原子力研究委員会 SPN-II小委員会



1

Subcommittee for Structural Problems in Nuclear Engineering – II

SPN-I小委員会

原子力構造機器の経年化とその関連技術 に関する調査研究 その2

この資料を引用するにあたっては、下記を明記してください。

(一社)日本溶接協会原子力研究委員会 SPN-Ⅱ小委員会の50周年以降10年 間のまとめ資料(2019年):SPN-Ⅱ小委員会「原子力構造機器の経年化とその 関連技術に関する調査研究 その2」

小委員会の概要



- SPN-II 小委員会 (SPN: <u>S</u>tructural <u>P</u>roblems in <u>N</u>uclear Engineering)
- 【研究題目】原子力構造機器の経年化とその関連技術に関する調査研究 その2
- 【研究期間】 平成21年4月~平成31年3月(継続実施中)
- 【研究体制】(一部の機関は一部の年度に参加)
 - 主查: 高橋由紀夫((一財)電力中央研究所)
 - 幹事: 佐々木哲也((独)労働者健康安全機構 労働安全衛生総合研究所)
 - 幹事: 伊藤幹郎(東芝テクニカルサービスインターナショナル(株))
 - 委員:東京大学、東京理科大学、小山高専、(国研)日本原子力研究開発機構、 (一財)電力中央研究所、東京電力HD、東北電力、四国電力、電源開発(株)、 (株)原子カシステム研究所、日立GEニュークリア・エナジー、
 - バブコック日立、三菱重工業(株)、東芝エネルギーシステムズ(株)、
 - (株)IHI、川崎重工業(株)
 - ※一部機関は現名称で記載





本資料は、SPN-I小委員会の平成21年度~平 成30年度の主要な活動成果を以下の構成でまと めたものである。

- 第1章 研究背景と目的
- 第2章 調査内容と対象分野について
- 第3章 主な調査結果のまとめ
- 第4章 弾塑性解析に基づく構造健全性ガイドライン の検討
- 第5章 今後の進め方





本小委員会では、1993年11月に発足以来、すべての原子カシステムにとっ て重要なテーマである原子力構造機器の経年化事象と関連技術を調査対象とし、 各分野の専門家による講演と国際会議やジャーナルに発表された重要な文献 の抄訳を通じて調査研究を行なってきた。

東日本大震災による福島第一発電所での苛酷事故後、原子力研究委員会で2 011年9月から2012年4月にかけて開催された「東日本大震災後の原子力を考 える臨時委員会」からの提言や、原子力規制委員会の発足及び新規制基準の 制定などその後の状況も踏まえて、より現在のニーズに則した活動を行う方向で 検討が行われた。その結果として、2013年度からテーマを転換して、大地震、 津波などに代表される過大荷重下での機器やプラント全体の健全性を的確に評 価するための手法の整備や適用の動向をメインの対象として調査を継続してい る。

さらに、2016年度からは、「弾塑性解析に基づく健全性評価ガイドライン」の検討に着手し、各種材料の応カーひずみ関係式のモデル化についての検討を続けるとともに、それを用いて切欠き付き丸棒試験片に対するベンチマーク解析を行い、構成式の適用性の検討を進めている。今後も、局所歪ベースの破損クライテリアも含めたガイドライン策定を目指して、活動を推進する予定。

2 調査内容と対象分野について



2.1 講演の概要

(1) 高経年化関係

 疲労関係、予防保全(溶接補修等)、応力腐食割れ、確率論 的評価・リスク、非破壊検査技術、耐震設計、残留応力評価、 圧力容器鋼の照射脆化

(2) 構造健全性評価関係

・ 限界荷重評価法、シビアアク
 シデント時挙動評価、など

過去10年間に36件の講演を実施。 その分野内訳を右図に示す。





- 2.2 **文献調査の概要**
- (1) 高経年化関係

を右図に示す。

- 疲労関係、予防保全(溶接補修等)、応力腐食割れ、確率論 的破壊評価・信頼性評価、非破壊検査技術、残留応力評価、 破壊靱性評価
- 調査文献の分野 ■限界強度評価法(実験、理論、解析) (2) 構造健全性評価関係 シビアアクシデント時挙動評価・解析 1,1 2 ■ ASME BPVC Sec.III Div.2関係 限界強度評価法、シビア 応力腐食割れ ■予防保全技術(溶接補修等) アクシデント時挙動評 ■ 非破壞検査技術 価・解析、ASME BPVC 38 ■疲労関係 6 ■ 残留応力評価 Sec.Ⅲ Dic.2など ■1F事故関係 6 確率論的破壞評価、信頼性評価 ■疲労評価法 過去10年間に96件の文献 8 ■破壞靭性評価 調査を実施。その分野内訳 9 11
 - 残留応力評価
 - 圧力容器鋼の照射脆化

Copyright © 2019 The Japan Welding Engineering Society, All Right Reserved.

