙]

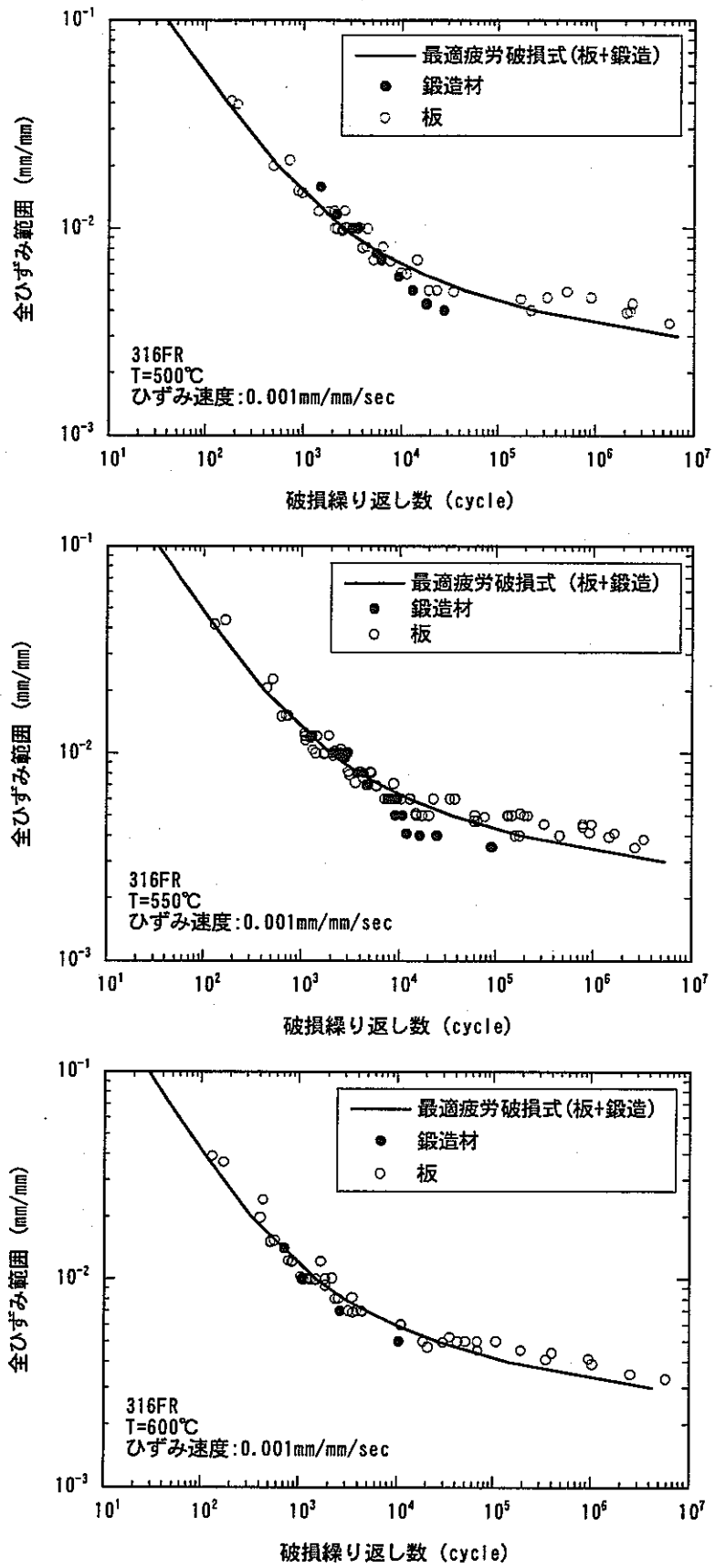


図 B.5 316FR 鋼の疲労強度

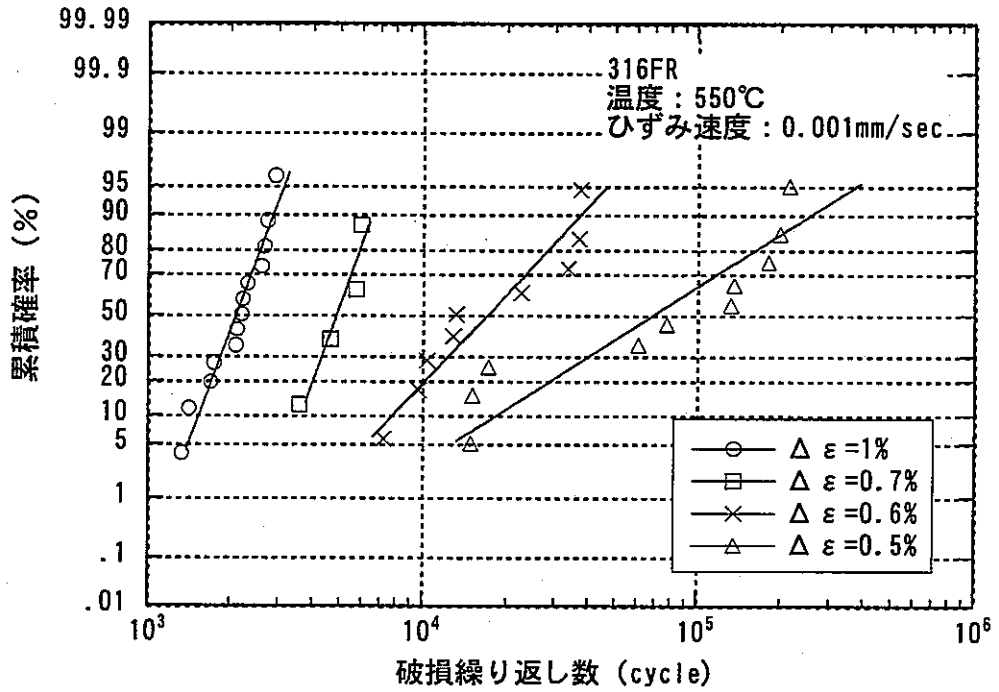


図 B.6 疲労破損確率 [対数正規確率紙]

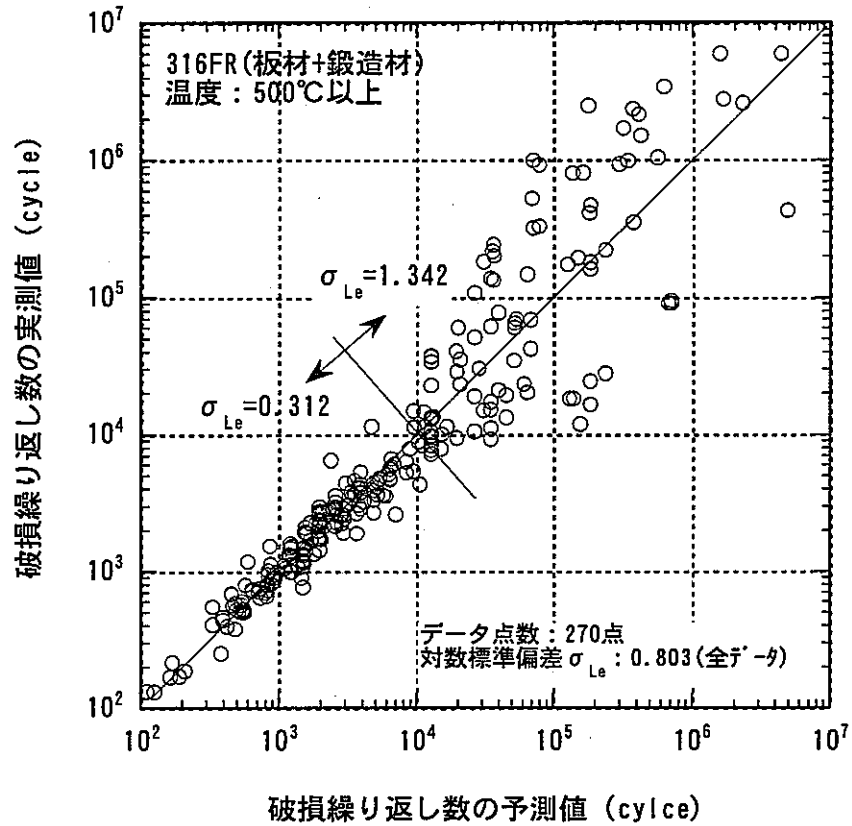
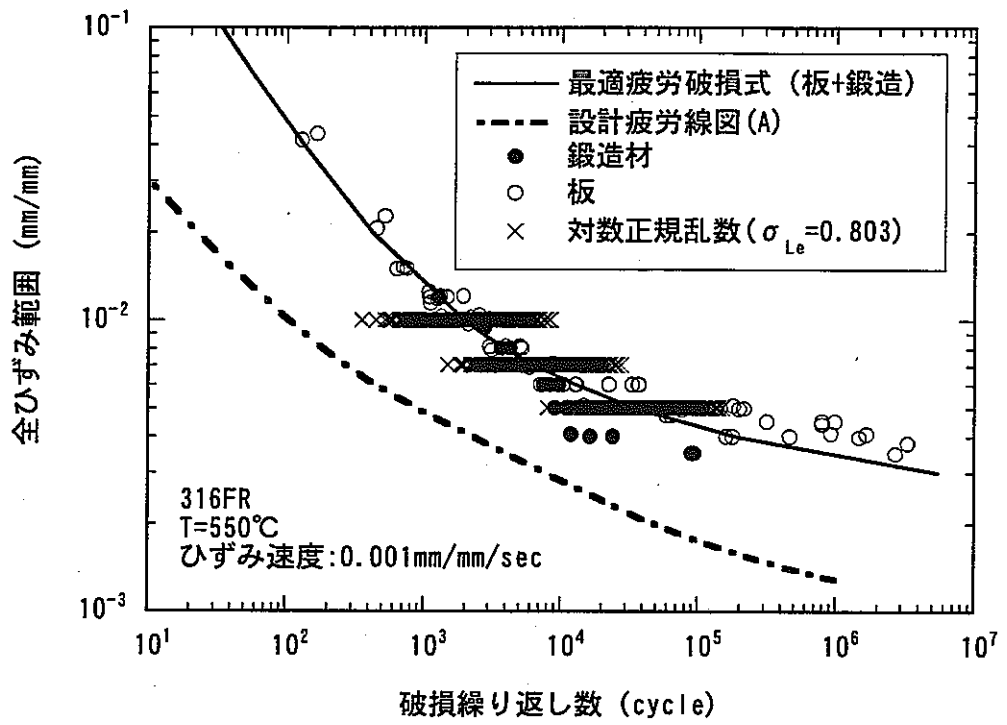
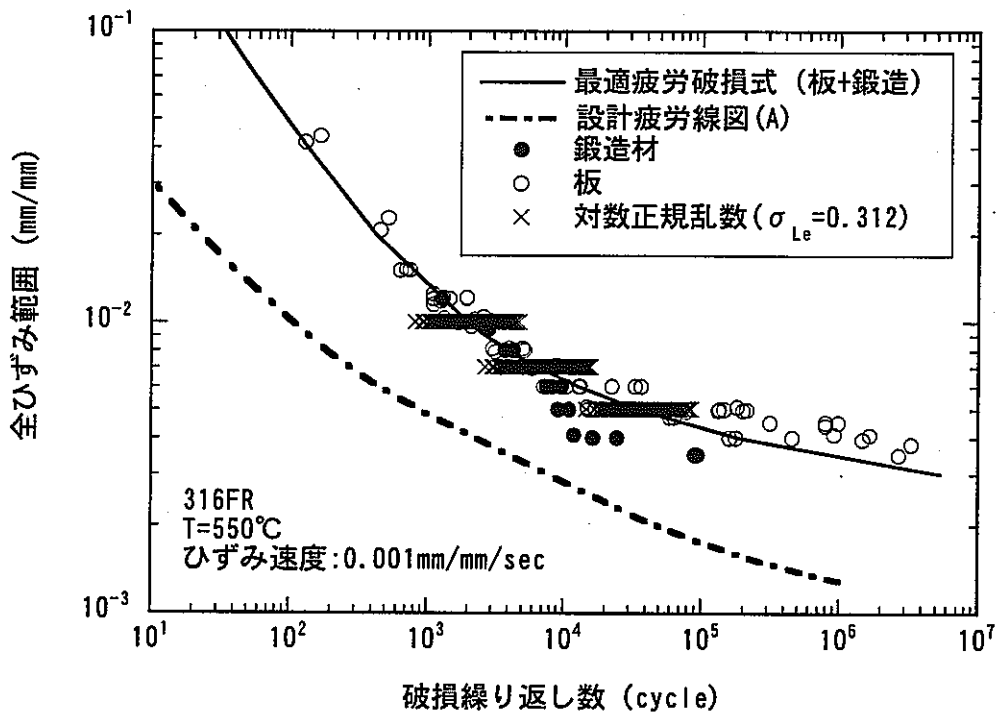


