

INSS

JOURNAL

Journal of the Institute of Nuclear Safety System

Vol.29 2022



株式会社 原子力安全システム研究所
Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

目 次

巻 頭 言

F-1	三つの技術開発	茅 陽一	1
-----	---------------	------	---

論 文

社会システム研究所

SR-1	原因分析手法 ATOP の概要と実践	高城 美穂 ほか	2
SR-2	組織における情報伝達と上司への信頼との関係について	福井 宏和	28
SR-3	リソースと安全文化の関係性に関する考察	河合 学	34
SR-4	原子力発電所の安全風土が事故件数に与える影響：一般化線形混合モデルによる検討	寺口 司	39
SR-5	電力需要家の変化の探索：コロナ禍での生活の変化にかかわる自由記述	藤田 智博	49
SR-6	エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーション —— 共に考える姿勢が示されることの意味（予備調査） ——	冨田 幹宏	58
SR-7	エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーション —— 情報の両面提示の明示の差異（予備調査） ——	冨田 幹宏	69
SR-8	中間貯蔵施設の受け止めにかかるインタビュー調査	後藤 学 ほか	79

技術システム研究所

NT-1	地震荷重に対する疲労損傷評価における塑性ひずみの影響 (Ke 係数に代わる Ks 係数の提案) 釜谷 昌幸	89
NT-2	地震荷重下の配管に対する疲労評価手法の提案 (有効ひずみ範囲を用いた荷重履歴効果の考慮) 三好 弘二 ほか	104
NT-3	原子炉容器鋼中の溶質原子クラスタ形成に対する Ni の影響 藤井 克彦 ほか	120
NT-4	直接接触高調波法による応力腐食割れの可視化 石田 仁志 ほか	130
NT-5	ステンレス鋼溶接金属の酸素を含む高温水中の SCC 進展挙動 - 熱時効, 温度, 水質の影響 - 山田 卓陽 ほか	139
NT-6	PWR 1 次系模擬水中における TT690 合金冷間加工材の SCC 発生評価 (第 3 報) - キャビティ生成処理後の亀裂発生挙動 - 大厩 徹 ほか	149
NT-7	照射ステンレス鋼の粒界偏析の TEM-EDS 分析における k 因子の検討 三浦 照光 ほか	159
NT-8	PWR 1 次系模擬水中におけるステライト材の腐食挙動に及ぼす 溶存水素濃度と温度の影響 笹岡 孝裕 ほか	172
NT-9	米国原子力発電所の異常事象報告書 (LER) に関する テキストマイニングによるデータ分析の試行 新崎 雅志 ほか	183
NT-10	ロッドバンドルにおける気液対向流での流動特性 村瀬 道雄 ほか	187
NT-11	シビアアクシデント時の炉心燃料の被覆管温度挙動 西田 浩二 ほか	197

NT-12	鉛直管内での落下液膜に対する壁面摩擦係数相関式の検証	高木 俊弥 ほか	205
NT-13	統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (Stanによる不確かさ解析のベイズ推定)	木下 郁男	217
NT-14	2021年度 関西電力美浜発電所原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析	川崎 郁夫 ほか	229

資 料

R-1	新型コロナウイルス感染症流行下でのテレワークの実態に関する調査動向 (2) — テレワークからハイブリッドワークへ —	後藤 学 ほか	236
R-2	テレワークでの課題は改善されたのか?	濱野 和佳 ほか	247
R-3	福島第一発電所事故後の原子力発電に対する海外世論の動向 (5)	大磯 真一	260
R-4	学校現場におけるエネルギー環境教育の実践に関するアンケート調査の結果	西野 加奈江 ほか	265
R-5	原子力業界におけるジェンダーバランスへの挑戦	高木 利恵子	273

解 説

C-1	RELAPの開発状況	楠木 貴世志 ほか	276
C-2	実機取替材を活用した炭素鋼の長期供用影響の確認への取組み	金島 慶在 ほか	287
C-3	軽水炉炉内構造物用ステンレス鋼の中性子照射データの整備	福谷 耕司 ほか	299

CONTENTS

Foreword

F-1	Three technological developmentsYouichi Kaya	1
-----	----------------------------------	-------------------	---

Articles

Institute of Social Research

SR-1	Overview and application of the causal analysis method “ATOP” Miho Takagi et al.	2
SR-2	The Relationship between Information Transmission in Organizations and Trust in SuperiorsHirokazu Fukui	28
SR-3	A Discussion of the Relationship Between Resources and Safety Culture Manabu Kawai	34
SR-4	The Effect of Safety Climate on the Number of Accidents at Nuclear Power Plants: Analysis with Generalized Linear Mixed Model Tsukasa Teraguchi	39
SR-5	An Exploration for Changes in Electricity Consumers: Free-response statements regarding Lifestyle Changes during the Covid-19 Pandemic Tomohiro Fujita	49
SR-6	Risk communication in energy issues — What it means to show a willingness to thinking together (Preliminary survey) — Mikihiro Tada	58
SR-7	Risk communication in energy issues — The difference of explicitly presenting two-sided messages (Preliminary study) — Mikihiro Tada	69
SR-8	Interview survey on perception of people towards information about interim storage facilities for spent nuclear fuel Manabu Goto et al.	79

Institute of Nuclear Technology

NT-1	Influence of Plastic Strain on Fatigue Damage Assessment for Seismic Load	Masayuki Kamaya	89
NT-2	Proposal of fatigue assessment method for piping under seismic loading (About the use of effective strain range for loading sequence effect)	Koji Miyoshi et al.	104
NT-3	Effect of Ni on Solute Atom Clustering in Reactor Vessel Steels	Katsuhiko Fujii et al.	120
NT-4	Higher harmonic imaging of stress corrosion cracking using a direct contact technique	Hitoshi Ishida et al.	130
NT-5	SCC Growth Behavior of Stainless Steel Weld Metals in Oxygenated High- Temperature Water -Influence of Thermal Aging, Temperature and Water Chemistry-	Takuyo Yamada et al.	139
NT-6	SCC initiation in cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water (3rd report) -Crack initiation of cavity induced specimens prior to SCC initiation test-	Toru Oumaya et al.	149
NT-7	An examination of k-factor in TEM-EDS analysis for grain boundary segregation in neutron-irradiated stainless steels	Terumitsu Miura et al.	159
NT-8	Influences of dissolved hydrogen and temperature on corrosion behavior of Stellite Alloy in a simulated PWR primary water condition	Takahiro Sasaoka et al.	172
NT-9	A trial analysis of license event reports (LERs) of U.S. nuclear power plants by text mining	Masashi Shinzaki et al.	183
NT-10	Flow characteristics in a rod bundle under gas-liquid counter-current flows	Michio Murase et al.	187
NT-11	Fuel cladding temperature behavior in a reactor core during severe accident	Koji Nishida et al.	197

NT-12	Verification on correlation of wall friction factor for falling liquid film in vertical pipes	Toshiya Takaki et al.	205
NT-13	Application of surrogate models for statistical safety evaluation (Bayesian modeling and inference for uncertainty analysis using Stan)	Ikuo Kinoshita	217
NT-14	Plant incident progress scenario analysis for Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2021	Ikuo Kawasaki et al.	229

Reference

R-1	Trends in Surveys about Home Teleworking During the COVID-19 Pandemic in Japan (2) — From Teleworking to Hybrid Workin —	Manabu Goto et al.	236
R-2	Have the problems of teleworking been overcome?	Waka Hamano et al.	247
R-3	Trends in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States and Europe after the Fukushima Daiichi Power Plant Accident (5)	Shinichi Oiso	260
R-4	Results of the questionnaire survey on practice of energy and environmental education at school site	Kanae Nishino et al.	265
R-5	Challenges toward Gender Balance in the Nuclear Industry	Rieko Takaki	273

Commentary

C-1	The development status of RELAP	Takayoshi Kusunoki et al.	276
C-2	Efforts to investigate long-term aging effect utilizing a harvested carbon steel material from a replaced component	Yoshiari Kaneshima et al.	287
C-3	Database on irradiation effects of stainless steels in light water reactors	Koji Fukuya et al.	299

— 巻頭言 —

三つの技術開発

Three technological developments

茅 陽一 (Youichi Kaya)*¹

今更いうまでもないことだが、世界が直面する最大の地球環境問題は温暖化であり、それを抑制して地球表面温度を一定にするためには温室効果ガス、特にその中心であるCO₂の排出を出来るだけ早くゼロに抑えなくてはならない。国連傘下の温暖化問題の科学者連合であるIPCCがそのための特別報告を発表しているが、それには地球表面温度の上昇を産業革命以後1.5℃以内に抑えるためのシナリオが世界モデルを使って描かれている。それをみるとCO₂のネットの排出が2050年までにゼロとする必要が示されており、そのために、世界の多くの国が2050年カーボンニュートラル、即ちCO₂のネットの排出を2050年までにゼロとすることを宣言した。我が国も、菅内閣時代の2020年秋にこの宣言を行っている。

だが、化石燃料を消費するとそれが石炭であれ、石油ないし天然ガスであれ否応なしにCO₂を排出すること、そしてその化石燃料が世界エネルギーの大部分を占めることを考えればこれは容易ならぬ目標である。我が国の場合化石燃料の比率は一次エネルギーの殆んど90%を占めるから2050年カーボンニュートラル宣言は、30年先の目標といっても大変な目標を掲げたと思えるのだが、具体的にそれをどのようにして実現するのか。そのシナリオを政府はまだ殆んど示していない。

そこで、筆者は最低限以下の3つの技術の実現を主張したい。第一は洋上風力の推進である。日本は周辺を海に囲まれ、陸地の狭小さを考えればコストが多少高くとも海を利用する技術をもっと開発すべきである。日本で現在存在する洋上発電はまだ僅か2万kW程度に過ぎないが、日本風力発電協会の2050年目標は3,700万kWと大変大きなもので、これだけあれば日本の現在の総電力量の1割を超える。洋上発電の設置にあたっては、

もちろん沖合の海底深度が一定値以下であることは条件だが、着床式に限らず浮体式も考慮に入れてもっと需要地の関東関西ないし北九州に近い地点の開発に積極的に努力してよいのではないかと。

第二は、CO₂の回収貯留、いわゆるCCS技術の導入拡大である。日本の場合多くの火力発電設備は海岸に作られることが多いが、それならそこで回収するCO₂は容易に海底に導ける。我が国では苫小牧沖ですでに30万トンのCO₂海底貯留を実施しており、技術的問題は殆んどなくなっているのではないかと。ただ問題はコストで、CO₂の処理費は現在トンCO₂あたり数千円から2～3万円と幅広くいわれており、これを石炭火力の発生するCO₂が1kWhあたり0.9キログラム程度であることを考慮すると、石炭火力でのCO₂処理コストは数円～30円/kWh程度ということになる。一方日本の経産省によれば従来の石炭火力の発電コストは13～23円/kWhなのでこのCO₂コスト負担は大きいと、何とか今後の技術進歩で電力価格を2～3割増す程度で済ませられないものか。大きな努力が必要だ。

第三は、第二の技術を更に積極的に進めたネガティブエミッション技術 (NET) の開発である。すなわち、ここで考える技術は大気から直接CO₂を回収するDACと呼ばれる技術である。この場合、大気中CO₂濃度は400ppmと火力発電排煙にくらべCO₂濃度が大幅に低いのでCO₂回収コストがどうしてもかなり高くなる。これを如何にクリアするかが今後の大きな技術的課題だろう。しかし、たとえばバイクの燃料のように現在の化石燃料を簡単に電力等に代替できない部門が今後もかなり残ることを考えればNETはカーボンニュートラルに必須の技術であり、今後の発展を期待したい。

*1 (株)原子力安全システム研究所 最高顧問会議 議長
(公財)地球環境産業技術研究機構 (RITE) 顧問
東京大学名誉教授

原因分析手法 ATOP の概要と実践

Overview and application of the causal analysis method “ATOP”

高城 美穂 (Miho Takagi)*¹

前田 典幸 (Noriyuki Maeda)*²

要約 事故・トラブルの原因分析手法として、ヒューマンファクターの観点と、組織要因の抽出に着目した分析手法「ATOP」が開発されている。本手法の特徴の1点目は、事故・トラブルといった事象を引き起こした人間の行動（エラー）は、当事者の「内部要因（認知・判断・行動）」と、当事者を取り巻いていた「外部要因（環境や状況、仕事の仕組みといった要因）」が重なって起こるものと捉えて要因分析を行う点である。その際、後知恵バイアスに影響を受けないよう、当時の当事者の視点で事象を理解するとともに、当事者が置かれていた状況を客観的に理解することを重視する。それにより、事象の発生プロセスや要因が正確に理解できると期待できる。

2点目は、組織要因を“日常的に存在する組織の脆弱性（問題）”と捉える点である。組織要因の分析では、分析のきっかけとなった事象の背景として、日常業務がどのように行われているかについての情報を広く集め、そこから組織要因を抽出する。すなわち組織要因分析は、発生した事象をきっかけとして、日常業務の中に潜在する問題を見つけ、改善するものと言える。

ATOPの分析の考え方を、重大な事象だけでなく、日常の些細なエラー事象やヒヤリハットにも活用することにより、事象の直接的な要因の背後には、組織的な問題が潜んでいることへの理解が進むと思われる。それにより、事象の再発防止はもとより、現場の継続的な安全の向上、リスクの特定や分析・評価、更には安全文化（安全に寄与する組織文化）の醸成にも役立てられると考えられる。

キーワード 原因分析, ヒューマンエラー, ヒューマンファクター, 組織要因, リスク, 安全文化

Abstract As a method for analyzing the causes of accidents and problems, the analysis method “ATOP” has been developed, and it focuses on the role of human factors and the extraction of organizational factors. The method has two characteristics: The first characteristic is that human behavior (error) that caused the accident or problem is analyzed as a combination of “internal factors (cognition, judgment, and behavior)” and “external factors (factors such as environment, situation, and work system)” surrounding the person involved. To avoid being influenced by the “hindsight bias”, the emphasis is on understanding events from the viewpoint of the person involved at the time, and on objectively understanding the situation in which he was placed. This is expected to provide an accurate understanding of the processes and factors involved in the occurrence of an event.

The second characteristic is that in this method, organizational factors are viewed as “organizational vulnerabilities (problems) that exist in daily operations”. In the analysis of organizational factors, a wide range of information on “usual work practices” is collected as background for the event that triggered the cause analysis, from which organizational factors are extracted. In other words, organizational factor analysis can be said to be a way to find and improve latent problems in daily operations triggered by events that have occurred.

By applying the concept of ATOP analysis not only to major events, but also to minor error events and near-misses in daily operations, it is expected that the understanding that organizational problems lie behind the immediate causes of events will be enhanced. This will help to prevent the recurrence of events, as well as to continuously improve safety at work sites, identify, analyze, and evaluate risks, and foster a safety culture (an organizational culture that contributes to safety).

Keywords cause analysis, human error, human factors, organizational factors, risk, culture for safety

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

*2 元(株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所 現(公財)大原記念労働科学研究所

1. はじめに

発生した事故やトラブルの原因分析を行うことは、事故の再発防止や、類似事象の未然防止のために重要である。これまで多くの事故を経験し、再発防止のための知見が蓄積されることによって、事故を防止し、安全を更に向上させるために考慮すべきことの範囲は、技術的な要因から人的な要因(ヒューマンファクター)、組織的な要因へと拡大してきた。国際原子力機関 (IAEA: International Atomic Energy Agency) は、適切な安全対策を策定し、強固な安全文化を醸成するために不可欠なものとして、安全のためのリーダーシップ (Leadership for Safety)、安全のためのマネジメント (Management for Safety)、統合されたマネジメントシステム (Integrated Management System) とともに、技術的、人的および組織的な要因間の相互作用を適切に考慮して、システムを全体として理解し、取り扱うアプローチ (Systemic Approach) を指摘している (IAEA, 2016)。これを踏まえ、原子力規制委員会は、原因分析において「技術的、人的および組織的要因並びにこれらの間の相互作用を考慮すること」の重要性を強調している (原子力規制委員会, 2019)。

こうした安全に関する問題の捉え方、すなわち、事故・トラブルをどのように理解し、どのような考え方に基づいて要因の分析を行うかという考え方は、事象の規模に関わらず共通のものであり、重大な事象にも日常のヒヤリハットの事象にも同様に適用することで、効果的な事象の再発防止、未然防止 (リスクマネジメント) に繋げることができる。

原子力分野では、人的要因や組織的な要因を考慮した様々な原因分析手法が開発、活用されており (弘津ほか, 2006; 古濱ほか, 2007)、原因分析手法 ATOP (Analysis Tool for Organizational and direct causes of Problems) もその一つである。ATOPは、米国原子力発電運転協会 (INPO: Institute of Nuclear Power Operations) の「ヒューマンパフォーマンス評価システム (HPES: Human Performance Enhancement System)」を基に関西電力 (株) が開発した、「人間エラー発生 FT 図 (肥田ほか, 1994)」法を基に開発されたものである。「人間エラー発生 FT 図」法は、事象発生のかきつけとなったヒューマンエラーについて、ヒューマンファクターに関する専門的な知識をできるだけ必要とせず、その組織 (原子力発電所) の職員が分

析できることを目指した手法である。ヒューマンファクターに関する専門的な知識が分析フォーマットに可能な限り落とし込まれており、定式化されたフォールト・ツリー図 (Fault Tree) と呼ばれる樹状ダイヤグラムに従って、発生したヒューマンエラーの要因が抽出される (作田, 2004)。

曾根・前田 (2009)、前田・曾根 (2010) は「人間エラー発生 FT 図」法を基に、組織要因を分析する機能を強化するなどの見直しを行い、ATOPを開発した。開発にあたっては、実事例を用いた ATOP の試運用と実務者の意見聴取により、分析手法としての有効性や、利便性の検証が行われている。ただし、組織要因の分析については、分析のための基本的な枠組みは提示されているものの、詳細な手順については十分に示されていない。そこで本稿は、組織要因の分析方法について詳述するとともに、改めて、ATOPが依拠する分析の考え方と、分析手順の全体を整理する。

なお、ATOPは、人的要因 (ヒューマンファクター) や組織要因の観点から分析を行う手法であるため、物理的な故障や経年劣化といった、いわゆる事象発生に係る技術的な検討は、ATOPによる分析とは別に実施される必要がある。ただし、機器配置や機器の扱いにくさ、表示の識別性など、人間の行動に影響を与える技術的な要因は、ATOPによる分析の対象となる。

2. ATOPの概要

人的要因 (ヒューマンファクター) や組織要因の観点からの原因分析 (以下、「原因分析」という) は、ハードウェアのような技術的な原因究明とは異なり、“唯一の正解の分析結果”があつて、それを見つけ出すというものではない。原因分析は、調査した事実に基づき、分析者 (以下、分析をチームで行う場合も含めて「分析者」という) の知識と考え方に依拠して、事象の要因を探求するものである。そのため、例えば分析者が、事故の原因はエラーの当事者にあると考えていれば、当事者の要因ばかりが抽出され、分析結果は当事者の責任を追及するものとなるであろうし、あるいは、分析者が人間と機器・設備の相互関係に強い関心を向ければ、抽出される要因はマンマシンインターフェースの要因に偏り、職場の人間関係に目を向ければ人間関係の要因に偏ると思われる。

このように、原因分析には、端的に言えば“分析者が探しにいったものが見つかる”という側面がある。そのため、原因分析においては“どのような考え方で、何を探しに行くか”が重要であり、ATOPはそれを分析手順や分析フォーマットによって支援するものである。ただし、原因分析に必要な知識や考え方の全てを分析手順等に組み込むことは不可能であるため、分析を適切に行うためには、分析手法の理解に加えて、技術（仕事のやり方等を含む）、ヒューマンファクターや組織マネジメント、さらには組織文化等についての知識や考え方の習得が重要となる。

以下では、ATOPの特徴となる考え方や分析手順を述べる。

2.1 要因間の相互関係の想定

一般に原因分析では「なぜなぜ分析」がよく用いられる。この方法は分析対象の事象の原因を「なぜ」と問いかけ、推定された原因に対してさらに「なぜ」と繰り返し問いかけて、背景にある要因を探求してゆくものである。

なぜなぜ分析は、事象の要因間に因果関係が存在することを前提としている。しかし、分析対象の事象から、事象の要因の因果を遡るほど、一般に、要因間の因果関係を明確に指摘することは難しくなる。発生した事象とそれに直接関わる要因の間にはかなり明確な強い因果関係が認められることが多いが、因果関係を遡るにつれて、要因間の因果関係は明確な強いものとは言えなかったり、他の要因の影響など複雑な条件の重なり合いによって状況が引き起こされていると考えられたりするなど、要因のつながりの多くは次第に弱いものになる。

これを踏まえ、ATOPの分析手順は「分析シート1（以下、「シート1」という）」と「分析シート2（以下、「シート2」という）」の二種類のシートの組み合わせによって構成されている。各シートは図1、図2に後掲する。

まず「シート1」では、分析のきっかけとなった事象がどのように発生したかを分析する。このシートでは、要因間に明確な因果関係を想定しており、発生した事象とそれに直接的に影響を与えた要因を分析する。

次に「シート2」では、組織要因を分析することを目的に、「シート1」で分析した要因の背景を更

に探求する。この分析では、要因間には厳密な因果関係ではなく緩やかな因果関係を想定しており、要因は相互に複雑に関わり合い、その関係性は直線で繋ぐことができるほど単純なものではないことを前提としている。なお、組織要因は“事象発生背景として日常的に存在（潜在）していた組織の脆弱性”と位置づけられるため、分析のきっかけとなった一件の事象だけを基に特定することは難しく、その組織の日常的な仕事の行われ方を合わせて把握し、分析する必要がある。詳細は「2.3 組織要因（日常的に存在（潜在）する組織の脆弱性）の分析（分析シート2）」に示す。

このようにATOPは、二種類の分析シートを組み合わせることで、事象の要因を、事象発生に直接的に影響を与えた要因と、その背景として存在（潜在）していた組織要因に整理して分析する。シートが分けられていることにより、分析しやすく、また分析者以外の関係者にとっても分析結果が理解しやすいと思われる。

なお、事故モデルには、大別して、事象の連鎖モデル、疫学的モデル、相発的モデルの三つのモデルがあり、このうち事象の連鎖モデルは、因果関係がその本質であって、事故発生直前の要因間に強い因果関係が想定できる経緯を説明するのに適しているとされる。一方、事象の背後にある組織要因のようなものは、要因間の因果関係が明確ではなかったり、要因間に複雑な相互関係が想定されたりするため、事象の連鎖モデルではうまく扱えないことが指摘されている（ホルナゲル、2006；デッカー、2010）。ATOPはこうした指摘に照らしても無理がなく適切なものと言える。

2.2 事象の当事者および関係者の視点での分析（分析シート1）

シート1では、分析のきっかけとなった事象がどのように発生したかを分析する。その際、後知恵バイアスに影響されないよう、当時の当事者の視点で事象を理解するとともに、当事者が置かれていた状況を客観的にも理解する。

具体的には、事象発生に直接影響を与えた「人間の行動（エラー）」に着目し、事象の当事者や関係者（以下では、関係者も含めて「当事者」という）がなぜそのような行動をとったのかを分析する。ヒューマンファクターの考え方では、エラーは、

人間と人間を取り巻く状況・環境・仕事の仕組みといった様々な要因との相互関係により引き起こされると考えられる。従って、事象の再発防止・未然防止の観点からは、事象発生を「当事者」の責任に帰するのではなく、「当事者」と「当事者を取り巻く要因」の影響関係を明らかにすることが求められる。

しかし原因分析では、しばしば「当事者に関する要因」と「当事者を取り巻く要因」とが個別に抽出されるのみでその影響関係が検討されず、時に、“当事者が本来やるべきことを実施しなかった”というような「当事者に関する要因」が、事象を引き起こしたと捉えられてしまうことがあり、このような分析は好ましくない。

そこでATOPは、当事者に関する要因（これを「内部要因」という）と、当事者を取り巻く要因（これを「外部要因」という）とを明確に区別して抽出し、事象がどのように発生したかを“内部要因と外部要因の相互関係”によって表現する手法としている。内部要因には人間特性が関わるため、これに直接対策を打つことは難しい。そのため事象の再発防止・未然防止の観点からは、外部要因（当事者を取り巻く要因）に焦点を当てて対処することが重要となる。すなわちATOPは、内部要因に影響を与え、好ましくない結果を生じさせた外部要因こそが、対処すべき事象の要因であることを明確に示す手法といえる。

2.3 組織要因(日常的に存在(潜在)する組織の脆弱性)の分析(分析シート2)

シート2では組織要因の分析を行う。

原因分析における組織要因の定義は必ずしも明確ではなく、組織要因は、事象の“個々の要因”との対比で理解することが適切と思われる。すなわち、ある組織における様々な事象で見られる“個々の要因”を統括したもの、あるいはそれらの“個々の要因”に共通する特徴や傾向を組織要因と呼ぶことは、およそ理解が得られるであろう。つまり組織要因は、発生した事象の背景にあるとともに、発生した事象だけに関わるのではなく、組織に日常的に存在し、様々な日常業務や人々の行動に対して影響を与えているものと言える。そこでATOPでは、組織要因を“事象発生の背景として日常的に存在(潜在)していた組織の脆弱性”と位置付けている。

従って、組織要因を分析するためには、発生した

事象の経緯やその時の状況に加えて、その組織の“いつもの仕事のやり方”、すなわち、日常業務がどのように行われているかについての情報が必要となる。例えば、事故・トラブルが発生した当該の作業は、従来はどのように行われていたのか、また当該の作業に似た同種作業や、同じような業務を行う他のチームではどうであるのか、作業に関わるルールや手順、管理方法・体制、また過去の不具合等の改善活動、教育訓練の内容はどのようなものであるか、さらには組織や管理者が何を重視しているのか、職員に対してどのように指示・命令等をしているのかなど、関連すると思われる様々な情報を、発生した事象の情報と合わせて包括的に検討し、事象発生に影響を与えたと思われる、“日常的に存在(潜在)していた組織の脆弱性(問題)”を考察することによって、組織要因が抽出される。言い換えれば、組織要因の分析は、発生した事象をきっかけとして、日常的に存在する組織の問題を抽出することとも言える。

このように、組織要因分析(シート2)は、発生した事象の要因分析(シート1)とは分析の対象範囲が異なり、より深く広いものとなっている。

2.4 ATOPによる原因分析の論理性

これまでに述べたとおり、原因分析は調査した事実に基づきながら、分析者の知識と考え方に依拠して分析を行うものである。従って、把握した事実からどのような要因を抽出するか、要因間の関係をどのように考察し整理するかは、いわば分析者の推論である。ただし推論ではあっても、心理学、人間工学等の知見や社会通念に照らして、適正といえる範囲がある。原因分析の論理性は、いわゆる工学的な意味での論理性とは異なり、その適正な範囲にあって、関係者のコンセンサスが得られるかどうかによって成立すると言える。ATOPはこの考え方に立脚した分析を行う。

3. ATOPの分析手順

一般に原因分析は、およそ下記の(1)～(4)の流れで行われる。ATOPにおいても同様の流れである。この流れに沿って、ATOPの分析手順を3.1～3.4に詳述する。また手法の理解のために、一つの事例を想定し、ATOPによる分析例を示す。想

定事例の内容は、本稿の末尾に示した。

(1) 事象の把握 (情報収集)

事象に関わる情報を可能な限り収集し、事象を把握する

(2) 事象の整理 (時系列表の作成)

事象の流れや、事象に関係すると思われる問題点を整理する

(3) 要因分析の実施

事象の背後にある要因を分析する

(4) 対策立案

抽出された要因に対して、対策を立案する

3.1 事象の把握 (情報収集)

発生した事象を把握するために、何が起きたか、事象の関係者は何を考えて、どのような行動をとったのか、作業の条件、組織・体制など、その事象に関する情報を収集する。

また、組織要因を分析するために、発生した事象に関する情報に加えて、その組織の日常業務がどのように行われているかについての情報も収集する。

情報収集の代表的な方法は、現場調査、文書・記録の調査、事象の関係者へのインタビュー等がある。

3.2 事象の整理

時系列シート of 作成例を表1に示す。

(1) 時系列の整理

いつ、誰が何を、どのように事象が起きたかを把握するため、「日時」、「プラント・機器等の状態」「関係者の操作 (作業)、指示、連絡、打合せ等の内容」を、時系列に整理してシートに記載する。

時系列の記述の始まりは、事象発生に関係すると思われる時点からとする。記述の終わりは、事象の発生防止を目的とする場合は事象発生の時点まで (例：廃液中の有機物の揮発による異臭の発生) とする。また、事象発生後の影響についても検討が必要な場合は、その検討に必要な時点まで (例：異臭の工場敷地外への拡散、住民への対応など) とする。本稿は、前者 (発生した事象の原因分析) を主眼とするが、事象発生後の影響の検討においても原因分

析の考え方を準用することができる。

(2) 問題点の抽出

(1) で整理した情報を基に、事象の経緯から読み取ることのできる問題点を、シートの「問題点」の欄に記載する。その際、発生した事象も、それを直接引き起こした人間の行動も問題であり、これも合わせて「問題点」として記載する。

表1では、例として、「弁操作時の基本である『表示灯確認』をしていない」「試料採取ラインからの流水停止を確認していない」など5つを記載している

この段階では、いわば表層的な事実関係 (何を実施したのか、何が実施されなかったのか) を時間軸に沿って整理し、問題点を抽出しているに過ぎない。そのため、抽出される問題点は、例えば「管理者が立ち会っていない」など時系列に記された内容がルールに合うものであるか否かの単純な指摘であったり、あるいは、「この行動は問題だ」など分析者の考え方や価値観に影響された問題点であったりすることも多い。しかしこの時点では、思いついた問題点は否定せず全て記載する。特に分析をチームで行う場合は、分析者によって意見が異なる問題点について、なぜそのことを問題点だと思うか、あるいは思わないかを議論することによって、分析の視点の多様化に繋がると期待できる。

なお、抽出した問題点は、「時系列シートでの問題点抽出」の結果として一旦留保しておき、次の手順である要因分析が終了した段階で、分析シート (シート1およびシート2) で抽出した要因と突き合わせて再度整理を行う (詳細は「3.3.3「要因」(分析シート) と「問題点」(時系列シート) の確認」に示す)。

3.3 要因分析の実施

「シート1」と「シート2」により、要因分析を行う。シート1は3.3.1、シート2は3.3.2でそれぞれ解説する。シート1の様式と分析例を図1に、シート2の様式と分析例を図2に示す。

表 1 時系列シート (作成例)

日付 時間	機器等 の状態	環境安全課		施設運転課	問題点
		分析係員 A	主任, 係長		
5/10 08:30 頃		係内ミーティングを実施 (本日の予定を確認)		施設運転課 運転員, 課長	
09:30 頃		<ul style="list-style-type: none"> 現場に移動。 エチレン生産ラインのオンライン分析装置による定期試料採取・自動分析を実施。(頻度: 1回/週) 			
09:40 頃		<ul style="list-style-type: none"> 廃液処理棟のサンプリング室に移動 			
	V-310 閉→開	<p>[まず, A 廃液貯留タンク内廃液のサンプリングを実施]</p> <ul style="list-style-type: none"> サンプリングの前で, V-310 操作スイッチ (閉→開) 操作実施。(弁表示灯は未確認) V-310 から, 用意していたポリビン 3 つに試料採取。 ポリビンを紙ウエスで拭いて, 置き台に置いていた試料収納箱に入れた。 試料採取後, V-310 操作スイッチ (開→閉) 操作実施。(弁表示灯は未確認) 			
	V-310 開→閉				
	V-320 閉→開	<p>[続いて, B 廃液貯留タンク内廃液のサンプリングを実施]</p> <ul style="list-style-type: none"> V-320 操作スイッチ (閉→開) 操作実施。(弁表示灯は未確認) V-320 から, 用意していたポリビン 3 つに試料採取。 ポリビンを紙ウエスで拭いて, 試料収納箱に入れた。 試料採取後, V-320 操作スイッチ (開→閉) 操作実施。(弁表示灯は未確認) 			<ul style="list-style-type: none"> 弁操作時の基本である「表示灯確認」をしていない 試料採取ラインからの流水停止を確認していない
	V-320 開→閉				
	V-330 閉→開	<p>[最後に, C 廃液貯留タンク内廃液のサンプリングを実施]</p> <ul style="list-style-type: none"> V-330 操作スイッチ (閉→開) 操作実施。(弁表示灯は未確認) V-330 から, 用意していたポリビン 3 つに試料採取。 ポリビンを紙ウエスで拭いて, 最後のポリビンを, 試料収納箱に左手で入れると同時に, 右手で V-330 操作スイッチ (開→閉) 操作実施。(弁表示灯は未確認) 弁の閉止音と思われる音(「ブシュ」というエア音)を聞いたような記憶があり, 弁が閉止したと思いつみ, スイッチから右手を離して, 収納箱を持って分析室に移動した。 試料採取ラインからの流水停止は確認していない。 			<ul style="list-style-type: none"> V-330 の閉操作が不完全で, 弁が開放されたままとなった
	V-330 開→(閉)				