主な調査結果のまとめ 3



3.1 ASME BPVC Section VII Division 2 (2013)の調査 (1/5:単調負荷に対する弾塑性応力-ひずみ関係式)

 $\mathcal{E}_t = \frac{\sigma_t}{E_y} + \gamma_1 + \gamma_2$ ヤング率

 σ_t :真応力(MPa) *ɛ_t* :真ひずみ

 $\gamma_1 = \frac{\varepsilon_1}{2} (1.0 - \tanh[H])$ $\gamma_2 = \frac{\varepsilon_2}{2} (1.0 + \tanh[H])$

 $\mathcal{E}_1 = \left(\frac{\sigma_t}{A_t}\right)^{\frac{1}{m_1}}$

 $A_{1} = \frac{\sigma_{ys} (1 + \varepsilon_{ys})}{(\ln [1 + \varepsilon])^{m_{1}}}$

$$A_2 = \frac{\sigma_{uts} \exp[m_2]}{m_2^{m_2}}$$

 $m_{1} = \frac{\ln[R] + (\varepsilon_{p} - \varepsilon_{ys})}{\ln\left[\frac{\ln[1 + \varepsilon_{p}]}{\ln[1 + \varepsilon_{p}]}\right]}$

$$\mathbf{A}_2 = \frac{\sigma_{uts} \exp[m_2]}{m_2^{m_2}}$$

 $\varepsilon_2 = \left(\frac{\sigma_t}{A_2}\right)^{\frac{1}{m_2}}$

 $H = \frac{2\left[\sigma_{t} - \left(\sigma_{ys} + K\left\{\sigma_{uts} - \sigma_{ys}\right\}\right)\right]}{K\left(\sigma_{uts} - \sigma_{ys}\right)}$ $R = \frac{\sigma_{ys}}{\sigma_{uts}} \quad \varepsilon_{ys} = 0.002 \quad \frac{\sigma_{ys} : 0.2\%$ 耐力 (MPa)}{\sigma_{uts} : 引張強さ (MPa)}

$$K = 1.5R^{1.5} - 0.5R^{2.5} - R^{3.5}$$

 $\sigma_{uts,t} = \sigma_{uts} \exp[m_2]$ 適用限界 (これ以上は硬化させない)

各材料に対するm2とEpの値

材料	温度制限	\mathbf{m}_2	εp
フェライト鋼	480°C	0.60(1.00-R)	2.0E-5
ステンレス鋼およびニッケル基合金	480°C	0.75(1.00-R)	2.0E-5
二相ステンレス鋼	480°C	0.70(0.95-R)	2.0E-5
析出硬化型ニッケル基合金	$540^{\circ}\mathrm{C}$	1.90(0.93-R)	2.0E-5
アルミニウム	120°C	0.52(0.98-R)	5.0E-6
銅	65 [°] ℃	0.50(1.00-R)	5.0E-6
チタンおよびジルコニウム	260°C	0.50(0.98-R)	2.0E-5