図 B.7 疲労破損繰り返し数の実測値と予測値の関係



(1) 対数標準偏差 : 0.803



(1) 対数標準偏差 : 0.312

図 B.8 疲労破損繰り返し数の確率シミュレーション結果 (試行回数 1000 回)

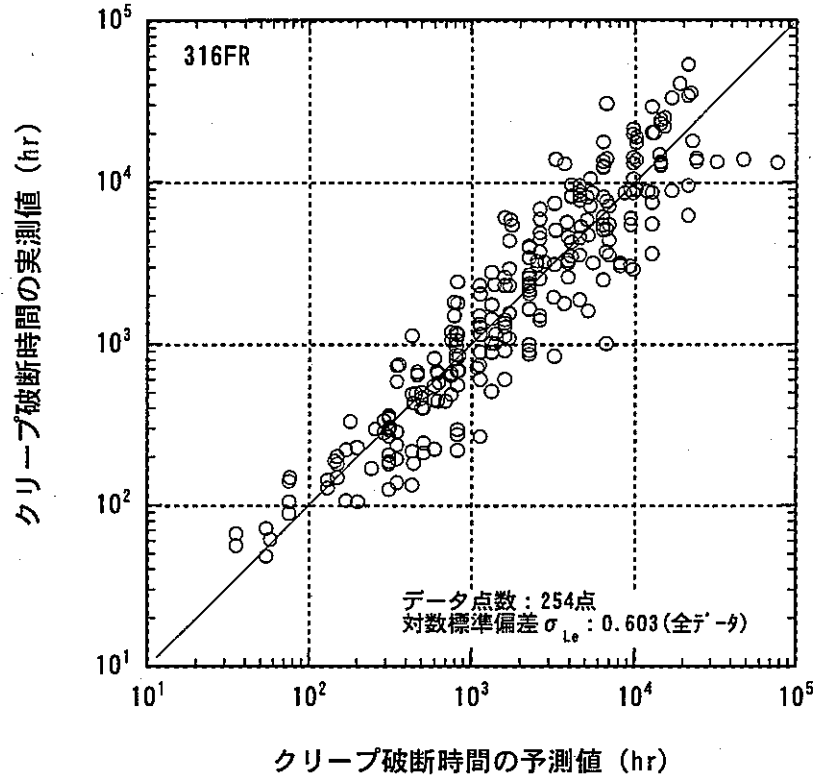


図 B.9 クリープ破断時間の実測値と予測値の関係

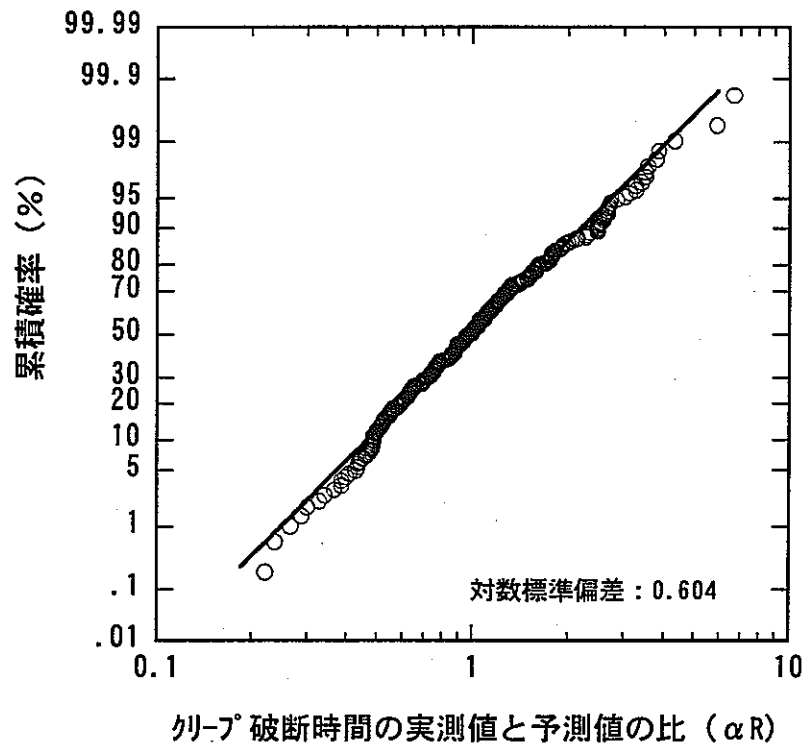


図 B.10 クリープ破断時間の実測値と予測値の比(αR)の累積確率 [対数正規確率紙]

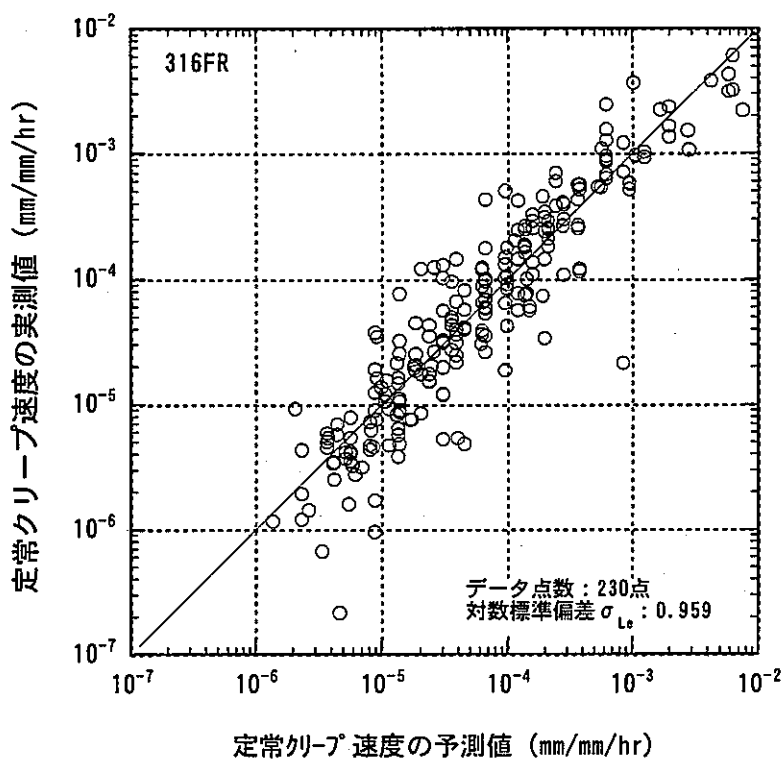


図 B.11 クリープ速度の実測値と予測値の関係

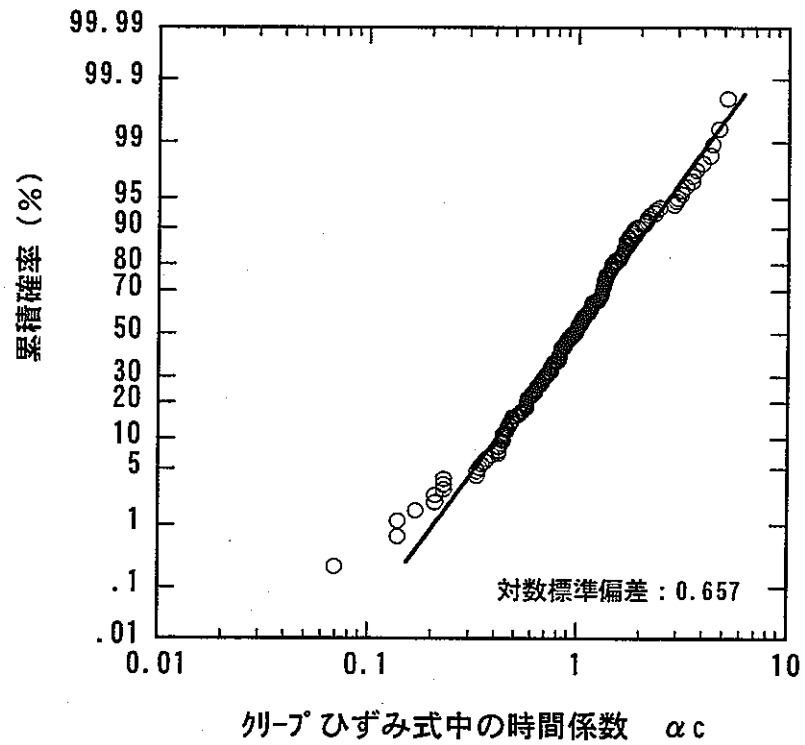


図 B.12 クリープひずみ式中の時間係数 α_c の累積確率 [対数正規確率紙]