日付 時間	機器等 の状態	環境安全課		施設運転課	問題点
		分析係員 A	主任, 係長		
09:50 頃		分析室にて, 採取した試料を分析開始.		運転員, 課長	
11:30 頃		分析が完了したので事務所に戻った.			
12:40 頃	C 廃液貯留タンク水位の低下	<p>ちようど電話に出た分析係員 A は「午前中にサンプリングを行った」と回答.</p> <p>ひよっとしたらと思い,</p> <p>「試料採取弁を確認してください」と伝えた.</p>	<p>主任, 係長は報告を受け, 「閉めたよね?」と聞いた</p>	<p>運転員から分析係に問い合わせ: 「廃液処理棟内の C 貯留タンク水位がわずかに低下しているが何かしているか?」</p>	
12:45 頃	異臭発生	工場東側の住民の方から, 「異臭がする」と総務課に苦情があった.			<ul style="list-style-type: none"> 異臭が発生した (廃液中に含まれる有機物が揮発し, サンプリング内上部の排気ファンを通して, 外部に放出された) 異臭が工場敷地外へ拡散した
12:45 頃	V-330 開→閉	<p>分析係員 A は, 施設運転課からの問い合わせがあり, 弁状態の確認を依頼したことを, 主任・係長に報告.</p> <p>分析係員 A は, 「閉めました」「閉止音聞きました」と回答した.</p>	<p>主任, 係長は報告を受け, 「閉めたよね?」と聞いた</p>	<p>運転員は, V-330 から廃水が流れているのを確認し, 弁を閉止. 施設運転課長に連絡した</p>	
12:55		<p>分析係員 A は, 係長から「開いていた」と聞き, 「アチャー」と思った.</p> <p>なんでそうなったのか理解できなかった.</p>	<p>分析係長は, 施設運転課長からの連絡を受領</p> <p>係員 A に連絡</p>	<p>施設運転課長は, 分析係長に連絡</p>	

3.3.1 分析シート1

シート1では、事象発生に直接影響を与えた「人間の行動（エラー）」に着目し、事象がどのように発生したかを分析する。

(1) 分析シート1の概要

[シートの構成]

シート1では、事故やトラブルなどの事象発生の過程を、“人間の行動が機器・設備などに何らかの影響を与えることによって、事象が発生する”と捉え、事象発生に直接影響を与えた「人間の行動」に着目する。

一般に、人がすべきことをしなかった、あるいは、すべきでないことをしたときに、その行動はエラーと言われるため、事象発生に影響を与えた「人間の行動」は、事故やトラブルなどが起きてから振り返れば、“エラー”と言える。事象の再発防止や類似事象の未然防止の観点からは、事象の発生をエラーの当事者の責任に帰するのではなく、「当事者」と「当事者を取り巻く様々な要因」の影響関係を明らかにすることが重要である。そこでATOPでは、事象発生に直接影響を与えた「人間の行動（エラー）」を分析対象とし、①当事者はその行動に際して、どのような情報処理（認知・判断・行動）をしたか、②当事者を取り巻く要因にはどのようなものがあったかを分析する。

シート1（図1）は、「分析対象」、「内部要因（人間の情報処理段階）」、「外部要因」で構成される。「分析対象」は、「分析対象（行動）」と「結果」に整理され、前者には、事象発生に直接影響を与えた「人間の行動（エラー）」、後者には、その結果発生した事象が記載される。

「内部要因（人間の情報処理段階）」には、当事者がどのような「認知-判断-行動」を行ったのかを推定した内容が記載される。ATOPでは、当事者の情報処理（認知-判断-行動）を、当事者自身の要因という意味で「内部要因」と呼ぶ。

また、当事者を取り巻く要因を「外部要因」と呼ぶ。「外部要因」の欄には、人間のパフォーマンスに影響を与える43個の要因が、4Mモデルに基づき「マシン」「メディア（環境含む）」「マン（関係者）」「マネジメント」の4つに分類されて示されている。

シート1を概観すると、「内部要因」と「外部要因」

が重なって、「分析対象（行動）」である「人間の行動（エラー）」が起これ、その結果、事象が発生する、という構成である。なお、シート1には回路図記号（AND、OR）が記載されているが、これは概念的に使用されているため厳密な意味での解釈は不要である。

[分析の考え方]

シート1での分析は、エラーの当事者がなぜそのような行動をとったのか、行動の背景にどのような状況があったのかを、後知恵バイアスに影響されないよう分析する。後知恵バイアスとは、原因分析でよく起こり得る心理的傾向のことである（デッカー、2010）。分析者は既に何が起きたかを知っているため、過去を振り返って事象を理解することになる。そのため分析者は、事象の当事者（たち）の様々な判断や行動に対して、「彼はこう判断・行動すべきだった」、あるいは「このような判断・行動はすべきでなかった」と容易に指摘しがちである。

しかし、当事者の判断や行動は、結果としてエラーであったが、当時の当事者にとっては妥当なものであり、決定的な問題を感じるようなものではなかったと考えるのが自然である。当事者は業務を無事に遂行しようと努めていたと考えられ、もしその判断や行動によって事故が起きるとわかっていたら、その判断・行動を回避したはずだからである。

そこで分析では、“当事者は（意識的でない場合も含めて、）そのようにすることが適切であり、これでもうまくいくと考え行動した（あるいは、その行動をとることに決定的な問題を感じなかった）”という認識に立ち、「なぜ当事者は、そのように行動することが適切であり、これでもうまくいくと思ったのか、当事者にそのように思わせ、行動させた理由は何だったのか」を考えることによって、当事者の内部要因と、当事者を取り巻いていた外部要因を抽出する。すなわちシート1では、当時の時間の流れの中に身を置いて当事者（たち）の時間の流れを順に辿り、当事者の視点で事象を理解するとともに、当事者の置かれていた状況を客観的にも理解して、当時の状況を再構築する分析を行っているといえる。

この分析によって、当事者（たち）のエラーと言われる判断や行動が、状況や環境の影響によって引き起こされていることが理解・納得できるものとなる。つまり、「（当事者が）この行動（エラー）をし

たとき、当事者の周りにはこのような状況（外部要因）があり、そのような状況があれば、当事者がこういう認知・判断・行動（内部要因）を行ったのは妥当である」ということの説明が可能となる。

[組織要因の分析（シート2）との関係]

シート1での分析は、事象がどのように発生したかを要因の因果関係に基づいて分析するものであるが、これを丁寧に行うことで、組織要因、すなわち“事象発生の背景として日常的に存在（潜在）していた組織の脆弱性”を考察するためのきっかけが見えてくることが多い。事象について「なぜこうなっているのだろう」、「ここに問題があるのではないか」、「これが影響しているのではないか」など、色々な視点から考えることによって、組織要因の分析に必要な日常の仕事の行われ方の調査範囲（事実確認をする範囲）がおおよそ見えてくる。同時に、事象発生の背景となった要因を広く深く考察することにも繋がり、その様子を具体的に把握できることも多い。シート1での分析は、シート2における組織要因分析の糸口をつかむという重要な役割を果たしている。従ってシート1で丁寧な分析が行われなければ、組織要因を適切に分析することは難しいと言えよう。

[要因を記述するときの留意点]

エラーの当事者の責任を追及するような分析にならないようにするためには、要因を記述するときにも、配慮が必要である。例えば、要因の内容を「～した」「～していなかった」という過去形で表現すると、“すべきでないことをした”，あるいは“すべきことをしなかった”といった印象を読み手に与え、また分析者自身の思考もその表現の影響を受ける可能性がある。そこで、表現上の工夫の一つとして、同じ内容を「～している」「～していない」という現在形で表現することにより、当事者を追及するニュアンスを和らげることができる。このような配慮は、シート1でもまたシート2でも同様に必要である。

(2) 分析シート1の分析手順

シート1では、まず、分析対象となる「人間の行動（エラー）」を特定し、次に、内部要因、外部要因の順に分析を行う。以下に分析手順を示す。

1) 分析対象の決定

分析対象として、事象発生に直接影響を与えた「人間の行動（エラー）」を特定する。

時系列シート（表1）に記載された「問題点」の中から、発生した事象と、それに直接影響を与えた人間の行動（エラー）を特定し、前者をシート1の「結果」欄に、後者を「分析対象（行動）」欄に記載する。

図1の「分析対象（行動）」欄には、時系列シートの「V-330の閉操作が不完全で、弁が開放されたままとなった」という「問題点」から、「C廃液貯留タンク 試料採取弁V-330の閉止操作が不完全であった」という、事象発生に直接影響を与えた人間の行動（エラー）を特定し、記載している。なお、この例では「(弁が開のままとなっていた)」という、理解を助けるための補足を追記している。また「結果」欄には、「分析対象（行動）」の結果として発生した事象、すなわち「廃液中に含まれる有機物が揮発し、サンプルシンク内上部の排気ファンを通して、外部に放出され、異臭が発生した」を記載している。

分析対象を決定する際に注意しなければならないのは、事象発生に直接影響を与えた人間の行動ではなく、時間的に事象発生時点よりも更に以前の行動を分析対象としてしまうことである。例えば、「事象発生の根本的な原因は、1か月前に作られた手順書の記載が間違っていたからである」と考え、「誤った手順書の作成」を分析対象としてしまうと、事象発生までの1か月の様々な事柄や、当日の作業の体制、指示の仕方、作業のやり方など、事象発生までの間に起きている様々な事柄が分析の対象から除外されることになる。例えば、「事前に作業手順書の読み合わせをしていない」という問題や、事象発生の当日、「作業監督者は作業者に明確な指示をせずに現場を離れた」、「作業者は作業監督者を待たずにスイッチを操作した」という問題があったとしても、原因分析の中で扱われないことになってしまう。これを防ぐため、ATOPでは、事象発生に直接影響を与えた（直接つながった）人間の行動、すなわち事象発生に時間的に最も近い行動を分析対象とすることと規定している。それにより、事象発生の時点より前に起きた事柄全てを分析の対象範囲とした、抜けのない要因分析を行うことが可能となる。

なお、事象発生後の影響（例えば、想定事例でいえば「異臭の工場敷地外への拡散」や「住民への対応」など）についても検討が必要な場合は、それらを分析対象とすると良い。

2) 内部要因の分析

【分析の視点】

分析対象の「人間の行動（エラー）」が起きたときの、当事者の情報処理（認知－判断－行動）を推定する。

内部要因の分析は、当時の時間の流れの中に身を置き、当事者の視点に立って、当事者がその時行った情報処理（認知－判断－行動）を推定し、再現するものである。推定にあたっては、“当事者は（意識的でない場合も含めて、）そのようにすることが適切であり、これであまくいくと考えて行動している（あるいはその行動をとることに決定的な問題を感じていない）”という認識に立つ。この分析を行うことによって、当事者の情報処理を理解でき、その情報処理に影響を与えた外部要因を適切に分析することができる。

【欄の構成と記載方法】

図1のとおり、「内部要因」欄は人間の情報処理段階である「認知段階」「判断段階」「行動段階」で構成される。分析者は、当事者の行動（エラー）が、認知・判断・行動のどの段階で起きたか（どの情報処理段階でのエラーと推定されるか）、「内部要因」欄のいずれかの段階を一つ選択し、選択した段階に吹き出しを付けて、当事者の情報処理の具体的な内容を記載する。選択した情報処理段階に繋がる経路は、点線から実線にすることで強調する。

図1の分析例では、「判断段階」に「V-330を閉止するという意図は正しいが、試料採取弁を閉止するという慣れたスイッチ操作であり、また、「ブシュ」という閉止音を聞いた（と思い込んだ）ため弁が閉止したと思った。（その結果、流水停止を確認しなかった）」と記載している。

【分析の要点】

事象を正確に理解するためには、エラーが情報処理（認知－判断－行動）のどの段階で起きたかを理解することが重要である。情報処理段階の推定（選択）の仕方について、「作業者が操作する弁を間違

えた」という事例を用いて説明すると、例えば、作業員（当事者）が、「周囲が暗く弁銘板が汚れていたため、銘板を見誤り、当該弁番号と認識した」のであれば、認知段階で起きたエラーである。また、「手順書に記載された弁番号が誤っており、『この弁で良いのかな』と気になったものの、手順書に従って操作した」のであれば判断段階で起きたエラーである。どちらの場合も、最終的には操作する弁を間違えて操作しているため、「行動」の段階のエラーのように見えるかもしれないがそうではなく、これらは“誤った認知、あるいは誤った判断による正しい行動”であるため、それぞれ「認知」や「判断」の段階でのエラーとなる。なお行動段階でのエラーとは、自動車のアクセルの踏み間違いのように、正しく認知し正しく判断した（例：赤信号と認識し、ブレーキを踏もうと意図した）が、「ブレーキではなくアクセルを踏んでしまった」といったケースが当てはまる。

このように、当事者の情報処理（認知－判断－行動）の内容を丁寧に推定することで、その情報処理に影響を与えた外部要因の抽出が的確なものとなる。

3) 外部要因（「直接要因」および「背景要因」）の分析

【分析の視点】

行動（エラー）の当事者の内部要因に影響を与えた要因（外部要因）を抽出する。分析者は、当事者の判断や行動は、当時の当事者にとっては妥当なものであり、決定的な問題を感じるようなものではなかったという認識に立ち、当事者に影響を与え、「そのように行動することが適切であり、これであまくいく」と誤って思わせてしまった要因を特定する。

更に、シート1では「人間の行動（エラー）」と「結果」を合わせて「分析対象」としているため、当事者の内部要因には影響を与えていないが「結果」に影響を与えた要因も、外部要因として抽出する。この視点での分析では「バリア分析」の考え方（当事者の行動（エラー）に対する「バリア」）が参考となる。一般に企業活動においては、人間がその目的を達成できるように、作業環境等も含めて様々な仕組みやルール等が整えられている。これらは、事前に用意されている物理的あるいは管理的な仕組み（バリアという）等であり、エラーが生じにくいよ

うに、そしてたとえエラーが生じたとしてもそれが有害な結果をもたらさないように意図されたものである。つまり、好ましくない事象の発生は、当事者の周囲に存在するこれら様々なバリアが有効に機能しなかった、あるいはバリアが用意されていなかった結果であると言え、これを外部要因として抽出することができる。

また、これらの二つの視点での分析に際し、「変化・変更分析」の考え方も参考となる。これは、当事者を取り巻いていた要因の中にいつもと違う事柄や、今までと変わった事柄があるとエラーに繋がりがやすいという考え方に基づくものであり、計画変更、プロセス変更、役割変更、システムやツール変更、体制変更、作業環境の変化など、様々な外部の変化・変更が当事者の内部要因や事象の発生に影響を及ぼすこともある。このように、外部要因の分析では様々な考え方を併せ持ち、発生した事象を多様な観点から検討することが大切である。

【欄の構成と記載方法】

図1のとおり、「外部要因」欄は、「マシン」「メディア（環境含む）」「マン（関係者）」「マネジメント」の4つから成っており、そこに43個の要因が提示されている。各要因の詳しい説明は、表2に示す別紙により提供される。この43個の要因は、文献や過去の事例を基に、人間のパフォーマンスに影響を与える要因として整理されたものであり、これをリファレンスとして使用することによって、分析者の興味・関心に偏った分析となることを防ぎ、バランスの良い視点での分析が可能となる。なお、43個の要因に当てはまりにくい場合は、任意に要因を追加することも可能としている。

分析者は事実関係を基に、43個の要因を参考にしながら、当事者を取り巻いていた状況を分析し、該当する要因を選択して、その要因に吹き出しを付けて具体的な内容を記載する。これを、事象発生や当事者の行動（エラー）に直接に影響を与えた要因という意味で「直接要因」と呼ぶ。直接要因の分析では、前述したように、①当事者の情報処理や事象の発生に影響を与えた要因の分析、②バリア分析、③変更分析など、様々な視点から事象を検討し、要因の抽出を行う。

次に、「直接要因」の背景を分析し、直接要因に吹き出しを付けて具体的な内容を記載する。これを、直接要因の背景にある要因という意味で「背景要因」

と呼ぶ。シート1に記載した直接要因と背景要因には、それぞれ「直接」「背景」と付記して区別する。43個の要因のうち選択した要因に繋がる経路は、点線から実線にすることで強調する。

図1の分析例では、「マシン」の直接要因として「スイッチは「開」ポジションから、30°を超えた位置まで「閉」方向に廻さないと、「開」ポジションに戻ってしまう構造である」が抽出され、背景要因の記載はない。同様に「マシン」の直接要因として「弁開閉表示灯は、スイッチと離れたサンプリングフードの上（頭上）にあり、操作結果のフィードバックとしては、見にくい位置に設置されている」が抽出され、その背景要因として「ハード面での、人間特性への配慮が足りない」が抽出されている。その他、「メディア」、「マネジメント」でも同様に要因が抽出されている。

【分析の要点】

外部要因は、当事者の“外部”，すなわち外側であって、当事者や事象発生に影響を与えている要因である。そのため外部要因（直接要因）を抽出する場合には、主語は「機器の配置が・・・」や「管理者は・・・」のように、マシン、メディア、マン、マネジメントのいずれかとなり、行動（エラー）の当事者が外部要因の主語となることはない。例えば「Aさん（当事者）はルールを守っていない」という主旨の要因は、主語が当事者であるため、外部要因ではなく内部要因に相当する。従ってこの場合、「Aさんが何らかの理由でルールを守っていない」という要因を「内部要因」欄に記載し、「外部要因」欄に「ルールの存在が知られていない」、「ルールが現状に合っていない」、「職場にそのルールを守らなくても黙認される雰囲気がある」・・・など、Aさんに影響を与えた外部要因を抽出し記載する。外部要因の分析では、「機器・設備はどうであるか（マシン）」、「作業環境や手順書などはどうであるか（メディア）」、「関係する人はどうであるか（マン）」、「職場の運営や組織の慣習はどうであるか（マネジメント）」のように、外部要因（4M）を主語として問いかけて要因を分析しても良い。要因の主語を意識することによって、内部要因と外部要因が混乱することが避けられ、外部要因が適切に分析できる。

また、一つの直接要因には原則として一つ以上の背景要因を抽出する。ただし、背景となる要因が分析できない、あるいは分析の必要がないと判断され

表2 分析シート1 要因の解釈例

- 【注意点】 ● 解釈例はあくまで例であり、絶対的なものではない
● 迷った場合は、分析者自身の解釈を優先する

要因	要因の解釈例
〈マシン〉 機器・設備に問題があったことが原因でエラーが起きた場合、その要因を「マシン」の要因とする	
機器配置が悪い	機器・設備が、動線を考慮した配置ではない、または作業スペースが確保されていないなど、作業性を損なう配置になっている状態
機器の識別性が悪い	まったく違う機能の機器同士が似通った外見をしているなど、機器同士の区別がしにくい状態 機器の系統がわかりにくい、あるいはわからない状態も含む
作業性が悪い	設備・機器の仕様や環境などが、作業しやすすくない状態
対象機器が扱いにくい	作業を行っている設備・機器が扱いにくい状態
操作の訂正が困難	一度操作を行ってしまったら、それが間違っていた場合でも取り消し・訂正ができないまたは非常に困難であること エラーに気付いても波及防止措置をとることができないため、影響が大きくなる
部品等設計不良	設備・機器の設計に問題がありエラーや故障を誘発してしまう状態
劣接近性	配置などの関係で、作業対象の設備・機器に容易に近付けられないこと 遠隔作業を強いられる
情報の提示方法が悪い	設備・機器や関連作業に対する情報が、気付きにくかったり誤解を招いたりする方法で提示されること
情報量が不適切	機械から発信される情報が多すぎたり少なすぎたりすること 少なすぎると情報が足りない状態での作業を強いられることになり、多すぎると利用すべき情報がわからなくなる
表示の配置が悪い	情報が誤解を招いたり気付きにくかったりするような配置で提示されている状態 情報同士のつながりが見えにくい場合もある
表示・操作器具の識別性が悪い	対象機器の表示や操作方法、またはその機器が本当に操作対象かどうか非常にわかりにくい状態
表示の判読性が悪い	表示が消えかけている、色の組み合わせが良くないなどの理由で表示が読み取りにくくなっている状態
劣予測性	表示や機器の状態を見ただけではその後の展開が予測できない状態
劣確認性	表示や機器の状態が確認しづらく、現状が把握しにくい状態
危険な作業対象物	作業の対象が非常に危険なため、注意がそちらに集中してしまう状態 作業対象以外の危険に意識が向きにくい
〈メディア〉 作業環境、手順書など、工程上は補助的な役割だが作業を行う上で機器や人に大きな影響を与える要素の、ハード面・ソフト面の問題	
作業のやり方が悪い	作業手順どおりに作業していない、または作業手順に従っていてもその手順が不安全である状態
技量が表れない作業	作業の難易度が低い、特別な技術を必要としないなど、本人のもっている技術・技能を活かしきれない作業
誰もが無関心な作業	誰でもできる作業と思われがちであったり、重要度が低いとみなされがちであったりするため、作業者の関心を引きにくい作業
連絡が困難	ルールや基準がはっきりしていなかったり物理的に困難だったりするために作業に必要な情報が伝達されにくい状態
劣作業予測性	自分や他の作業者が今現在何をしているか、次に何をやるかが予測しにくい状態 互いに離れた場所で作業をしている、連絡が困難など
作業基準が不適切	作業基準に従って作業を行ったとき、その結果が上手くいかなかったり不安全だったりする状態 作業基準の記載や名称がわかりにくく正しくない手順書に基づいて作業を行ってしまう場合も含む
長時間作業	長時間にわたる作業で、身体疲労や集中力の低下が起こった状態
表示・標識が悪い	作業の手がかりとなる表示や標識がわかりにくい、間違っているなどの理由で、正しい情報が得られず手順書の選択や作業が正しく行えない状態
作業基準が未確立	作業基準が確立されておらず正しい作業、安全な作業の基準がわからない状態
作業が孤立しやすい	作業手順や機器配置、役割分担など何らかの理由で作業者が孤立した状態で作業を行わなくてはならなくなること 連絡やコミュニケーションの面でもエラーを招きやすい
劣注意集中性	何らかの理由で集中が乱される状態 ランプの点滅、騒音など勝手に注意をひきつけるものの他、気温が高すぎる・低すぎるなどの慢性的なものも含まれる

要因	要因の解釈例
〈マン〉 上司や同僚などの、当事者に関係する人がエラーの直接的・間接的な引き金になった場合 または、上司や同僚との人間関係が悪かったり依存的だったりしてエラーが起きやすい状態になっていた場合	
監視・協力等が悪い	不安全行動やエラーの種に対し感性が鈍って気づきにくくなっていたり、体制が整っていないなどの理由で互いに協力して注意の抜けを補い合うことができていない状態
ルール不履行に無関心	互いに自身や他者がルールを外れた行動をしていたとしても気付かない、または気付いても放っておくなど、ルールが守られているかどうかに関心がなく、意図的かどうかに関係なくルール違反によるエラーを防げない状態
役割分担・人間関係が悪い	共同作業の役割分担がはっきりしておらず責任の所在が曖昧なグレーゾーンがしやすい、また、グレーゾーンを互いに補い合う人間関係ができていない状態
指揮命令・情報伝達が悪い	上司からの指示や作業者間の情報が伝わらない、伝わったとしても曖昧であったり間違っていたりする状態 連絡の際に互いが共有していると思っていた背景が共有できていない場合など
〈マネジメント〉 会社や事業所の経営方針、組織文化などがエラーを招いた場合 教育、環境整備などの形で現れる	
模擬訓練が不適切	模擬訓練を行っていない作業員に作業に当たらせる、行い方が適切とはいええず受講者が模擬訓練の意味や意図を理解できないなど、模擬訓練と実際の作業が連動していない状態
作業遂行上の教育が不適切・不十分	作業を行う上で最低限必要な知識や技能を身に付けるための訓練が不足していたりその内容が当該作業との関連が薄かったりする状態 また、教育の方法が受講者の特性に合っておらず教育効果が上がらない場合
不安定な作業環境	不安定な場所や高所、危険な対象などの作業条件における安全対策が不十分または不適切な状態
管理監督が不適切	作業管理や監督が、安全を確保できる形になっていない状態 安全よりも作業効率を優先させている、ルールに過度にこだわる、ルールの適用方法が正しいとはいえない、など
職場の悪習慣	ルール無視や不安全行動などの不適切な行動や機器・設備・環境の危険箇所を放置している、作業効率の向上につながる不安全行動・ルール無視を推奨するなど、安全とはいえない職場の習慣
些細な欠陥・エラーに無関心な雰囲気	設備・機器、手順書などの致命的ではない不具合や大きな事故・事象につながらなかったエラーに関心がなく、気付かない、または気付いても報告しない状態 本人に報告する意思があっても報告しづらい雰囲気が出来上がっていることもある
準備不足・予定外作業	作業に当たって十分な準備を行っていない、または予定外の作業が入るなどして、当該作業に関して十分な準備ができていなかった状態
専門教育が不十分・不適切	当該作業に必要な専門的な知識・技能に関する教育を十分に受けていない者を作業に当たらせたり、教育によって身に付けた専門教育が実際の作業とずれていた状態 また、教育の形態などが受講者に合っておらず教育が身につけていない場合
一般知識・技能不足	その職業では最低限身につけているとされる知識や技能が身につけていない状態 教育不足、間違っ覚えていたなどの状況が考えられる
時間的制約	使える時間の長さに対して作業量が極端に多い状態 一般的には時間的制約がないように見えても作業者が時間が足りないと感じていた場合は時間的制約があると解釈する
過大な外部からの注目	外部から作業に寄せられる注目を意識しすぎて普段どおりの作業ができない状態 実際に通常よりも注目されている場合も本人が普段と同じ程度の注目を普段より強いと意識した場合も過大な外部からの注目があつたと解釈する
経験・訓練不足	作業または環境に慣れないために安全な注意配分ができないこと 危険ではない作業対象物が「危険な作業対象物」になることもある
稀事象への対応	めったに起こらない事象への対応 経験が少ないため、対応に多くのリソースを要したり、事態の推移の予測が困難であったりする

る場合は、無理に分析を展開することはしない。一つの直接要因に複数の背景要因が抽出される場合もあるし、一つの背景要因が二つ以上の直接要因に関わっている場合もある。

なお、外部要因の「マン（関係者）」の要因が抽出された場合は、当該のシートでの背景要因の分析は行わず、その要因（マンに抽出された直接要因）

を分析対象とした新たなシート1を作成し、その関係者を当事者とした分析を同様に行う。シート1での分析は、「マン（関係者）」に要因が抽出されなくなるまで続けられる。ただし、「マン（関係者）」の要因が個人というよりも、組織（職場）全体の振る舞いと見なされる場合は、外部要因の「マネジメント」に整理する。

このようにシート1では、分析が必要と認められる一人ひとりの行動に焦点を当て、事象に関わった当事者や関係者の認知-判断-行動(情報処理)と、当事者や関係者を取り巻いていた状況・環境を分析するという、「人」を中心とした分析が行われる。シート1は個人一人につき一枚作成するため、分析対象とする人の数だけシート1が作成される。

シート1で内部要因と外部要因を分析・記載し終えたら、当事者の内部要因(情報処理)に最も影響を与えた外部要因と内部要因を破線で繋ぎ、その影響関係を明示する。図1の例では、「サンプリングは、ルーチン作業であり、特に意識をしなくても実施できる」という外部要因と、「V-330を閉止するという・・・(以下略)」という内部要因が破線で繋がれている。これによって外部要因と内部要因の関係が明確になり、分析者が分析結果を整理したり、関係者に説明したりする際の支援になる。

なお、分析シート1による外部要因の分析と、時系列シートにおける「問題点」の抽出は独立のものである。外部要因の分析では、時系列シートの「問題点」の欄に記載した問題点からは一旦離れ、新たな目で、要因の分析を行う。時系列シートに記載された「問題点」を、分析シート1の43個の外部要因に当てはめていくことはしない。

3.3.2 分析シート2

(1) 分析シート2の概要

[シートの構成]

シート2の様式と分析例を図2に示す。シート2は「背景要因」、「組織要因分析(事実・分析内容等)」、「組織要因」で構成される。

シート2では、シート1で抽出された要因の背景として、その組織の日常業務の行われ方を分析し、組織要因を抽出する。なお、シート1は「人」を中心とした分析であるため、事象の関係者一人につき一枚のシートが作成されるが、シート2では組織の問題を分析するため、一枚のシートのみ(分析結果の記載が多ければ複数枚)が作成される。

[分析の考え方]

ATOPにおける組織要因は、“事象発生の背景として日常的に存在(潜在)していた組織の脆弱性”

である。その脆弱性は日常的に存在し、様々な日常業務や人々の行動に対して影響を与えていると言える。従って組織要因の分析は、組織の日常業務の行われ方に関する事実を基に、「これまで事故やトラブルという結果には至っていなかったが、おそらく分析対象事象の発生時と同じような環境や人々の行動が日常的に存在しており、そういった状況(仕事の仕方、組織の運営方針、職員に与えられている様々な条件など)が影響して、事象が発生したのではないか」という視点で、日常業務を分析するものと言える。分析者は、分析対象事象の直接要因の背後に共通して存在する組織的な問題があるのではないかとという視点と、発生した事象だけに囚われない広い視野をもって分析を行うことが求められる。

組織要因として抽出されるものは、例えば組織体制やルールといった組織の仕組みから、マネジメントの行われ方、更には組織文化のようなものまで幅広い。目に見える状況を組織要因として抽出することもできるし、更に、なぜそのような状況が起きているかという背景を考察することで、組織構成員に共有されている物事の行われ方や考え方、価値観、優先順位といったものが抽出されることもある。どの程度の範囲を調査して、どの程度の要因を抽出するかは、事象の重大さなどを勘案し、分析者あるいは組織が判断する。

また、組織要因の分析においては、組織の状況(仕事の仕方など)は、何らかの背景や理由があって現状のようなものになっていることを理解した上で、その状況にある問題点を指摘することが重要である。すなわち現状のやり方などによって担保されていることを考慮して、その上で、その不足や行き過ぎを組織要因として指摘することが適切である。

(2) 分析シート2の分析手順

1) 背景要因を転記する

シート1で抽出された背景要因をシート2の「背景要因(シート1背景要因再掲)」欄に転記する。図2の分析例では、「分析係員はベテランばかりである」「一人作業であるサンプリング操作(業務)への関心が低い」「ハード面での、人間特性への配慮が足りない」という3つの背景要因が転記されている。