3 主な調査結果のまとめ



3.1 ASME BPVC Section WI Division 2 (2013)の調査 (2/5:単調負荷に対する限界ひずみ評価式)



単軸ひずみ限界評価式

++*	旦古汨庄	8Lu	, (2), (3)	_	
1/1 作半	取向値及	m_2	破断伸びベース	絞りベース	$lpha_{ m sl}$
フェライト鋼	480℃ (900°F)	0.60[1.00-R]	$2 \cdot ln \left[1 + \frac{E}{100} \right]$	$\ln \left[\frac{100}{100 \cdot RA}\right]$	2.2
ステンレス鋼、 ニッケル基合金	480℃ (900°F)	0.75[1.00-R]	$3 \cdot \ln \left[1 + \frac{E}{100}\right]$	$\ln\!\!\left[\frac{100}{100\cdot\mathrm{RA}}\right]$	0.6
2相ステンレス鋼	480℃ (900°F)	0.70[0.95-R]	$2 \cdot ln \left[1 + \frac{E}{100} \right]$	$\ln \left[\frac{100}{100 \cdot RA} \right]$	2.2
超合金 (4)	480℃ (900°F)	1.90[0.93-R]	$ln \left[1 + \frac{E}{100}\right]$	$\ln \left[\frac{100}{100 \cdot \text{RA}} \right]$	2.2
アルミニウム	120°C (250°F)	0.52[0.98-R]	$1.3 \cdot \ln \left[1 + \frac{E}{100}\right]$	$\ln \left[\frac{100}{100 \cdot RA} \right]$	2.2
銅	65℃ (150°F)	0.50[1.00-R]	$2 \cdot ln \left[1 + \frac{E}{100} \right]$	$\ln \left[\frac{100}{100 \cdot RA}\right]$	2.2
チタン、 ジルコニウム	260°C (500°F)	0.50[0.98 - R]	$1.3 \cdot ln \bigg[1 + \frac{E}{100} \bigg]$	$\ln \left[\frac{100}{100 \cdot \text{RA}} \right]$	2.2
注記 (1) 伸びと絞りが指定されていない場合、 $\epsilon_{Lu} = m_2$ 。伸びまたは絞りが指定されている場合、 ϵ_{Lu} は規定通りに列 3,4 または 5 で計算された最大数である。 (2) R は最小規定降伏応力を最小規定引張強さで割った比である。 (2) R は意思可能も対象性格で決定されたな評判体で決定された					

た絞り(%)である。

4) 析出硬化型オーステナイト合金

3 主な調査結果のまとめ



3.1 ASME BPVC Section WI Division 2 (2013)の調査 (3/5:限界ひずみ評価式の導出)



Copyright © 2019 The Japan Welding Engineering Society, All Right Reserved.

3 主な調査結果のまとめ



3.1 ASME BPVC Section VII Division 2 (2013)の調査 (4/5:各種材料の評価)



Copyright © 2019 The Japan Welding Engineering Society, All Right Reserved.

3 主な調査結果のまとめ



3.1 ASME BPVC Section VII Division 2 (2013)の調査 (5/5:弾塑性解析による繰返し荷重の評価)

疲労評価

- ・サイクルバイサイクル解析
 - ・<u>移動硬化を含んだ繰返し塑性構成式</u>(詳細は特定せず)
- ・2倍降伏解析
 - ・安定した繰返し応力範囲-ひずみ範囲関係に基づく等方硬化モデル
 - ・全荷重変動範囲を負荷とする単調負荷解析
- Δε_{eff,k} = ΔS_{p,k}/E_{ya,k} + Δε_{peq,k} (相当応力範囲/ヤング率+相当塑性ひずみ)から損傷評価

<u>ラチェット評価</u>

- ・<u>弾完全塑性構成式</u>によるサイクルバイサイクル解析
- ・許容基準(以下のいづれかを満足すること)
 - (a) コンポーネントの中に塑性ひずみが発生しない
 - (b) コンポーネント内に弾性核がある。
 - (c) コンポーネントの全体的な寸法の永続的な変化がない。



3.2 シビアアクシデント (SA) 時挙動評価・解析(1/3)

- + N				1011 - 225	
又厭	过了。 过去,我们就是一个问题,我们就是一个问题,我们就是一个问题,我们就是一个问题,我们就是一个问题,我们就是一个问题,我们就是一个问题,我们就是一个问题,我们就是一	氏名	所属機関(国)	出典	概要
1	Simulation of the Lower head Boiling Water Reactor Vessel in a Severe Accident	Alejandro Nuñez-Carrera	Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CSNS) (メキシコ)	Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2012 (2012), Article ID 305405	大規模LOCA時のRPV下鏡 の破損シミュレーション
2	Transient Effects and Severe Accidents (BDBAs) in LWRs	Larry J. Ott	Oak Ridge National Laboratory (米国)	Presented at the 2012 NanoNuclea Workshop Nuclear Fuels and Materials Nanotechnology R&D	SAシーケンス解析
3	Coupled 3D Thermo-mechanical Analysis of Nordic BWR Lower Head Failure in Case of Core Melt Severe Accident, 1. Introduction	Claudio Torregrosa Martín	KTH Royal Institute of Technology School of Engineering Sciences (スウェーデン)	Master of Science Thesis, June 2013	炉心溶融SA時の熱-構造 連成解析
4	Coupled 3D Thermo-mechanical Analysis of Nordic BWR Vessel Failure and Timing	Claudio Torregrosa Martín	KTH Royal Institute of Technology School of Engineering Sciences (スウェーデン)	同上	炉心溶融SA時の熱-構造 連成解析
5	Development of Failure Evaluation Method for BWR Lower Head in Severe Accident; (1) High Temperature Creep Test and Creep Damage Model	山口義仁	日本原子力研究開発 機構 (日本)	ICONE23-1533 ICONE23(May 17-21, 2015)	RPV下鏡のSA時破損解析 シミュレーション
6	Development of Failure Evaluation Method for BWR Lower Head in Severe Accident; (3) Creep Damage Evaluation Based on Thermal- Hydraulics and Structural Analyses	勝山仁哉	日本原子力研究開発 機構 (日本)	ICONE23-1534 ICONE23(May 17-21, 2015)	RPV下鏡のSA時破損解析 シミュレーション