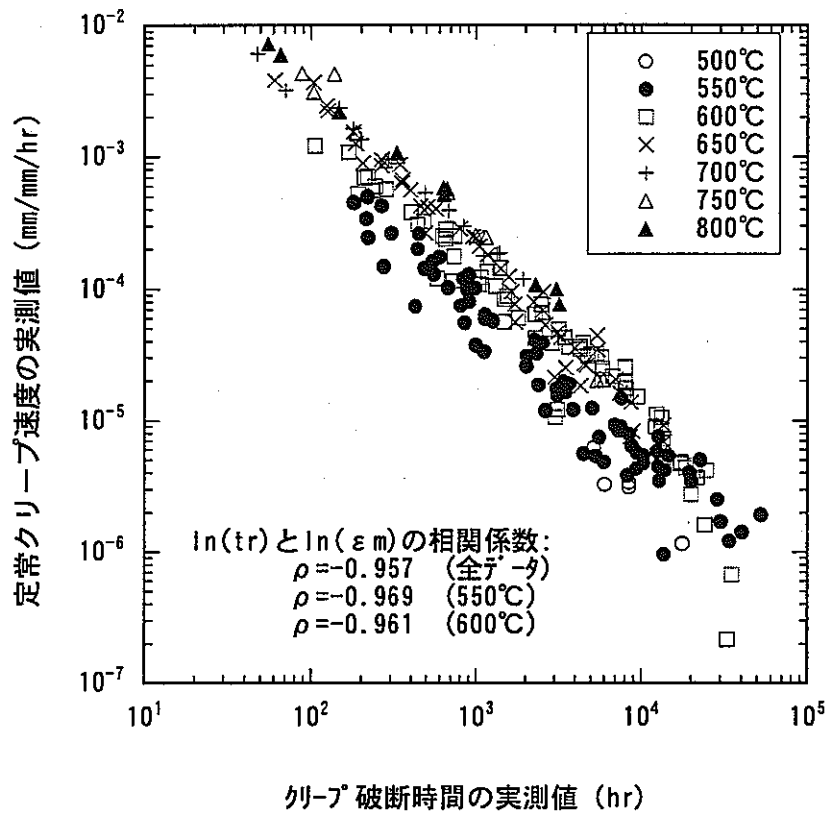


図 B.13 Monkman-Grant の関係

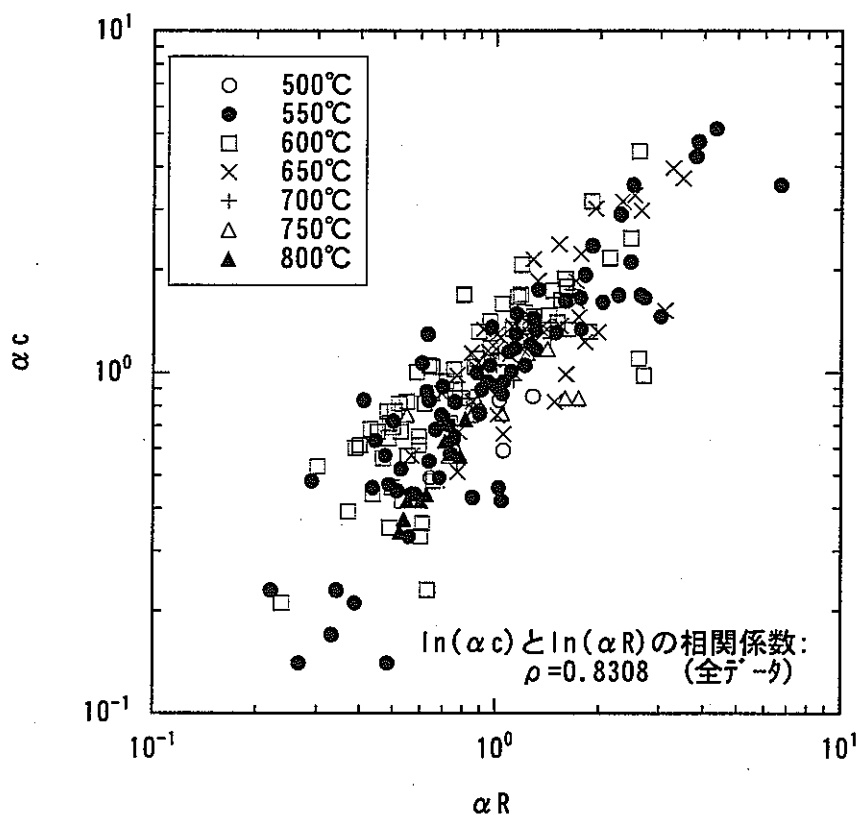
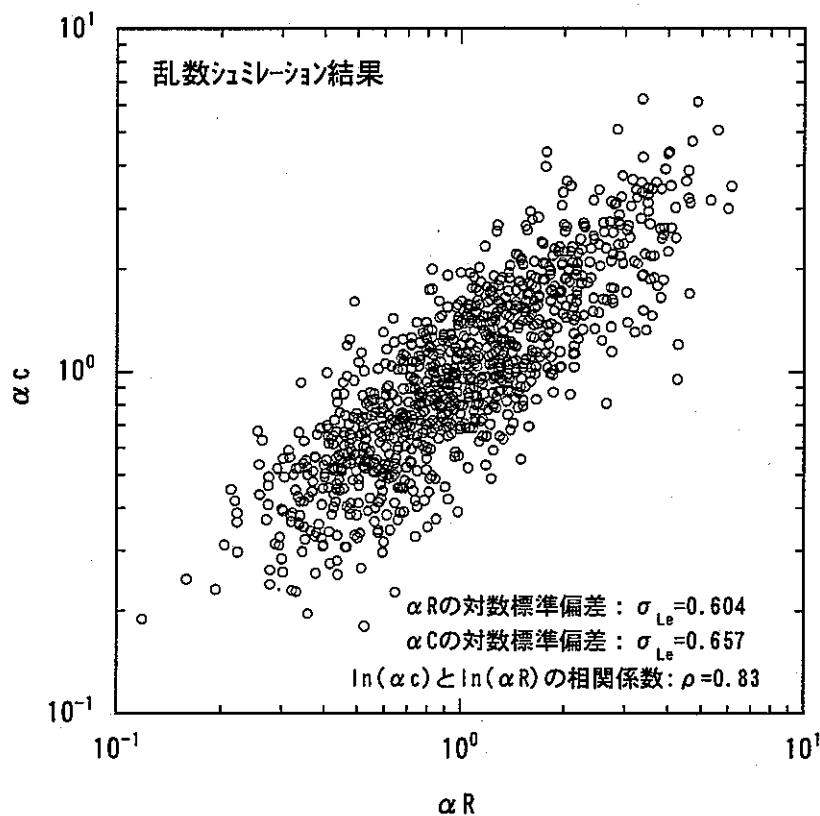
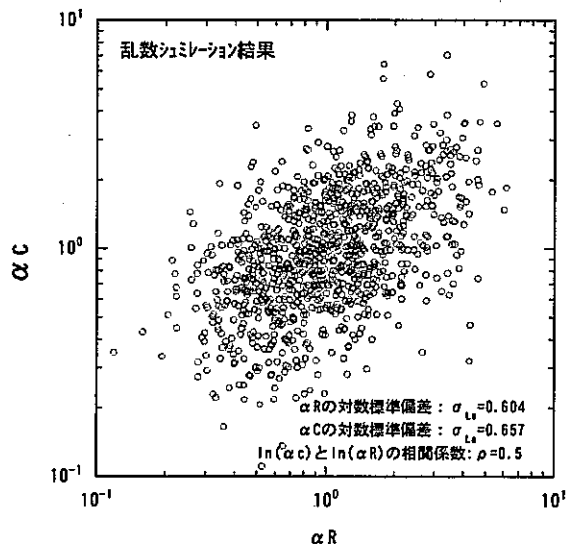
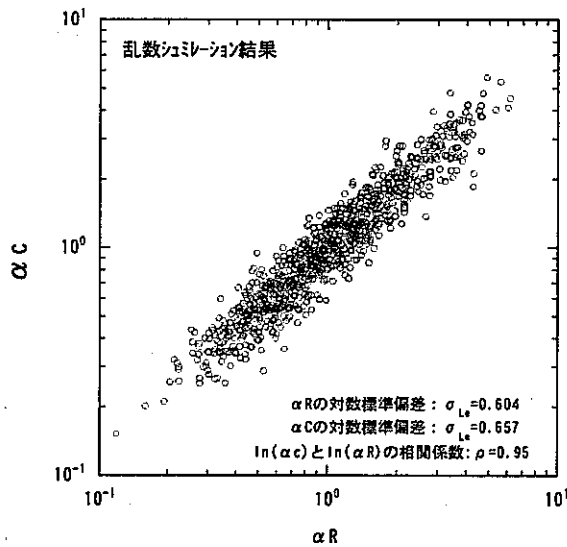


図 B.14 α_c と α_R の相関性



(1) 相関係数 0.83 (実際の値) の場合



(2) 相関係数 0.95、0.5 の場合 (参考)

図 B.15 αC と αR のシミュレーション結果

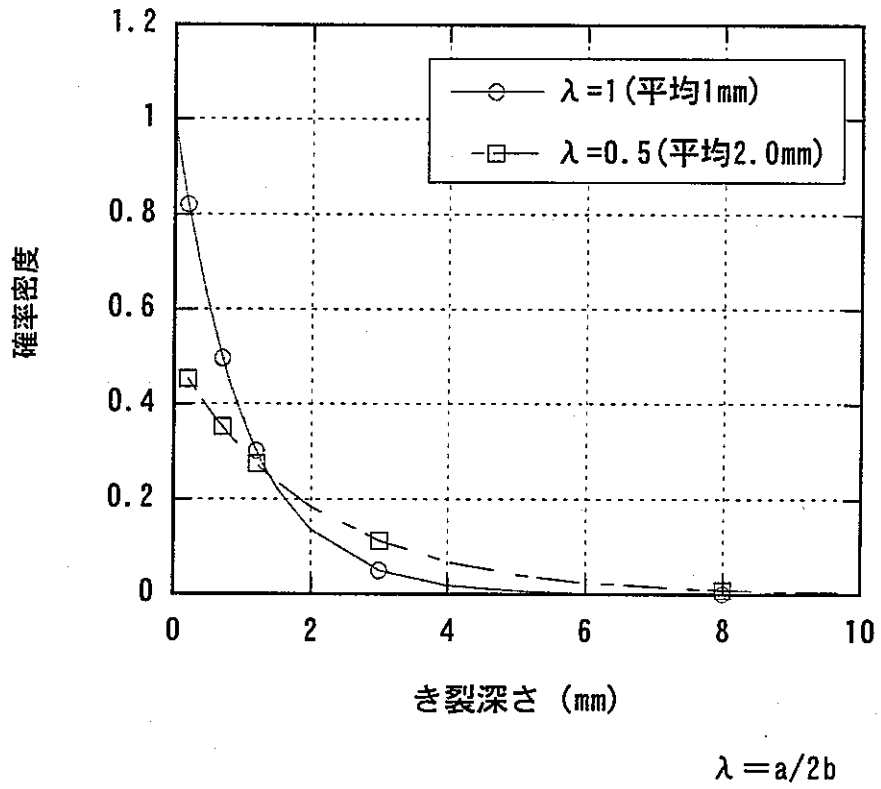
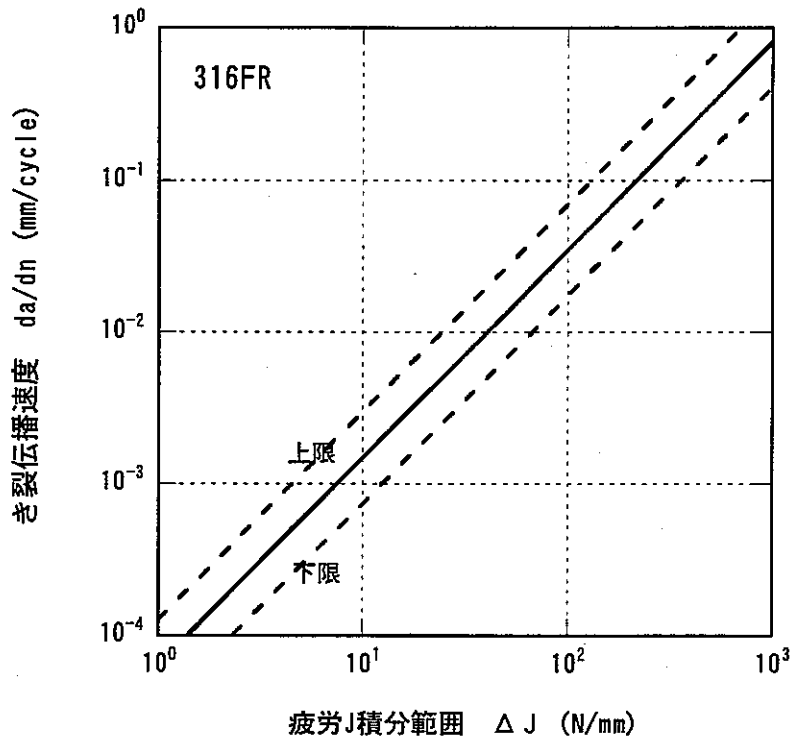
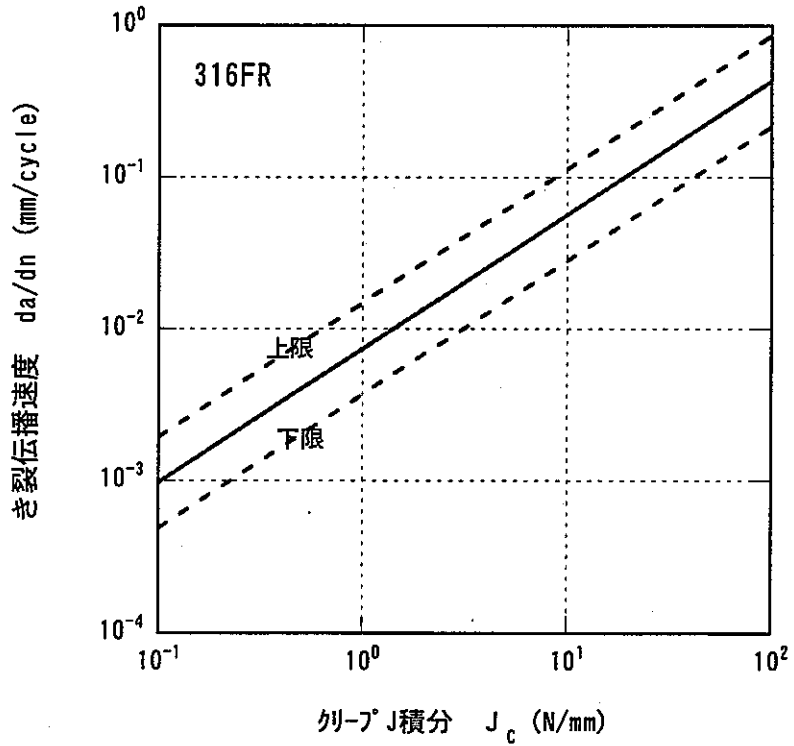