背景要因 (シート1 背景要因再掲)	事実	組織要因	組織要因
<p>分析係はベテランばかりである</p>	<p>①分析係はベテランぞろい</p> <p>25年くらい同じ業務をやっている。40歳50歳になってもハコ(試料採取箱)を持って歩くのか、と懸念する人もいる。</p> <p>昔は仕事内容が年齢によって変わった。若いときは「サンプリング」それから「事務所業務」にして「主任」「係長」というように、でも今は30年ぐらい同じ業務の人が多い。</p>	<p>②従業員間で経験の共有機会がなくなっている</p> <p>サンプリング作業はルーチン(一人作業)で、サンプリングを二人で行うことはない。他の人のサンプリングを見る機会がない。他の人がどんなことをしているのかかわからない。</p> <p>以前は、2~3人でサンプリングしていたが、サンプリングの頻度の見直しや、一部作業を委託化、分析機器の性能向上により、最近では1人で実施。</p>	<p>①より 【組織要因1】 熟練化による係員間のコミュニケーションの欠如 お互いに熟練しているため、お互いの作業方法、経験等について、意識したり話し合ったりしなくなっている</p> <p>②より 【組織要因2】 労働環境の変化による係員間のコミュニケーション欠如 以前は2~3人でサンプリング・分析作業を行っていたが、現在は1人作業となり、係員間での現場コミュニケーション欠如がある</p>
<p>一人作業であるサンプリング操作(業務)への関心が低い</p>	<p>⑤サンプリング・分析業務に対する管理・指導の不足</p> <p>トラブル事例以外、特段の指導はない。</p> <p>操作の基本(指差喚呼、表示灯確認などをわざわざ教えていない。</p> <p>上司もサンプリング現場を見に来ることはない。</p>	<p>③危険に対する慣れ(危険感受性の低下)</p> <p>有害な揮発性毒物の入った水で危険という感覚は、マシしているかもしれない。いつもの作業なので慣れてしまった。</p> <p>ほかの部署のトラブルも紹介はされていたが、他人事のように感じていたと思う。</p> <p>トラブルの周知や注意喚起も確実にやっている。分析係でトラブルもない。仲間も良いし、問題の無い、良い職場だ。</p> <p>今までに分析係でトラブルを起こしたこともない。今回の閉め忘れが分析係として問題とは思えない。みんなそれぞれやりやっていると聞いている。現場のルーチン作業では今までも何も問題はなかった。</p> <p>業務は単純作業(ルーチン)が9~4割。残業は0~20時間/月位で、忙しい職場ではない。</p> <p>④無事故で、問題の無い職場</p>	<p>①、②より 【組織要因3】 熟練者の経験の蓄積・共有の欠如 熟練者の実体験に基づく危険回避方法や、知恵が共有財産になっていない</p> <p>③、④より 【組織要因4】 危険有害物質の取り扱い作業に対する危険感受性の慣れや麻痺</p> <p>⑤、⑥より 【組織要因5】 日常業務における潜在危険要因の洗い出し不足 熟練と無事故期間の長期継続により、問題の無い(安全な)職場という安心感が生じた。そのため、日常業務に対する潜在危険要因の洗い出しなど、より高い安全を求めるためのメンテナンスが不足していた</p>
<p>ハード面での、人間特性への配慮が足りない</p>	<p>⑥ハード面での、人間特性への配慮不足</p> <p>表示灯は、少し高い位置にあるので、あまり目に入らない。</p>	<p>分析マニュアルには、純水での洗浄手順までは記載されていない。</p> <p>弁表示灯はいつも見えていない。</p> <p>サンプリング後は、「部屋の照明を消して、表示灯の「緑」「赤」を確認している。</p> <p>⑦他所トラブルの情報交換不足</p> <p>第二工場では、サンブル弁の閉め忘れ対策(イマーで閉止)をしていた。この第一工場には知らされていなかった。</p>	<p>⑦より 【組織要因6】 他所との情報交換不足 分析係のトラブルはないとしながら、他所では弁閉め忘れ対策が取られており、自社内での情報交換が不足している</p>

図2 分析シート2の様式と分析例

2) 背景要因に関連する背景や事実の整理

転記した背景要因に関連する、発生した当該の事象や、当該事象と類似の作業（業務）におけるいつもの業務の行われ方、組織の日常業務における管理の仕方・指示の仕方、仕事の仕組みやルールなどの“組織の日常業務の行われ方に関する事実”（以下、「データ」という）を調査し、その関係を整理、分析する。整理、分析した事柄を、シートの「組織要因分析（事実・分析内容等）」欄に記載する。図2では図示しているが、記載の方法は任意であり、文章のみなどで記述することも問題ない。

本稿では図2の例に沿って、データを整理、分析する手順を説明する。なお、この分析には、質的なデータの分析方法であるKJ法（川喜田，1967，1970）などの考え方も参考となると思われる。

① 類似・関連する事実をまとめる

組織要因を分析するという目的を念頭にデータを読み込み、類似・関連したものをグループにまとめる。まとめられたデータ群を、「まとまり」と呼ぶ。図2の分析例では、例えば、「分析係員はベテランばかりである」という背景要因に関連する事実として、「25年くらい同じ業務をやっている。40歳50歳になってもハコ（試料採取箱）を持って歩くのか、と愚痴る人もいる」、「昔は仕事内容が年齢によって変わった。若いときは「サンプリング」それから「事務所業務」そして「主任」「係長」というように。でも今は30年くらい同じ業務の人が多いい」、「ベテランばかりなので、経験談を皆で話し合う機会は減り、全くない」、「昔の経験を話す人はいない。新人が居た頃は「ここはこうだよ」とか教えるが、今は新人もいない」、「みんなベテランだから、自分のことを話したり、人のやり方を聞いたりしていない」の5つのデータから、一つの「まとまり」が作成されている。他の「まとまり」についても同様である。

② 「まとまり」の意味することを短い言葉で表す

前項①で作成した「まとまり」の意味することを短い言葉で表し、各「まとまり」に付す。例えば前項①で取り上げた、5つのデータからなる「まとまり」は、分析係では係員がベテラン揃いであるという状況を指摘していると言えることから、「①分析

係はベテラン揃い」と付している（図2）。同様に残りの6つの「まとまり」についても、その意味内容から、それぞれ「②係員間で経験の共有機会がなくなっている」、「③危険に対する慣れ（危険感受性の低下）」、「④無事故で、問題の無い職場」（以下略）と表している。

「まとまり」の意味することを言葉で表すときには、まずは現状を、価値判断を交えずに捉え、組織の“現状の特徴”として記述するようにする。次に、一つひとつの「まとまり」、あるいは「まとまり」の組み合わせによってどのような良くない影響、どのような問題が生じる（生じている）と考えられるかを考察する。これが次項の③である。

③ 「まとまり」を基に、組織要因の考察を行う

「まとまり」やデータの全体を眺め、そこに記述された状況にどのような問題があるのかを明確にしたり、「まとまり」間の相互関係や、更にその背景を整理したりするなどして、組織要因の考察を行う。分析は、基本的には「なぜなぜ」と考えていくことで進めるが、厳密な因果関係である必要はなく、様々な要因（状況を含む）の重なり合いや相互の影響関係を考慮して組織要因を導出する。

例えば図2では、「①分析係はベテランぞろい」という「まとまり」に表された状況を組織要因の観点から検討し、“職場の全員がベテランという状況”は、良い面も多い一方で、互いをベテランとして尊重するがゆえに、いつの間にか他の同僚の仕事の仕方には踏み込まないようになり、その結果として知識や経験を共有する機会が失われているのではないか、という考察から、「組織要因」欄に示す【組織要因1】が導出されている。

次に、「②係員間で経験の共有機会がなくなっている」という「まとまり」に含まれる事実から、以前は2～3人で行われていたサンプリング・分析作業を、様々な理由から現在は一人で実施しており、そのために、以前であれば互いのやり方を目にするので自然と行われていた、知識や経験の共有の機会がなくなっているという事実に基づき、現場における状況を考察することによって【組織要因2】が導出されている。

そして、①と②の状況と【組織要因1,2】を統合した考察を行うことによって、ベテランの経験に基づく危険回避方法や知恵が職場の共有財産となって

いないのではないかと、という【組織要因3】が導出されている。

このように、「まとまり」やデータの全体を眺め、組織要因を考察する。「まとまり」間に因果関係が見つかる場合もあるかもしれないし、それらの更に背景の要因が見つかる場合もあるかもしれない。また「まとまり」やその相互関係は一通りしかないというものではないため、データは様々な視点から眺めて、「まとまり」やその相互関係を分析する。

上述の①～③の手順の全ての過程において、データを丁寧に読むことが重要である。データを丁寧に読むことで、「このデータとこのデータは似ている」とか、「このデータとこのデータは現象としての現れ方は違うが、同じような要因に影響されているのではないかと」といったことが分析者に感じられてくると思われる。それを手掛かりに「まとまり」を作ったり、「まとまり」間の相互関係を分析したりするとよい。

または、分析者には、情報収集からシート1での分析までを通して、気になることが既にぼんやりと感じられていることもあると思われるため、それを分析の取り掛かりとすることもできる。ただし、それに頼りすぎて、予め想定した枠組みにデータをそのまま当てはめるのではなく、改めて丁寧にデータを読み、分析を行うことが重要である。それによって新たな視点が得られたり、分析や考察が更に進んだりすることも期待できる。

3) 組織要因を記述する

上述の手順の中でも既に述べたとおり、分析した結果を、組織要因として「組織要因」欄に記述する。図2の例では、例えば、「組織要因分析（事実・分析内容等）」欄の「①分析係はベテランぞろい」という状況（まとまり）に対し、「熟練化による係員間のコミュニケーションの欠如（【組織要因1】）」という組織要因を指摘している。他の組織要因についても同様である。

組織要因を記述するときには、内容をあまり抽象化せず、できる限り問題点を具体的に記述することが大切である。例えば、図2の【組織要因1】では「熟練化による係員間のコミュニケーションの欠如」と表現しているため、何がどのように問題かが理解できる。しかし、仮にこれが「コミュニケーション不

足」という表現であったとすると、具体的な問題点が不明確で、何をどのように改善してよいかを理解できないことになる。「コミュニケーション不足」と記載された場合、それは「部署内の情報伝達不足」なのか、「部署内の情報伝達はできているが部署間での不足」なのか、あるいは「挨拶や雑談は気兼ねなくできるが、安全やリスクの情報については言えることと言えないことがある」のかなど、様々な状況が考えられ、それぞれが異なる問題点を示唆している。

このように、「コミュニケーション不足」というような抽象的な表現を用いると、問題点が明確にならず、改善に繋げることが難しくなる。特に「前例主義」「縦割り」「安全文化の劣化」といった紋切型の表現は、状況を包括的に表しているようでいて問題点を具体的に指摘していない。こうした表現を安易に用いるべきではなく、問題点が具体的に理解できるような丁寧な記述が欠かせない。そのためにも、図2の例示にもあるように、「熟練化による係員間のコミュニケーションの欠如」のような形での指摘に加えて、その具体的な問題点や指摘の意図が伝わるような説明（「お互いに熟練しているため、お互いの作業方法・経験等について、意見したり話し合ったりしなくなっている」）を記しておくことが大切である。

なお、実際の分析では、シート1で抽出された要因（特に背景要因）が、シート2での分析の結果、「組織要因」としても抽出される場合がある。これは、シート2で抽出された要因が、直接的にも間接的にも事象発生に影響していたということであり、特にどちらかのシートに限定する必要はなく、両方のシートに記載しておいてよい。

3.3.3 「要因」（分析シート）と「問題点」（時系列シート）の確認

分析シートによる要因の抽出に漏れがないかを確認するため、時系列シートで整理した「問題点」と、シート1およびシート2で抽出した「要因」とを見比べる。

時系列シートの「問題点」は、事象の経緯を概観した、いわば表層的に整理された状況の経緯に基づいて、直感的・規範的に問題点を指摘していることが多い。一方、分析シートによる分析は、人間特性

の理解に基づいて事象の当事者と状況との相互関係を一つひとつ確認し、また、組織の日常的な仕事の行われ方の影響などを詳細に検討した、いわば、ヒューマンファクターや組織要因（文化的要因も含む）の影響の理解に基づく分析である。こうした異なる見方の分析で抽出した「問題点」と「要因」とを見比べることによって、原因分析に見落としがないかを確認する。

見比べた結果、次のケースが想定されるので、その場合の手順を示す。

- a. 時系列シートに記載した「問題点」のうち、分析シートの「要因」として扱われていないものがある場合

その「問題点」は、今回の分析で分析対象とした「人間の行動（エラー）」に関わる問題か、それとも別の問題かを判別する。「人間の行動（エラー）」に関わる問題と判定された場合は、分析シートでの要因抽出に漏れがあった可能性があるため、その「問題点」を分析シートの「要因」に加えて再度検討を行う。

また、「人間の行動（エラー）」とは別の問題と判定された場合は、分析対象事象自体が別のものであると考えられる。つまり、今回分析対象とした「人間の行動（エラー）」に関わる問題ではなく、それとは別の（独立した）問題ということである。この場合は、必要であれば、その「問題点」を別個の分析対象として新たな分析を行う。もし分析を行うまでもないなら、対策を講じるだけで良い。

あるいは、時系列シートの「問題点」は、事象の経緯を眺めていわば直感的に気づいたものであるため、分析シートによる分析を行った後に改めて振り返ると、「実は問題点と言えるものではなかった」と結論付けられることもある。その場合は、不要なものは時系列シートから消去して整理し、原因分析結果の全体の整合性をとるとよい。

- b. 分析シートで抽出された「要因」の中に、時系列シートの「問題点」として扱われていないものがある場合

これは、分析シートによって分析を行った結果、時系列シートで「問題点」を挙げた時点では抽出できていなかった要因が抽出できたと考えられる。従って、時系列シートに遡ってそれらの要因を「問題点」に加える必要はない。^{*3}

3.4 対策立案

分析結果を基に対策立案を行う。

図1の分析例（シート1）では、「弁の閉止操作が不完全であった（弁が開のままとなっていた）」という分析対象（行動）の外部要因として4つの直接要因が抽出されている。例えば、「マシン」に挙げられた「弁開閉表示灯」は、おそらく人間にエラーが生じたとしてもそれが有害な結果をもたらさないように事前に用意されていたバリアの一つであって、それがこの事象では有効に機能しなかったと言える。対策としては、「表示灯の位置」「弁開閉に伴う（警報）音」あるいは「表示灯の点滅」など、当事者が気づきやすいような情報の提示方法に物理的に改善する案が考えられる。あるいは、インタビューにおいて、係員Bは「サンプリング室を出るとき『部屋の照明』を消して確認してます。照明を消して、真っ暗だと表示灯がはっきり見えて、全部『緑』ならOK、『赤』なら何かし忘れてるってわかる」と述べており、そのような管理的な対策も改善策の一案となる。また、主任は以前の職場で「タイマーでの閉め忘れ対策」があったことを述べており、これを導入することも考え得る。

このように、対策には物理的な対策も管理的な対策もあり、さらには組織文化的な対策も必要に応じて検討する。また、この想定事例のように、同僚や他事業所での状況を把握することも、対策立案に繋がる。

一方、組織要因として抽出された「熟練化による係員間のコミュニケーションの欠如（図2【組織要因1】）」に対する対策は、コミュニケーションが欠如しているからと言って、「コミュニケーションを改善しよう」では単なるスローガンにしかならず、具体的な対策案とは言えない。

例えば、インタビュー結果からは、「新人の時に、

*3 ただし、それらの要因を時系列シートに遡って「問題点」として加えるほうが、分析結果として整合性が取れると組織として判断する場合は、遡って記載することもよい。

先輩に教えてもらったやり方以外には、ほかの人のやり方を見たりしたことはない」との発言や、「経験を話す人はいません。新人が居た頃は「ここはこうだよ」とか教えるので活性化しますが、今は新人もいません。」などの様子を述べる発言から、この職場では上述した係員Bのような確認の仕方を共有していないことがわかる。また係長は「みんなベテランなので、サンプリングなどの現場作業を確認することはしていない。」と述べており、管理者もこの作業に関心を向けていないことが読み取れる。これらを勘案すると、例えば、「一人作業」で行っている業務について、相互に確認する機会を作って定期的にピアレビューする、また、管理者は現場作業の状況を確認する機会を設けるなどして、相互のコミュニケーション機会を増やし経験を共有する、そして、「40歳50歳になってもハコ（試料採取箱）を持って歩く」（係員C）となかば自嘲的に語られているほど、注目もされず特別なやりがいも感じにくい業務であるという点に鑑み、管理者を含めてサンプリング業務への関心を高めて、業務へのやりがいや誇りを高めることなども、対策案として必要ではないかと考えられる。

このように、組織要因については、「これを改善すれば事象の再発を防止できる」とは言い切れないことが多い。組織要因は、要因同士の因果関係が緩やかで、かつ複雑に関係し合っているため、ある一つの対策が事象の再発防止に直結した効果を発揮するものではない。しかし、組織要因は日常的に存在し、今回発生した事象だけでなく、様々な日常業務に対して影響を与えている。組織要因が抽出できたなら、その対策を検討するにあたっては、分析者側だけで対策を検討するのではなく、当該現場のメンバーの意見をよく拾い上げて、実効性ある対策を立案することが何より重要である。

対策立案シートの一例を図3に示す。ATOPでは対策立案シートの様式は任意であり、必ずしもこの様式に従う必要はないが、対策立案時には中條ほか（1985）の提案した「フルプルーフ化の原理」の活用を推奨している。フルプルーフ化の原理は「発生防止（排除、代替化・適合化、容易化）」と「波及防止（異常検出、影響緩和）」からなっている。対策立案の際は、発生防止、特に排除の考え方を優先し、代替化、容易化、波及防止にも考えを拡げていく。発生防止と波及防止は必ずしも二者択一する必要はなく、発生防止の対策が機能しなかった場合

の位置づけで波及防止の対策を考えるとよい。

4. ATOPの特徴のまとめと展望

ATOPの特徴の一つは、エラーは人間の特性により起こるものであることを前提に、人間に影響を与える外部要因を抽出して、外部要因に対処することを明確にしていることである。そしてもう一つは、分析の対象を「発生した当該の事象」から「日常業務がどのように行われているか」に転じて、組織要因を分析することである。

ATOPの組織要因分析では、普段はうまくいっている（期待された結果を出している）日常の仕事の行われ方を点検し、問題となる潜在的な要因（リスク）を特定し、分析・考察している。これはいわばリスクアセスメントと言え、発生した事象をきっかけにしていることにより、組織・職場におけるリスクの明確化と認識の共有において、関係者の理解も得られやすいと思われる。

またATOPによる分析は、直接要因と組織要因を分析する際に、組織の状況や環境、要因間の複雑な相互関係を考慮して考察するという点で、組織文化（安全文化）のアセスメントの基本的な考え方（IAEA, 2016）と同じと言える。つまり、安全文化のアセスメントが、組織構成員の会話や振る舞い、組織の方針、社内の基準、インシデントなどを基に調査・考察することによって、その組織がどのように安全の問題に関わっているかを探求しているように、ATOPもまた、どのように事象が発生し、どのように日常業務が行われているかを調査・分析することによって、組織がどのように安全の問題に関わっているかを探求していると言える。

このようにATOPは、事故・トラブルの原因分析を通してヒューマンファクターを理解し、また、普段の仕事の仕方のアセスメントの一端を担うことができる手法と言え、更に、ATOPの分析手順や考え方を重大な事象だけでなく、日常の些細なエラー事象や災害、ヒヤリハットにも活用することにより、それらの事象の直接的な要因の背後には組織的な問題が潜んでいることへの理解が進むと思われる。こうした理解が進むことは、事象の再発防止はもとより、現場の継続的な安全の向上、リスクの特定や分析・評価、更には安全文化（安全に寄与する組織文化）の醸成にも役立てられると考えられる。

今後は、原因分析を個別の取り組みと捉えるので

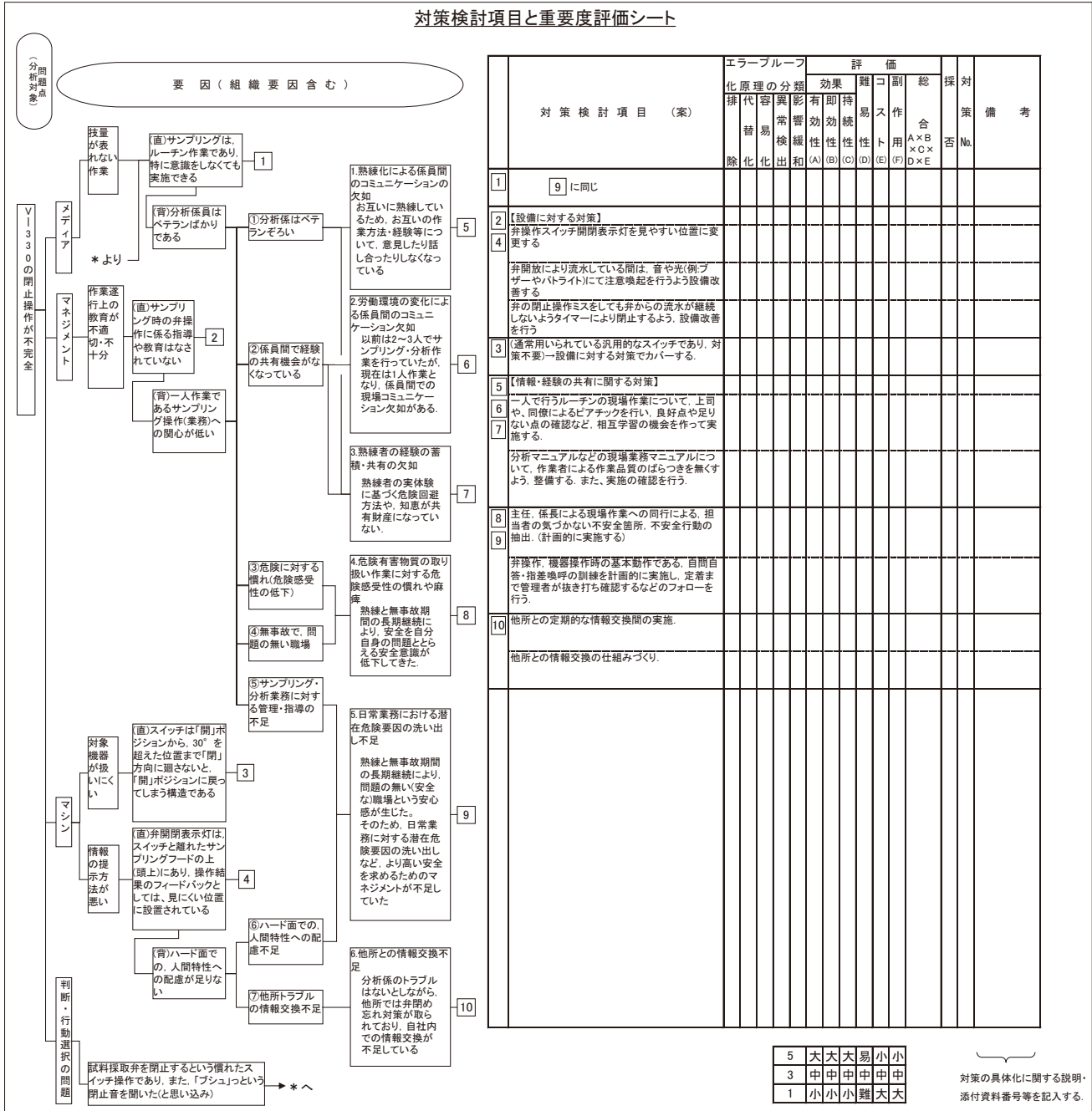


図3 対策立案シート（例）

はなく、リスクアセスメント、安全文化アセスメントなど、安全に係るそれぞれの取り組みをより深く理解し、相互に連携させていくことが必要である。いずれも組織の日常の姿を様々な側面から検討して、そこに存在（潜在）する問題を特定し、対処しようとするものであるから、これらの取り組みを互いに理解し、その考え方や結果を共有することが、安全の向上に寄与することは間違いのないと思われる。安全に係る取り組みを、それぞれ個別の取り組みとして完結させるのではなく、相互に連携させる

ことにより、個々の取り組みでは見えなかった問題や新たな改善の方向性など、相乗効果によってより広い視野と深い理解の下での考察が生まれ、安全の向上に寄与するものと期待できる。

謝辞

本稿は関西電力株式会社のご協力のもとに執筆できたものである。厚く感謝申し上げる。

なお本文中のシート1 (図1), シート2 (図2) は, 関西電力株式会社の様式を一部変更して示している。

引用文献

- International Atomic Energy Agency (2016). Leadership and Management for Safety, General Safety Requirements No.GSR Part 2.
- 原子力規制委員会 (2019). 原因分析に関するガイド. 令和元年12月25日 原規規発第1912257号-6.
- 弘津祐子・蛭子光洋・淡川威・松原克幸 (2006). トラブル未然防止に向けたヒューマンファクター事象の傾向分析 ―分析手法と結果の活用法の検討―. 電力中央研究所報告 研究報告: Y05010.
- 古濱寛・渡邊邦道・奈良順一・岩淵剛・西勝寛朗・中山志敏・中條厚・村山武・坂井秀夫・吉澤由里子・吉田久・吉岡理穂 (2007). 根本原因分析 (RCA) 手法の改良と展開. 日本原子力学会 2007年秋の大会 K8.
- 肥田善雄・前田典幸・竹内鎮男 (1994). 現場に有効なヒューマンファクター分析手法の開発. 日本原子力学会 1994年秋の大会 C41.
- 作田博 (2004). 第3節 要因分析手法 2. 樹状ダイアグラムの応用法. 行待武生 (監修). ヒューマンエラー防止のヒューマンファクターズ, 141-146. テクノシステム.
- 曾根美美子・前田典幸 (2009). 不適合事象の組織・直接要因分析手法 (ATOP) の開発. INSS Journal, 16, 14-21.
- 前田典幸・曾根美美子 (2010). 不適合事象の組織・直接要因分析手法 (ATOP) の改良. 2010年度日本プラント・ヒューマンファクター学会大会 予稿集.
- エリック・ホルナゲル (著). 小松原明哲 (監訳) 清川和宏・弘津祐子・松井裕子・作田博・氏田博士 (訳) (2006). ヒューマンファクターと事故防止 海文堂.
- シドニー・デッカー (著). 小松原明哲・十亀洋 (監

- 訳) (2010). ヒューマンエラーを理解する―実務者のためのフィールドガイド 海文堂.
- 川喜田二郎 (1967). 発想法 創造性開発のために 中央公論社.
- 川喜田二郎 (1970). 続・発想法 KJ法の展開と応用 中央公論社.
- 中條武志・久米均 (1985) 作業のフルプルーフ化に関する研究 品質, 15 (1): 41-50.
- International Atomic Energy Agency (2016). Performing Safety Culture Self-assessment, Safety Report Series No.83.

想定事例：廃液処理プラントにおける臭気の発生について

【事象の概要】

水島第一工場内で発生する各種廃液は、一旦A～Cの廃液貯留タンクに送られ、その後廃溶媒タンクに投入し、有害有機物の除去など、県の排水規制基準値以下に処理している。

廃溶媒タンク投入の際は、貯留タンク内廃液の各種有機溶剤濃度（アセトンやクロロホルムなど）が所定の管理基準値以内であることを確認するため、廃液のサンプリング・分析を実施している。なお、これは毎日実施し、管理基準値以内であることを確認している。

20××年5月10日（木）

08時30分頃 環境安全課分析係でミーティングを行い本日の作業予定を確認。

09時30分頃 分析係員Aは、現場に移動し、エチレン生産ラインのオンライン分析装置による1回/週の定期試料採取・自動分析を行った。

09時40分頃 次に、廃液処理棟のサンプリング室に移動し、A貯留タンク内廃液のサンプリングを行った。

- ・ サンプルシンクの前で、V-310操作スイッチ（閉→開）操作実施。
- ・ 弁表示灯「緑→赤」は確認していない
- ・ 試料採取弁V-310から、用意していたポリビン3つに試料採取。
- ・ ポリビンを紙ウエスで拭いて、試料収納箱に入れた。
- ・ 試料採取後、V-310操作スイッチ（開→閉）操作実施。
- ・ 弁表示灯「赤→緑」は確認していない。

引き続き、B貯留タンク、C貯留タンクの試料採取（それぞれV-320、V-330にて操作）を同様に行った後、隣の分析室に移動した。

09時50分頃 分析室にて、採取した試料を分析開始。

11時30分頃 分析が完了したので事務所に戻った。

12時40分頃 施設運転課運転員から「廃液処理棟内のC貯留タンク水位がわずかに低下しているが何かしているか？」と分析係に電話があった。ちょうど電話に出た分析係員Aは、午前中にサンプリングを行ったことを回答するとともに、ひょっとしたらと思い、「試料採取弁を確認してください」と伝えた。

12時45分頃 工場東側の住民の方から、「異臭がする」との苦情が総務課にあった。

12時55分 施設運転課長より、分析係長に、試料採取弁V-330が開いていたとの連絡があった。

なお、臭気については、試料採取弁が閉まっていなかったことにより、弁から流れ出ている廃液中に含まれる有機物が一部揮発し、サンプルシンク内上部の排気ファンを通して、外部に放出されたものと確認された。

この排気ファンは、吸い込み後、活性炭フィルターにより処理しているが、どうしても全量を吸着させることは出来ず、長時間の揮発により臭気が感じられたものと確認された。

○インタビュー結果

○分析係員A

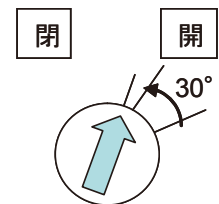
- ・ 入社以来この第一工場で分析係です。約30年になります。
- ・ 廃液貯留タンクのサンプリングは、分析係員4名が1か月交代で実施しています。5月は私の担当です。
- ・ 当日も、いつもと同じ手順で実施しました。AタンクからB、Cタンクの廃液をそれぞれ、ポリビンに採取しました。Cタンクの最後のポリビンを、試料収納箱に左手で入れると同時に、右手で弁（V-330）を閉めました。
- ・ 弁の閉止音と思われる音（「ブシュ」というエア音）を聞いたような記憶があり、弁が閉止したと思いつき、スイッチから右手を離して、収納箱を持って分析室に移動しました。
- ・ 試料採取ラインからの流水停止は確認していません。
- ・ 弁表示灯「赤→緑」についても確認していません。弁表示灯はいつも見ていないです。

だって、いつも弁閉止のエア音がして、目の前で水が止まりますから。

- ・運転員から問い合わせがあったとき「あっ、ひょっとしたらサンプル弁が開いているかも」と思い、弁の確認をお願いしました。
- ・この日が特に忙しいわけでもなく、余裕のある日でした。
- ・いつもは、きっちりと水が止まるのを確認しているのですが……。そのときは、収納箱を持ち上げながら、スイッチの操作をしていたように思います。
- ・サンプリング（分析）のマニュアルは見たことはありますが、ルーチンですから見なくてもできます。
- ・廃水中の有機物が揮発することは知っていました。でもフィルターで吸着されるので、外部に出るとは思いませんでした。知っていたらもっとよく確認したと思います。

(参考) 弁開閉スイッチの構造

- ・スイッチは「開」ポジションから30°を超えた位置まで閉方向に廻さないと、手を離すと「開」ポジションにスプリングで戻る。この場合は、エア音はしない。
- ・廻すのが固いようなスイッチではない。



○分析係員B

- ・私は、以前倉敷工場で分析係をしていて、15年前にこの水島第一工場に移動してきた。
- ・この工場では、サンプル弁のスイッチを「閉」操作して、「閉」にならず戻ったことは過去に何度か経験があります。閉めたつもりでも「すぐ指を離す」と戻っていたことがあった。シンクの洗浄をしようとして廃液が流れているから気が付いたことがあった。
- ・サンプリング後のシンクの洗浄は、常識的にすると思う。廃液を流しているのだから、当然残らないように洗い流すはず。今回の「閉め忘れ」の話を知ったときに「なんで?」と思った。洗浄していれば気付くはずなので。
- ・倉敷工場では、この水島第一や、第二工場で生産している製品が違うので、廃液もここより濃度が高いので、サンプリングしたポリビンと、シンクは最後に純水で洗ってから、ウエスで拭いて、試料収納箱に入れていましたので、その癖で、ここでもそうしています。そのほうが安全でしょ。
- ・第一工場は廃水濃度が低いので、「フィルターを通して全量吸着できない」ことへの意識が低いのかも。しれない。
- ・分析マニュアルには、そこまで（洗浄手順）は記載されていません。
- ・それと、これも倉敷工場の時からしていますが、サンプリング室を出るとき「部屋の照明」を消して確認しています。照明を消して、真っ暗だと表示灯がはっきり見えて、全部「緑」ならOK、「赤」なら何かし忘れてるってわかるので。
- ・みんな、いろいろと自分なりの確認方法を持ってやっているといますよ。みんなベテランだから、自分のことを話したり、人のやり方を聞いたりしてないですが。
- ・新人の時に、先輩に教えてもらったやり方以外には、ほかの人のやり方を見たりしたことないですね。
- ・廃液をサンプリングする時の感覚は、「有害な揮発性毒物の入った水で危険」という感覚は、マヒしているかもしれない。いつもの作業なので慣れてしまった。危険な有機物を含んだ廃液を取り扱っているんだという意識が薄いかもしれない。
- ・今回、分析係でトラブルを起こしたが、今までほかの部署で起こしたトラブルも紹介はされていたが、関係ない、他人事のように感じていたと思う。