3.2 シビアアクシデント (SA) 時挙動評価・解析(2/3)

ᅷᅮᆂᅶ			筆頭著者	11. db	+MT तक	
又厥	过了。 这一些一些一些一些一些一些一些一些一些一些一些一些一些一些一些一些一些一些一些	氏名	所属機関(国)	山田共	做安	
7	Final Report for the "Melt-Vessel Interactions" Chapter 1 "Introduction and Background"	B.R. Sehgal	KTH Royal Institute of Technology (スウェーデン)	European Union R&TD Program 4th Framework, MVI Project Final Research Report (1999)	SA時の炉心損傷モデル 開発(MVIプロジェク ト)	
8	Final Report for the "Melt-Vessel Interactions" Chapter 4 "Mechanisms, Mode and Timing of Reactor Vessel Failure"	B.R. Sehgal	KTH Royal Institute of Technology (スウェーデン)	同上	SA時の炉心損傷モデル 開発(MVIプロジェク ト)	
9	Study of Tearing Behavior of a PWR Reactor Pressure Vessel Lower Head under severe Accident Loadings	Vincent Koundy	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)-DSR (フランス)	Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 2411–2419	SA時のPWR-RPV下鏡の健 全性評価	
10	Failure Assessment Methodologies for Pressure-Retaining Components under Severe Accident Loading	Jens Arndt	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH (ドイツ)	Hindawi Publishing Corporation, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2012, Article ID 487371, 10 pages	SA時のPWR一次冷却系機 器の健全性評価	
11	The European Research on Severe Accidents in Generation-II and –III Nuclear Power Plants	Jean-Pierre Van Dorsselaere	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) (フランス)	同上 Article ID 686945, 12 pages	水冷式原子炉のSA時挙動	

3 主な調査結果のまとめ



3.2 シビアアクシデント (SA) 時挙動評価・解析(3/3) ーデータの一例-



predicted by the 3D quadrant model is shown at (c).

局所的クリープによるRPV底部 の変位解析結果(文献4)



(b)試験開始直後の外観 (c)試験終了後の外観 RPV下部ヘッドのクリープ変形 挙動に関する実験結果(文献8)



 R_0 :ボイド半径

 $\dot{\epsilon}_{eq}$:相当塑性ひずみ速度

 $\sigma_m = \sigma_{ii} / 3:$ 平均応力

 τ_0 : せん断降伏応力

 σ_{0} :(引張)降伏応力

 σ_{a} :相当応力

νの影響無視

3.3 破壊評価法の調査(1/7; Rice-Traceyモデル)

<u>モデルの導出方法</u>

- ・無限体中の球状ボイドの変形を解析
- ・剛完全塑性体を仮定
- 上界定理をベース
- ・変位分布に数種の関数形を仮定してもその影響は小さいことを確認
- ・評価モデル

単軸引張変形+平均応力の重畳

一般的な変形+多軸性が大きいときの解(ボイドの非対称変形を無視)