図 B.16 き裂深さの確率密度



(1) 疲労き裂伝播特性



(2) クリープき裂伝播特性

図 B.17 316FR 鋼のき裂伝播特性

付録 C

クリープ疲労損傷評価への構造信頼性評価手法の適用（補足）

目次

- C. クリープ疲労損傷評価への構造信頼性評価手法の適用
 - C.1 き裂発生及び破損の定義
 - C.2 各確率変数の破損確率への影響

C. クリープ疲労損傷評価への構造信頼性評価手法の適用

き裂の発生及び進展を評価する構造健全性評価に確率論的な考え方を導入した信頼性評価手法自体は、3.2「き裂の補修を考慮した構造信頼性評価手法」において記述している。ここでは、き裂発生及び破損の定義と各確率変数の破損確率への影響を補足して記述する。

C.1 き裂発生及び破損の定義

(1) き裂発生確率

クリープ疲労試験における標準丸棒試験片 (TP) の寿命は、ひずみ制御型の試験においては、25%の荷重低下をもって定義している。

(財) 電力中央研究所では、クリープ疲労試験の途中過程において試験片表面のレブリカを採取することにより、寿命とき裂長さの関係を整理している^{C1,C2}。上記試験結果では図 C.1 及び C.2 に示すように、寿命においては約 10mm のき裂長さに成長している。

また、図 C.2 に示すように鍛造材においては、寿命比とき裂長さの間にはほぼ一義的な関係が認められ、ひずみ範囲や負荷波形、保持時間の影響は認められない。一方、図 C.1 に示すように板材においては、低ひずみ範囲の試験条件の場合、初期のき裂進展が遅い傾向が見られる。

き裂進展評価を実施するために、TP の寿命と表面き裂長さ a の関係を以下のように設定した。これは、液体浸透探傷検査における検出限界が表面き裂長さ 1mm であることから、き裂の発生を 1mm と定義し、TP 寿命である 10mm のき裂長さからき裂発生を推定した時にき裂発生時期の推定がもっとも保守的になる関係である (図 C.2 中の平均線)。き裂発生の定義については、破損の定義とあわせ今後もより詳細な検討が必要となるが本評価では、本式を使用した。

$$\frac{N}{N_f} = \frac{\log(2c) + 1.0}{2.0}$$

ここで、
 N : 表面き裂長 $2c$ [mm] に対応する寿命
 N_f : TP 破断寿命 (通常の疲労寿命)

図 C.3 に 3.2「き裂の補修を考慮した構造信頼性評価手法」で実施した累積き裂発生確率を示す。膜+曲げ応力強さ範囲 S_n が 400MPa の場合、推定寿命の対数標準偏差は 0.780、TP 破断条件の中央値は 16239 サイクル、き裂発生 (1mm) の中央値は 8120 サイクルとなる。 $S_n=500$ MPa になった場合は、推定寿命の対数標準偏差は 0.617、TP 破断条件の中央値は 5675 サイクル、き裂発生の中央値は 2866 サイクルとなる。

破損確率を評価するためには、図 C.3 に示したき裂発生確率の下限域である 10^2 より

も小さい領域の繰り返し数のデータが必要となる。繰り返し計算手法であるモンテカルロ法により 10^{10} といったオーダーの確率を求めるためには、 10^{10} オーダーの計算回数が必要となる。ここでは、得られたき裂発生寿命分布が対数正規グラフ上でほぼ直線となることから寿命分布も対数正規であると判断し、寿命の中央値及び標準偏差から、次式により低破損確率領域での確率計算を行った。

$$\text{対数正規関数： } F(N) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} \int_{-\infty}^u \exp\left(-\frac{u^2}{2}\right) du \quad , \quad u = \frac{\ln N - \mu_e}{\sigma_e}$$

ここで、 μ_e ：対数寿命の平均値

σ_e ：対数寿命の標準偏差

(2) 破損確率

破損は、き裂が肉厚の 80% に到達したサイクルを持って本評価では定義している。破損確率は、以下の方法により算出した。

i サイクルにき裂が発生する確率： $P_1(i)$

→ 確率密度関数。図 C.3 の累積き裂発生確率関数より算出。

Δk サイクル後に破損に至る確率： $P_2(\Delta k)$

→ 図 C.4 の累積破損確率。き裂進展評価結果。

i サイクルに発生したき裂が進展し、n サイクル時に破損する確率：

$$P_1(i) \times P_2(n-i)$$

n サイクルにクリープ疲労き裂により破損する確率：

$$P(n) = \int_2^{n-1} P_1(i) \times P_2(n-i) di$$

なお、この確率は標準試験片における表面積程度の領域で発生する破損の確率と考えられる。試験片と実容器との表面積の違いによる破損確率の差を考慮する必要があるが、単純に個々の単位領域の破損事象が独立と考えると、破損確率は表面積比を乗じた値になる。想定している原子炉容器（内径 $r_i=4800$ ）の内面の高さ方向幅 15mm を評価対象領域とすると、対象領域は標準試験片（ $\phi 10$, $GL=15\text{mm}$ ）の表面積の約 960 倍となる。そこで、本評価では、上記で求めた破損確率を 960 倍して、実機炉容器の破損確率とした。ただし、同一ヒートの材料で、連続している領域の破損現象が独立とは考えにくく、実際の寸法効果は更に小さいと考えられる。

C.2 各確率変数の破損確率への影響

図 C.5 に破損確率に及ぼす各種確率変数の影響を示す。図(1)に、初期き裂深さの分布を $\mu = 1.0, 0.33, 0.2$ (それぞれ、深さ平均 1mm、3mm、5mm に相当) とした時の破損確率を示す。また、図(2)にき裂進展過程におけるばらつきを制限した場合の破損確率を示す。これは、付録 B.2 「材料特性とき裂の検出確率」で記述したき裂伝播特性のうち、どのパラメータが支配的であるかを検討するために実施したものである。両図からわかるように、き裂の伝播特性はいずれのパラメータも破損確率に及ぼす影響は小さく、き裂深さの分布は破損確率に大きな影響を及ぼすことがわかる。

本評価における各パラメータの感度については、今後、パラメータの種類もあわせ詳細な検討を加える予定である。

参考文献

- C1. 電力中央研究所, 平成8年度発電用新型炉技術確証試験(高速増殖炉技術確証試験)、調査報告書その2、高温構造健全性評価技術確証試験, 電力中央研究所,(1997)
- C2. 電力中央研究所, 平成9年度発電用新型炉技術確証試験(高速増殖炉技術確証試験)、調査報告書その2、高温構造健全性評価技術確証試験, 電力中央研究所,(1998)