○分析係員C

- ・私も、ずっとこの第一工場で分析係です。サンプリングなどの実務は先輩から教えてもらって勉強しました。係に分析マニュアルはありますが、しっかりと見てないですね。だって、やっていることが書いてあるだけですから。
- ・サンプリングの時は、普通にポリビンに採取して、ウエスで拭いて収納箱に入れます。純水で洗ったことはないです。表示灯は、少し高い位置にあるので、あまり目に入らないですね。

- ・弁が閉まらなかった経験はないです。そういう話も聞いたことがないですね。
- ・サンプリング作業はルーチンであり、一人で作業を行っています。
- ・サンプリングを二人で行うことはないです。他の人のサンプリングを見る機会がないので、他の人がどんなことをしているのかわかりません。
- ・上司もサンプリング現場を見に来ることはないです。
- ・課長から、トラブル事例の紹介はありますが、係長や主任からは、特段の指導はありません。トラブルも他部署のことだし、内容も違うのでピンときません。
- ・昔は仕事の内容が年齢によって変わっていましたが、若いときは「サンプリング」それから「事務所業務」そして「主任」「係長」というように。でも今は30年ぐらい同じ業務の人が多いです。
- ・私も今は25年くらい同じ業務をえています。たまに、40歳50歳になってもハコ（試料採取箱）を持って歩くのか、と愚痴る人もいます。ベテランばかりですから仕方ありませんが。
- ・業務は単純作業（ルーチン）が3～4割、それ以外は技術的な検討を行っています。残業は係員がだいたい0～20時間／月ぐらいで、忙しい職場ではないです。生き生きと普通に仕事しています。特に問題のない職場だと思います。

○分析係主任

- ・過去にサンプル弁の閉め忘れは聞いたことがある。第二工場で聞いた。この第一工場に来てからは、「閉め忘れ」のような話をしたことはない。
- ・私は、以前第二工場にいたが、サンプル弁の閉め忘れ対策をしていた。タイマーで閉め忘れても閉止されるもの。この第一工場には知らされていなかったようだ。
- ・昔の経験を話す人はいません。新人が居た頃は「ここはこうだよ」とか教えるので活性化しますが、今は新人もいません。
- ・分析係はベテランぞろいなので、何かトラブルがあってもすぐに対応できるし優秀な係です。知識も技能もみんな持っているし、今までに分析係でトラブルを起こしたこともなく、作業も定型業務です。たまたまと言ってはなんですが、一人が弁の閉め忘れをしたからといって、分析係として何か問題があったとは思えません。
- ・今回は人間のエラーというか、一人一人が注意する以外にどうしようもない。あとはハードで徹底的に対策するしかカバーできないと思う。
- ・課長からも、他課で起きたトラブルはきちんと紹介している。事象内容が分析係の仕事とあまり関係ないが、しっかりやってきていたつもりです。

○分析係長

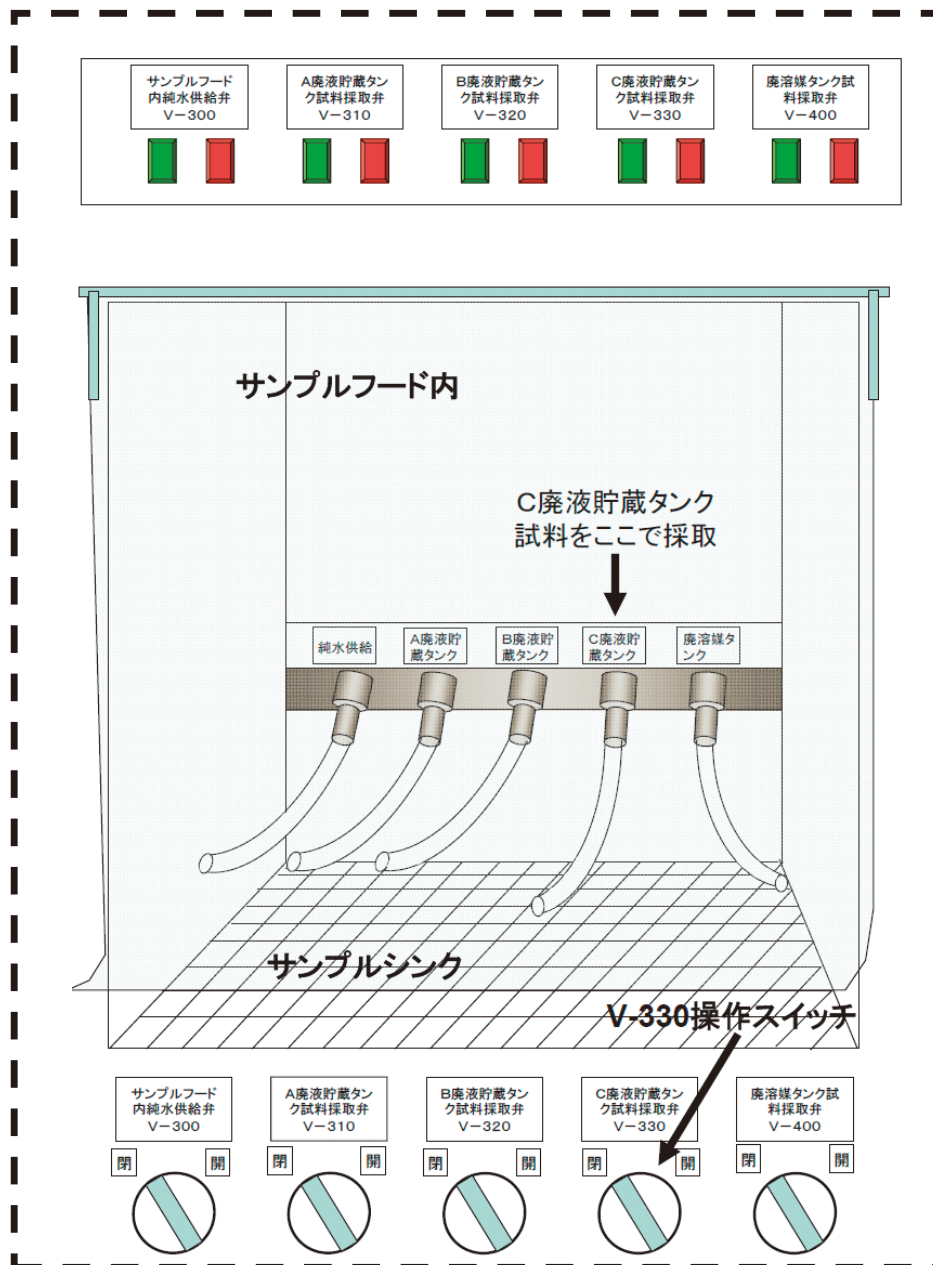
- ・みんなベテランなので、サンプリングなどの現場作業を確認することはしていない。
- ・分析マニュアルは、ルーチン的な内容なので、見るとしても新人かと思う。
- ・新人に教えるときも、いちいちマニュアルで教えたりしない。
- ・操作の基本（指差喚呼、表示灯確認）などをわざわざ教えていない。
- ・ずっと以前は、2～3人でサンプリングしていたが、サンプリングの頻度の見直しや、一部作業を委託化をしたり、分析機器の性能向上で、最近では1人で実施している。
- ・ベテランばかりなので、現場のことを皆で話し合う機会は減っている。全くない。
- ・トラブルの周知や注意喚起も、他課と比べて丁寧に説明もしているし、確実にやっている。課長がいつもやっている。係長としては、特に自係でトラブルもないので、それ以上はしていない。みんな仲も良いし、問題の無い良い職場だと思う。
- ・みんなそれぞれがしっかりやってくれていると思っていたし、現場のルーチン作業では今までも何も問題はなかった。今回のようなうっかりミスは、確認をしっかりすれば防げると思う。しかし、トラブルを起こして本社からお叱りを受けているし、絶対に再発しない様にするには、ハード的な対策しかないと思う。

(参考)



廃液処理棟のサンプリング室

拡大図



組織における情報伝達と上司への信頼との関係について

The Relationship between Information Transmission in Organizations and Trust in Superiors

福井 宏和 (Hirokazu Fukui) *1

要約 組織の上下間の情報伝達と上司への信頼との関係を質問紙調査のデータを基に検討した。その結果、上司への信頼が低下すれば、情報伝達がされていないと思われるが、情報伝達が向上すると上司への信頼が高まることが示された。したがって、管理職は、一般職との信頼関係を低下させないためにも、上からの情報も下からの情報も留めることなく適切に伝えていく必要がある。また、情報伝達が精神衛生に大きな影響を与えていることも示された。

キーワード 組織, 情報伝達, 信頼, 精神衛生, 質問紙調査

Abstract The relationship between information transmission between the upper and lower levels of organizations and trust in superiors was examined based on data from a questionnaire survey. As a result, it was judged that if trust in the boss decreases, information is not being communicated, but trust in the boss increases when the communication is improved. It is necessary for managers to appropriately convey information from above and from below without retarding its flow in order not to reduce the relationship of trust with employees. It was also shown that communication has a significant impact on mental health.

Keywords organizations, information transmission, trust, mental health, questionnaire survey

1. はじめに

安全文化に関わる質問紙調査を実施している。質問紙は、安全文化の10特性 (INPO 2013) に基づいて構成されている。その中に注目している2つの調査項目がある。一つは「会社から当然あなた方に知らされているべき事柄であるのに、それが知らされていないことがある (逆転項目)」と、もう一つは「あなたの意見やアイデアが途中で立ち消えてしまっ、上の方まで届いていないと思われるような場合がある (逆転項目)」である。前者は上から下への情報伝達を評定する項目である。後者は下から上への情報伝達を評定する項目である。この2つの項目に注目したのは、最近実施した調査で共に評定を低下させている職場が認められるようになったからである。これら2つの項目の評定が低下するということが何を意味しているのかについて考えてみたい。

上からの情報のみならず下からの情報も滞ってい

るということは、単純に考えると、組織の上層部と一般職の中間にある職場の管理職で情報が留まり流れ難くなっていると考えられるのである。しかし、本当に情報が流れ難くなっているのだろうか。一般職と管理職の間に何らかの原因で信頼関係が低下していたならば、情報が伝わっていたとしても、情報の流れに疑念を抱き、評定が低下する場合も考えられる。逆に両者に信頼関係ができていれば、情報の滞りが多少あったとしても情報の流れに対する評定が低下することはないのではないかと考えられる。また、情報の流れが低下したために管理職への信頼が低下する場合や、情報の流れがよくなったために管理職への信頼が高まる場合も考えられる。すなわち、上下職位間における縦の情報伝達と管理職に対する信頼感は関連し連動していると考えられるのである。組織内における情報伝達には、縦の情報伝達と、同僚間あるいは職場間で行われる横の情報伝達があるが、ここでは縦の情報伝達に限定して検討したい。

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

2. 目的

組織の上下間における縦の情報伝達と上司への信頼感の関係を質問紙調査のデータを基に分析し、管理職の職場運営に参考となる情報伝達のあり方を検討する。

3. 方法

全電力の原子力発電所・建設所で安全文化に関する大規模な質問紙調査が3年毎に定期的に行われている。至近に実施したその調査の2018年度と2021年度のデータを使用して分析を実施する。有効回答者数（有効回答率）は、2018年度8451名（98%）、2021年度8321名（97%）であった。この調査では、全調査項目の評定にリッカート法の5段階評定が採用されている。

縦の情報伝達と上司への信頼感の関係を検討するため、質問紙調査で使用した調査項目から適切な測定尺度を設定する。

「縦の情報伝達」は、下記の2項目を使用して測定尺度を構成した。

Q27 会社から当然あなた方に知らされているべき事柄であるのに、それが知らされていないことがある（逆転項目）。

Q70 あなたの意見やアイデアが途中で立ち消えてしまっていて、上の方まで届いていないと思われるような場合がある（逆転項目）。

上司への信頼感は、上司への評価に反映されるものとして安全風土の下位要因である「直属上司の姿勢」（福井，2012）の評定を使用する。「直属上司の姿勢」の測定尺度は下記の項目で構成されている。

Q03 あなたの直属上司は、部下の能力や状況を十分把握したうえで業務の責任分担を決めている。

Q05 あなたの直属上司は、安全性の向上に貢献した部下が会社から認められるように努力している。

Q30 あなたの職場では、直属上司から業務の内容について納得のいく説明がされている。

Q49 あなたの職場では、一つひとつの業務について誰が責任をもっているか明確である

分析の対象とした職場は、2018年度と2021年度の調査の間で組織改正がされていない比較可能な408個所の職場である。ここで職場とは、課あるいはグループと呼ばれている部署である。評定値の上昇または低下の基準として効果量（ES）を用いた。Cohen（1969）は、ES = 0.2を小さな効果、ES = 0.5を中ぐらいの効果、ES = 0.8を大きな効果としているが、ここではES = 0.5を変化の基準値とした。

2つの測定尺度「縦の情報伝達」と「直属上司の姿勢」において、それぞれの評定値（逆転項目は、他の調査項目と同様に良好な状態で点数が高くなるように設定されている）の変化量から職場を次の3つに分類する。評定値が効果量（ES）0.5以上に低下した職場（D）、評定値が上昇したとも低下したとも認められない効果量（ES）0.5未満に維持された職場（C）、評定値が効果量（ES）0.5以上に上昇した職場（U）である。その結果、区分できる9つの群と各群の分類記号を表1に示す。これら各群の分布状態から縦の情報伝達と上司への信頼感との関係について検討する。

表1 「縦の情報伝達」と「直属上司に姿勢」の評定変化に基づく分類

		直属上司の姿勢		
		低下D	維持C	上昇U
縦の情報伝達	低下D	DD群	DC群	DU群
	維持C	CD群	CC群	CU群
	上昇U	UD群	UC群	UU群

4. 結果

各群の職場数を表2に示す。「縦の情報伝達」の評定が上昇し、「直属上司の姿勢」の評定が低下するUD群に該当する職場は認められなかった。

図1に「縦の情報伝達」の評定3群における「直属上司の姿勢」評定群の分布を示す。「縦の情報伝達」評定の低下群における「直属上司の姿勢」評定分布

表2 評定変化に基づき分類された職場数

		直属上司の姿勢			
		低下D	維持C	上昇U	合計
縦の情報伝達	低下D	25	72	10	107
	維持C	13	167	84	264
	上昇U	0	10	27	37
	合計	38	249	121	408

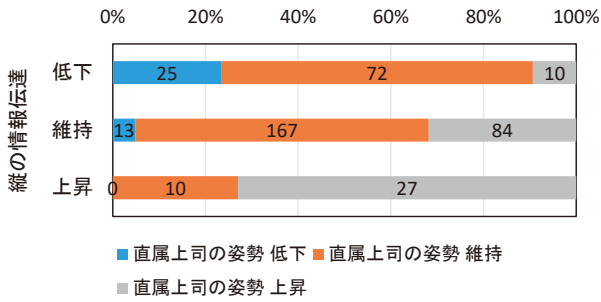


図1 「縦の情報伝達」評定3群における「直属上司の姿勢」評定群の分布

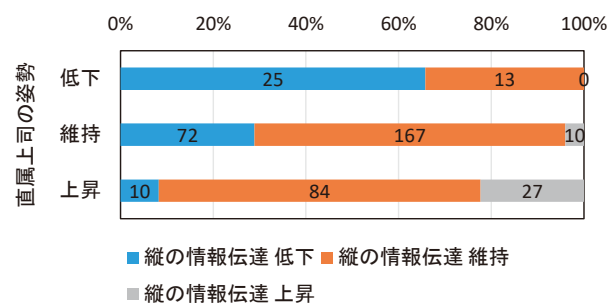


図2 「直属上司の姿勢」評定3群における「縦の情報伝達」評定群の分布

は、低下23.4% (DD群), 維持67.3% (DC群), 上昇9.3% (DU群)である。「縦の情報伝達」評定の維持群における「直属上司の姿勢」評定分布は、低下4.9% (CD群), 維持63.3% (CC群), 上昇31.8% (CU群)である。「縦の情報伝達」評定の上昇群における「直属上司の姿勢」評定分布は、低下0% (UD群), 維持27.0% (UC群), 上昇73.0% (UU群)である。

図2に「直属上司の姿勢」の評定3群における「縦の情報伝達」評定群の分布を示す。「直属上司の姿勢」評定の低下群における「縦の情報伝達」評定分布は、低下65.8% (DD群), 維持34.2% (CD群), 上昇0%

(UD群)である。「直属上司の姿勢」評定の維持群における「縦の情報伝達」評定分布は、低下28.9% (DC群), 維持67.1% (CC群), 上昇4.0% (UC群)である。「直属上司の姿勢」評定の上昇群における「縦の情報伝達」評定分布は、低下8.3% (DU群), 維持69.4% (CU群), 上昇22.3% (UU群)である。

表3に各群の「縦の情報伝達」の評定変化値を、表4に各群の「直属上司の姿勢」の評定変化値を示す。また、図3にそれらの評定変化をグラフで示す。

図1において、「縦の情報伝達」の評定が低下しても、その低下職場の67.3% (DC群)で「直属上

表3 各群の「縦の情報伝達」評定変化値

分類	2021年度			2018年度			平均の差	ES
	N	平均	標準偏差	N	平均	標準偏差		
DD群	25	3.08	0.35	25	3.98	0.31	-0.90	2.75#
DC群	72	3.14	0.44	72	3.87	0.37	-0.73	1.77#
DU群	10	3.14	0.53	10	3.88	0.39	-0.74	1.60#
CD群	13	3.37	0.36	13	3.64	0.34	-0.27	0.77#
CC群	167	3.61	0.35	167	3.71	0.34	-0.11	0.31
CU群	84	3.58	0.38	84	3.56	0.39	0.02	0.04
UC群	10	4.07	0.54	10	3.41	0.59	0.66	1.17#
UU群	27	4.09	0.32	27	3.40	0.48	0.69	1.69#

ES ≥ 0.5

表4 各群の「直属上司の姿勢」評定変化値

分類	2021年度			2018年度			平均の差	ES
	N	平均	標準偏差	N	平均	標準偏差		
DD群	25	3.74	0.27	25	4.30	0.24	-0.56	2.18#
DC群	72	4.02	0.31	72	4.03	0.31	-0.01	0.02
DU群	10	4.40	0.29	10	3.98	0.32	0.42	1.38#
CD群	13	3.76	0.68	13	4.26	0.39	-0.50	0.9#
CC群	167	4.08	0.30	167	4.01	0.31	0.07	0.22
CU群	84	4.27	0.26	84	3.72	0.39	0.56	1.69#
UC群	10	4.16	0.26	10	4.02	0.33	0.14	0.48
UU群	27	4.44	0.22	27	3.86	0.37	0.58	1.89#

ES ≥ 0.5

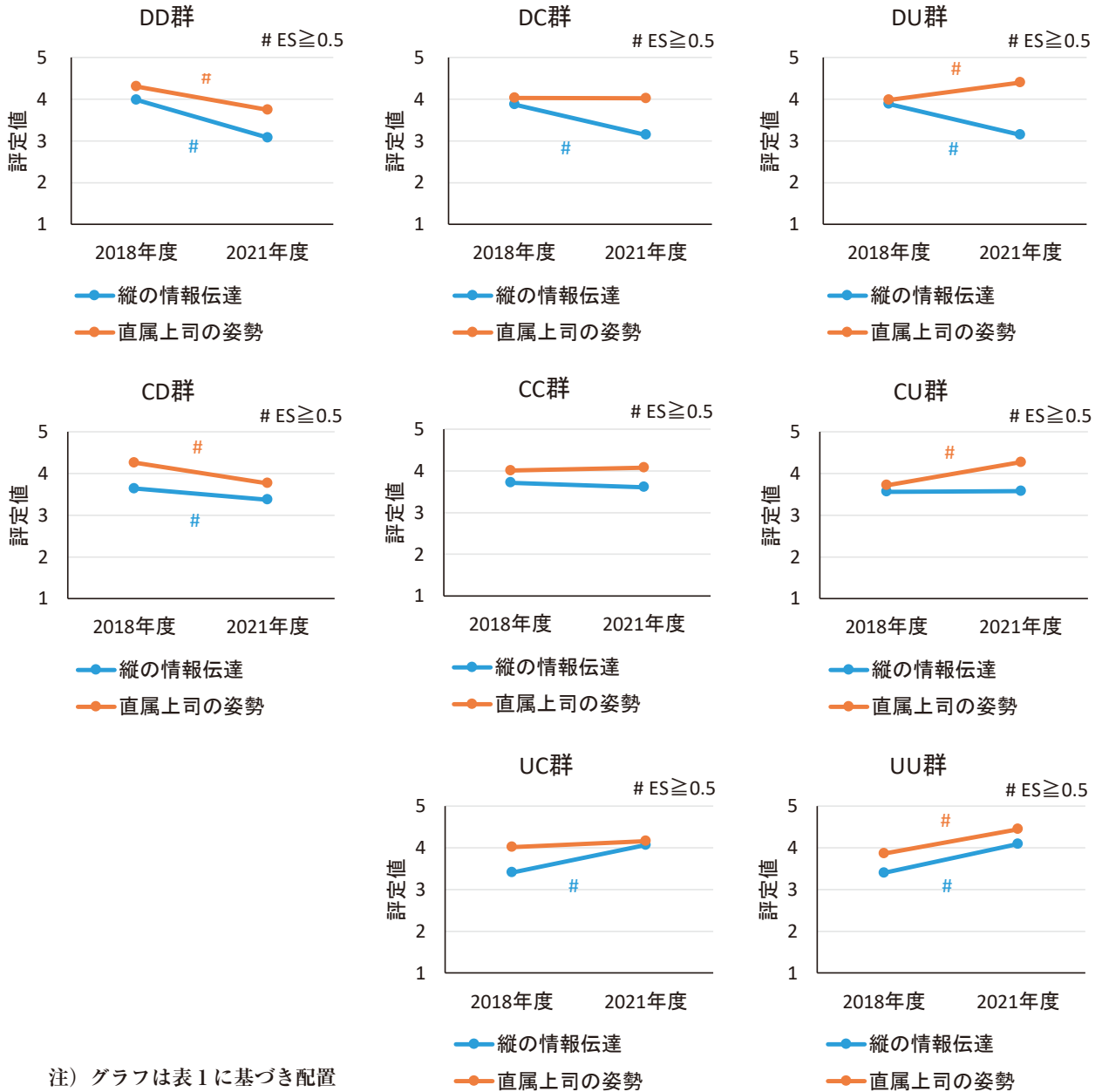


図3 各群の「縦の情報伝達」と「直属上司の姿勢」の評価変化

司の姿勢」の評価は維持されている。これは「縦の情報伝達」の評価維持群における「直属上司の姿勢」の評価維持群（CC群）の割合63.3%とほぼ同じである。しかし、「縦の情報伝達」の評価が上昇すると、その上昇職場における「直属上司の姿勢」の評価維持群（UC群）の割合は27.0%に低下し、「直属上司の姿勢」の評価上昇群（UU群）の割合は73.0%となる。

また、図2において「直属上司の姿勢」の評価が上昇しても、その上昇職場の69.4%（CU群）で「縦の情報伝達」の評価は維持されている。これは「直属上司の姿勢」の評価維持群における「縦の情報伝

達」の評価維持群（CC群）の割合67.1%とほぼ同じである。しかし、「直属上司の姿勢」の評価が低下すると、その低下職場における「縦の情報伝達」の評価維持群（CD群）の割合は34.2%に低下し、「縦の情報伝達」の評価低下群（DD群）の割合は65.8%となる。

以上から次のことが言える。縦の情報伝達が低下しても上司への信頼感（直属上司の姿勢）が低下する可能性は小さいが、縦の情報伝達が向上すると上司への信頼感（直属上司の姿勢）も向上する可能性が高くなる。また、上司への信頼感（直属上司の姿勢）が向上しても縦の情報伝達が向上したと評価さ

れる可能性は小さいが、上司への信頼感（直属上司の姿勢）が低下すると縦の情報伝達も低下したと評定される可能性が高くなる。

5. 考察

上記分析結果は、上司への信頼を示す指標として「直属上司の姿勢」を用いたが、上司への信頼が低下すれば、情報伝達がされていないと思われ、情報伝達が向上すると上司への信頼が高まることを示唆している。このことから上司と呼ばれる管理職は、一般職からの信頼を低下させないように努力しなければならない。そして、一般職との信頼関係を向上させようとするならば、上層部からの情報も一般職からの情報も留めることなく適切に伝えていくことが必要となる。

上層部からの情報に一般職と直接関係のない情報も含まれる。管理職は、その場合一般職へ情報を伝えないことが多いと思われるが、一般職にとって直接関係のない管理職のもつ情報も伝えられることによって、組織の一員としての自覚ができるものである。また、必要以上の情報が伝えられることによって、必要な情報は必ず伝えられていると確信させることも期待できる。上層部からの情報は、必要な情報は当然のこと、必要性のない情報も支障のない範囲で広めに一般職に伝えることが望まれる。

一般職からの情報には、取るに足らない情報も上層部へ伝える必要のない情報も含まれる。管理職の権限内で処理できる情報は上へ伝えなくてもよいが、一般職から何らかの情報を伝えられた管理職は、その管理職の権限で対応できるものは確実に対応し、結果を情報発信者に回答する必要がある。支

障のない範囲（例えば、個人の名誉を傷つけないなど）で職場全体に対応結果を伝えた方が認知度が高まりより効果的であろう。対応できない情報は、更に上位の権限をもつ管理職へ伝え組織的に確実に対応していく必要がある。重要なことは、一般職から伝えられた情報を無視してはいけないということである。情報発信者にとって自身が発信した情報がどのように受け取られ、対応されたのか気になるものである。

上記検討からも情報伝達と精神衛生が密接に関係していると思われる。「縦の情報伝達」と「直属上司の姿勢」の評定変化各群における「精神衛生」の評定変化も検討してみる。「精神衛生」の測定尺度(三隅, 1984)は、下記の調査項目から構成される。

- Q16 あなたは、自分の責任範囲がはっきりしていないとおもう（逆転項目）
- Q77 あなたは、これからの人生をあれこれと考えてみて「将来なんとなく不安だ」という気がする（逆転項目）
- Q78 あなたは今の会社を辞めてしまいたいと思うことがある（逆転項目）
- Q79 あなたは直属上司から無理な圧力を感じることもある（逆転項目）

表5に各群の「精神衛生」評定変化値を示し、図4にその変化をグラフで示した。「直属上司の姿勢」が上昇すると「縦の情報伝達」が低下することがなければ（CU群、UU群）、「精神衛生」は良くなるが、「縦の情報伝達」が低下すると（DD群、DC群、DU群）、「直属上司の姿勢」が上昇しても「精神衛生」の評定は低下している。情報伝達が精神衛生に大きな影響を与えているものと考えられる。

表5 各群の「精神衛生」評定変化値

分類	2021年度			2018年度			平均の差	ES
	N	平均	標準偏差	N	平均	標準偏差		
DD群	25	3.01	0.34	25	3.66	0.31	-0.65	1.98#
DC群	72	3.17	0.42	72	3.42	0.38	-0.25	0.63#
DU群	10	3.17	0.47	10	3.50	0.36	-0.33	0.77#
CD群	13	3.20	0.54	13	3.54	0.32	-0.34	0.77#
CC群	167	3.39	0.35	167	3.46	0.32	-0.06	0.19
CU群	84	3.46	0.40	84	3.25	0.37	0.21	0.53#
UC群	10	3.70	0.35	10	3.49	0.48	0.21	0.48
UU群	27	3.71	0.29	27	3.28	0.34	0.43	1.35#

ES ≥ 0.5

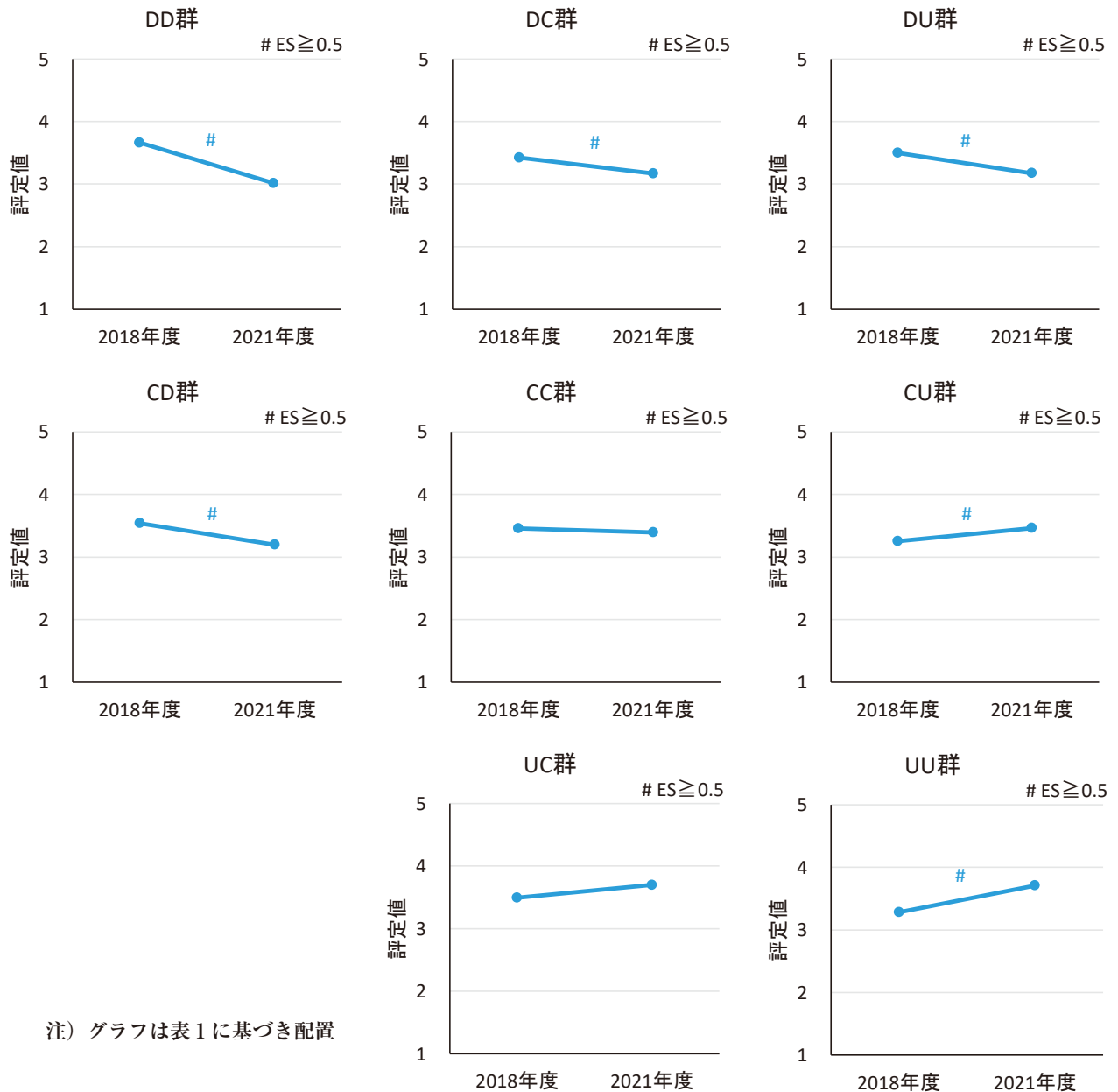


図4 各群の「精神衛生」の評定変化

謝辞

本研究は、一般社団法人原子力安全推進協会 (JANSI) とその会員のご協力のもとに実施できたものである。深く感謝申し上げます。

引用文献

Cohen, J. (1969). Statistical Power Analysis for the Behavioral Sciences. New York: Academic Press.

福井宏和 (2012). 原子力発電所の安全風土に関する質問紙調査 集団力学, 29. 69-86.

Institute of Nuclear Power Operations (2013). Traits of a Healthy Nuclear Safety Culture. INPO 12-012, Revision 1.

三隅二不二 (1992). リーダーシップ行動の科学 (改訂版) 有斐閣.