高多軸度状態におけるボイド成長率



- 3.3 破壊評価法の調査(2/7; Gursonモデル)
- モデルの導出方法
 - Rice/Traceyの方法と同様(上界定理)
 - ・バルク部分はMisesの降伏条件にしたがう弾完全塑性体を仮定
 - 円筒状のボイド、球状のボイドを対象
 - ・有限体を対象としているため、ボイドの大きさにより降伏条件が変化する
 (軟化を表現可能)
- ・球状ボイドに対する評価式(円筒状ボイドの場合には定数が変わる)

$$\Phi = \left(\frac{\sigma_e}{\sigma_0}\right)^2 + 2f \cosh\left(\frac{3\sigma_m}{2\sigma_0}\right) - 1 - f^2 = 0$$

$$\phi: 降伏関数$$

$$\dot{\varepsilon}_{ij}: 塑性ひずみ速度$$

$$\sigma_e: 相当応力$$

$$\sigma_0: 降伏応力$$

$$\dot{f} = (1 - f)\dot{\varepsilon}_{ii} = (1 - f) \sinh\left(\frac{3\sigma_m}{2\sigma_0}\right)$$

$$\sigma_m = \sigma_{ii}/3: 平均応力$$

$$f: ボイド体積率$$



- **3.3 破壊評価法の調査**
 - (3/7; Gurson-Tvergaard-Needleman(GTN)モデル)
- ・改良のポイント
 - ボイド成長に対する応力多軸性の効果の修正
 - ボイド連結による損傷加速の考慮
 - 塑性ひずみによるボイド発生の考慮
- ・改良モデル(GTNモデル)

$$\begin{split} \Phi &= \left(\frac{\sigma_e}{\sigma_0}\right)^2 + 2f^* q_1 \cosh\left(\frac{3q_2\sigma_m}{2\sigma_0}\right) - 1 - q_3 f^{*2} = 0 \\ f^* &= f \qquad , \text{for } f \leq f_c \\ &= f_c + K(f - f_c) \qquad , \text{for } f > f_c \\ \dot{f} &= \dot{f}_{growth} + \dot{f}_{nucleation} \\ \dot{f}_{growth} &= (1 - f) \dot{\varepsilon}_{ii} \\ \dot{f}_{nucleation} &= \frac{f_N}{\sqrt{2\pi}S_N} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{\varepsilon_{eq} - \varepsilon_N}{S_N}\right)\right] \end{split}$$



- 3.3 破壊評価法の調査(4/7; 第3不変量の考慮)
- ・改良のポイント
 - ボイドの等方拡大に注目したRice-TraceyモデルやGursonモデルでは、せん 断荷重下でのボイドの扁平化を考慮できず、低応力3軸度領域で、破壊強度 を過大予測
 - I₁(平均応力), J₂(相当応力)に加えて、J₃(偏差応力の第3不変量)を考慮したモデルが提案
- ・改良モデル
 - 限界ひずみモデル (Bai & Wierzbicki, 2008) σ $\varepsilon_f = f(\eta, \overline{\theta})$ σ

$$\eta = \sigma_m / \sigma_e, \quad \overline{\theta} = 1 - \frac{6\theta}{\pi} = 1 - \frac{2}{\pi} \cos^{-1} \left(\frac{27J_3}{2\sigma_e^3} \right)$$

• GTNモデル(Nahshon&Hutchinson, 2008)

$$\dot{f}_{growth} = (1-f)\dot{\varepsilon}_{ii} + k_W \frac{f\left[1 - \left(27J_3 / 2\sigma_e^3\right)^2\right]}{\sigma_e} s_{ij}\varepsilon_{ij}$$

- ε_f : 限界ひずみ
- η: 応力3軸度係数
- σ_{e} :相当応力

$$\sigma_m = \sigma_{ii} / 3$$
:平均応力

- $J_3 = \det(s_{ij})$: 偏差応力 s_{ij} の第3不変量
- *θ*: Lode角
- $\bar{ heta}$: 規格化されたLode角



3.3 破壊評価法の調査(5/7;第3不変量考慮の例)



$$\overline{\varepsilon}_{f} = \left[\frac{1}{2}\left\{D_{1} / \exp(D_{2}\eta) + D_{5} / \exp(D_{6}\eta)\right\} - D_{3} / \exp(D_{4}\eta)\right]\overline{\theta}^{2}$$
$$+ \frac{1}{2}\left\{D_{1} / \exp(D_{2}\eta) - D_{5} / \exp(D_{6}\eta)\right\}\overline{\theta} + D_{3} / \exp(D_{4}\eta)$$
$$\eta = \sigma_{m} / \sigma_{e}, \quad \overline{\theta} = 1 - \frac{2}{\pi}\cos^{-1}\left(\frac{27J_{3}}{2\sigma_{e}^{3}}\right)$$



<Bai & Wierzbicki (2008)より>

限界ひずみの応力状態依存性に関する概念図



3.3 破壊評価法の調査(6/7; 各種適用例)