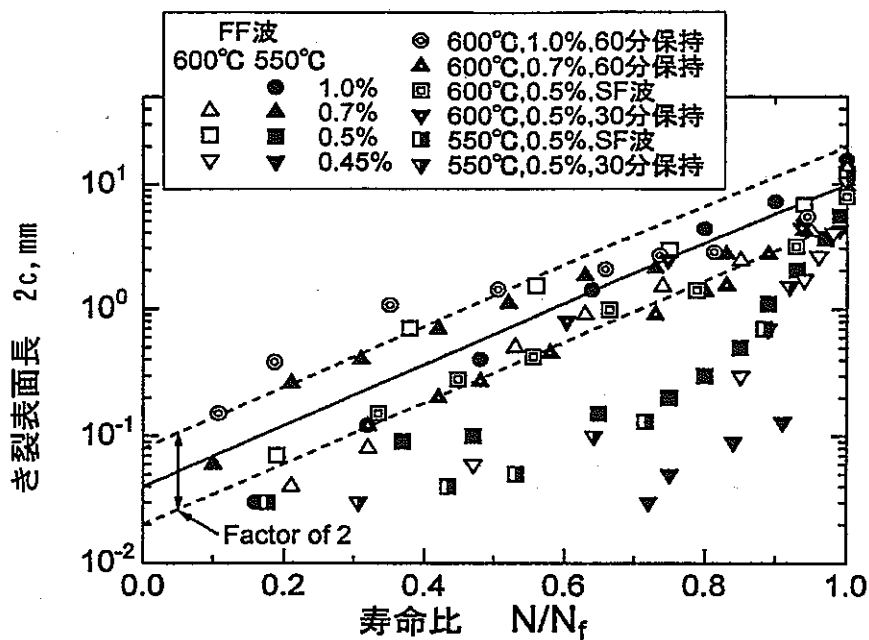


図 C.1 き裂長さと寿命比の関係(板材)^{C1, C2}

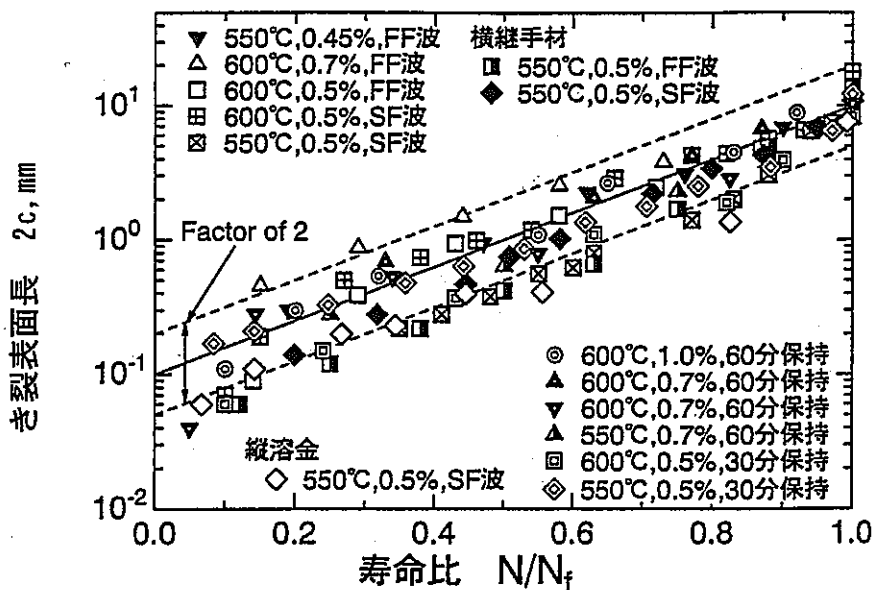


図 C.2 き裂長さと寿命比の関係(鍛造材)^{C1, C2}

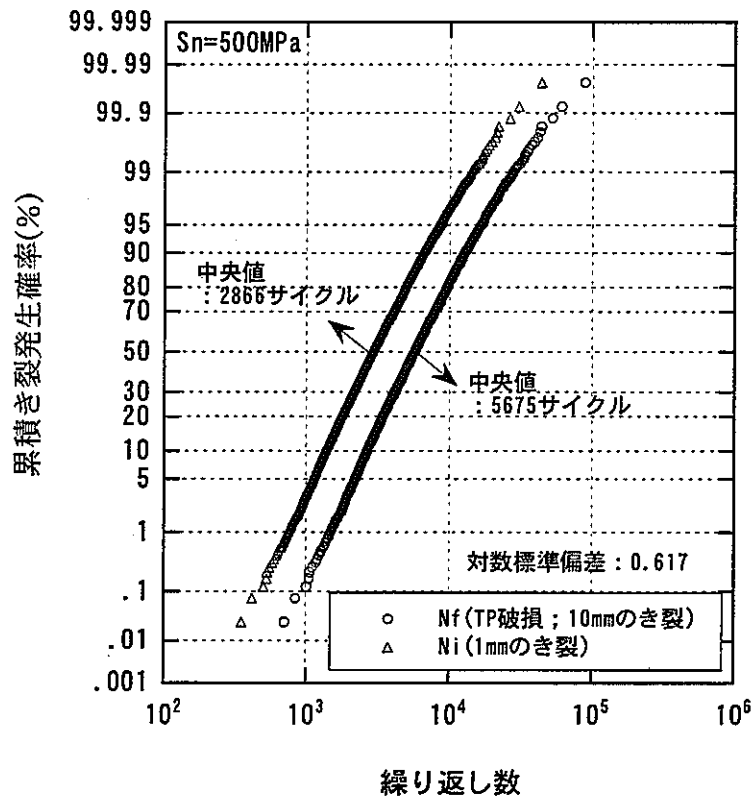
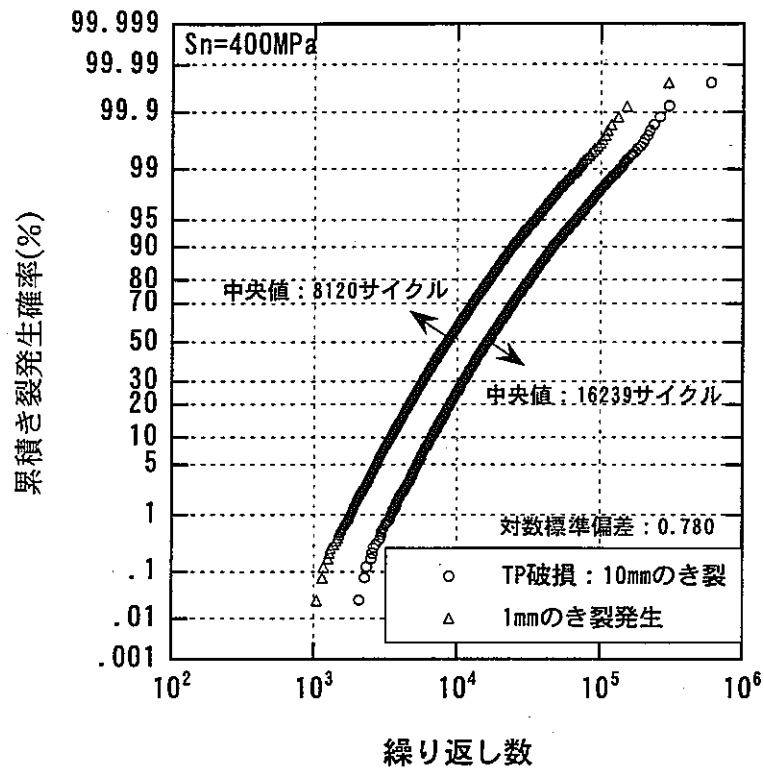


図 C.3 累積き裂発生確率

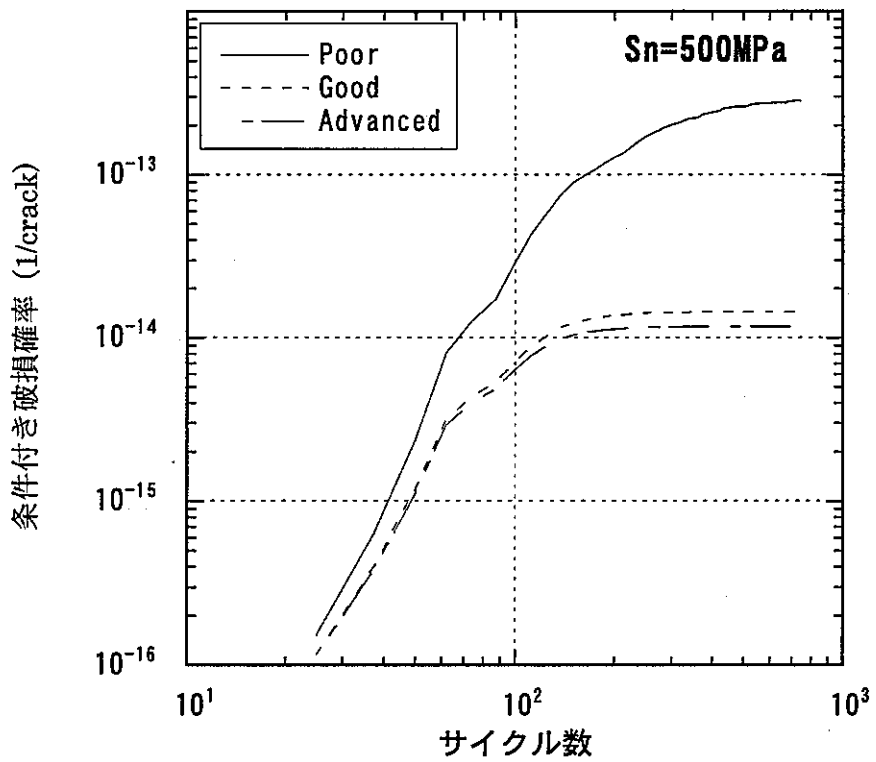
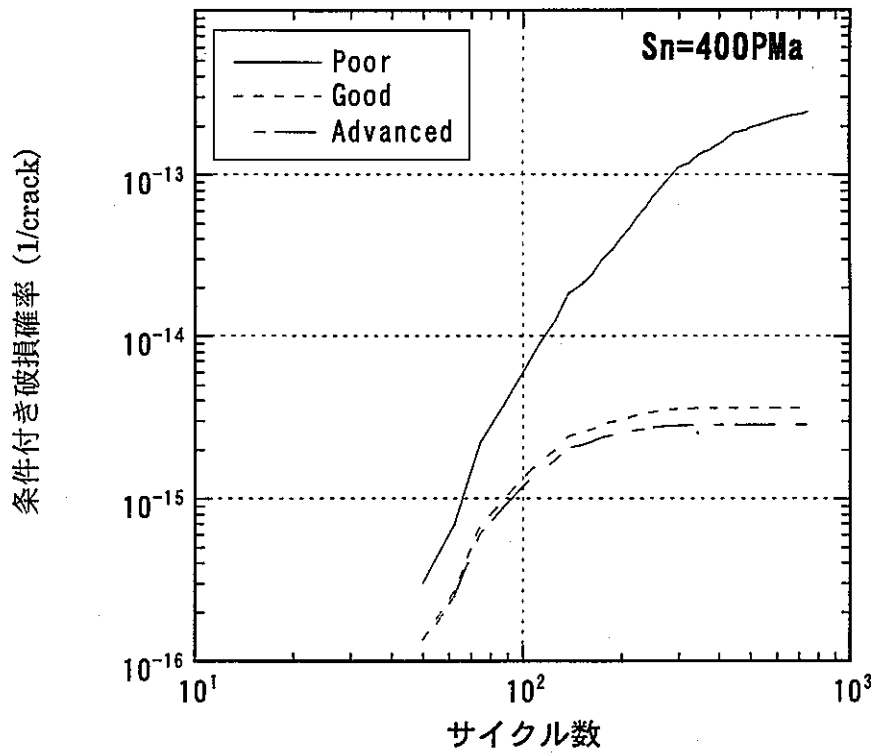
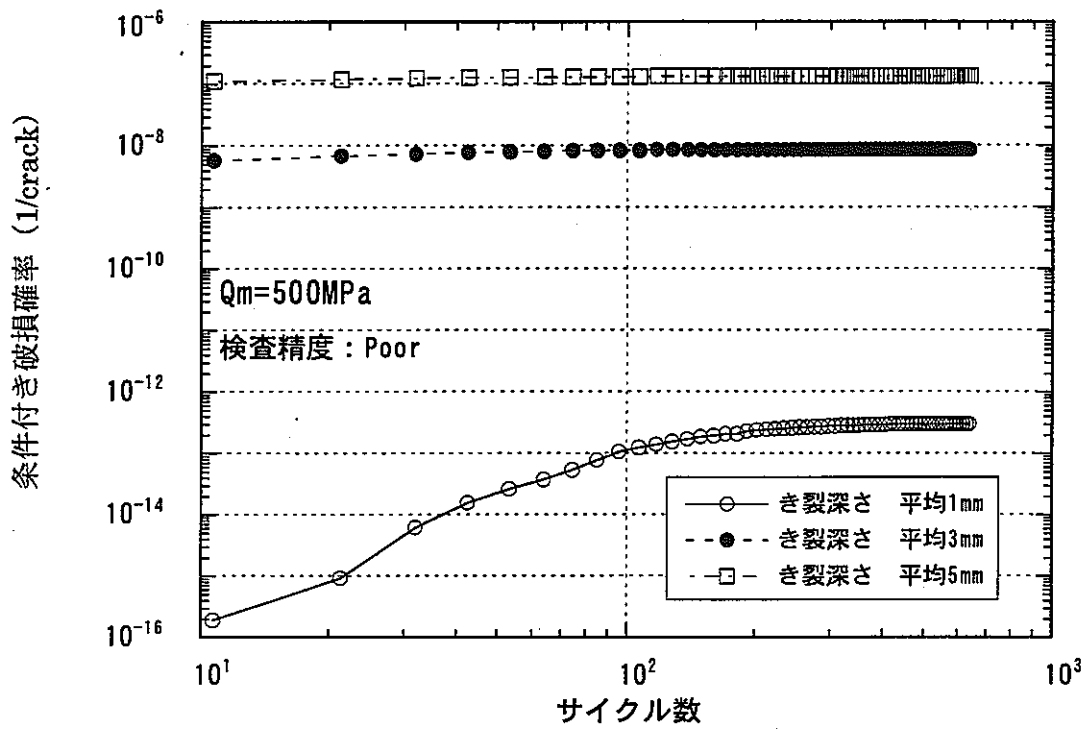
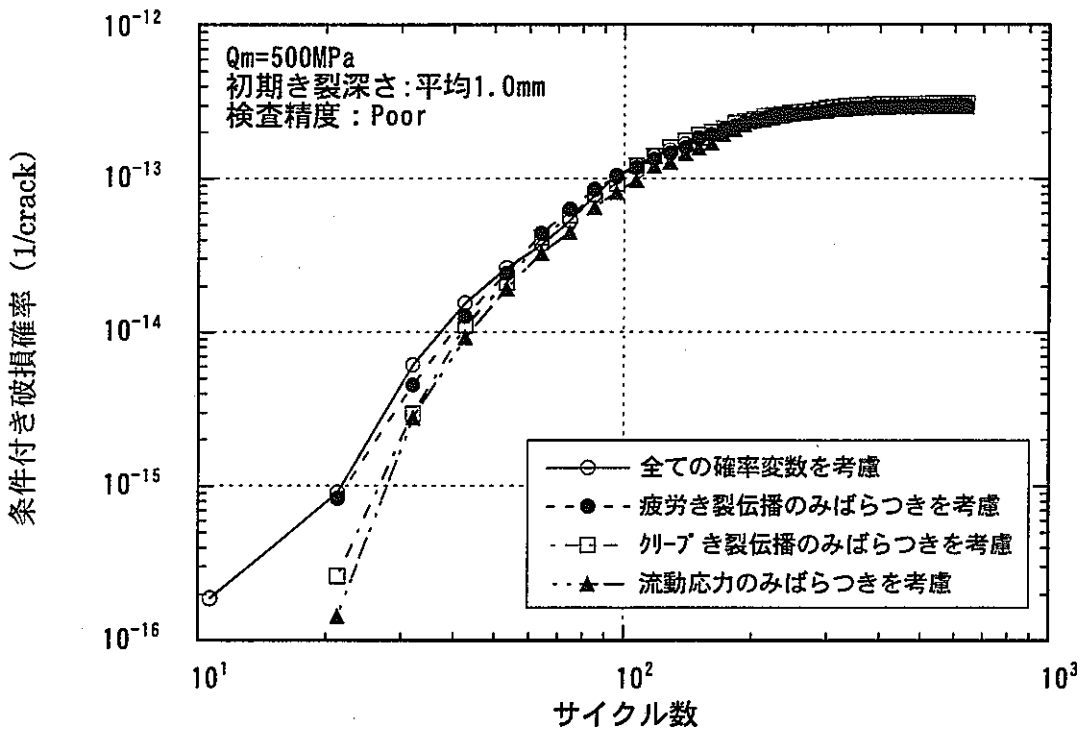