リソースと安全文化の関係性に関する考察

A Discussion of the Relationship Between Resources and Safety Culture

河合 学 (Manabu Kawai) *1

要約 原子力産業に関わる組織成員が、リソース（要員、予算）によって安全文化にどのような影響を受けているのか、どのような要因がリソースとの関連があるのかを、調査データの分析を通して明らかにするものである。リソースは、安全文化との間に正の相関が認められ、リソース（要員）についてはその傾向が強く認められる。また、リソース間に関連が見られ、技術継承や不安感にも影響があることがわかる。リソース不足が、幹部への不信感に繋がっており、リソース（予算）の過不足により幹部への評価が変わってくる。したがって、事業所の幹部は、組織内全体が同じ価値観を持ち安全を最優先に取り組むにはどのような施策が必要かを考える上で、リソースが重要な位置を占めていることを常に意識することが重要である。

キーワード 原子力、リソース、要員、予算

Abstract Through the analysis of survey data, this paper clarified how a safety culture is influenced by resources (personnel and budget) and what factors are related to resources by the organizational members involved in the nuclear industry. Resources were found to be positively correlated with safety culture, and this tendency was strongly observed for resources (especially personnel). In addition, an association was found among resources, indicating that there is an influence on technical success and on producing a sense of insecurity. Insufficient resources lead to distrust of executives, and the evaluation of executives changes depending on the excess or deficiency of resources (especially budget). Therefore, it is important for executives to always be aware that resources occupy an important position in considering what measures are necessary to ensure that everyone in the organization shares the same values and places the highest priority on safety.

Keywords nuclear energy industry, resources, personnel, budget

1. 問題設定

安全を重視する組織において、安全文化醸成は常に支持される言葉であり、安全文化の結びが見られるのは安全文化醸成活動が十分でなかったからだと言われるのが現状である。組織にはそれぞれ文化があり、組織の一人ひとりの判断や行動に影響を与えている。安全に関しても同様であり、組織文化は安全にプラスとなる影響を与えることもあれば、安全を阻害することもある。安全文化は組織文化の安全に関する側面である。また、安全最優先という言葉

は、組織でよく使われるが、ここで安全最優先といえ、何か判断するときに「いかなる場合も安全を最優先せよ」ということであり、これを実行しようとする、安全に対して無制限にリソースを充てなければならぬということになる。しかし、リソースには当然限りがあり、安全だけに全てを配分するわけにはいかない。そこでIAEAが示した安全文化の定義は、「安全に関する問題に、まず最初に注意を向けること」としている（高城・前田，2019）。

リソースと安全文化の関係は明確でないものの、少なからず関係性はあるものと想定することが可能

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

である。本稿の目的は、このことを一つの調査データの分析を通して明らかにする。

2. データと分析のモデル

2.1 使用するデータ

使用するデータは、2021年に原子力産業従事者に対して実施された安全にかかわる意識調査から得られたものである。本調査で調査対象とされた回答者が所属する事業所は34の事業所で国内の電力会社である。サンプルサイズは、 $n = 11642$ であり十分であると考えられる。

2.2 使用する変数

設問はリソースに係る次の設問、「あなたの職場では、業務を遂行する上で必要な要員が確保、配分されている」「あなたの職場では、原子力発電所の信頼性向上のためリスク低減に必要な予算が確保されている」を使用した。その他にリソースに係る設問との関連を見るため、同時に調査で実施された78の設問を使用する。「そう思う」「どちらかというと思う」「どちらともいえない」「どちらかというと思う」「そう思わない」「そう思わない」の5件法で尋ねており、5点から1点までを割りあてた。リソース（要員）の平均値は3.07、標準偏差は1.306、リソース（予算）の平均値は3.55、標準偏差は1.089であった。

2.3 分析の方法とモデル

意識調査に使った「安全文化測定尺度」の複数の設問と、「リソース」との関連を探るため、安全文化測定尺度の全ての平均点（以下総合得点という）とリソースの点数を調査を行った各事業所毎に平均点の高い順に並べた。

次に「リソース」と関連の深い設問を探るため、「安全文化測定尺度」のすべての設問を独立変数候補とし、「リソース」を目的変数としたステップワイズ法による重回帰分析を行う。重回帰分析や判別分析の場合、独立変数が多い方が良いモデルとは限らない。独立変数の候補から、予測や判別に有用な順に独立変数を採用するための方法を用いた。まず、最も有用な独立変数を1個採用する。次の段階では、まだ採用されていない独立変数のうちで最も有用な

独立変数を1個採用するという手順を繰り返す。独立変数の選択基準はあくまでも統計的な指標に基づくため、選択された独立変数が解釈可能であるかは別途判断が必要である。

3. 結果

以下に分析の結果を示す。

3.1 安全文化とリソース

総合得点とリソース（要員）の値について、各事業所毎にプロットしたのが図1になる。これよりリソース（要員）の点数が高いほど総合得点が高くなる傾向が見られる。表1に示すとおり相関係数は.857と、総合得点とリソース（要員）との間に高い相関がある。次に総合得点とリソース（予算）の値について、各事業所毎にプロットしたのが図2になる。これよりリソース（予算）の点数が高いほど総合得点が高くなる傾向が見られる。表2に示すとおり相関係数は.632と、総合得点とリソース（予算）との間に高い相関がある。

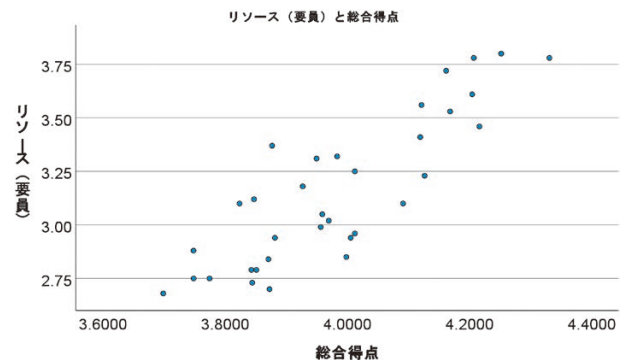


図1 安全文化総合得点とリソース(要員)

表1 安全文化総合得点とリソース(要員)の関連

		総合得点	リソース (要員)
総合得点	Pearsonの相関係数	1	.857**
	有意確率(両側)		<.001
	度数	34	34
リソース (要員)	Pearsonの相関係数	.857**	1
	有意確率(両側)	<.001	
	度数	34	34

**：相関係数は1%水準で有意(両側)

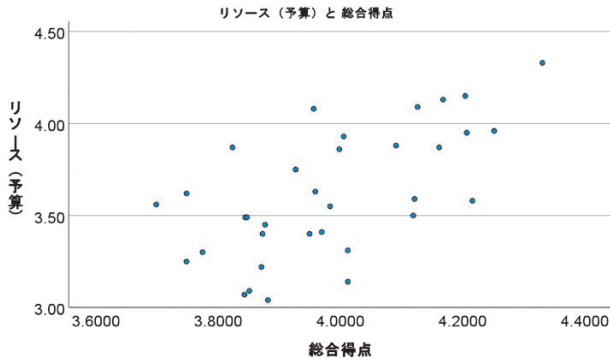


図2 安全文化総合得点とリソース(予算)

表2 安全文化総合得点とリソース(予算)の関連

		総合得点	リソース (予算)
総合得点	Pearsonの相関係数	1	.632**
	有意確率(両側)		<.001
	度数	34	34
リソース (予算)	Pearsonの相関係数	.632**	1
	有意確率(両側)	<.001	
	度数	34	34

**：相関係数は1%水準で有意(両側)

リソース（要員）について、同時に実施された設問群からステップワイズ法により選択された設問が表3になる。非標準化係数を見ると負担軽減対策と要員とが最も関連が強いことがわかる。次に関連が強いのは、時間確保であった。そして、予算確保、技術継承、不安感と続く。要員不足に対する要望である負担軽減対策との関連が強いのは当然のことであろう。また、「安全に係る懸念や改善方法を検討、提案する時間が確保できている」と関連が強いということは、安全文化に影響する注目すべきことであり、要員不足により改善にかかる時間が割けないという状況が生まれているということである。一方、「信頼性向上のためリスク低減に必要な予算が確保されている」というリソースのもう一方の予算確保との関連が強いことが示されており、要員と予算は連動していることがわかる。技術継承「業務遂行上のノウハウやその根拠が職員に十分に伝わっている」についても、要員と関連が認められることから、要員が不足すると技術継承が円滑に進まない懸念があるということである。将来不安「これからの人生をあれこれと考えてみて「将来なんとなく不安だ」というような気がする」は、要員が不足する中で自分はどのようになっていくのだろうという将来に対する不安が表れているものであろう。

3.2 リソースと関連する設問

リソース（予算）について、同時に実施された設問群からステップワイズ法により選択された設問が

表3 リソース(要員)と関連設問(1)

変数名	設問	非標準化係数	標準誤差	標準化係数	t値	有意確率
(切片)		-.571	.047		-12.055	<.000
負担軽減対策	あなたの職場では、業務量に応じて負担軽減対策(要員確保、分担の適正化、スケジュールの見直し、委託など)を検討・実施している	.356	.012	.319	29.027	<.000
時間確保	あなたの職場では、安全に係る懸念や改善方法を検討、提案する時間が確保できている	.274	.015	.220	18.481	<.000
予算確保	あなたの職場では、信頼性向上のためリスク低減に必要な予算が確保されている	.203	.013	.169	15.706	<.000
技術継承	あなたの職場では、業務遂行上のノウハウやその根拠が職員に十分に伝わっている	.144	.014	.109	10.369	<.000
不安感	あなたは、これからの人生をあれこれと考えてみて「将来なんとなく不安だ」というような気がする	.076	.009	.078	8.738	<.000

表4 リソース(予算)と関連設問(2)

変数名	設問	非標準化係数	標準誤差	標準化係数	t値	有意確率
(切片)		-.289	.060		-4.834	<.000
時間確保	あなたの職場では、安全に係る懸念や改善方法を検討、提案する時間が確保できている	.308	.013	.257	22.905	<.000
懸念対応	あなたの職場では、負担(追加業務、コスト)になっても安全に係る懸念事項や提案に対して真摯に対応している	.138	.012	.126	11.698	<.000
要員確保	あなたの職場では、業務を遂行する上で必要な要員が確保、配分されている	.127	.014	.107	9.100	<.000
要望対応	あなたの職場では、追加業務やコスト増になる場合でも協力会社からの意見・要望をきちんと受け止めている	.108	.011	.107	10.093	<.000
組織意識	幹部は、規制基準に満足することなく、原子力安全の高みを目指すことに積極的に取り組んでいる	.134	.014	.109	9.278	<.000

表4になる。非標準化係数を見ると時間確保と予算とが最も関連が強いことがわかる。次に関連が強いのは、懸念対応であった。そして、要員確保、要望対応、組織意識と続く。時間確保「安全に係る懸念や改善方法を検討、提案する時間が確保できている」と予算との関連が強いのは興味深いことで、予算が限られることにより改善にかけられる時間が確保できない、言い換えると予算の過不足により懸念や改善にかけられる時間が左右されるということであり、これは安全文化に影響する重要な要素であると考えられる。「負担（追加業務、コスト）になっても安全に係わる懸念事項や提案に対して真摯に対応している」、「追加業務やコスト増になる場合でも協力会社からの意見・要望をきちんと受け止めている」については、コスト（予算）を直接聞いている設問であり関連が強いのは当然である。一方、「幹部は、規制基準に満足することなく、原子力安全の高みを目指すことに積極的に取り組んでいる」との関連が強いことは注目すべきである。

4. 議論

安全文化を測る設問の総合得点とリソースとの間には強い正の相関が認められた。リソース（要員）についてはその傾向が強く、昔から言われる「人・物・金」は会社の経営上重要な構成要素となっていることが、この結果から明らかとなった。最初に、リソース（要員）と関連が強い設問を見ると、要員不足を補うために施策を会社が行っているかという設問が上がっており、忙しさに対する緩和を期待する声を伝えたいことがわかる。また、忙しい中で職場において安全に係る懸念や改善方法を検討、提案する時間がないとあり、安全に対する改善活動が、時間がないために円滑に行われていない様子がうかがわれる。リソース（要員）とリソース（予算）は関連があり、要員と予算の過不足の感じ方は連動していることがわかる。さらに、要員不足が技術伝承へも影響を与え、伝えなければならないことが十分に伝えられていない様子が見られる。要員不足により業務が円滑に進められていない中で働く人たちの不安の声があがっていることが考えられる。

次に、リソース（予算）と関連が強い設問を見ると、安全に係る懸念や改善方法を検討、提案する時間がないと、リソース（要員）に上がってきた設問が同じように選択されている。要員と予算の過不足

は関連しており、業務の中では一体として扱われているようである。また、予算が限られているためか、協力会社の意見・要望に応えられていない様子がうかがわれる。「幹部は、規制基準に満足することなく、原子力安全の高みを目指すことに積極的に取り組んでいる」という設問との関連が強いことは注目すべきであり、安全に対する幹部の姿勢もしくは会社の姿勢が、実際に業務を進めている従業員にとって、予算不足で業務が円滑に進められないことに対する幹部への不信感に繋がっているということが考えられる。すなわち予算の過不足により幹部への評価が変わってくるということである。

経営資源には、ヒト、モノ、カネ、情報、時間などの項目があり、これらを組織の状況に応じて適切に配分することにより、組織は安定した状態で維持できるものであり、どれが少ないから状態が悪いというものではない。しかしながら、安全を常に高い水準で維持しなければいけない組織においては、とりわけ経営資源の配分は重要になるであろう。今回の分析結果を見る限り、安全文化醸成にはある程度従業員が満足する要員、予算、時間が必要であることがわかる。

一方、要員の能力は本人の動機づけに大きく左右されている。人的資源を有効に活用するには、要員の持っている能力を大いに発揮できる状況を作ること、可能性のある能力を開発することが必要であり、そのための組織マネジメントがHRM（人的資源管理）といえる。これにより、個を活かすことこそが組織を活性化することになる。組織は経営環境に適応しながら諸活動を行う。その基本となるのが経営理念であり、その中に「個の活用」「個の尊重」の考え方が明確に織り込まれていることが大切である。例として上げると、ある製薬会社では「人の健康のために役立つ企業」を掲げている。社員一人ひとりが、仕事をする一番の目的を、患者さんのため、薬を必要とするお客様のため、と考えており、社会的意義や誇りを持って生き活きと仕事をしている。経営理念の中に人間観が明確に示されている企業では、全社的に共通する価値観が存在し、従業員が会社に誇りを持っている（青井、2002）ことが考えられる。

これまでリソースが重要であることを述べてきたが、一方で、従業員のモチベーションを保つには、社会的貢献感と誇り（池田・秋保・金山・藤田・後藤・河合、2021）が重要である。経営理念において

それらが示されていることで組織が進むべき道標となり、経営層を含む従業員が一体となり、安全文化が醸成された組織を創り出していくと考えられる。

5. 最後に

現状の電力業界を取り巻く環境は、電力自由化等により競争が求められるものとなっている。特に原子力従事者にとっては、福島第一原子力発電所事故以降の規制基準の厳格化により、その対応のためにリソースの管理が重要となってきている。原子力産業に対して新たな規制基準が定められ、発電所を動かすためにはそうした規制基準に合格する必要がある。原子力産業に従事する人々は、限られた時間のなかで限られたリソースを最大限に活用して、業務に取り組んでいることが想像される。その舵取り役は、本店や発電所の幹部が担うものであり、組織内全体が同じ価値観を持ち安全を最優先に取り組むにはどのような施策が必要かを考える上で、リソースが重要な位置を占めていることを常に意識することが大切であろう。

謝辞

本研究は一般社団法人原子力安全推進協会（JANSI）と各事業所のご協力のもとに実施できたものである。厚く感謝申し上げます。

引用文献

- 青井倫一（2002）. ヒューマンリソース（pp. 116-117）綜合法令出版.
- 池田浩・秋保亮太・金山正樹・藤田智博・後藤学・河合学（2021）. 安全の現場に求められるワークモチベーション：安全志向的モチベーションの効果とその源泉としての自己価値充足モデル，産業・組織心理学研究，34, 133-146.
- 高城美穂・前田典幸（2019）. 安全文化をつくる新たな行動の実践（pp. 48）日本電気協会新聞部.

原子力発電所の安全風土が事故件数に与える影響： 一般化線形混合モデルによる検討

The Effect of Safety Climate on the Number of Accidents at Nuclear Power Plants:
Analysis with Generalized Linear Mixed Model

寺口 司 (Tsukasa Teraguchi)*¹

要約 本研究では原子力発電所における安全風土によって将来の事故件数が減少するのかを検討することを目的とした。これまでの研究においても、原子力発電所内の安全風土の高まりによって発電所内の安全性が高まる可能性は示唆されてきた。しかし先行研究の多くはデータの分布の形状や階層性を考慮してこなかった。そこで本研究では日本国内の電力会社 9 社が有する原子力発電所計 15 事業所に従事する従業員約 7500 人を対象とし、2012 年度から 2021 年度までの安全風土調査に関する回答データと各発電所における事故件数との関連を一般化線形混合モデル (GLMM) により検討した。その結果、各発電所のある年度の各安全風土の要因をそれぞれ説明変数とし、その 1~3 年後の事故件数を目的変数としたところ、「安全の職場内啓発」、「精神衛生」が高いほど有意に事故件数が少ないことが示された。以上より、より妥当性の高い分析を持って、原子力発電所内の安全風土によって将来の事故件数が変わる可能性が示唆された。

キーワード 安全風土, 安全文化, 一般化線形混合モデル

Abstract The purpose of this study was to examine whether establishing a good safety climate in nuclear power plants would reduce the number of future accidents. Previous studies have suggested that the safety climate in nuclear power plants may increase the overall safety of nuclear power plants. However, most of the previous studies did not consider the shape and hierarchy of the data distribution. In this study, a Generalized Linear Mixed Model (GLMM) was used to examine the relationship between the number of accidents at each nuclear power plant and the safety climate survey results obtained in FY 2012 to FY 2021 that targeted approximately 7,500 employees at 15 nuclear power plants owned by nine electric power companies in Japan. The relationship showed that the higher the level of “safety education in the workplace” and the higher the level of “mental health”, the fewer the number of accidents. The findings suggested that with a more valid analysis the number of accidents in the future would change depending on the safety climate in the nuclear power plants.

Keywords safety climate, safety culture, Generalized Linear Mixed Model

1. はじめに

2011 年の福島第一原子力発電所の事故以来、日本国内の多くの原子力発電所が運転停止していたものの、各所で再稼働に向けた手続きが進んでいる。2022 年 5 月時点において、全国 60 基の原子炉のうち 24 基が廃炉となった一方で、新規規制基準の中で 10 基がすでに再稼働しており、10 基が審査中、7 基が設置変更許可済みである（資源エネルギー庁、2022）。着実に再稼働が進む現代の原子力発電事業においては、安全

性の確保は喫緊の課題となっている。

安全性向上のためには様々な検討が行われており、中でも組織心理学分野においては安全風土 (safety climate) や安全文化 (safety culture) から検討されている。しかし、原子力産業での安全風土の重要性は認識されながらも、それらが実際の事故に及ぼす影響についての実証的検討はいまだ十分であるとは言いがたい。そこで本稿では原子力発電所内の従業員の安全風土により、将来的な事故件数が実際に減少するのかを検討し、安全風土の重要性について議論する。

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

2. 問題

2.1 安全風土と安全性

原子力産業における職場の安全風土は安全性維持の上で重要な要因である。安全風土とは組織成員を安全の配慮や安全行動に導く組織環境であり、従業員間で共有するその知覚を集約し測定可能にした特性を指す (e. g., 福井, 2012; Zohar, 1980) 。Zohar (1980) の安全に関する組織風土研究を皮切りに、各分野において尺度の開発 (e. g., Williamson, Feyer, Cairns, & Biancotti, 1997; Zohar, 2000) や介入研究 (e. g., Lee, Huang, Cheung, & Chen, 2019; Zohar, 2002), 安全行動との関係の検討 (e. g., Neal, Griffin, & Hart, 2000) など、安全風土に関する多くの研究が行われてきた。安全風土の重要性はこれまで指摘されてきており、良好な安全風土が職場の安全性の上で重要であることはある程度のコンセンサスが得られているという主張もある (Mearns, Whitaker, & Flin, 2003) 。

なお、安全風土と同様の概念で安全文化がある。これは国際原子力機関 (International Atomic Energy Agency; IAEA) が提唱した概念 (INSAG, 1991) で、「原子力の安全の問題には、その重要性にふさわしい注意が最優先で払われなければならない。安全文化とは、そうした組織や個人の特性と姿勢の総体である。」としており、安全文化が顕在化したものが安全風土であるとされる (西田, 2017) 。本稿で紹介する先行研究には安全風土もしくは安全文化を検討した研究が混在しているが、本稿内では同等のものとして扱う。

さて、このように安全風土については多くの検討がなされているものの、原子力産業における安全風土によって実際にどの程度、原子力発電所が「安全」になるかを実証的に検証した研究は必ずしも多くはない。例えば Lee (1998) ではイギリスのある原子力関係事業に従事する従業員に過去の事故・怪我の件数と 19 要因で構成された安全風土について尋ね、事故・怪我の経験がある従業員はそうでない従業員に比べて安全風土をより低く回答していることを示している。また Morrow, Koves, & Barnes (2014) は米国内の 97% にあたる原子力発電所を対象に質問紙調査を実施し、安全文化と 1 年後の事故発生数との相関を検証した。その結果、相関分析、重回帰分析

により安全文化が高い原子力発電所ほど、事故発生数が低いことが示された。日本国内においても、福井 (2012) ではある電力会社が有する複数の原子力発電所における安全風土の回答と事故発生数との関係を相関分析、回帰分析で検討しており、安全風土得点が高い発電所ほど事故件数が少ないことを示している。そのほか、安全風土の醸成と仕事の満足度 (藤田, 2018) や安全確認行動 (福井・吉田・山浦, 2000) などの主観的指標との関連などが検討されている。

これらに関連して Clarke (2006) では、安全風土と安全指標との関連に関する 32 の研究についてメタ分析を行っている。メタ分析とは主に心理学分野などで使用されている手法で、既存の複数の研究の統計量を収集・統合し解析することにより研究間で一般化可能な知見を得ることができる。このメタ分析で用いられた 32 の研究の中には原子力関連事業のみならず工業や軍隊など各種職業を対象とした研究が含まれており、研究手法についても過去の事故・怪我を振り返ってもらう方法から、数か月にわたって追跡調査を行い事故・怪我の件数を測定する方法まで様々であった。これらを用いて Clarke (2006) では安全風土の高低が、個人・職場での事故・怪我の発生頻度、安全行動の遵守、安全向上の推進にどのように係わるのか検討している。その結果、安全風土と実際の事故・怪我との関連は強くはないものの、将来の予測 (i. e., ある時点での安全風土得点によってその時点以降の事故・怪我の件数を予測する) においては安全風土得点が高いほど、事故・怪我がより少ないことが示された。

しかし、Clarke (2006) では将来の予測を行う研究は 32 研究中 6 研究しか扱っておらず、安全風土によって将来の安全性が変わると主張するにはより多くの研究が必要であると言えるだろう。そこで本研究では 2012 年度から 2021 年度まで各発電所において継続して測定されてきた安全風土得点と、日本国内の各原子力発電所における各年度の事故件数が関連するのかを検討した。

2.2 分析上の問題と解決

本研究で安全の指標とする事故件数を取り扱う上で注意しなければならない点が 2 つある。1 つは客観指標の多くは正規分布に従わないという点である。特に

今回扱う各原子力発電所の年間での事故件数は必ず0以上になる整数であり、また頻繁に発生するものでもないために0付近にデータの分布が集中する偏った分布となる。重回帰分析やt検定、Pearsonの相関係数など一般によく用いられる統計分析の多くは従属変数が正規分布であることを仮定しており、正規分布でないデータに対して使用すると線形関係を過剰もしくは過少に評価してしまい、結果の歪みが発生しうる。そのため、従属変数に正規分布以外を仮定した分析を用いる必要がある。先行研究の多くは事故件数等の客観指標に対して正規分布を仮定した分析を用いているため (e.g., 福井, 2012; Morrow et al, 2014), 正確な分析となっていない可能性があり、再検討が必要であると言える。

もう1点は年度を超えて同じ発電所等で繰り返し計測されたデータであるという点である。本研究では各年度の安全風土によって各発電所における事故件数を予測することを目的とした。しかし、この事故件数には各年度の安全風土のみならず個体差、つまり各発電所の特徴が影響しうる。例えば2022年5月時点において日本国内の原子炉全60基のうち、24基は廃炉となっており、稼働しているのは10基のみである (資源エネルギー庁, 2022)。原子炉の稼働率の高低によって事故の発生件数が異なることは自明であろう。また、発電所に原子炉が何基存在するのか、原子炉の種類は何か、何年稼働しているものであるのかなどでも事故件数が異なる可能性は推測される。こういった各発電所の特徴は年度間で共通し、事故が発生しやすい発電所ではそうでない発電所に比べて、安全風土の高低に関わらず一貫して事故件数が増えることが予測される。

このように複数のデータ (i.e., 各年度の事故件数) が1つのグループ変数 (i.e., 各発電所) によってまとめられ、グループ変数内で相互に似通ったデータになるという特徴を持つ階層性のあるデータを分析する際にはサンプルの独立性の問題、個人とグループの分散の違いの問題などからグループ変数を考慮するマルチレベルアプローチを用いる必要がある (清水, 2014)。階層性のあるデータに対して従来の回帰分析等を用いた場合、説明変数と目的変数との関係性を過剰に評価し、またグループレベルでの違いによって結果の解釈が困難になる危険性がある。特に本研究では事故件数のみならず、安全風土についても事業所レベルでの階層性が指摘されている (藤田, 2018) ため、

階層性を考慮した分析は必要と言えるだろう。

以上の点から、本研究では分析に一般化線形混合モデル (Generalized Linear Mixed Model; 以下、「GLMM」) を用いた。GLMMはマルチレベルアプローチの一種で、データが入れ子構造になっている際に使用できる (e.g., 同じ参加者が繰り返し調査に参加する、複数の会社の社員が調査に参加する)。GLMMは回帰分析を行う際に、グループごとに回帰直線の傾斜や切片が変わる可能性を考慮に入れることが可能である。例えば本研究で扱う事故件数であれば、本来安全風土が高まれば事故件数が減るという関係性になっていたとしても、各発電所の元々の事故件数の差異によって、全発電所を対象に分析した際に安全風土の変化ではなく発電所の違いによって回帰される危険性がある。GLMMではこの発電所間でのそもそもの事故の起きやすさの影響を調整することが可能である。

加えてGLMMでは正規分布以外の従属変数を扱うことが可能である。例えばMcGonagle, Walsh, Kath, & Morrow (2014) では食料雑貨店従業員の安全風土と怪我の件数との関係を検討するうえで、GLMMと同じく正規分布以外の従属変数を扱うことが可能である一般化線形モデル (Generalized Linear Model) を用いた分析を行っている。この分析では、1店舗内かつ部署間の違いを考慮しない分析ではあるものの、安全と仕事の優先度が競合する状態 (work - safety tension) が怪我の件数を増加させることを示した。本研究で扱う事故件数に対しても有効な分析手法となり得るだろう。

以上より、本研究では福井 (2012) をベースに、安全風土得点が事故件数にどのように影響するのかをGLMMで検討することを目的とした。

3. 方法

3.1 調査概要・対象

本研究では日本国内の原子力関連事業に従事する従業員の意識調査データを使用した。この調査は2003年度から3年ごとに継続的に実施されている調査であり、例えば2021年度の調査では日本国内の原子力関連事業に従事する従業員約25,000人を対象に、自身の職場の安全風土について計80項目の設定間で回答を求めている。調査回答者は事業所間で差異はあるものの、原則として課長職相当以下は従業員全員が回答対象

となっており、有効回答率は総計で9割を超えている。

本研究では以上の調査データのうち、2012年度、2015年度、2018年度、2021年度の電力会社9社が有する原子力発電所15事業所に勤める従業員の回答を使用した。なお、本研究では「設問の半数以上が欠損値となっている」もしくは「回答のすべてに同一得点もしくは同一の選択肢の回答をしている」場合、分析対象からは除外した。分析の対象となった回答者数は2012年度で7288人、2015年度で7823人、2018年度で7753人、2021年度で7528人であった。

なお、本調査の結果は各実施年度において調査対象各社に対して、その事業所の各調査項目の記述統計量や調査対象全体との比較結果をフィードバックしている。

3.2 安全風土得点

本調査では各年度において安全風土に関する様々な設問を尋ねている。設問内容は調査年度によって異なり、約80項目で構成されている。ただし、これらのうち、福井（2012）、河合（2021）で使用している安全風土尺度の「組織の安全姿勢」、「直属上司の姿勢」、「安全の職場内啓発」、「安全配慮行動」、「モラル」、「仲間意識」、「意思疎通」、「精神衛生」の計8要因32項目（Table 1）については各調査を通して継続的に計測されている。これらの設問への回答はすべて1（そう思わない）～5（そう思う）の5件法であった。

本研究では2012年度から2021年度までの各発電所の安全風土の指標として以上の8要因の得点を使用した。得点は回答者ごとにまず各要因4項目での平均値を算出して回答者個人の安全風土得点を算出し、そして発電所単位で個々人の安全風土得点の平均値を算出して各発電所の安全風土得点とした。回答者の各項目に欠損値が含まれる場合はその項目を無視し、残りの項目で平均値を算出している。なお、2015年度、2018年度、2021年度については上記の手法を用いたものの、2012年度のデータについては各発電所への報告書内に記載された合計得点の数値を用いた。そのため、Table 1には2015年度から2021年度までの信頼性係数（Chronbachのアルファ）の最大値・最小値を掲載している。

Table 1 使用した安全風土項目一覧

要因名	項目例	信頼性係数
組織の安全姿勢	安全の取り組みに対する発電所幹部の熱意・意気込みが伝わってくる 安全に対する姿勢や取り組みを発電所の幹部は認めてくれる	.81 ~ .84
直属上司の姿勢	あなたの職場では、直属上司から仕事(業務)の内容について納得のいく説明がなされている あなたの直属上司は、部下の能力や状況を十分把握した上で、業務の責任分担を決めている	.83 ~ .84
安全の職場内啓発	あなたの職場では、安全について難しいことも話し合うという雰囲気がある あなたの職場では、安全確保のための意見やアイデアが活かされている	.86 ~ .86
安全配慮行動	職場の仲間、能率の良い作業方法を思いついた場合でも実行する前に安全性を確認している 職場の仲間は、仕事量の多い時期でも安全性の確保を優先している	.84 ~ .86
モラル	あなたの職場では、組織の常識に捉われず、一般市民の視点も重視して仕事をする人が大切と思っている人が多い あなたの職場では、手間のかかる規則・ルールよりも容易な方法を選択する場面がある(逆転項目)	.58 ~ .62
仲間意識	あなたの職場の仲間はチームワークがとれている あなたは今の職場の仲間の一員でいたい	.85 ~ .90
意思疎通	あなたの直属上司は、その直属上司と連絡をうまくとっている あなたの意見やアイデアが途中で打ち消えてしまったり、上の方まで届いていないと思われるような場面がある(逆転項目)	.69 ~ .75
精神衛生	あなたは今の会社をやめてしまいたいと思うことがある(逆転項目) 一般的に、あなたには直属上司から無理な圧力を感じる場面がある(逆転項目)	.67 ~ .70

3.3 事故件数

各原子力発電所の安全のパフォーマンス指標として原子力安全推進協会の提供するサイト「原子力施設情報公開ライブラリー ニューシア（以下、「ニューシア」；原子力安全推進協会、2010）」の各発電所におけるトラブル情報等件数のデータベースを使用した。ニューシアでは1966年から現在までの、各発電所におけるトラブル情報等の報告を集積している。このトラブル情報等の報告について、ニューシアでは法令に基づき国への報告が必要となる情報である「トラブル情報」、国へ報告する必要のない軽微な事象であるが、保安活動の向上の観点から電力各社で共有化するだけでなく、産官学でも情報共有化することが有益な情報である「保全品質情報」、トラブル情報、保全品質情報以外の情報で、原子力発電所運営の透明性向上の観点から電力会社がプレス発表やホームページへの掲載などにより公表している情報である「その他情報」の3つに分けて情報公開を行っている（原子力安全推進協会、2010）。

本研究ではニューシアと同じく各発電所のトラブ

ル情報、保全品質情報、その他情報の件数を年度ごとにカウントした。なお、対象となったデータは2012年度から2021年度までの件数であった。

4. 結果

分析は主にR 4.1.2を用いて行い、GLMMにはlme4パッケージ (ver. 1.1-29) を使用した。また、マルチレベル相関分析についてのみ、HAD 17.204 (清水, 2016) を用いて分析を行った。