		著者		107
又献	題目(発行年)	氏名	所属機関(国)	·····································
1	Analysis of the Cup-Cone Fracture in a Round Tensile Bar (1984)	V. Tvergaard A. Needleman	University of Denmark (デンマーク) Brown University (米 国)	平滑丸棒の引張解析(カップ&コーンを再現) GTNモデル 実験との比較無し
2	A Finite Element Ductile Failure Simulation Method using Stress-Modified Fracture Strain Model (2011)	C-S. Oh et al.	Korea University (韓国)	平滑/切欠き丸棒、3点曲げ、軸方向亀裂付き円筒 GTNモデル/限界ひずみモデル API X65 (σy=464.5MPa, σu=563.8MPa)
3	Analysis of Ductile Crack Growth in Pipe Test in STYPE Project (2012)	S. Yin	ORNL(米国)	平滑丸棒、周方向未貫通亀裂付き配管 GTNモデル A508
4	A Consistent Use of the Gurson- Tvergaard-Needleman Damage Model for the R-Curve Calculation (2013)	G. Cricri	University of Salerno (イタリア)	中央亀裂付き平板 GTNモデル アルミニウム合金(2024タイプ)
5	Implementation and Validation of a Gurson Damage Model Modifued for Shear Loading (2013)	M. Achouri	LAMPA(フランス)	平滑丸棒 Nahshon-Hutchinsonモデル 実験との比較無し
6	Application of Gurson Model to Different Constraint Specimens (2014)	D. Watanabe K. Hojo	三菱重工(日本)	平滑/切欠き丸棒、1/2TCT、未貫通亀裂付き平板 GTNモデル/Section VIII評価式 SM400A (σy=282MPa, σu=438MPa)
7	Stress Modified Critical Strain Criterion for S235JR Steel at Low Initial Stress Triaxiality (2014)	P. G. Kossakowski	Lielce University of Technology (ポーランド)	平滑丸棒 GTNモデル+限界ひずみモデル S235JR鋼 (σy=318MPa, συ=457MPa)
8	Accurate Prediction of Large Ductile Tearing in Dissmilar Material Welds Using a Non-local Gurson Model (2016)	R. Lacroix et al.	ESI France(フランス)	SENB試験片、周方向未貫通亀裂付き配管(異材継手) Non-local Gursonモデル A508/316L(破壊は308Lのバタリング部)



3.3 破壊評価法の調査(7/7;パラメータの比較)

文献	題目(発行年)	q_{1}	$q_2^{}$	q_{3}	f_0	f_{c}	$f_{_f}$	€ _N	s _N	f_N	k _w
1	Analysis of the Cup-Cone Fracture in a Round Tensile Bar (1984)	1.5	1.5	2.25	0	0.15	0.25	0.3	0.1	0.04	_
2	A Finite Element Ductile Failure Simulation Method using Stress- Modified Fracture Strain Model (2011)	1.5	1.0	2.25	0.054(S- 0.001/Mn)	0.015	0.25	0.3	0.1	0.0008	_
3	Analysis of Ductile Crack Growth in Pipe Test in STYPE Project (2012)	1.5	1.0	2.25	0.001	0.01	0.3	-	—	—	_
4	A Consistent Use of the Gurson- Tvergaard-Needleman Damage Model for the R-Curve Calculation (2013)	1.25	0.98	1.56	0.0014	0.2	_	0.09	0.09	0.2	_
5	Implementation and Validation of a Gurson Damage Model Modifued for Shear Loading (2013)	1.5	1.0	2.25	0.005	0.15	0.25	0.3	0.1	0.04	2.5
6	Application of Gurson Model to Different Constraint Specimens (2014)	1.5	1.0	2.25	-	0.038	0.061	0.257	0.07	0.004	_
7	Stress Modified Critical Strain Criterion for S235JR Steel at Low Initial Stress Triaxiality (2014)	1.91	0.79	3.65	0.001 <i>7</i>	0.06	0.667	0.3	0.04	0.05	_
8	Accurate Prediction of Large Ductile Tearing in Dissmilar Material Welds Using a Non-local Gurson Model (2016)	4/e ≒1.47	1.0	16/e² ≒2.17	0.0083	0.0095	_	_	_	_	_



3.4 確率論的破壊評価·信頼性評価(1/3)