図 C.4 1つのき裂（初期平均寸法： $2a=1.0\text{mm}$ ）が破損に至る確率



(1) 初期き裂寸法の影響



(2) 材料特性の影響

図 C.5 破損確率に及ぼす各種確率変数の影響

付録 D

システム化規格導入のメリット (OHP)

付録 D は、サイクル機構で実施している実用化戦略調査研究において検討しているナトリウム冷却型炉に対しシステム化規格を導入した時の導入イメージと導入のメリットを図示したものである。

1 ページ目に以下に示すようなシステム化規格の代表的な特徴 3 点を示している。

S1：事象想定回数の合理化

S2：材料特性の合理化

S3：寿命（破損）の定義の合理化

これらは、現段階で具体化している代表的な特徴のことであり、交換前提設計を初めとする現在検討中のその他の特徴については記載していない。

このような特徴を有するシステム化規格を構造設計に導入することにより、プラントの長寿命化（設計寿命、余寿命評価法による実寿命の両者）が可能となる。また、現状のプラント設計で想定している構造よりも簡素化された構造や簡易化した製作方法を導入することの判断も破損確率に基づき行うことが可能となる。

2 ページ目には、これまでの軽水炉でのトラブルの発生頻度が示されている。このような軽水炉の実績及び高速炉常陽での運転実績に基づき、今後事象想定回数の合理化を図っていく予定である。

3 ページ目は、供用前検査を前提としたときの設計用材料特性の考え方を示している。余寿命評価では、このような平均に近い材料特性を使用し、寿命の評価が可能となる。一般的に引張強度の低い材料は長時間クリープ延性が高いといったように材料特性間には相関性がある。そのため、余寿命評価では、材料特性を確定することにより寿命の延長を図れる可能性が高い。

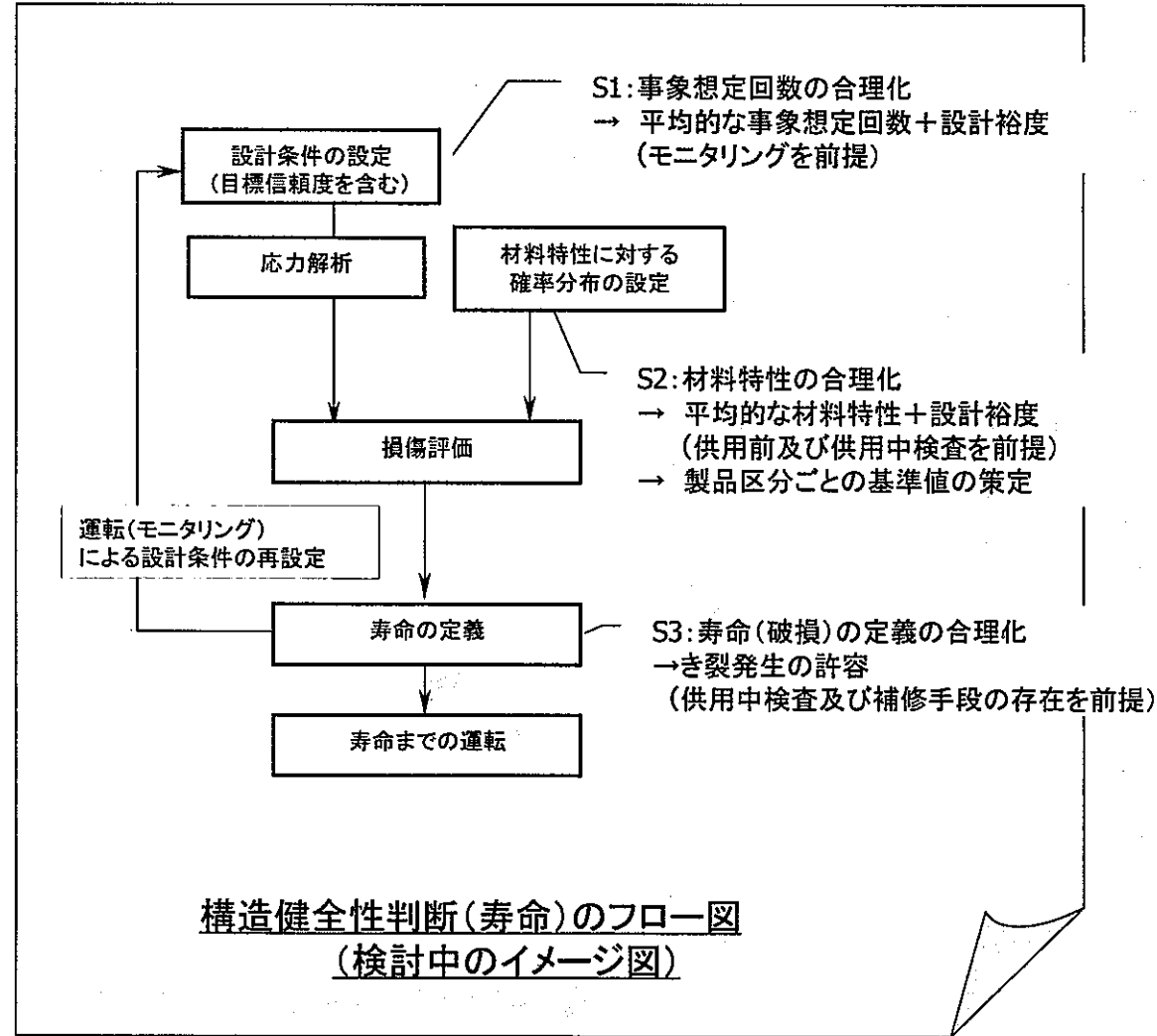
4 ページ目では、材料が製品区分ごとに異なる特性を示すことを図示している。これまでの高速炉設計では、複数の製品の下限値を基準値として使用することが多かったが、今後このような強度の違いを認識し合理的な材料基準を提示していく予定である。

ISI によりクリープひずみや疲労損傷を確認できれば、余寿命評価上大きな利点となるが、現在の ISI 技術はこれらの損傷を計測できるレベルまで発達していない。システム化規格においては、今後このような技術が開発された場合、その利点を取り入れられるだけでなく、破断に近い領域といった特定領域に対してのみ評価式（クリープひずみ式）を正確に回帰してやるといった部分的な最適化の検討も考えている（5,6 ページ）。

7 ページに示すようにき裂発生からき裂の貫通までには大きな裕度がある、このような裕度を活かしシステム化規格中の他部分基準の安全裕度や想定事象回数を合理化していくことを考えている。これは、万一き裂が発生したとしても、その後の検査により確実に検知すれば、冷却材の漏洩には繋がらないからである。

このようなシステム化規格の特徴を活かす事により 8～10 ページに示すような長寿命化、簡素化構造の導入といったようなメリットを享受することが可能となる。

システム化規格のプラント設計への導入イメージ



システム化規格導入のメリット

✦ 長寿命化

プラントの使用条件、構造が同じであっても事象想定回数や材料特性を合理的に設定することによってより長期間のプラント使用が判断できる。

✦ 簡素化された構造及び製作方法

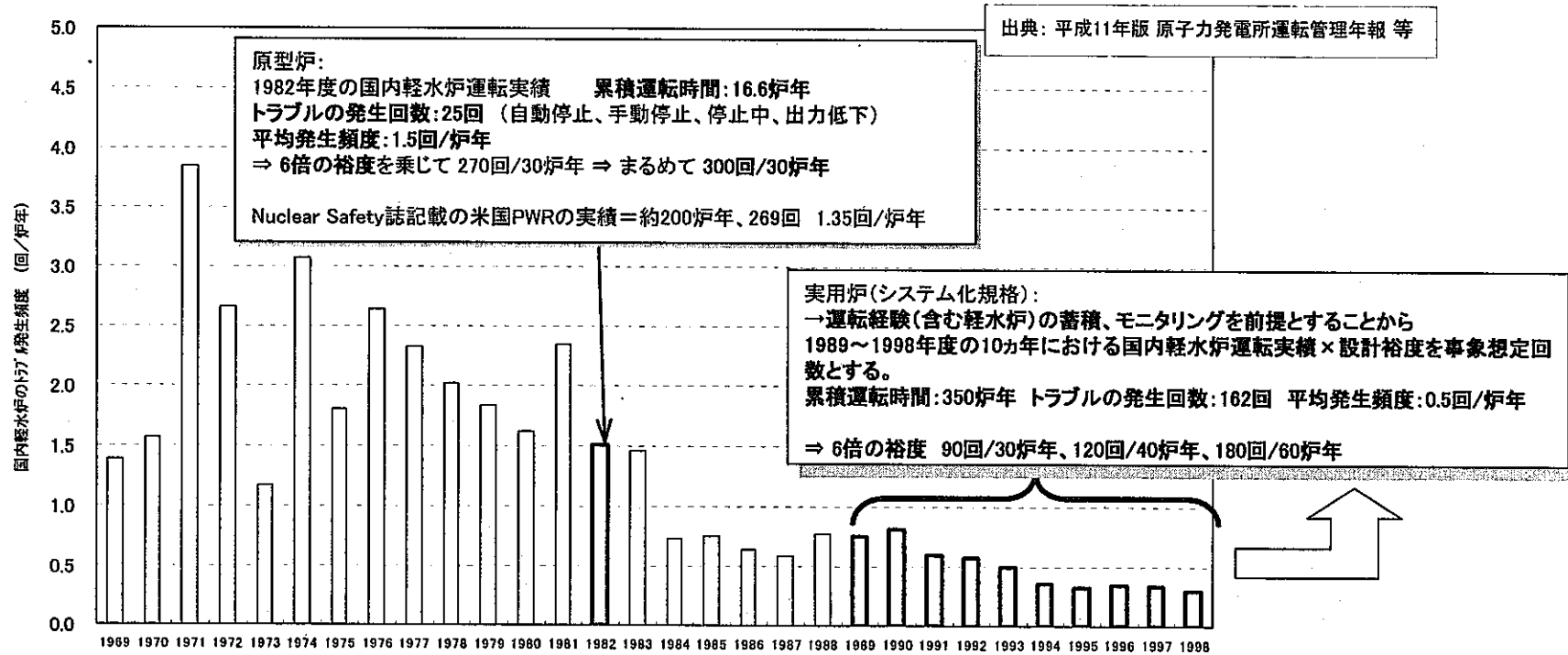
よりいっそう簡素化された構造(応力集中部をもった溶接構造等)や簡素化された製作方法(SMAW,レーザー溶接による溶接時間の高速化等)を採用した場合の破損確率を算出し、採用の判断が可能となる。