分析の際に全てのデータについて、欠損値を除いて年度ならびに発電所ごとに集約した。つまり、事故件数については各年度の各発電所における総数をそれぞれの事故件数とし、安全風土得点については各年度の各発電所における回答者の平均値を得点とした。

4.1 記述統計量

まず、各年度における安全風土得点と事故件数の平均値と標準偏差を示す (Table 2)。事故件数についてはトラブル情報件数、保全品質情報件数、その他情報件数の順に大きくなり、発電所単位での平均値でいえばトラブル情報件数は年間0.5件未満、その他情報

件数では年間13.33件未満であった。また、安全風土得点については3年ごとのデータのみではあるが、年度間での差異が0.20点未満に納まっている。

続いて安全風土得点の要因間での相関関係について検討を行う。今回のデータは発電所単位のデータであり、同じ発電所に対して繰り返し調査を行っている。そのためこのデータは階層性を持つデータであるといえるだろう。そこで、発電所をグループ変数とするマルチレベル相関分析を行った。その結果、各要因は調査ごとのレベルにおいても発電所レベルにおいても相互に正の相関関係が認められた (Table 3)。調査単位のレベルでは「組織の安全姿勢」と「仲間意識」、「仲間意識」と「精神衛生」との間以外ですべて有意な正の相関関係が認められた ($.326 < rs < .880$, $ps < .05$)。一方、発電所単位のレベルではすべての因子間で強い正の相関関係が有意に認められている ($.644 < rs < 1.040$, $ps < .05$)。

4.2 安全風土が翌年度以降の事故発生件数に与える影響

続いて、安全風土の醸成が事故件数の増減につながるかを検討するため、ある年度の安全風土得点を説明

Table 2 2012年度から2021年度の事故件数および安全風土得点

	2012		2013		2014		2015		2016	
	M	SD	M	SD	M	SD	M	SD	M	SD
トラブル情報件数	0.333	0.724	0.333	1.291	0.400	1.549	0.267	0.594	0.200	0.414
保全品質情報件数	4.067	5.298	4.000	6.761	2.867	3.796	3.267	3.535	3.000	2.803
その他情報件数	5.467	8.017	13.333	29.053	8.800	16.288	9.200	15.803	10.067	21.472
組織の安全姿勢	4.114	0.232	-	-	-	-	4.103	0.157	-	-
直属上司の姿勢	3.970	0.188	-	-	-	-	3.952	0.137	-	-
安全の職場内啓発	4.083	0.154	-	-	-	-	4.057	0.111	-	-
安全配慮行動	4.237	0.140	-	-	-	-	4.202	0.103	-	-
モラル	3.846	0.160	-	-	-	-	3.773	0.131	-	-
仲間意識	4.129	0.124	-	-	-	-	4.101	0.111	-	-
意思疎通	3.905	0.204	-	-	-	-	3.839	0.151	-	-
精神衛生	3.336	0.301	-	-	-	-	3.287	0.189	-	-
	2017		2018		2019		2020		2021	
	M	SD	M	SD	M	SD	M	SD	M	SD
トラブル情報件数	0.200	0.561	0.267	0.594	0.333	0.724	0.200	0.561	0.200	0.414
保全品質情報件数	2.733	2.314	2.667	3.016	2.867	2.386	2.667	2.320	4.333	3.994
その他情報件数	6.067	9.067	6.133	8.991	6.733	9.706	6.800	8.922	8.200	12.249
組織の安全姿勢	-	-	4.131	0.175	-	-	-	-	4.291	0.207
直属上司の姿勢	-	-	3.964	0.140	-	-	-	-	4.120	0.143
安全の職場内啓発	-	-	4.072	0.124	-	-	-	-	4.185	0.133
安全配慮行動	-	-	4.211	0.119	-	-	-	-	4.228	0.116
モラル	-	-	3.852	0.144	-	-	-	-	3.851	0.124
仲間意識	-	-	4.078	0.124	-	-	-	-	4.120	0.126
意思疎通	-	-	3.982	0.159	-	-	-	-	3.941	0.192
精神衛生	-	-	3.453	0.175	-	-	-	-	3.415	0.184

Table 3 安全風土間の相関関係

	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
①	.563 *	.851 ***	.803 ***	.432 **	.393 *	.240	.492 **	.343 *
②	.959 *	.615 *	.880 ***	.518 **	.508 **	.499 **	.554 **	.479 **
③	.894 *	.860 *	.618 *	.622 ***	.495 **	.505 **	.525 **	.359 *
④	.831 *	.769 *	.946 *	.735 *	.558 **	.766 ***	.463 **	.352 *
⑤	1.040 *	1.029 *	.916 *	.750 *	.667 *	.458 **	.841 ***	.732 ***
⑥	.923 *	.886 *	.962 *	.741 *	.927 *	.696 *	.326 *	.274 †
⑦	1.004 *	.996 *	.851 *	.644 †	.957 *	.902 *	.666 *	.775 ***
⑧	.966 *	.904 *	.796 *	.587 †	.890 *	.847 *	.974 *	.639 *

†: $p < .01$; *: $p < .05$; **: $p < .01$; ***: $p < .001$

註1) ①組織の安全姿勢 ②直属上司の姿勢 ③安全の職場内啓発 ④安全配慮行動 ⑤モラル ⑥仲間意識 ⑦意思疎通 ⑧精神衛生

註2) 対角行列(太字)は級内相関係数, 対角線上三角行列は個人レベル(年度レベル)相関係数, 下三角行列は集団レベル(発電所レベル)相関係数を表す

変数, その年度から1~3年後それぞれの事故件数を目的変数, 各発電所をランダム効果(ランダム切片)とするGLMMを検討した。目的変数はそれぞれ0付近にデータが集中し, かつ分散が過大であるため, 過分散を避けるべくポアソン分布ではなく負の二項分布を使用した。また, 安全風土得点の各要因は相互に強い相関関係にあるため, 多重共線性を避けるべく, 説明変数

には1要因ずつ投入し繰り返しGLMMを検証した。

その結果, トラブル情報件数, 保全品質情報件数, その他情報件数に対して安全の職場内啓発, もしくは精神衛生を説明変数とした際に一貫して有意, もしくは有意傾向が認められ, 安全風土得点が高いほど報告件数が低い傾向が示された (Table 4)。個別に確認すると, トラブル情報件数を目的変数とした際は「安全の職場内啓発 ($B = -7.243, Z = -2.102, p < .05$)」, 「精神衛生 ($B = -2.505, Z = -2.340, p < .05$)」が有意となった。また, 保全品質情報件数を目的変数とした場合は「組織の安全姿勢 ($B = -1.797, Z = -2.510, p < .05$)」が有意となり, 「安全の職場内啓発 ($B = -1.946, Z = -1.779, p < .10$)」, 「精神衛生 ($B = -0.854, Z = -1.884, p < .10$)」で有意傾向が認められた。さらに, その他情報件数を目的変数とした場合には, 「安全の職場内啓発 ($B = -3.356, Z = -2.721, p < .01$)」, 「精神衛生 ($B = -0.878, Z = -2.124, p < .05$)」の影響が有意となり, 「直属上司の姿勢 ($B = -1.682, Z = -1.668, p < .10$)」の影響で有意傾向が認められた。ただし,

Table 4 各安全風土要因が翌年度以降の事故発生件数に与える影響

	トラブル情報件数				保全品質情報件数				その他情報件数			
	B	SE	Z	p	B	SE	Z	p	B	SE	Z	p
(切片)	7.907	8.806	0.898	.369	8.225	2.945	2.793	.005 **	4.130	3.079	1.341	.180
組織の安全姿勢	-2.614	2.129	-1.228	.220	-1.797	0.716	-2.510	.012 *	-0.726	0.743	-0.978	.328
AIC (nullモデル)	137.364 (136.778)				561.673 (565.594)				650.535 (649.466)			
BIC (nullモデル)	148.985 (145.494)				573.294 (574.310)				662.156 (658.182)			
(切片)	4.769	12.266	0.389	.697	5.913	3.869	1.528	.126	7.806	4.010	1.946	.052 †
直属上司の姿勢	-1.928	3.064	-0.629	.529	-1.281	0.976	-1.313	.189	-1.682	1.008	-1.668	.095 †
AIC (nullモデル)	138.416 (136.778)				565.964 (565.594)				648.775 (649.466)			
BIC (nullモデル)	150.038 (145.494)				577.585 (574.310)				660.397 (658.182)			
(切片)	26.642	13.958	1.909	.056 †	8.754	4.451	1.967	.049 *	14.793	5.024	2.944	.003 **
安全の職場内啓発	-7.243	3.445	-2.102	.036 *	-1.946	1.094	-1.779	.075 †	-3.356	1.233	-2.721	.007 **
AIC (nullモデル)	134.716 (136.778)				564.548 (565.594)				644.236 (649.466)			
BIC (nullモデル)	146.337 (145.494)				576.169 (574.310)				655.857 (658.182)			
(切片)	-4.513	15.156	-0.298	.766	5.655	4.794	1.179	.238	2.070	5.046	0.410	.682
安全配慮行動	0.361	3.544	0.102	.919	-1.143	1.136	-1.006	.315	-0.221	1.193	-0.185	.853
AIC (nullモデル)	138.771 (136.778)				566.612 (565.594)				651.434 (649.466)			
BIC (nullモデル)	150.392 (145.494)				578.233 (574.310)				663.055 (658.182)			
(切片)	-5.459	8.616	-0.634	.526	1.819	3.228	0.563	.573	0.905	3.128	0.289	.772
モラル	0.639	2.203	0.290	.772	-0.257	0.842	-0.305	.760	0.061	0.811	0.075	.940
AIC (nullモデル)	138.706 (136.778)				567.504 (565.594)				651.461 (649.466)			
BIC (nullモデル)	150.327 (145.494)				579.125 (574.310)				663.082 (658.182)			
(切片)	-7.530	16.026	-0.470	.638	2.186	4.490	0.487	.626	4.007	4.165	0.962	.336
仲間意識	1.093	3.835	0.285	.776	-0.329	1.093	-0.301	.764	-0.699	1.011	-0.691	.489
AIC (nullモデル)	138.708 (136.778)				567.507 (565.594)				651.003 (649.466)			
BIC (nullモデル)	150.329 (145.494)				579.128 (574.310)				662.625 (658.182)			
(切片)	3.646	7.910	0.461	.645	2.663	2.787	0.956	.339	3.671	2.437	1.506	.132
意思疎通	-1.668	1.998	-0.835	.404	-0.467	0.710	-0.657	.511	-0.648	0.617	-1.050	.294
AIC (nullモデル)	138.126 (136.778)				567.172 (565.594)				650.368 (649.466)			
BIC (nullモデル)	149.747 (145.494)				578.793 (574.310)				661.989 (658.182)			
(切片)	5.598	3.656	1.531	.126	3.707	1.534	2.416	.016 *	4.084	1.429	2.857	.004 **
精神衛生	-2.495	1.066	-2.340	.019 *	-0.854	0.453	-1.884	.060 †	-0.878	0.413	-2.124	.034 *
AIC (nullモデル)	133.519 (136.778)				564.180 (565.594)				647.115 (649.466)			
BIC (nullモデル)	145.140 (145.494)				575.801 (574.310)				658.736 (658.182)			

†: $p < .01$; *: $p < .05$; **: $p < .01$; ***: $p < .001$

註) AIC・BICの()内はnullモデル, つまり切片とランダム効果のみのモデルのAIC・BICを記載している

Table 5 事故件数が翌年度以降の安全風土に与える影響

組織の安全姿勢	B	SE	DF	t	p	モラル	B	SE	DF	t	p
(切片)	4.198	0.041	16.201	102.142	.000 ***	(切片)	3.840	0.030	15.369	127.004	.000 ***
トラブル情報件数	-0.006	0.019	124.133	-0.322	.748	トラブル情報件数	-0.009	0.011	121.264	-0.834	.406
保全品質情報件数	-0.004	0.005	130.349	-0.874	.384	保全品質情報件数	-0.002	0.003	126.594	-0.950	.344
その他情報件数	-0.001	0.001	130.981	-0.872	.385	その他情報件数	-0.001	0.001	128.060	-0.711	.478
AIC (nullモデル)	-111.102 (-140.757)					AIC (nullモデル)	-252.795 (-284.297)				
BIC (nullモデル)	-93.670 (-132.041)					BIC (nullモデル)	-235.363 (-275.581)				
直属上司の姿勢	B	SE	DF	t	p	仲間意識	B	SE	DF	t	p
(切片)	4.041	0.032	16.328	125.527	.000 ***	(切片)	4.105	0.028	15.310	147.981	.000 ***
トラブル情報件数	0.006	0.014	123.979	0.405	.686	トラブル情報件数	0.002	0.009	120.807	0.268	.789
保全品質情報件数	-0.004	0.003	130.157	-1.216	.226	保全品質情報件数	0.001	0.002	125.660	0.232	.817
その他情報件数	-0.002	0.001	130.922	-2.157	.033 *	その他情報件数	-0.001	0.001	127.085	-1.487	.139
AIC (nullモデル)	-179.420 (-140.757)					AIC (nullモデル)	-290.813 (-325.613)				
BIC (nullモデル)	-161.988 (-132.041)					BIC (nullモデル)	-273.382 (-316.897)				
安全の職場内啓発	B	SE	DF	t	p	意思疎通	B	SE	DF	t	p
(切片)	4.116	0.029	16.143	139.522	.000 ***	(切片)	3.943	0.038	15.422	103.012	.000 ***
トラブル情報件数	0.006	0.012	123.187	0.475	.636	トラブル情報件数	-0.010	0.014	121.527	-0.724	.471
保全品質情報件数	0.000	0.003	129.308	-0.147	.884	保全品質情報件数	-0.004	0.003	127.075	-1.188	.237
その他情報件数	-0.001	0.001	130.446	-1.696	.092 †	その他情報件数	-0.001	0.001	128.539	-0.933	.352
AIC (nullモデル)	-217.815 (-249.859)					AIC (nullモデル)	-183.466 (-211.971)				
BIC (nullモデル)	-200.383 (-241.144)					BIC (nullモデル)	-166.034 (-203.255)				
安全配慮行動	B	SE	DF	t	p	精神衛生	B	SE	DF	t	p
(切片)	4.205	0.028	14.901	151.700	.000 ***	(切片)	3.413	0.041	15.721	82.822	.000 ***
トラブル情報件数	0.000	0.008	119.641	-0.041	.968	トラブル情報件数	-0.023	0.016	122.057	-1.457	.148
保全品質情報件数	0.004	0.002	123.333	2.295	.023 *	保全品質情報件数	-0.007	0.004	127.805	-1.719	.088 †
その他情報件数	-0.001	0.001	124.536	-1.182	.239	その他情報件数	0.000	0.001	129.215	-0.137	.891
AIC (nullモデル)	-332.805 (-365.427)					AIC (nullモデル)	-153.647 (-178.715)				
BIC (nullモデル)	-315.373 (-356.711)					BIC (nullモデル)	-136.215 (-169.999)				

註) AIC・BICの()内はnullモデル、つまり切片とランダム効果のみのモデルのAIC・BICを記載している

†: $p < .01$; *: $p < .05$; **: $p < .01$; ***: $p < .001$

これらのモデルはすべて、同一の目的変数で切片とランダム効果のみを投入したモデルよりもAIC・BICの両方が大きくなり、事故件数を変数に投入することでモデルが悪くなっていることが示されている。

4.3 事故件数が翌年度以降の安全風土に与える影響

また、安全風土が事故件数の増減につながるのではなく、逆に事故減数の増減によって安全風土の認知が変化する可能性を検証するため、GLMMを検証した。説明変数はある年度のトラブル情報件数、保全品質情報件数、その他情報件数、目的変数はその年度から1~3年後の安全風土得点の各要因、ランダム効果(ランダム切片)は各発電所であった。なお、安全風土得点の各要因は正規分布に近い場合、ガウシアン分布を用いた一般線形混合モデル (General Linear Mixed Model) を検討している。

結果、事故件数が有意な説明力を示したのは目的変数が「直属上司の姿勢」、「安全配慮行動」の場合のみで、「安全の職場内啓発」、「精神衛生」を目的変数にした場合は有意傾向に留まった (Table 5)。個別に確認すると、「直属上司の姿勢」に対してはその他情報件数が有意な負の影響 ($B = -0.002$, $t(130.922) = -2.157$, $p < .05$) を示し、「安全の職

場内啓発」ではその他情報件数の負の影響 ($B = -0.001$, $t(130.446) = -1.696$, $p < .10$) の傾向が見られた。また、「安全配慮行動」に対しては保全品質情報件数の有意な正の影響 ($B = 0.004$, $t(123.333) = 2.295$, $p < .05$) が認められ、「精神衛生」に対しては保全品質情報件数の負の影響 ($B = -0.007$, $t(127.805) = -1.719$, $p < .10$) の傾向が見られた。

5. 議論

本研究では原子力発電所内の安全風土の醸成によって事故件数が影響を受けるのかを検討すべく、2012年度から2021年度までの意識調査データと事故件数データを用いてGLMMによる分析を行った。その結果、ある年度の「安全の職場内啓発」と「精神衛生」が高いほどその1~3年後の年度内で実際に事故件数が低くなることが示された。

5.1 安全風土が安全性に与える影響

これまでの研究 (e.g., 福井, 2012; Lee, 1998; Morrow et al, 2014) においても安全風土によって原子力発電所内の安全性が高まる可能性は指摘されてきた。しかしこれまでの研究では主観指標・自己報告

同士の関連の検討(e.g., 藤田, 2018; 福井他, 2000; Lee, 1998; Lee & Harrison, 2000)や一時点, 一企業を対象とした検討(e.g., 福井, 2012; Lee, 1998)が中心であり, 得られた結果の一般化が困難であった。これに対し, 本研究ではある時点での安全風土を用いて時系列的に後に起きる事故件数を予測することを試みている。これにより, 事故発生によって安全風土が高まっているという逆の因果の可能性を排除しつつ, かつ客観的に評価可能な指標を持って職場の安全風土により原子力発電所の安全性が変わることを示した。Clarke (2006) でもメタ分析の結果から安全風土が将来的な事故件数を予測する可能性を指摘しており, 本研究はその結果を支持するものとなっている。またClarke (2006) で用いられた研究のうち, 原子力発電所に関連する研究は2件(Lee, 1998; Lee & Harrison, 2000)のみであり, かつ事故件数については双方とも客観的・将来的な指標を用いずに自己報告の回顧法を用いている。そのため先行研究(e.g., Clarke, 2006; Lee, 1998; Lee & Harrison, 2000)の結果の信頼性をより補強する形となったといえるだろう。

加えて, 本研究では国内の原子力発電所15か所を対象としたGLMMを実施している。これまでの研究(e.g., Lee & Harrison, 2000; Morrow et al., 2014)では原子力発電所の安全風土と事故発生の関連を検討する際に各原子力発電所の特徴やデータの階層性が考慮されておらず, 各発電所元々の事故率の高低などの影響を受けるモデルとなっていた。これに対して本研究では発電所の違いをランダム効果に投入することで, 発電所間での事故の起きやすさの違いの影響を取り除いた分析を行っている。これに加えて正規分布よりもよりデータに即した分布を分析に用いた。これらにより, 影響を過剰に高く評価することなくより妥当な結果となったといえるだろう。以上より, 本研究の結果は先行研究に比べてより妥当性の高い分析結果をもって, 各職場の安全風土の高まりが事故を減少させる可能性を示唆している。

一方, 本研究の分析では安全風土得点が要因間で強い相関関係を持っていたため, 説明変数に同時にすべての要因を投入するのではなく1つずつ説明変数を入れ替えて繰り返しGLMMを実施した。検定を繰り返し実施することは第一種の過誤(偽陽性)の可能性を高める(e.g., 大久保, 2016)ため, 解釈は慎重になる必要があるだろう。ただし, 本研究ではトラブル情報

件数, 保全品質情報件数, その他情報件数それぞれを目的変数とした場合にも, 関連の強さに強弱はあるものの, 一貫して「安全の職場内啓発」, 「精神衛生」が関連することが示された。この一貫した傾向から第一種の過誤の可能性は比較的低いとは考えられる。しかし, 本研究では安全風土得点各1要因のみを説明変数としている。そのため, 安全風土と共変する他の変数が事故件数に関わっているという偽相関の可能性は視野に入れなければならない。この点については今後より幅広い変数を測定し分析モデルに組み込むことで解決する必要があるだろう。

なお, 今回の研究では安全風土のすべての要因が事故件数と関連するのではなく安全風土の一部である「安全の職場内啓発」と「精神衛生」のみの関連を認めることができた。福井(2012)においても本研究と同一の項目が含まれる, 「組織の安全姿勢」, 「直属上司の姿勢」, 「安全の職場内啓発」, 「安全配慮行動」, 「モラル」と事故件数との相関関係を検討しており, 「安全の職場内啓発」との間で最も相関関係が強いことを示している。この点に関連して, 安全風土が安全行動に影響を与える過程に主観的規範(Ajzen, 1988)があるのではないかと指摘がある(e.g., Fogarty & Shaw, 2010; Lee et al., 2019)。主観的規範とはある行動を取った場合に周りかどのように反応するかという推測で, 行動を行うかどうかを左右する社会的圧力の認知を指す。ある行動を取ろうとする際に周囲がポジティブな反応(e.g., 褒める, 喜ぶ)をすると予測されるのならばその行動を起こそうという意図が高まり, 逆にネガティブな反応(e.g., 叱る, 嫌がる)をすると予測されるのならばその行動への意図は下がる。「安全の職場内啓発」の項目内容は「あなたの職場では, 安全について難しいことも話し合うという雰囲気がある」, 「あなたの職場では, 安全確保のための意見やアイデアが活かされている」などで, この得点が高いほど職場内で安全行動についての意識のすり合わせが行われており, 主観的規範の影響を受けやすくなっている可能性がある。そのためこの「安全の職場内啓発」が他に比べて事故件数と強く関連しているのではないだろうか。

ただし, 本研究で使用した安全風土の要因は互いに強い正の相関関係を示している。関連して福井他(2000)においても, 本研究での「安全の職場内啓発」に近い, 安全や事故についての話し合いに関する「安全の話題」要因に対して, 安全問題に対する上層部の

態度を指す「組織の姿勢」や業務の適切な分担を指す「監督行動」などが正の影響を持つことが示されている。そのため、「安全の職場内啓発」のみを高めれば事故件数が減るという単純な関係性ではなく、他の安全風土要因の複合的な高まりによって「安全の職場内啓発」が進み、結果として事故件数が減っていくということは予測されるだろう。

一方で、Clarke (2006) では逆の因果の可能性、つまり事故の発生によって安全風土が影響を受ける可能性を指摘している。この点について、本研究では逆の因果での回帰分析、つまりある年度における事故件数によって1~3年後の安全風土得点の変化を検討した。結果、多少の関連は認められたものの、安全風土が事故件数に与える影響の方が強く、またAIC・BICから見てもモデル自体も良いと言えない。そのため、この点においても安全風土が事故件数と関連する結果が逆の因果 (i. e., 事故件数が安全風土に影響する関係性) による偽相関である可能性は低いといえよう。ただし、事故の多少によって安全風土に影響を与える部分も指摘される。特に、本研究の結果でいえば事故の件数が多い年度以降に「安全配慮行動」は増加する傾向が示された。事故を経験することによってリスク認知が高まることは示されており (e. g., 木下, 2002; Rutter, Quine, & Albery, 1998), 安全風土が事故を減らすという一方向だけの関係性でないことは十分に考えられるだろう。

5.2 限界と展望

本研究にはいくつかの限界が存在する。まず、本研究は2012年度から2021年度を対象に安全風土と事故件数についての検討を行った。しかし、この期間は2011年度以前に比べると多くの原子力発電所が廃炉、もしくは検査による運転休止の状態となっている。例えばニューシア (原子力安全推進協会, 2010) に登録されているすべての原子力発電所の保全品質情報の件数でいえば、今回使用した2012年度から2021年度の各年度での合計件数は平均して51.80件 ($SD = 10.32$) であるものの、2004年度から2011年度にかけての件数は平均143.75件 ($SD = 21.29$) である。その他情報の件数でも2012年度から2021年度の各年度での合計件数は平均122.20件 ($SD = 35.21$) だが2004年度から2011年度での件数は平均220.88件 ($SD = 46.47$) となっている。このように、本研究では多

くの原子力発電所が運転していないためにそもそも事故が起きにくい期間における検討となった。これは極めて限定的な状況下での結果と言えるものの、一方で全体的に事故件数の分散が小さくなった状況下においてでもなお安全風土での説明が可能であるとも言えるだろう。今後各発電所が再稼働し、全体的な稼働率が高まった際に同様の結果が得られるのかは検討の余地がある。

また、本研究では原子力発電所間の違いはランダム効果に投入し、実際にどの特徴の差異が事故件数の違いや安全風土に関わってくるのかは検討していない。前述の通り、発電所の稼働状況 (設備利用率) は事故件数と関連すると考えられ、他にもユニット数、従業員数、原子炉の種類なども関連することが予測されるだろう。本研究のデータ数ではモデルが複雑になりすぎるために検討は困難であるものの、今後より多くのデータが収集されれば検討の余地はあり得ると考えられる。今後の展開が待たれる。

謝辞

本研究は一般社団法人原子力安全推進協会 (JANSI) と各事業所のご協力のもとに実施できたものである。厚く感謝申し上げます。

引用文献

- Ajzen, I. (1988). *Attitudes, personality, and behaviour*. Milton Keynes: Open University.
- Clarke, S. (2006). The relationship between safety climate and safety performance: A meta-analytic review. *Journal of Occupational Health Psychology, 11*, 315-327.
- Fogarty, G. J., & Shaw, A. (2010). Safety climate and the theory of planned behavior: Towards the prediction of unsafe behavior. *Accident Analysis and Prevention, 42*, 1455-1459.
- 藤田 智博 (2018). 原子力産業の安全風土調査へのマルチレベル分析の適用 INSS Journal, 25, 17-24.
- 福井 宏和 (2012). 原子力発電所の安全風土に関する質問紙調査 集団力学, 29, 71-88.
- 福井 宏和・吉田 道雄・山浦 一保 (2000). 原子力発電所職員の安全確認行動と組織風土の因果モデ

- ル INSS Journal, 7, 2-15.
- 原子力安全推進協会 (2010). 原子力施設情報公開ライブラリー ニューシア Retrieved from <http://www.nucia.jp/index.html> (2022年6月2日)
- International Nuclear Safety Advisory Group. (1991). *Safety culture*. (International Atomic Energy Agency, Series Ed.) *Safety Series*. No 75 - INSAG-4. Vienna: International Atomic Energy Agency (IAEA).
- 河合 学 (2021). 安全志向的モチベーションと安全風土の関連についての考察 INSS Journal, 28, 11-16.
- 木下 富雄 (2002). リスク評価とリスク対策特集 リスク認知の構造とその国際比較 安全工学, 41, 356-363.
- Lee, T. (1998). Assessment of safety culture at a nuclear reprocessing plant. *Work and Stress*, 12, 217-237.
- Lee, T. & Harrison, K. (2000). Assessing safety culture in nuclear power stations. *Safety Science*, 34, 61-97.
- Lee, J., Huang, Y. H., Cheung, J. H., Chen, Z., & Shaw, W. S. (2019). A systematic review of the safety climate intervention literature: Past trends and future directions. *Journal of Occupational Health Psychology*, 24, 66-91.
- McGonagle, A. K., Walsh, B. M., Kath, L. M., & Morrow, S. L. (2014). Civility norms, safety climate, and safety outcomes: A preliminary investigation. *Journal of Occupational Health Psychology*, 19, 437-452.
- Mearns, K., Whitaker, S., & Flin, R. (2003). Safety climate, safety management practice and safety performance in offshore environments. *Safety Science*, 41, 641-680.
- Morrow, S.L., Koves, G.K., & Barnes, V.E. (2014). Exploring the relationship between safety culture and safety performance in U.S. nuclear power operations. *Safety Science*, 69, 37-47.
- Neal, A., Griffin, M. A., & Hart, P. M. (2000). The impact of organizational climate on safety climate and individual behavior. *Safety Science*, 34, 99-109.
- 西田 豊 (2017). 安全風土と安全文化 - 概念, 測定と理論, 醸成について - INSS Journal, 24, 21-31.
- 大久保 街亜 (2016). 帰無仮説検定と再現可能性 心理学評論, 59, 57-67.
- Rutter, D. R., Quine, L., & Albery, L. P. (1998). Perceptions of risk in motorcyclists: Unrealistic optimism, relative realism and predictions of behavior. *British Journal of Psychology*, 89, 681-696.
- 資源エネルギー庁 (2022). 日本の原子力発電所の状況 (2022年5月16日時点) Retrieved from https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf (2022年6月7日)
- 清水 裕士 (2014). 個人と集団のマルチレベル分析 ナカニシヤ出版.
- 清水 裕士 (2016). フリーの統計分析ソフトHAD: 機能の紹介と統計学習・教育, 研究実践における利用方法の提案 メディア・情報・コミュニケーション研究, 1, 59-73.
- Williamson, A. M., Feyer, A. M., Cairns, D., & Biancotti, D. (1997). The development of a measure of safety climate: The role of safety perceptions and attitudes. *Safety Science*, 25, 15-27.
- Zohar, D. (1980). Safety climate in industrial organizations: Theoretical and applied implications. *Journal of Applied Psychology*, 65, 96-102.
- Zohar, D. (2000). A group-level model of safety climate: Testing the effect of group climate on microaccidents in manufacturing jobs. *Journal of Applied Psychology*, 85, 587-596.
- Zohar, D. (2002). Modifying supervisory practices to improve subunit safety: A leadership-based intervention model. *Journal of Applied Psychology*, 87, 156-163.

電力需要家の変化の探索： コロナ禍での生活の変化にかかわる自由記述

An Exploration for Changes in Electricity Consumers:
Free-response statements regarding Lifestyle Changes during the Covid-19 Pandemic

藤田 智博 (Tomohiro Fujita) *1

要約 現代のエネルギー事業をめぐる環境はかつてとは大きく異なっている。そのような中で、電気自動車の蓄電池としての利用や需給逼迫時における節電の実行と同様、電力需要家の単なる消費者には収まらない側面を無視しえなくなっている。コロナ禍で実施した社会調査における自由記述の分析からは、在宅で過ごす時間が増えたことに伴い、電気料金の増加や電力利用について新たな気づきを得ている回答者が一定数いたが、本稿では、社会調査における自由記述がこれら電力需要家の変化を発見することに適しているかどうかを考察する。

キーワード 電力需要家, ライフスタイルの変化, COVID-19

Abstract The energy business today is different from that of the past. Under such circumstances, electricity consumers do not always fit into the category of just being consumers as they can use electric vehicles as storage batteries and implement power conservation measures during summer and winter electricity supply and demand constrictions. An analysis of the open-ended responses in the social survey conducted during the Covid-19 pandemic showed that a certain number of respondents had gained some insights into the increase in electricity prices and electricity use as they spent more time at home. This paper examines whether or not open-ended questionnaires in the social survey are suitable for discovering these changes in electricity consumers.