ᅷᆕᇔᆘ	昭口	筆頭著者		шњ	瓶田	
又瞅	超日	氏名	所属機関(国)	山山山山山	城 安	
1	A Reliability-Based Approach for the Design of Nuclear Piping for Internal Pressure	Kleio Avrithi, Bilal M. Ayyub	Department of Civil and Environmental Engineering, University of Maryland (米国)	Journal of Pressure Vessel Technology AUGUST 2009, Vol. 131 / 041201-1 Transactions of the ASME	荷重・耐力係数設計法 (LRFD)による原子炉配管 の信頼性設計	
2	ADVANCED PROBABILISTIC FRACTURE MECHANICS USING THE R6 PROCEDURE	David W Beardsmore	Serco Technical Services (米国)	Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels & Piping Division / K-PVP Conference	R6法と改良モンテカルロ 法による確率論的破壊力 学評価	
3	UNCERTAINTIES IN NDE RELIABILITY AND ASSESSING THE IMPACT ON RI-ISI	Steven R. Doctor and Michael T. Anderson	Pacific Northwest National Laboratory (米国)	Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels & Piping Division / K-PVP Conference (PVP2010)	NDEの信頼性がリスクイ ンフォームド供用中検査 に及ぼす影響の評価	
4	Thoughts on Improving Confidence in Probabilistic Fracture Mechanics Analyses	D. Rudland, M. Kirk and P. Raynaud	US Nuclear Regulatory Commission (米国)	Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels and Piping Conference	確率論的破壊力学におけ る信頼性向上法について の考察	



3.4 確率論的破壊評価·信頼性評価(2/3)





FADの3次元確率分布(文献2)

信頼性指標βと、平均耐力に対する部分安全係数*φy*、平均圧力 に対する部分安全係数*γP*、平均のモデル不確実性対する部分 安全係数*γM*の関係(文献1)



3.4 確率論的破壊評価·信頼性評価(3/3)

理論的なモデル	経験的なモデル
 ✓ 理論に基づくモデル ✓ たとえば配管壁の応力やき裂の	 ✓ データに基づくモデル ✓ たとえば金属の機械的性質 ✓ ばらつき (不確かさ) が大きいこと
応力拡大係数(平衡方程式・適合	もあるが、データは物理過程を反
条件式に基づく) ✓ 境界条件・初期条件が現実と異	映する (たとえば応力腐食割れ抵
ならない限り、概して現実と乖離	抗、疲労き裂進展抵抗、破壊じん
しない。	性)。

確率論的破壊力学における理論的モデルと経験的モデル(文献4)



偶発的不確かさと認識論的不確かさ(文献4)



4.1 応カーひずみ関係のモデル化(Section VIII式の適用)



SQV2A:高精度 SUS316, NCF600, SN400C:精度が不十分(一様ひずみを過大評価)



4.1応カーひずみ関係のモデル化(単純Swift式の検討)



σ_u:最大荷重時の公称応力(引張強さ)(MPa)

SQV2A: Section VIII式と同程度の精度 SUS316, NCF600: Section VIII式より高精度 SN400C:精度が不十分(一様ひずみを過大評価)

Copyright © 2019 The Japan Welding Engineering Society, All Right Reserved.



4.1応カーひずみ関係のモデル化(フェライト鋼用モデル)



Copyright © 2019 The Japan Welding Engineering Society, All Right Reserved.

4 弾塑性解析に基づく構造健全性ガイドライン 🍑 MES

4.1応カーひずみ関係のモデル化 (STPT410に対する予測結果の比較)





4.2 推奨S-S式を用いた切欠き丸棒ベンチマーク解析 (1/2)



Copyright © 2019 The Japan Welding Engineering Society, All Right Reserved.



4.2 推奨S-S式を用いた切欠き丸棒ベンチマーク解析 (2/2)



- ・解析結果間の差は比較的小
- ・予測では、フェライト鋼は中心軸付近、オーステナイト系/ニッケル合金は表面付近での破壊が先行
- ・絞りベースでは損傷を過小評価





1. 文献調査

- ・各種モデルの理論的根拠の確認
- ・変形、破断ひずみの」₃依存性に関する調査
 ・強度の統計的取扱い

2. ベンチマーク解析/ガイドライン化

- ・損傷導入構成式(GTNモデルなど)の適用
- 平滑試験片、き裂付き試験片などの解析

・ひずみ制限値の検討

・ガイドライン初版の策定(2019年度中目途)