✦ 検査頻度及び安全裕度の低減化

破損確率が有意に低下した機器に対しては検査頻度の低減、設計における安全裕度の低減化が可能となる。

システム化規格の特徴1

S1:事象想定回数の合理化



現在の事象想定回数

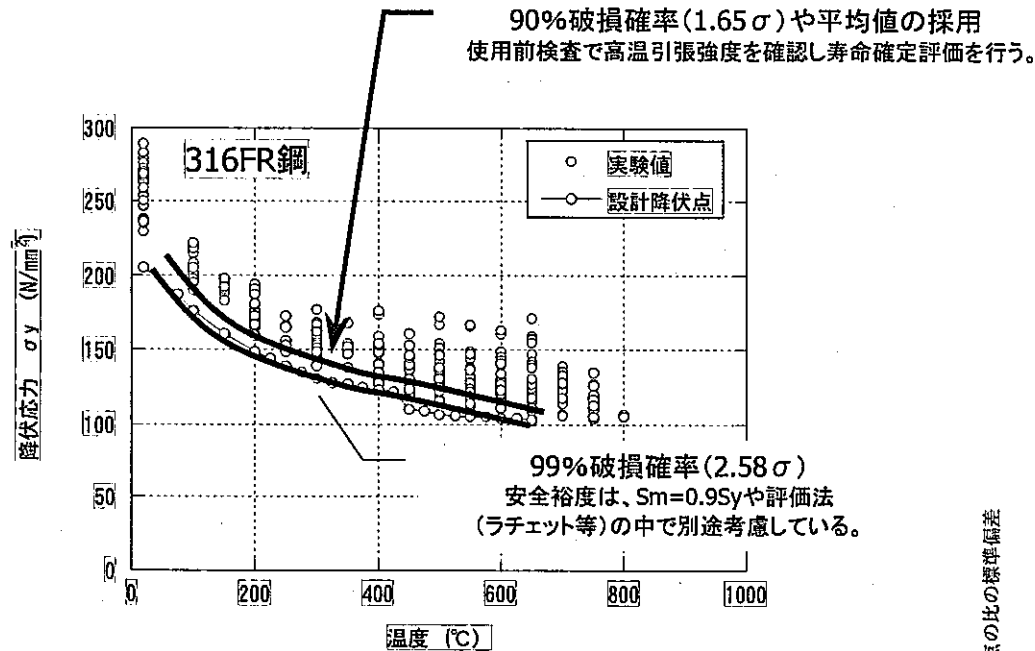
- 通常停止 120回/30年
- 運転状態Ⅱ(手動トリップ等) 300回/30年
- 運転状態Ⅲ(給水管破損等) 6回/30年
- 運転状態Ⅳ(SG伝熱管破損等) 1回/30年

代表部位の温度、圧力、流量をモニタリングすることにより、事象想定回数を現実的な回数とする。

システム化規格の特徴2

S2:材料特性の合理化1

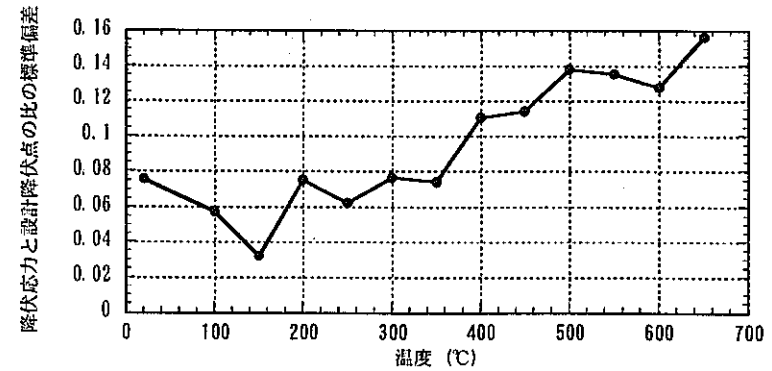
供用前検査を前提とする設計用材料特性の採用



温度ごとのばらつき σ_y

温度(°C)	比の平均値	標準偏差	データ数
20	1.27	0.075	31
100	1.18	0.057	16
150	1.19	0.032	8
200	1.18	0.075	19
250	1.15	0.062	8
300	1.18	0.076	21
350	1.18	0.074	8
400	1.18	0.110	22
450	1.23	0.114	15
500	1.27	0.138	32
550	1.23	0.135	33
600	1.26	0.127	29
650	1.26	0.156	28
全データ	1.226	0.117	270

平均値/基準値



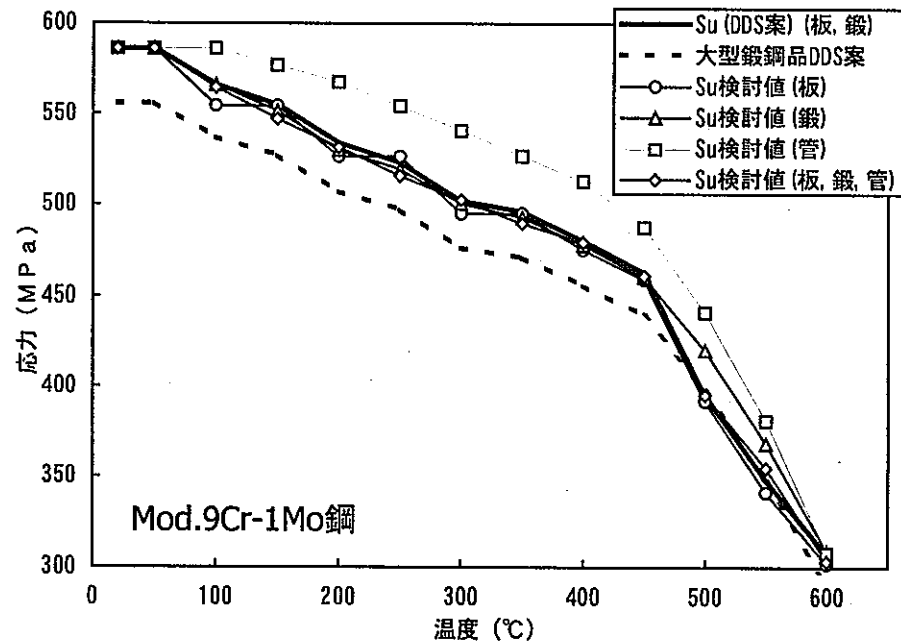
供用中検査を前提とする平均的材料特性の採用

材料検査を実施し、材料特性を確認することを考慮し、
 下限値以外の特性での設計領域を模索する。

システム化規格の特徴2

S2:材料特性の合理化2

製品区分ごとの基準値の策定



製品区分別に基準値を策定することにより特定製品の高強度特性を設計において使用する。

→伝熱管等

管材のみに対する引張強度の策定

システム化規格の特徴2

S2:材料特性の合理化3

供用中検査を前提とする材料特性の確定(クリープ損傷)

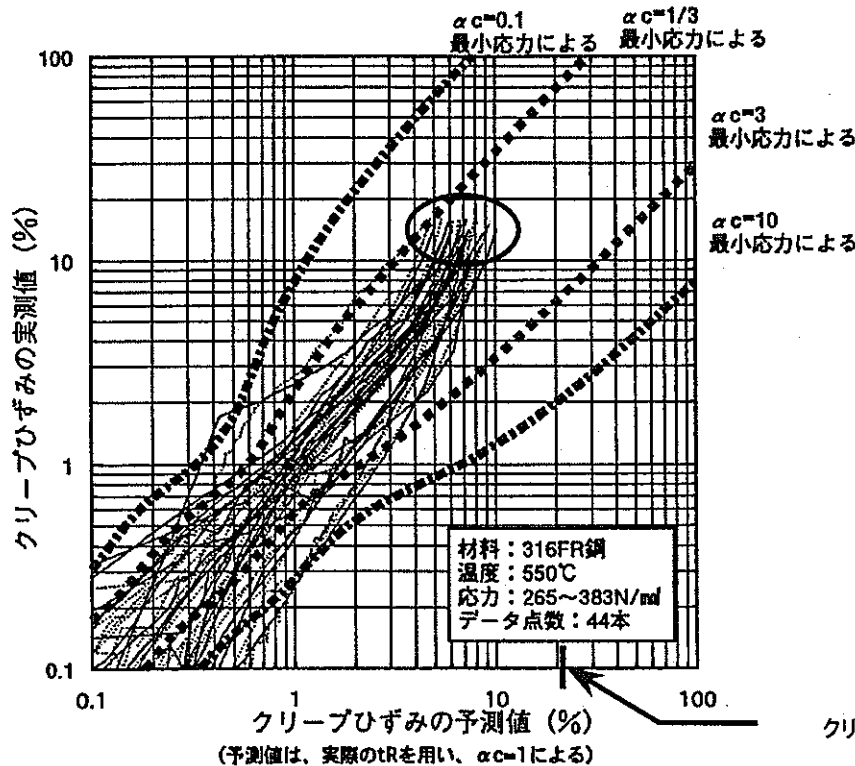


図 3.4.2-6 クリープひずみの実測値と予測値の相関関係 (550℃)

ISIを用い物性を確認することを前提に、特定クリープひずみ領域に関してのみ再現性の良い(ばらつき幅の小さい)ひずみ式を設計で使用する。

開発中の新ISI手法(クリープひずみ)による計測を期待する。

- ばらつきを表現する係数 α_c の確定
- 原子炉容器等 評価部位を特定した上で想定クリープひずみ発生領域において精度の良い材料特性式の策定

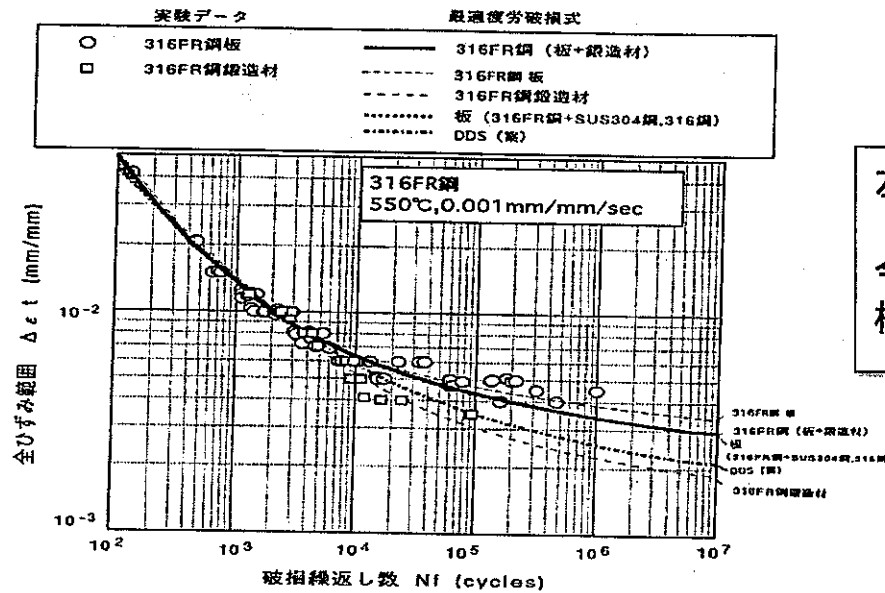
ISI手法の高度化が必要。

クリープ試験(550℃、59試験)による破断延性値の最小値22%、平均値38%

システム化規格の特徴2

S2:材料特性の合理化4

供用中検査等を前提とする材料特性の確定(疲労損傷)