Keywords electricity consumers, lifestyle changes, effects of Covid-19 pandemic

1. はじめに

2020年以降の新型コロナウイルス感染症（以下、COVID-19）の世界的な流行下では、大規模な感染症対策が求められることになった。その結果、それ以前とはまったく異なる新しい生活様式が実践されるようになった。マスクの着用、手洗いの奨励、三密とも呼ばれる密接・密集・密閉の回避、在宅勤務を中心とした勤務形態やリモート会議の奨励、飲食店の休業要請や営業時間の短縮、不要不急の外出の自粛要請等である（内閣官房 2020）。後述するように、INSSがこれまで継続的に実施しているエネルギーや原子力発電についての意識調査からも、その影響の大きさは随所にうかがえる。具体的には、「次にあげる事柄は、あなたにとってどのくらい重

要な問題ですか」と尋ね、それに続いて、「航空機（旅客用）の発達」、「エイズ問題」、「原子力発電」、「臓器移植」、「新たな感染症」、「地球温暖化問題」のそれぞれについて、「非常に重要」「重要」「どちらともいえない」「あまり重要でない」「重要でない」の5つの選択肢から回答者に選んでももらったところ、2020年、2021年ともに、「新たな感染症」を重要だとみなす回答者の割合は、それまで最も高かった地球温暖化問題を上回る水準であり、「非常に重要」と「重要」を合わせると90%を超える。

他方で、コロナ禍で実施した2020年度と2021年度の調査においては、COVID-19の電力やエネルギーへの影響について自由記述式で尋ねており、その結果として、自宅で過ごす時間が増えたことやそれに伴う電気料金の上昇を懸念する記述が一定数み

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

られた。これらの記述は、ライフスタイルの変化が電力やエネルギーをめぐる問題への気づきを喚起する経路を示唆している点で、ユーティリティ産業にとって無視しえない事例であるといえる。他方で、調査から得られた自由記述は一部の層に限定されている。そして、その層が新しい生活様式の実践やライフスタイルの変化によって、後述するようなエネルギー環境への変化にも柔軟に応答するような潜在性（ポテンシャル）を発揮しうるのかも定かではない。コロナ禍による生活様式の変化は、一般の需要家に対して改めてエネルギーについて考えてもらう機会にもなりうるといえるが、そもそもエネルギー問題にまでわざわざ思考をめぐらす人がどれくらいいるのだろうかという素朴な疑問も拭いえない。

そこで本稿では、現代の電力やエネルギーをめぐる問題を踏まえるならば、一般の人々のライフスタイルの変化を把握することに一定の意義があることを確認する。そして、社会調査のなかでも自由記述式の質問項目を用いてこれらの動向を把握することの闕について、イノベーションの普及・伝搬（diffusion）をめぐる議論を踏まえつつ考察する。

2. エネルギー事業の現代的文脈

2.1 エネルギー環境の変化

改めて指摘するまでもなく、現代のエネルギー事業を取り巻く環境はそれ以前とまったく同じではない。2011年の福島第一原子力発電所事故以降、原子力発電所の稼働率とそれに伴う発電量がそれ以前と比較して低下し^{*2}、2016年には電力小売全面自由化が始まった。世界的に気候変動への対策が求められ、2020年10月には菅総理大臣が2050年までに国内の温室効果ガス排出を全体としてゼロにするカーボンニュートラルを目指すことを表明し（首相官邸 2020）、2021年10月には第6次エネルギー基本計画が閣議決定された（資源エネルギー庁 2021b）。その一方、2021年1月には、国内では電力の需給逼迫が顕在化し（資源エネルギー庁 2021a）、翌2022年にはロシアがウクライナに侵攻する中、

3月には東京電力管内に需給逼迫警報が発出されるに至っている（経済産業省 2022）。これらはエネルギーや電力をめぐる現代的な状況の断片でしかないが、ユーティリティ産業やその需要家が大きな変革への対応を迫られていることに疑いはない。

このような動きと平行して、電力の単なる需要家、すなわち消費者である一般の人々の役割も軽視しえなくなってくる。2050年のカーボンニュートラルに向けては既存の産業を根本から変革していく必要があり、あらゆる手段の総動員が求められるが、発電の低炭素化と共に、需要の電化にもアプローチしていくことが欠かせない。需要の電化を実行していくうえで、一般の人々にもイメージされやすい実践例は電気自動車（EV）の活用であろう^{*3}。EVは単に従来の自動車同様の用途のみならず、蓄電池として用いることも可能であり、非常用電源として災害時のレジリエンス強化の役割も担う。このとき、EVの利用者は単なる電力の需要家である以上に、電力の供給者のような役割を担うことになるというてよいだろう。

あるいは、デマンド・レスポンスと同様、電力需給逼迫時の節電は、単に電気料金や資源の節約という観点からのみならず、大規模ブラックアウトの抑止への寄与という観点からも積極的な意味づけが可能であろう。

電気という財には、生産された段階で即消費されなければならない、また貯めることができない特殊性がある。そして、そのような電気の特殊性と不可分であるのが電力システムである。EVの蓄電池の利活用や電力需給逼迫時の節電といった行動は、電力システムの維持や限界を需要側から支え・乗り越える潜在性を有している。

しかし、一般の人々が電力システムの維持や補強にもかかわるような積極的な役割を担うようになるかは、実際に蓋をあけてみなければわからない。つまり、経験的な問題である。また、このような変化は、社会全体で均一に生じるわけではないと考えられる。

イノベーションの普及・伝搬を扱っている研究を参照してみよう。ここでのイノベーションには、先

*2 震災前の2006年から2010年までの発電電力量のうち、原子力発電は年間で平均して2,600億 kWhであるのに対して、2012年から2020年に至るまでは、再稼働が進んだ年であっても年間で1,000億 kWhに満たない（電気事業連合会 2016、資源エネルギー庁 2022）。震災前のデータは電気事業連合会のウェブサイトから、震災後については同連合会と資源エネルギー庁のウェブサイトからデータを取得した。

*3 たとえば、電気自動車はよく連想される（北田 2020: 49）

端科学技術のみならず、抽象的な理念や概念、実践も含まれる。それゆえ、エネルギー環境の変化への適応も含まれるとあってよいだろう。そして、どのようなイノベーションが誰にどの程度受容されるのかは、イノベーションそれ自体の特性、受容する人の特性、より大きな文脈といった要因に左右される (Wejnert 2002)。社会科学・経験科学的な研究が必要になるのはそのためである。社会学者のロジャースは、イノベーションの受容者を、早い順にイノベーター (innovators)、アーリー・アダプター (early adopters)、アーリー・マジョリティ (early majority)、レイト・マジョリティ (late majority)、ラグガード (laggards) と5分類しているが (Rogers 2003)、ここからもうかがえるように、イノベーションの受容は均一になされるわけではなく、ラグがあるとよく、また、社会の構成員全体にまで広がるか否かも定かではない。それゆえ、オピニオン・リーダーシップの重要性も指摘されている。具体的には、オピニオン・リーダーシップがあれば、他人の態度や行動を、望ましい方向に非公式に影響を及ぼすことができる (Rogers 2003)。

本稿で分析の対象とする自由記述回答者層は、コロナ禍において、在宅で過ごす (ステイホーム) 時間が増えたことやそれに伴う電力利用や電力料金について、何らかの気づきを得ている層である。しかし、ステイホームで電気料金が高くなるかもしれないと気付いたからといって省エネや節電を心がけるようになったり、エネルギー問題への関心が高まったり、さらには、環境に配慮した電化に積極的になったりするかどうかはまったく定かではない。すなわち、自由記述回答層である彼ら・彼女らが、上の議論でいわれるようなアーリー・アダプターやオピニオン・リーダーであるとただちに結論づけることはできない。そこで以下では2つの仮説をたて、考察を進めていく。

一つは、「自由記述回答層は電気代や電気料金に敏感である」という経済面の仮説である。コロナ禍において自宅で過ごす時間が増えたことに伴い、家庭での電気料金や電気代の増加に思い至ったとして、たとえば、彼ら・彼女らが再生可能エネルギーの賦課金をはじめとするエネルギーをめぐるより一般的な問題について経済面の認識を先鋭化させているだろうか。2020年度の最終エネルギー消費に占める電力の割合は前年度比で1.5%低下している。つまり、電力消費は全体としては低下している。し

かし、家庭部門に限定するならば、消費電力量は確かに上昇していることから (資源エネルギー庁 2022)、彼ら・彼女らの認識は必ずしも間違っているわけではない。しかし、ここで問題であるのは、家庭での電気料金負担の増加といった個人の負担の問題としてではなく、もう少し一般的なエネルギーをめぐるより大きな変化や社会課題の解決に寄与するような行動と関連づけて、電気料金負担や使用量増加が認識されているか否かである。

そして、もう一つは「自由記述回答層は節電や省エネに熱心である」という行動面にかかわる仮説である。一つ目の仮説とも密接にかかわるが、先に述べたように、節電や省エネは単に家庭面での電気代や電気料金の抑止以上の積極的な意味を持ちうる。それゆえ、コロナ禍において自宅で過ごす時間が増えたことに伴い、家庭の電気利用、電気料金や電気代の増加に思い至ったとして、それが本当に節電や省エネにかかわる行動を促しているのか否かを検討する必要がある。二つ目の仮説はこの点に照準を合わせている。

2.2 自由記述について

ここで、調査票を用いた社会調査における2つの回答形式を確認しておこう。一つは選択肢式 (closed-ended question) であり、もう一つは自由記述式 (open-ended question) である (保田 2014)。前者は、あらかじめ調査主体が設定した有限の選択肢の中から、回答者に該当するもの一つないしは複数答えてもらう形式である。それに対して後者は、回答者自身に言葉や数値を自由に記述してもらう形式である。それぞれメリットとデメリットがあるが、自由記述式の場合、調査主体があらかじめ想定していなかった回答が得られることへの期待があり、実務面からは、回答が普段の日常会話で用いるような言葉でそのまま記述されているがゆえに、回答者の考えていることがそのまま伝達され、わかりやすいというメリットをあげることができるだろう。

3. 調査概要

INSSでは、統計数理研究所の日本人の国民性調査を参考に、調査票を用いた訪問留置法に基づく意識調査を1990年代から継続的に実施してきた

(原子力安全システム研究所社会システム研究所編 2004; 北田 2019). それによって, 例えば, 2011年の福島第一原子力発電所事故前後の変化をはじめ, 原子力発電についての意識の変化を明らかにしてきた(北田 2013). 変化を正確に検出するためには, 同じ形式を踏襲する必要があるが(北田 2014), 時事的な問題にかかわる質問項目を追加する際には, 調査票全体のなかでの位置や後続の質問に影響を及ぼさない範囲で, 慎重に検討を行い, 質問項目の変更や追加をしてきた(北田 2019).

2020年と2021年の調査は, コロナ禍という状況を踏まえ, 既存の形式を踏襲しつつも, 一部の質問を削除し, 新規の質問を追加して実施した.

2020年の調査は, 関西地域の18歳から79歳を対象に同年10月から11月にかけて訪問留置法で実施した. 標本は総務省の住民基本台帳年齢階級別人口に基づき, 性年齢を割り当て(割当法), 回収目標を1000とし, 最終的に1007名から回答を得た. COVID-19の影響によって, 同年4月から5月にかけて緊急事態宣言が発出されている. 同様に, 2021年の1月から3月にかけても緊急事態宣言が発出されている. ただ, 調査期間は緊急事態宣言期間とは重なっておらず, 陽性者数も比較的落ち着いた時期である. 今回分析の対象とする自由記述の質問については, 「新型コロナウイルスによる影響で, エネルギーや電力の安定供給, 原子力発電所の安全性などの面で懸念されることがあれば, なんでもご自由にお書きください」というワーディングで尋ねている.

2021年の調査は, 関西地域の18歳から79歳を対象に同年10月から11月にかけて実施した. 標本の割当も前年と同様総務省の住民基本台帳年齢階級別人口に基づき, 最終的に1004名から回答を得た. 分析の対象とする自由記述の質問は, 「新型コロナウイルスによる影響で, エネルギーや電力の安定供給, 原子力発電所の安全性などの面で懸念されることがあれば, あるいは, コロナ禍での電力供給について電力会社について思うことがあれば, なんでもご自由にお書きください」というもので, 下線部が2021年に新たに追加した文言になる. 双方の年も, 自由記述欄の大きさは縦3cm, 横16cmほどの

長方形であり, そのなかに記述してもらっている.

4. 結果

4.1 ステイホーム言及層の析出

得られた自由記述の結果については, 選択肢式の質問以上に, 内容にも長さ(文字数)にもバラツキがある. 2020年調査の場合, 自由記述の回答率は32.3%であり, 平均文字数は34.1文字である(自由記述無回答者は含めず). 一方の2021年調査の場合, 自由記述の回答率は40.7%であり, 平均文字数は36.9文字(自由記述無回答者は含めず)である.

分析においては, 文章をいったん品詞別の語に分解して^{*4}, 語の出現数については文書数を単位としてカウントすることとした. 語が細かく分解されすぎてかえって意味がわかりづらくなってしまふ場合には, ソフトウェアで強制抽出の指定をし, 改めて抽出し直した^{*5}. 抽出した語を含む文書数が多い順に上位30位まで示した結果が表1である. 両調査を比較した場合, 2020年の調査であれば, 感染症対策を報道するテレビ等で頻繁に言及されていた「クラスター」という語が15件用いられており上位に入るものの, 2021年にはそのような傾向は見られず, 2020年にはなかった「電気代」や「電気料金」といった言葉が多くなっている.

さらに, 類似した意味の言葉はグループ化することが可能であるため, 計量的なテキスト分析の一つの手法であるコーディングルールを作成し(樋口 2017: 339), 「ステイホーム」「在宅」「自宅」「家庭」「家」「リモート」「リモートワーク」「テレワーク」「自粛」「外出自粛」「巣ごもり」といった語を1つでも含む文書を抽出した. そして, これらの語に1つでも言及している自由記述回答者をステイホーム言及層とカテゴリ化して分析に用いていく.

自由記述の具体例を挙げると, 「オンラインによるテレワーク等で平日の電力消費が増えたような気がする」, 「リモートでの仕事が増え, 電力の利用が増えていると思うので供給量が心配です」といった記述をしている回答者がステイホーム言及層に該当する. 2020年調査であれば, ステイホーム言及層

*4 KH coderを用いている(樋口 2020). ソフトウェアを使用するにあたって, 前処理の過程では語は品詞別に分解されカウントされる. その際, 人名, 感動詞, 動詞B, 名詞C, 否定助動詞, 形容詞(非自立), その他, HTMLタグは含めていない.

*5 具体的には, 安定供給, リモートワーク, コロナ, コロナ禍, 電気料金, 電気代, 原子力発電, 原子力発電所, クラスター, コロナウイルス, パンデミック, テレワーク, 三密, 従事者, 感染対策, ステイホームという語を強制抽出の対象とした.

表1 自由記述の頻出語

抽出語 2020年	文書数	抽出語 2021年	文書数
コロナ	93	電力	146
思う	67	思う	95
電力	60	供給	73
影響	55	増える	53
エネルギー	47	安全	52
ウイルス	46	コロナ禍	51
感染	46	原子力発電	47
安全	37	エネルギー	41
安定供給	30	安定供給	39
原子力発電	30	影響	38
発電	28	電気	34
供給	27	電気代	32
心配	27	時間	31
新型	26	コロナ	30
関係	24	原子力	30
不安	24	考える	29
不足	23	会社	27
懸念	21	コロナウイルス	26
増える	19	生活	26
考える	18	安定	25
使う	17	多い	24
クラスター	15	必要	24
原子力	15	料金	24
出る	15	コロナ	22
電気	15	関係	22
発生	15	安い	21
必要	15	不安	21
事故	13	在宅	20
特に	13	電気料金	19
経済	12	使用	18
場合	12	心配	18
人員	12	発電	18
働く	12		
問題	12		

は26事例であり、2021年調査であれば、50事例である。

このように、自由記述回答層に限定したとしてもステイホーム言及層は決して多くない。2020年であれば自由記述回答層の8%（調査回答者全体では3%未満）、2021年であれば自由記述回答層の20%（調査回答者全体では約5%）に過ぎない。後述するように、電気の使用量や電気代の増加については、2020年調査のほうが懸念する回答比率が高かったことを踏まえるならば、2021年において回答者数

が単純に増加している理由としては、「コロナ禍での電力供給について電力会社について思うこと」という具体的な指示文を追加したことで、COVID-19とエネルギー供給との関連が回答者に連想しやすくなったことが考えられる。逆にいえば、そのような指示文がなければ、コロナ禍とエネルギー供給とを関連づけることは難しかった可能性も考慮する必要があるだろう。

これらは、規模の面においてぴったりと一致するわけではないものの、イノベーションの普及や伝搬を扱う研究において、アーリー・アダプターやオピニオン・リーダーが社会構成員の一部に過ぎないとされている点と整合する。しかし、繰り返しになるが、問題となるのは、このように自由記述でステイホームに言及していることが、エネルギーや電力をめぐる社会課題についての認識の先鋭化につながっているのか否かである。

4.2 関連の分析

ステイホーム言及層とそれ以外の層で、自由記述以外の選択式の質問の回答はどれだけ類似しているのだろうか。

そこで、図1に、ステイホーム言及層とそうでない層で選択式の質問の回答比率を、2020年と2021年のそれぞれでプロットした。図から明らかのように、双方の年とも関連していることは明らかであり、相関係数を算出すると、2020年が0.947、2021年は0.964と、とても高い。比率の差の検定を実施しても有意なものは見出されない。つまり、ステイホーム言及層とそれ以外の層で結果が大きく異なっているとはいえない。以下でもう少し具体的に、節

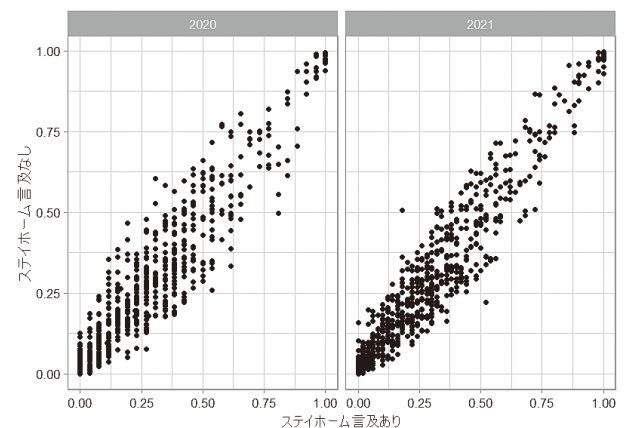


図1 ステイホーム言及層とそうでない層の関連

電やエネルギー問題についての質問の結果を確認していく。

4.2.1 節電

まず、「あなたは、今年の夏、次にあげた事柄をどの程度実行しましたか」と尋ねたうえで、「冷房の設定温度は28度を目安に高めに設定する」(図2)、「電気製品などの買い替えの時に、省エネの視点から商品を選ぶ」(図3)について、「確実に実行した」「だいたい実行した」「少し実行した」「実行しなかった」の4つの選択肢から回答してもらった。

冷房の設定温度について、「確実に実行」したのは、ステイホーム言及層で2020年が23%、2021年が18%であり、言及がない層では2020年と2021年ともに16%であり、言及の有無で差はない。また、「実行していない」のは、ステイホーム言及層で2020年が42%、2021年が26%であり、言及がない層では2020年が34%、2021年が35%である。

続いて、買い替え時の省エネ製品の選択について

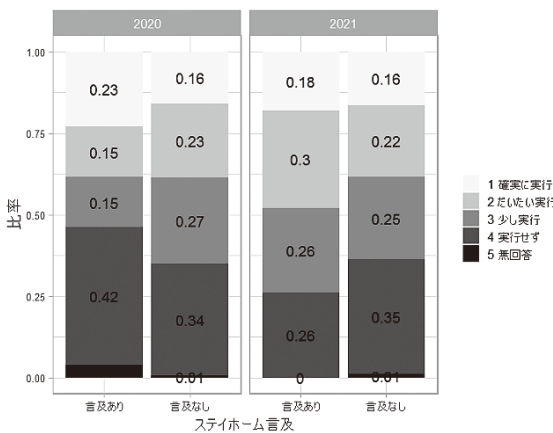


図2 節電行動 (冷房の設定温度)

は、「確実に実行」したのは、ステイホーム言及層で2020年が15%、2021年が18%であり、言及がない層では2020年と2021年ともに18%であり、こちらも言及の有無でそれほど差はない。「実行していない」のは、ステイホーム言及層で2020年が35%、2021年が20%であり、言及がない層では双方の年とも22%である。それゆえ、ステイホーム言及層だからといって節電に積極的であるわけではない。

4.2.2 電気の使用量と電気代

使用量については「今年の夏、あなたのご家庭の電気の使用量は、昨年と比べて増えましたか、それとも減りましたか」(図4)と、電気代については「今年の夏、あなたのご家庭が支払った電気代は、昨年と比べて増えましたか、それとも減りましたか」(図5)と尋ね、「増えたと思う」「減ったと思う」「変わらなかったと思う」「わからない」の4つの選択肢から回答してもらった。

使用量について、「増えたと思う」と回答して

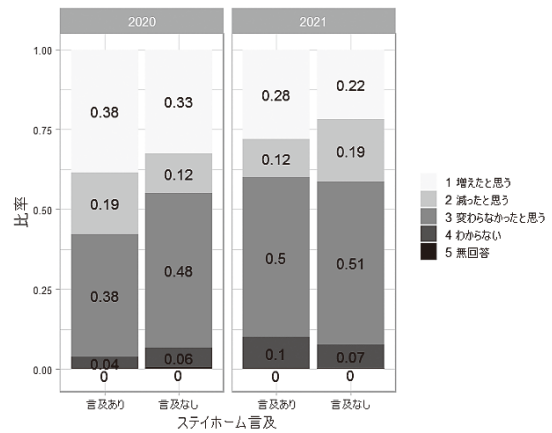


図4 電気の使用量の認識

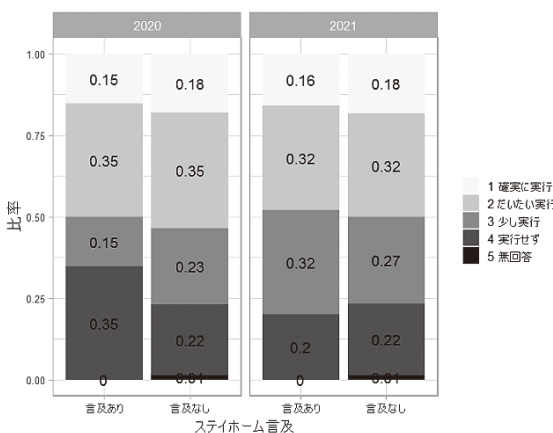


図3 節電行動 (省エネ製品への買い替え)

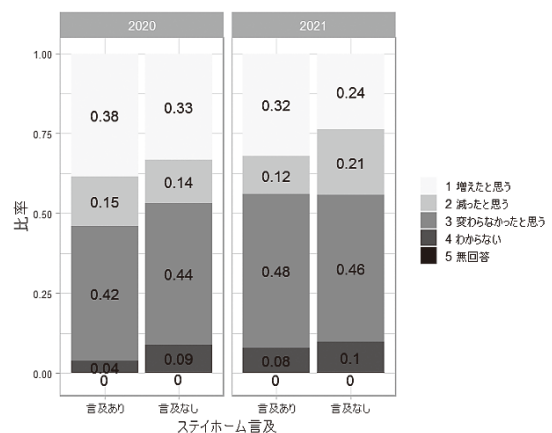


図5 電気料金の認識

いるのが、ステイホーム言及層で2020年は38%、2021年は28%であり、言及がない層は2020年で33%、2021年で22%であり、言及の有無でそれほど差はなく、むしろ調査年間の差が大きい。コロナ禍に慣れておらず主観的な深刻度がより大きかったと考えられる2020年において「増えたと思う」の比率が高い。

電気代についても、「増えたと思う」は、ステイホーム言及層で38%（2020年）と32%（2021年）であり、言及がない層で32%（2020年）と24%（2021年）であり、言及の有無でそれほど差はなく、むしろ、調査年間の差が目立つ。

4.2.3 新型コロナウイルスによる影響

また、「あなたやあなたのご家族は、新型コロナウイルスによる影響をどのくらい受けていますか」と尋ね、「行動や生活スタイルの面」（図6）と「経済的な面」（図7）のそれぞれで、「大きな影響を受けている」「かなり影響を受けている」「少し影響を

受けている」「影響を受けていない」の4つの選択肢から選んでもらった。

「行動や生活スタイルの面」については「大きな影響を受けている」が、ステイホーム言及層で38%（2020年）と36%（2021年）であり、言及がない層で21%（2020年）と19%（2021年）である。言及ありの層とない層で約15ポイント前後の差があるものの、統計的には有意ではない。

「経済的な面」については「大きな影響を受けている」が、ステイホーム言及層で19%（2020年）、14%（2021年）であり、言及がない層で14%（2020年）、12%（2021年）である。この点についても言及の有無で差は大きくなく、むしろ、経済的な面以上に行動や生活スタイル面での影響が大きかったと考えられる。

4.2.4 エネルギー問題への関心

続いて、「最近ではエネルギー問題が話題になることがしばしばあります。あなたご自身は、このことは重要な問題だと思いますか」と尋ね、「非常に重要」「重要」「あまり重要でない」「重要でない」「その他」の5つの選択肢から選んでもらった（図8）。回答者の大半が「非常に重要」ないし「重要」と回答しているが、「非常に重要」は、ステイホーム言及層で50%（2020年）、34%（2021年）であり、言及がない層で、29%（2020年）、31%（2021年）である。2020年において、言及がある層とない層で約15ポイント前後の差があるものの、統計的には有意になっておらず、実際、2021年に差は縮小しており、言及の有無で差があるとは考えにくい。

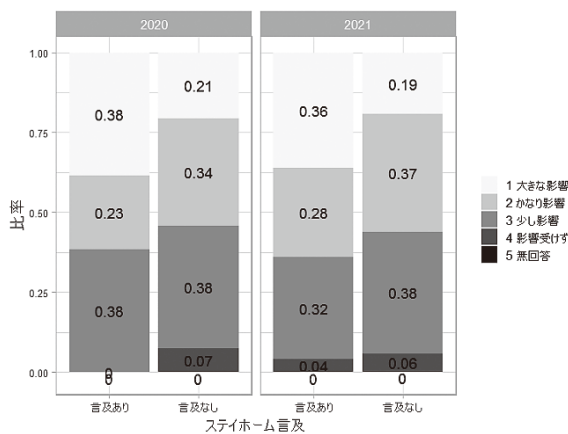


図6 コロナの影響（行動・生活スタイル）

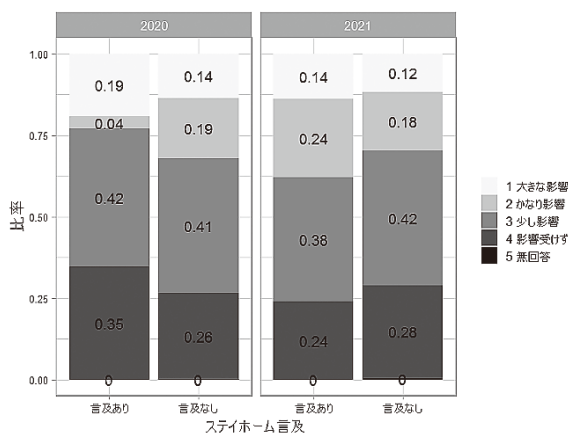


図7 コロナの影響（経済面）

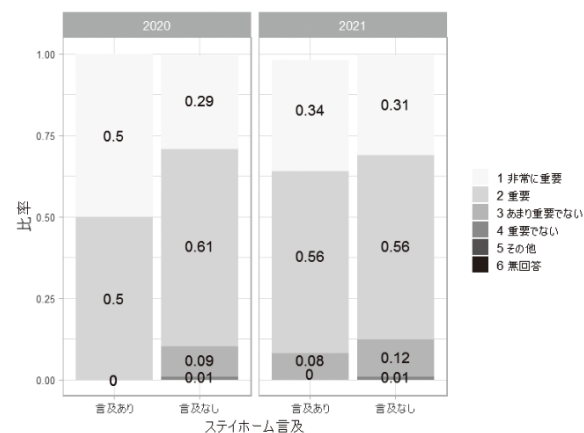


図8 エネルギー問題への関心

4.2.5 再エネ導入と電気料金の値上げ

それから、「もし、太陽光発電や風力発電などの再生可能エネルギーの利用を拡大するためのコストを、電気料金でまかなうとすれば、あなたご自身はどのくらいの値上げならば受け入れてもよいと思いますか」と尋ね、「5%以下」「10%」「20%」「30%」「40%」「50%以上」「値上げは受け入れられない」という選択肢から選んでもらった(図9)。「値上げを受け入れられない」という選択肢は言及の有無でほとんど差はなく、また、2020年であれば10%の選択肢で言及ありの層で54%と高いものの、差は統計的に有意ではなく、また、2021年には10ポイント減少し、差は縮小している。

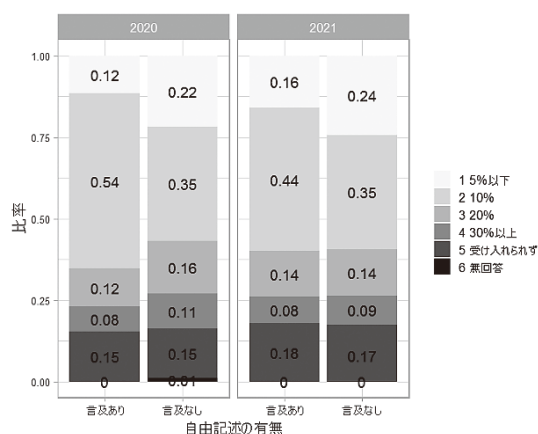


図9 再エネ導入と許容できる値上げ*6

このように、節電やエネルギー問題への関心を含め、ステイホーム言及層がそれ以外の層と比較して、際立った特徴を有しているとは考えられない。すなわち、ステイホーム言及層は電気代や電気料金に敏感であるという仮説も、ステイホーム言及層は節電に熱心であるという仮説も調査結果からは支持されないといってよい。

5. 議論

本稿では、コロナ禍において在宅勤務やテレワーク、自宅で過ごす時間が増えたことに伴い、新しい生活様式を實踐し、電気の利用や電気代の増加について何らかの気づきを得ていた層を、ステイホーム言及層として析出し、分析してきた。析出されたステイホーム言及層のボリューム自体はとて小

く、また、分析結果からはステイホーム言及層はそうでない層と比較して際立った特徴を有しているとはいえなかった。それゆえ、ステイホーム言及層をイノベーションの普及や伝搬を扱う研究におけるアーリー・アダプターやオピニオン・リーダーのような層とみなすのは難しい。

この結果をどのように解釈すればよいか。第一に、自由記述回答率が3割から4割であることを踏まえるならば、生活様式の変化と対応し、エネルギーをめぐる問題のような世の中の変化を本当は敏感に察知しているにもかかわらず、自由記述の質問に回答していないために、それ以外の層としてカウントされてしまっている可能性を排除することはできない。この場合、新しい需要家の行動の拡がりやボリュームを定めるうえでは、自由記述式では不十分であり、無回答率の低い選択式の設問を改めて設定して、回答してもらうことが望ましいだろう。すなわち、意識面や行動面において新しい需要家と思われる特性をピックアップし、選択式の質問とその選択肢を考案することが必要になる。そして、新しい需要家をうまく析出できるような選択式の設問があるならば、その質問を用いたウェブ調査等でスクリーニングをかけることも可能であり、改めてその層に限定した厚い調査を展開していくことも考えられる。

他方、確かにステイホームをはじめ、仮に新しい生活様式を實踐していたとしても、本当に「ただそれだけ」であり、家庭での電気料金や電気代の負担の心配は単なる個人的な行動パターンの変化や気づきに過ぎない可能性も大きい。つまり、生活様式の変化が、エネルギーをめぐる問題についての気づきや行動につながっていない可能性である。こちらの場合であっても、意識面や行動面において新しい需要家と思われる特性を把握するために選択式の質問を用いて一定期間フォローしていくことは意義がある。その上で、対策は調査方法の改善以外にも考えられる。たとえば、エネルギーが人々の生活の基盤にあることを前提としつつも、現代のエネルギーをめぐる問題や環境の変化について、自ら進んで学びたいような情報の発信や機会の創出が必要だろう。エネルギー分野のイノベーションは情報技術分野のイノベーションとはスピード面で比較することは難しく、容易でもないことから地道な取り

*6 「30%」「40%」「50%以上」の選択肢については細かく見えにくくなることから「30%以上」と統合して図示した。論旨に影響はない。

組みが欠かせない。加えて、拡がりも不均一であると予想される。先端的な取り組みや試みに照準を合わせて、注目し情報発信していくことも現実的な選択肢になろう。INSSが継続的に実施してきた社会調査はこれらの動向や変化の把握や分析に寄与することができるだろう。

引用文献

- 電気事業連合会 (2016). 電力需要実績 電気事業連合会 Retrieved from <https://www.fepec.or.jp/library/data/demand/index.html> (2022年6月1日)
- 原子力安全システム研究所社会システム研究所 (編) (2004). データが語る原子力の世論 プレジデント社
- 樋口 耕一 (2017). 計量テキスト分析およびKH Coderの利用状況と展望 社会学評論, 68, 334-350.
- 樋口 耕一 (2020). 社会調査のための計量テキスト分析 — 内容分析の継承と発展を目指して【第2版】— ナカニシヤ出版
- 経済産業省 (2022). 3月22日は電力需給が厳しくなる見込みのため東京電力管内で節電のご協力をお願いします【需給ひっ迫警報】 Retrieved from <https://www.meti.go.jp/press/2021/03/20220321001/20220321001.html> (2022年6月1日)
- 北田 淳子 (2013). 継続調査でみる原子力発電に対する世論 — 過去30年と福島第一原子力発電所事故後の変化 — 日本原子力学会和文論文誌, 12, 177-196.
- 北田 淳子 (2014). クロスセクショナル調査と経時的調査 社会調査協会 (編) 社会調査事典 (pp.116-117) 丸善
- 北田 淳子 (2019). 原子力発電世論の力学 — リスク・価値観・効率性のせめぎあい — 大阪大学出版会
- 北田 淳子 (2020). 温暖化対策として原子力発電の受容が高まらない要因 INSS JOURNAL, 27, 43-57.
- 内閣官房 (2020). 新型コロナウイルス感染症緊急経済対策 内閣官房 Retrieved from https://www5.cao.go.jp/keizai1/keizaitaisaku/2020/20200420_taisaku.pdf (2021年6月30日)
- Rogers, E., (2003). *Diffusion of Innovations 5th Edition*,

Free Press.