左記例は、製品区分ごとの疲労強度の改良。
 今後、疲労強度とISIの関係を溶接部も含め
 検討していく。

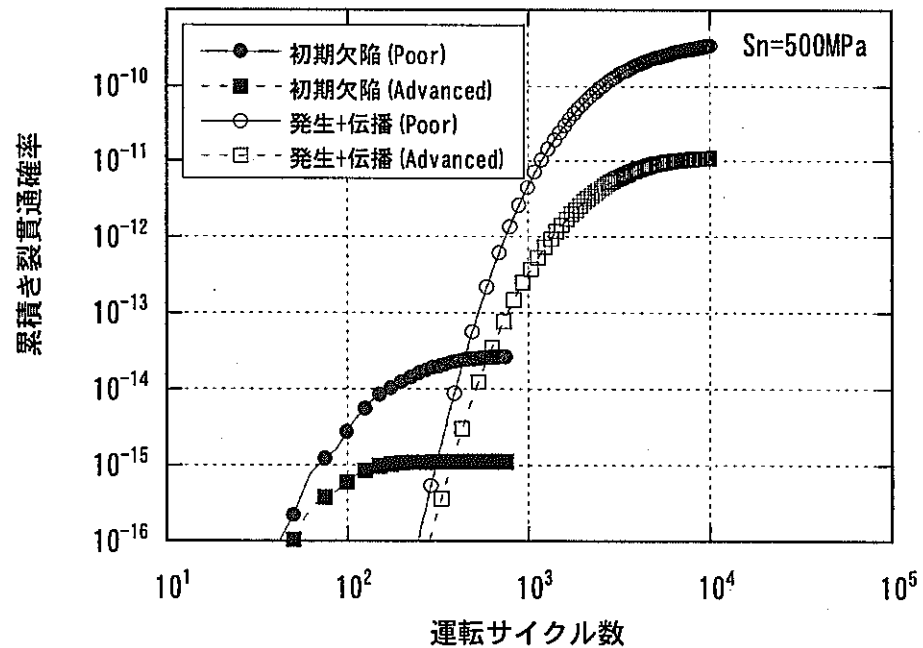
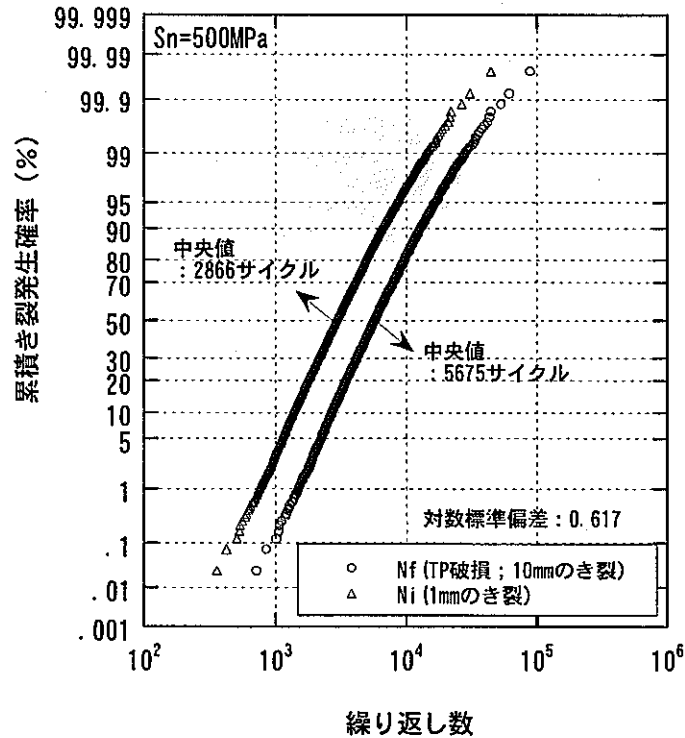
図 5.4(4)-25 最適疲労破損式と実験結果の関係

板材のみに対する疲労強度の策定

システム化規格の特徴3

S3:寿命の定義の合理化

外径9660mm、肉厚30mmの原子炉容器におけるき裂発生と貫通の確率(暫定評価:クリープ疲労)
 550°Cで703時間保持後400°Cへ冷却する運転サイクル(30万時間で427回の起動停止を想定)



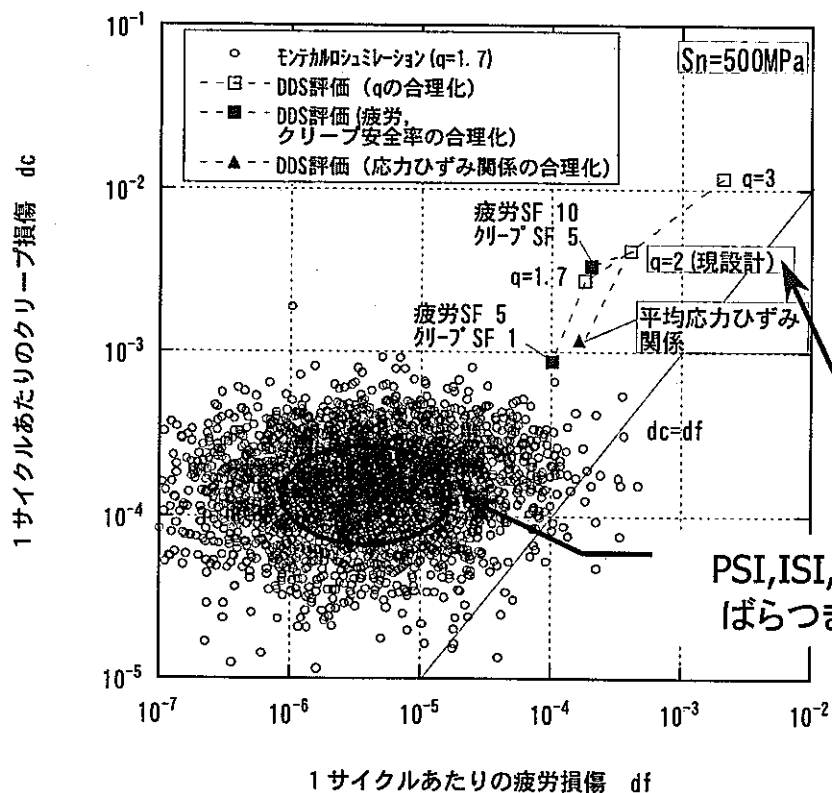
10³回の運転サイクルでき裂発生10⁻¹、き裂貫通10⁻¹¹と10¹⁰近い寿命の違いがある。
 (ただし、き裂貫通は補修による寿命延長を考慮済み。)
 定期的な保全(表面仕上げ)、補修等を踏まえた期待寿命も含め検討を進める。

<7>

システム化規格のメリット1

長寿命化

1サイクルあたりのクリープ疲労損傷



クリープ疲労に限れば、き裂の発生時点においても3倍程度の寿命延長であれば可能性はある。

プラント寿命 30年→60年等

条件:

- ・ばらつきの低減化、想定回数の低減化においては、PSI, ISI, モニタリングが前提。
- ・現在と同程度の破損確率を確保する。
- ・き裂の貫通までの十分な裕度を確保する。

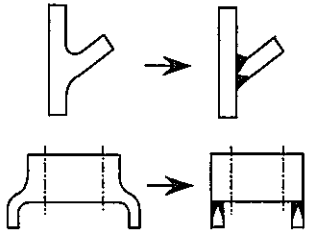
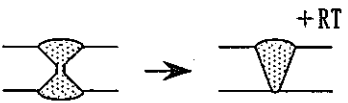
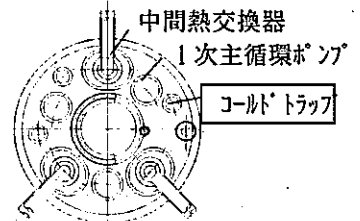
現設計

PSI, ISI, 製品区分等によるばらつきの低減化 (確定)

モニタリングによる事象想定回数の低減化

システム化規格のメリット2

簡素化された構造及び製作方法

部位	コスト高の要因	合理化の方法／候補技術
Yピース、管板等 	信頼性を確保するために、Yピースや管板等の複雑な形状に、鍛造材を使用。	溶接構造の採用 ・ 溶接部評価法の高精度化により、継手の信頼性を確認し、実機へ適用する。
溶接継手 	溶接部には、一般に両側開先形状を採用。	片側開先形状等の採用 ・ 必ずしも高い信頼性を要しない溶接部には、片側開先形状等を採用し、加工工数や溶接作業量を低減する。そのために、対応する溶接部強度評価法を整備する。 新接合技術の導入 ・ 能率の高い新接合法（EBW、レーザー、圧接、爆着等）を導入し、製作コストを低減する。そのために、対応する溶接部強度評価法を整備する。
コールドトラップ等 	容器の胴は、板曲げ溶接構造を採用。	コールドトラップ等の小径機器の胴部については、規格品の配管材を使用し、加工工数や溶接作業を低減する。このために、管材の信頼性を評価する必要がある。

破損確率を計算の上、構造及び製作の簡素化を図る。

システム化規格のメリット3

検査頻度及び安全裕度の低減化

✦ 破損確率が有意に低下した機器に対しては検査頻度の低減、設計における安全裕度の低減化を実施する。

目標破損確率例

A) 他の機器の破損確率や他の危険な事象の発生確率との比較

圧力容器の破損事例(原子力以外)→Marshall Report

リークの確率 10^{-4} /容器・年のオーダー

破損の確率 10^{-6} ~ 10^{-5} /容器・年のオーダー

炉心損傷 5×10^{-4} /炉・年 (WASH-1400)

5×10^{-3} /炉・年 (Union of Concerned Scientists)

上記は、過去の評価法での例、現在の新型炉での目標値は、 1×10^{-6} /炉・年等

B) 破損した場合の損害も含めた経済的評価

今後検討を行う。

目標破損確率の設定、目標破損確率を下回る範囲内での部分安全係数の策定(安全率の合理化)を目標とする。

そのため、現状の高速炉プラント設計例を基準ケースとする破損確率のパラメータ解析を実施する。

システム化規格のメリット3

評価の方向性

システム化規格導入のメリット

↓ 長寿命化

プラントの使用条件、構造が同じであっても事象想定回数や材料特性を合理的に設定することによってより長期間のプラント使用が判断できる。

↓ 簡素化された構造及び製作方法

よりいっそう簡素化された構造(応力集中部をもった溶接構造等)や簡素化された製作方法(SMAW,レーザー溶接による溶接時間の高速化等)を採用した場合の破損確率を算出し、採用の判断が可能となる。

↓ 検査頻度及び安全裕度の低減化

破損確率が有意に低下した機器に対しては検査頻度の低減、設計における安全裕度の低減化が可能となる。

◎評価の方向性

- Na冷却中型炉の原子炉容器に対し、想定事象回数の合理化、材料特性の合理化を適用し、期待寿命を計算する。(破損確率の計算の実施)
- 簡素化構造(含む材料の変更)及び溶接法の強度評価方法を検討し、破損確率の低下率を算出する。
- もんじゅ等先行炉の検査頻度の評価を行う。