- 資源エネルギー庁 (2021a). 今冬の電力需給逼迫に係る検証について 資源エネルギー庁 Retrieved from https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/denryoku_gas/pdf/030_06_00.pdf (2021年6月30日)
- 資源エネルギー庁 (2021b). エネルギー基本計画について 資源エネルギー庁 Retrieved from https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/ (2022年6月1日)
- 資源エネルギー庁 (2022). 令和2年度 (2020年度)におけるエネルギー需給実績 (確報) 資源エネルギー庁 Retrieved from https://www.enecho.meti.go.jp/statistics/total_energy/pdf/honbun2020fykaku.pdf (2022年6月1日)
- 首相官邸 (2020). 第二百三回国会における菅内閣総理大臣所信表明演説 首相官邸 Retrieved from https://www.w.kantei.go.jp/jp/99_suga/state/ment/2020/1026shoshinhyomei.html (2022年6月1日)
- Wejnert, B., (2002). Integrating Models of Diffusion of Innovations: A Conceptual Framework. *Annual Review of Sociology*, 28, 297-32.
- 保田 時男 (2014). 質問項目のつくり方 社会調査協会 (編) 社会調査事典 (pp.194-195) 丸善

エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーション — 共に考える姿勢が示されることの意味（予備調査） —

Risk communication in energy issues

— What it means to show a willingness to thinking together (Preliminary study) —

茅田 幹宏 (Mikihiro Tada)*¹

要約 本稿では、リスク・コミュニケーションの要件のひとつとされる共考の姿勢を示すことに着目した調査を行った。多くのリスク・コミュニケーションの現場では、その冒頭において、「理解していただくための情報提供をしたい」といった進め方をすることが多い。この冒頭の進め方を「共に考えるための時間を持たせてほしい」と宣言して、共考の重要性を示し、共に考える場をつくることで、より円滑な対話が進むのではないかと考えた。この2つの進め方の違いを確認するために、非言語コミュニケーションの影響を排除した2種類の音声動画を作成して予備調査を行った。調査は、3回に分けて実施した。調査Ⅰでは、同じ参加者が動画A（情報提示条件）と動画B（共考条件）の両者を視聴し、それぞれの評価を行うデプスインタビュー調査および会場質問紙調査を実施した。調査Ⅰでは、共考の姿勢を示すことであきらかな差を確認することができた。次に調査Ⅱでは実験協力者を2群に分け、一方には動画A、もう一方には動画Bを見せ、A/Bテストと会場質問紙調査により効果を確認した。結果は、調査Ⅰほどの大きな差はなかったが、「中立・公平な話と感じる」という受け止めには有意な差が見られた。調査Ⅲでは、調査ⅡをWeb上で実施した。結果は、「自分の意見が言いやすい」という点で動画B（共考条件）がよいとされたが、僅かな差しか認められなかった。調査ⅠやⅡの結果と比較すると差はわずかとなり、Web方式の視聴では「共考の姿勢を示している」と伝わらなかった可能性がある。本稿の調査では、非言語コミュニケーションを含めた送り手の側の要因や、説明会に参加する動機付けなど受け手の側の要因は検討されていない。本稿の調査結果を踏まえて、今後、共に考える姿勢が示されることの意味を明らかにしていきたい。

キーワード エネルギー問題、リスク・コミュニケーション、共考、中間層の態度、会場調査、Web調査

Abstract In this paper, we conducted a survey focusing on the influence of thinking together, which is one of the requirements for risk communication. In many risk communication sessions, the session often begins with the statement, "I would like to provide you with information to help you understand". We thought that by declaring, "Let us have time to think together" at the beginning of the session, we could show an attitude of joint thinking and create a space for joint thinking, thereby facilitating dialogue. In order to confirm the differences between the two ways of proceeding, we conducted a preliminary survey by creating two types of audio videos in which the influence of nonverbal communication was eliminated. Three surveys were conducted. In Survey I, participants watched both videos A (information presentation condition) and B (thinking together condition), and evaluated each of them in an in-depth interview and an on-site questionnaire survey. In Survey I, we were able to confirm a clear difference by showing the attitude to think together with the participants. Next, in Survey II, an A/B test of the inter-participant design with two groups of participants and an on-site questionnaire survey were conducted to confirm the effects. The results showed that there was no significant difference as in Survey I, but there was a significant difference in the perception of "perceived as neutral and impartial". Survey III was the same survey as Survey II but conducted on the Web. The results showed only a small difference in the perception of "easy to express one's own opinion" in video B (thinking together condition). However, the differences were small compared to the results of Surveys I and II, and the magnitude of the effect could not be confirmed. It is possible that the web-based viewing did not convey the message of thinking together. This paper does not examine factors on the sender's side, including nonverbal communication, and factors on the receiver's side, such as motivation to participate in the information session. Based on the results

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

of this study, we would like to clarify the effect of showing an attitude of thinking together in the future.

Keywords energy issues, risk communication, think together, attitudes of the intermediate group, central location test, web survey

1. はじめに

リスク・コミュニケーションとは、木下（2016）によれば「対象のもつリスクに関連する情報を、リスクに関係する人々（ステークホルダー）に対して可能な限り開示し、たがいに共考することによって、解決に導く道筋を探る思想と技術」と定義される。「リスク・コミュニケーション」の成立の要件は、「情報の両面性」「双方向性」「共考」が存在することとされている。

本稿では、リスク・コミュニケーションの成立要件としてあげられる「共考」に着目した。

出発点は、埴田（2019）の、原子力発電に関する相反する2つの主張の受け止めを把握する調査である。この調査では、原子力を利用すべきとする主張が一般の人々には内容が難しくて分からないと受け止められ、社会は原子力に依存すべきではないとする主張について、事実かどうか分からないと受け止められる傾向があった。それぞれの主張の中で、一方的な情報提供と受け止められる形や、透明性に欠けると感じられる場合に、情報発信者との情報共有が難しくなり不信感が生まれる可能性を指摘している。この結果を踏まえ、「自然な形で情報に触れ、共に考える環境づくりが重要である」と考察している。あらためて、埴田（2019）の調査の進め方を振り返ると、リスク・コミュニケーションの成立要件とされる「情報の両面性」と「双方向性」は確保されていたが、「共考」に対する配慮が十分ではなかったと思われる。その結果、相反する2つの主張に対する疑いがみられ、情報を共有するというよりも、それらの主張の間違いや不適切さを探るような形となっていた。そのため、それぞれの主張に対する多くの疑いがあったと推察する。

そこで本稿では、リスク・コミュニケーションの実務の場で共に考えることの重要性を示して、共考の雰囲気を作り出し、より自然な形の対話をつくる方法、送り手が共考の姿勢を示すことの意味を把握するための予備調査を実施した。

2. 共に考える姿勢

「共考」とは、木下（2016）によれば、「一緒に考えるというイメージ」の他、「議論を対等に行う」「説得を試みるのではない」「リスクを共通の問題とする」「問題を共有して視点を交換する」「異なる文化圏との異文化交流」などさまざまな側面を持った社会的技術であると紹介されている。「共考」の具体的な指標として、送り手と受け手の「信頼感」「情報共有度」「相互理解」「合意形成」がある。

以上を踏まえて、エネルギー問題のリスク・コミュニケーションの「共考」について定義すると、「送り手が、受け手に対して自然な形で情報に触れる機会を提供し、問題を共有し、相互の立場にとってのリスクや不安を尊重し、将来のエネルギー供給のあり方について共に考える雰囲気を醸成すること」と定義する。

エネルギー問題のリスク・コミュニケーションの特徴としては、様々なリスクを扱う難しい問題であると言える。送り手が、ある解決策の利点やリスクに対して安全性を確保するための事実に基づいた、もしくは科学的に証明された情報を提供したとしても、その受け止めに疑義が残る傾向がある。場合によっては、送り手の意図する方向と逆の反応が見られる。このような状況においては、受け手が自然な形で情報を共有する雰囲気が大切になる。

そこで、共に考える姿勢の雰囲気づくりを検討したところ、対話を始める冒頭に、「共に考えるための時間を持たせてほしい」ということを送り手が宣言して約束し、その約束を守ることであるということに行き着いた。

過去に行った筆者の送り手の立場でのリスク・コミュニケーションの経験と、受け手の立場となって参加したエネルギー問題に関するリスク・コミュニケーションの経験から、この方法が、「共考」を機能させる最初のステップではないかと考えられる。

実際、リスク・コミュニケーションの現場では、その冒頭において、トピックスに関して「情報提供をしたい」「情報共有をさせていただきご理解をいただきたい」といった進め方に触れる機会が多く

あった。

この冒頭の進め方を踏まえて、2本の動画（表1）を作成した。動画A（情報提供条件）を「理解していただくための情報提供」、動画B（共考条件）を「共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する」とし、後者Bを「共考」を機能させる動画とした。調査では、両者の受け止めに違いがあるのかを確認するとともに、あわせて共考の姿勢を示すことが、受け手の情報を受け取る構えにもたらす影響を測定する。

3. 方法

3.1 調査で提示する動画

動画は、テキスト文章とそれを読み上げる音声からなり、文章を読み上げると文字色が変わるものである。長さは50秒程度で、テキストを読み上げる人は同一人物である。また、受け手が非言語コミュニケーションの影響を受けないよう、提示する文章の書式・形式、読み上げ速度、声のトーンを同じくし、読み上げる人物は動画の中に登場しないようにした。

実験条件を反映させるため、導入部において、動画A（情報提供条件）では「原子力発電の必要性

について理解してもらうために情報提供を行います」とした。動画B（共考条件）では、「原子力発電のとらえ方は人によってさまざまかと思ひます、（省略）、一緒に考える時間を持たせていただければと思ひます」とした。

本稿の調査で注意が必要な点は、動画のテキスト文章の内容に違いがあることである。動画A（情報提供条件）は、「1. 導入部」で「原子力発電の必要性について」や「3. 結論部」で「再生可能エネルギーだけでは3つ*2の条件を同時に実現できない」「原子力発電は欠かすことのできない電源となる」といった、原子力発電の必要性を訴える内容となっている。

一方、動画B（共考条件）は、「1. 導入部」で、「原子力発電のとらえ方は人によってさまざま」、 「3. 結論部」で「3つのバランスが大切」「各電源にはメリット・デメリットがあり、原子力も含めて多様な電源を組みあわせ、選択肢を検討することが有効」といった、実験協力者の受け止めに尊重し、バランスや組合せが有効であることを示した内容である。したがって、操作されている実験条件としては、「1. 導入部」の（情報提供条件）「理解してもらうための情報提供を行う」、（共考条件）「一緒に考える時間を持たせていただければと思ひます」という宣言だけでなく、他の違いも含まれている。

表1 提示した2種類の音声動画の概要

	動画A（情報提供条件） 〈理解していただくための情報提供〉	動画B（共考条件） 〈共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する〉
1. 導入部	原子力発電の必要性について、理解してもらうために情報提供を行います。 この内容から原子力発電のメリットを理解し、原子力が必要であることを感じていただけるかと思ひます。	原子力発電のとらえ方は人によってさまざまかと思ひます。 現在の日本のエネルギー供給の状況をお伝えして、一緒に考える時間を持たせていただければと思ひます。
2. 論点	(共通) 資源の乏しい我が国では、エネルギー政策の基本として、① エネルギーの安定供給、② 経済性、③ 温室効果ガスの削減	
3. 結論部	上記の3つがあります。 再生可能エネルギーだけに頼っている、これらの3つを同時に実現することはできないため、原子力発電は欠かすことのできない電源となります。	上記の3つのバランスが大切とされています。 各電源にはメリット・デメリットがあり、原子力も含めて多様な電源を組みあわせ、選択肢を検討することが有効であると考えられています。

*2 ① エネルギーの安定供給、② 経済性、③ 温室効果ガスの削減。

以上を踏まえた形で、動画A（情報提供条件）＜理解していただくための情報提供＞と、動画B（共考条件）＜共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する＞の差異を確認し、共に考える姿勢が示されることの意味を検討する。

3.2 実験調査の概要

本稿では3回の調査結果を報告する。（表2）

調査Ⅰでは、動画A（情報提供条件）とB（共考条件）の両方の動画を視聴して、参加者内計画*³により、その受け止めの差をデプスインタビューならびに会場質問紙調査*⁴で把握した。

調査Ⅱでは、実験参加者を2群に分けて、A/Bテストを実施し、参加者間計画*⁵による会場質問紙調査を実施した。

調査Ⅲでは、調査Ⅱの調査を、サンプルサイズを大きくできるWeb方式で実施した。調査設計は調

査Ⅱと同様の参加者間計画である。

3.3 評価方法

動画視聴後の評価項目については、木下（2016）のリスク・コミュニケーションの効果における評価基準を参考に、5項目（「聞いてみようと思えた」「中立・公平な話と感じた」「自分の意見が言いやすい」「理解が深まる」「信頼できる話」）を設定した。調査Ⅱならびに調査Ⅲでは「前向きに考えられる」を加えて6項目とした。（表3）

さらに、評価尺度はSD法を採用した。選択肢は5段階評定にて、中立を3点、調査票の左側に位置する選択肢を5点、右側に位置する選択肢を1点として評定平均値を算出している。

表2 実験調査の概要と回答者属性

	調査Ⅰ	調査Ⅱ		調査Ⅲ	
時期	2020年10月	2020年11月		2020年11月	
方法	会場質問紙調査	会場質問紙調査		Web方式 質問紙調査	
	デプスインタビュー				
対象	近畿2府4県在住 20歳～60歳代の男女 調査会社モニター登録者	同左		同左	
	—	—		原子力発電再開賛否について 中間的態度* ⁶ を持つ人（中間層）	
人数	18人	16人（A群8人、B群8人）		1,249人（A群624人、B群625人）	
設計	参加者内計画 AB相対比較方式	参加者間計画 A/Bテスト方式		参加者間計画 A/Bテスト方式	
再稼働 賛否の評定 平均値* ⁷	2.89点 (標準偏差1.323)	A群	B群	A群	B群
		3.13点 (標準偏差1.309)	2.50点 (標準偏差0.991)	3.00点 (標準偏差0.788)	2.99点 (標準偏差0.800)

- *3 同一の実験協力者に動画Aと動画Bの複数動画(条件)を視聴してもらい、その後、2つの動画に対する、受け止めを測るためのアンケートに回答する調査計画
- *4 提示順序による結果の偏りを防止する観点から、半数を動画A(情報提供条件)から動画B(共考条件)、残りを動画B(共考条件)から動画A(情報提供条件)の順で視聴することとした。
- *5 1人の実験協力者ないし1つの群に属する実験協力者に、動画Aもしくは動画Bのどちらか1つの動画(条件)を視聴してもらい、その後、視聴した動画に対するアンケートに回答してもらい、受け止めを測る調査計画。
- *6 原子力発電の問題に関して、はっきりした答えが出しにくい人々である。本稿では、原子力発電の再稼働賛否において、5件法の回答選択肢のうち、中間の選択肢、「2」どちらかといえば再稼働してもよい、「3」どちらでもない、「4」どちらかといえば再稼働すべきでない、を選択した回答者とする。調査Ⅲの参加者の中に、「1」再稼働すべき、「5」再稼働すべきでない、と明確な賛否を表明した人は含まれていない。
- *7 原子力発電の再稼働賛否において、「再稼働すべき」から「再稼働すべきでない」の5件法のリッカートスケールによって測定され、5点から1点を付与される。

表3 動画を評価するための質問内容

評価項目	SD法	
	左側の選択肢	右側の選択肢
1 聞いてみようと思えた	聞いてみようと思えた	あまり聞きたいと思えなかった
2 中立・公平な話と感じた	中立・公平な話と感じた	一方的な話と感じた
3 自分の意見が言いやすい	自分の意見が言いやすそうと感じた	自分の意見が言いにくそうと感じた
4 理解が深まる	理解が深まる話と感じた	理解が深まる話ではないと感じた
5 信頼できる話	信頼できる話と感じた	信頼できる話とは感じなかった
6 前向きに考えられる	エネルギー問題について前向きに考えることができると感じた	エネルギー問題について前向きに考えることができないと感じた

4. 調査結果

4.1.1 調査 I デブスインタビューの結果

デブスインタビューの結果を表4にまとめた。

動画A（情報提供条件）、動画B（共考条件）、それぞれの動画において、ポジティブ・ネガティブの両面の意見が確認された。実験協力者の意見がポジティブもしくはネガティブな受け止めかどうかの判断は、筆者とインタビューアを担当した4人で協議し分類を行った。

実験協力者18人中2人については、動画ABに差が見られないとされた。動画A（情報提供条件）については、ネガティブな受け止めが多く見られた。「明らかに意図的」「一方的」「押しつけがましい」「上から目線」といった意見が見られた。実務では「情報提供」という言葉が多く使われているが、エネルギー問題のリスク・コミュニケーションの場で使われる場合は、「情報提供」であってもネガティブな印象として受け止められている。

一方、動画B（共考条件）については、ポジティブな受け止めが多く見られた。「聞いてみようと思えた」「一緒に考えましょう」といった前向きな意見があり、＜共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する＞という、送り手の共考の姿勢の宣言に反応した、「考える」という言葉が含まれた意見が多く見られた。その結果、「この先はどうなるのか？詳しくは？続きを聞いてみたい」といった興味関心の高まりの意見や、「信頼度や好感度はこちらの方が高い」といった意見も聞かれた。

動画B（共考条件）の他のポジティブな意見をみると、「メリット・デメリットの両方を伝えているので、（省略）、信頼が生まれると思う」という意見

が見られた。この反応は、表1の「3. 結論」の違いによるもので、両面的コミュニケーションの効果であると考えられる。それゆえ、純粋に共考の姿勢を示されることによる受け止めの差と言い切ることができないが、共考の姿勢の宣言に反応した意見が多くみられることから、＜共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する＞ことで、共考の重要性が示されたことによる、受け手の受け止めの差異は存在するといえる。

4.1.2 調査 I 会場質問紙調査の結果

ABそれぞれの動画を視聴した後の、参加者内計画（n=18）における各動画の評価を表5に示す。全ての評価項目（5項目）で有意な差が認められた。「中立・公平な話と感じた」の差が最も大きく、動画A（情報提供条件）2.33点、動画B（共考条件）4.11点であった。動画Bの評定平均値から動画Aの評定平均を引いた差（以下、BA差）は、1.78点（ $t(17) = -4.85, p = .000$ ）であった。「信頼できる話」では、動画A（情報提供条件）2.72点、動画B（共考条件）3.89点となり、差は1.17点（ $t(17) = -3.82, p = .001$ ）となった。

動画B（共考条件）には、「中立・公平な話」「信頼できる話」であるという評価につながり、より良い対話を進める効果があることが示唆された。

その他、「自分の意見が言いやすい」の評価は、動画A（情報提供条件）2.50点、動画B（共考条件）3.83点となり、有意な差（ $t(17) = -3.60, p = .002$ ）が確認された。また、「聞いてみようと思えた」の差は、動画A（情報提供条件）3.00点、動画B（共考条件）4.00点となり、有意な差（ $t(17) = -3.57, p = .002$ ）を確認した。

表4 デブスインタビューで得られた主な意見

	動画A (情報提供条件) 〈理解していただくための情報提供〉	動画B (共考条件) 〈共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言〉
ポジティブ な意見	<ul style="list-style-type: none"> ・ 一方的な感じだが言いたいことははっきり伝わる。 ・ 理解が深まると感じた。はっきりと伝えている感じがした。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ エネルギーミックスをきちんと伝えたいと言われていたので聞いてみようと思えた。 ・ 身近な内容と感じたし、簡潔でこの先じゃあそれはどうなるのか？詳しくは？<u>続きを聞いてみたい</u>なって思った。 ・ 考えてみませんかみたいな柔らかい感じ。こちらの立場も考えて言ってくれているっていう感じがした。 ・ 他のエネルギーのことを考えさせてくれた上で、原子力のことを説明してくれているのかなって感じ。 ・ <u>信頼度や好感度はこちらの方が高い。</u> ・ 癒される、優しいって感じ。一緒に考えていきましょうっていう感じで。 ・ 「一緒に考える時間をもたせていただければ」が良かった。(省略) みんなの目線で考えましょうっていう感じ。 ・ この動画の方が良いです。メリット・デメリットの両方を伝えているので、悪いところも良いところも伝えてくれるので、<u>信頼が生まれると思う。</u>
ネガティブ な意見	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>明らかに意図的</u>という感じがした。 ・ 普通に最初は身構えずに聞こうと思ったが、間違いなく動画B (共考条件) は聞くけど、動画A (情報提供条件) は聞かない。 ・ 言い切っている感じで「できないよ」という感じだったので、<u>一方的だ</u>と思った。 ・ <u>押し付けがましい。</u> ・ これしなさいっていう感じ。理解しろみたいな印象。 ・ 原子力が必要だよっていうのを最初から訴えかけられているような印象。他の電力を考えなくても原子力があつたらいいんだよって言われている印象を受けた。 ・ 原子力発電が必要なんですよって言われると、拒否反応というか、あつという感じがある。 ・ 威圧的な感じがした。すべてにおいて<u>上から目線</u>。 ・ 最初に聞いてうわって思った。「行きます」「必要性について」とかっていう表現がダメ。良いところだけを伝えたいのかなと感じた。 ・ 圧が強かった、そう感じたのは「できないため」みたいな表現。 ・ こっちができると思っても言えない、<u>一方的な意見で、自分のことばかり。</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ぼやかした言い方。やはり原子力は何か隠さないといけないことがあるのかと思った。 ・ 原子力の話というのを隠して、他もあるけどその中でも原子力が要るんだよとなっているので、じゃあ他はどんなことがあるんでしょう？となる。

実験協力者18人中16人から、動画A (情報提供条件) と動画B (共考条件) の受け止めの特徴を収集。残り2人は (賛成層1人、中間層1人) は、「動画Aと動画Bに差が見られない」とした。

表5 調査I 会場質問紙調査の結果 (参加者内計画)

	動画A (情報提供条件)			動画B (共考条件)			差 (pt) B-A
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 聞いてみようと思えた	18	3.00	1.08	18	4.00	0.69	1.00 **
2 中立・公平な話と感じた	18	2.33	1.24	18	4.11	0.83	1.78 **
3 自分の意見が言いやすい	18	2.50	1.04	18	3.83	1.04	1.33 **
4 理解が深まる	18	2.89	1.23	18	3.94	0.80	1.06 *
5 信頼できる話	18	2.72	1.07	18	3.89	0.83	1.17 **

* p<. 05, ** p<. 01

動画B（共考条件）は動画A（情報提供条件）よりも、双方向的な対話の導入になる。

この結果は、調査Ⅰのデプスインタビューの結果と整合し、受け手にとって差異があることが確認できた。

4.2 調査Ⅱの結果

調査Ⅱでは、参加者間計画による、A/Bテストを実施して、動画B（共考条件）、（n=8）の「共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する」ことが、動画A（情報提供条件）、（n=8）の評価と比較して、差異があるかを確認した。調査結果を表6に記す。

6項目ある評価項目のうち、全ての項目で動画B（共考条件）を視聴した群の評価が高い。統計的に差が認められたのは、「中立・公平な話と感じた」の項目のみである。評価は、動画A（情報提供条件）2.38点、動画B（共考条件）3.38点となり、BA差は、

1.00点（ $t(14) = -2.40, p = 0.003$ ）であった。

4.3 調査Ⅲの結果

調査Ⅲでは、調査Ⅱで行った実験調査を、Web方式で行った。動画A（情報提供条件）、（n=624）、動画B（共考条件）、（n=625）を回収し分析を行った。結果は表7である。

ほとんどの項目で動画B（共考条件）の平均値が高いものの、有意な差が確認できた項目は、「自分の意見が言いやすい」の6項目中1項目だけであった。評価の点数は、動画A（情報提供条件）2.95点、動画B（共考条件）3.04点、BA差は0.09点（ $t(1247) = -2.31, p = 0.002$ ）となり、有意な差は認められたもののBA差は0.09点とわずか*⁸である。

表6 調査Ⅱ 会場質問紙調査の結果（参加者間計画、A/Bテスト）

	動画A（情報提供条件）			動画B（共考条件）			差（pt） B-A
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 聞いてみようと思えた	8	2.63	1.19	8	3.00	0.93	0.38 n.s.
2 中立・公平な話と感じた	8	2.38	1.06	8	3.38	0.52	1.00 *
3 自分の意見が言いやすい	8	2.63	0.92	8	3.00	1.07	0.38 n.s.
4 理解が深まる	8	2.63	1.19	8	3.25	0.89	0.63 n.s.
5 信頼できる話	8	2.75	1.16	8	3.38	0.52	0.63 n.s.
6 前向きに考えられる	8	2.88	1.13	8	3.13	0.99	0.25 n.s.

n.s. 非有意, * $p < .05$

表7 調査Ⅲ Web方式質問紙調査結果（参加者間計画、A/Bテスト）

	動画A（情報提供条件）			動画B（共考条件）			差（pt） B-A
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 聞いてみようと思えた	624	3.23	0.74	625	3.27	0.77	0.03 n.s.
2 中立・公平な話と感じた	624	3.02	0.72	625	3.08	0.76	0.06 n.s.
3 自分の意見が言いやすい	624	2.95	0.61	625	3.04	0.71	0.09 *
4 理解が深まる	624	3.26	0.70	625	3.32	0.73	0.06 n.s.
5 信頼できる話	624	3.06	0.68	625	3.05	0.69	-0.01 n.s.
6 前向きに考えられる	624	3.22	0.71	625	3.26	0.71	0.03 n.s.

n.s. 非有意, * $p < .05$

*8 調査Ⅱの参加者間計画、A/Bテスト、会場調査、「自分の意見が言いやすい」の評価の、BA差は0.38点であった。

4.3.1 共考の姿勢が示された差異がわずかである理由

Web方式の調査Ⅲにおいて、動画A（情報提供条件）と動画B（共考条件）の間の差異がわずかであった要因を検討する。調査Ⅱは会場質問紙調査であり、調査Ⅲは自宅や外出先で、スマートフォンやパソコンなどを使用してアンケートに回答するWeb方式である。

調査Ⅲは調査Ⅱと同じ動画を視聴してもらっているものの、Web方式の視聴では「共考の姿勢を示している」と伝わらなかった可能性がある。その理由を考えると、調査Ⅱは会場調査という計画上、調査プロセスや実査会場、実査空間において、双方向的要素を感じる事ができる状況が備わっているが、調査ⅢのWeb方式の場合には、双方向的な要素を感じる事ができる状況は備わっていない。実験計画に違いあるため単純な比較は妥当ではないが、双方向性の度合の影響を考えると、調査Ⅰのデプスインタビューが最も双方向的要素を感じる事ができる状況である。調査ⅠⅡの差異の大きさは、実査環境において双方向的な要素が備えられており、実験協力者にとって、双方向性があると受け止められる中での評価結果である。実験協力者に、共考の姿勢や重要性を伝えるには、調査体験の中に、共考の姿勢の重要性が伝わるような双方向的要素が備わっていなければ伝わらない。

調査Ⅲの結果は、Web方式の特質による影響から、共考の姿勢を伝える事が十分にできなかったために差異がわずかとなった可能性がある。

また、調査ⅠⅡは、実験調査に参加するためにわざわざ会場に足を運んでおり、調査Ⅲの協力者よりも強い関与や動機付けの差がある。その他、調査で

提示した、テキスト文章とそれを読み上げる音声の動画は、非言語コミュニケーションを排除した言語情報である。テキスト文章の提示とそれを読み上げる音声動画では、共に考える場を作りたいとする送り手の意図は伝わりにくいものであるといえる。

4.3.2 調査Ⅲ 対象層の違いによる差異

調査Ⅲの、全体の参加者間計画、A/Bテストの差は認められなかったが、木下（2016）によると「受け手の知識量やもともと持っている事柄に対する態度によって受け止めに差がある」ことが報告されている。本稿でも、知識量と原子力発電に対するもとの態度の差により、動画A（情報提供条件）と動画B（共考条件）の受け止めに差異がないかを確認した。ただし、共考の姿勢を伝える事が十分にできなかったことを踏まえると、層別の差異については、動画ABそれぞれの「3. 結論部」の違い、正負両面からのメッセージで、両面的コミュニケーションによる差異である可能性が考えられる。

まず、知識量に着目する。知識量の高さは、実験協力者の主観的な判断をもとに「社会問題に詳しいと考えている層」と「社会問題に詳しくないと考えている層」に分けて差異を確認した。

「社会問題に詳しいと考える層」の、参加者間計画のA/Bテストの結果は表8である。全ての評価項目で、有意な差は確認できなかった。次に、「社会問題に詳しくないと考える層」の結果を示した表9を見ると、全ての項目で動画B（共考条件）の値が大きく、「中立・公平な話と感じた」の評価が、動画A（情報提供条件）2.99点、動画B（共考条件）3.11点となる。BA差は0.11点（ $t(695) = -2.15, p = .003$ ）である。「自分の意見が言いやすい」の評価は、

表8 社会問題に詳しいと考える層の結果（調査Ⅲ、参加者間計画、Web方式質問紙調査、A/Bテスト）

	動画A（情報提供条件）			動画B（共考条件）			差 (pt) B-A
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 聞いてみようと思えた	277	3.35	0.76	275	3.34	0.86	-0.02 n.s.
2 中立・公平な話と感じた	277	3.06	0.75	275	3.05	0.85	0.00 n.s.
3 自分の意見が言いやすい	277	3.01	0.63	275	3.08	0.82	0.06 n.s.
4 理解が深まる	277	3.34	0.70	275	3.40	0.82	0.06 n.s.
5 信頼できる話	277	3.07	0.71	275	3.04	0.78	-0.04 n.s.
6 前向きに考えられる	277	3.29	0.75	275	3.29	0.78	-0.01 n.s.

n.s. 非有意

表9 社会問題に詳しくないと考える層の結果（調査Ⅲ，参加者間計画，Web方式質問紙調査，A/Bテスト）

	動画A（情報提供条件）			動画B（共考条件）			差 (pt) B-A
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 聞いてみようと思えた	347	3.13	0.71	350	3.21	0.69	0.08 n.s.
2 中立・公平な話と感じた	347	2.99	0.69	350	3.11	0.68	0.11 *
3 自分の意見が言いやすい	347	2.90	0.59	350	3.01	0.61	0.11 *
4 理解が深まる	347	3.20	0.69	350	3.26	0.65	0.06 n.s.
5 信頼できる話	347	3.05	0.65	350	3.06	0.62	0.01 n.s.
6 前向きに考えられる	347	3.17	0.68	350	3.23	0.65	0.06 n.s.

n.s. 非有意, * p<.05

動画A（情報提供条件）2.90点，動画B（共考条件）3.01点となる。BA差は0.11点（ $t(695) = -2.35$, $p = .002$ ）となり，有意な差を確認した。

「社会問題に詳しくないと考える層」にとっては，動画B（共考条件）に，一定の差異があることが示唆される。

次に，原子力発電の再稼働賛否に対する態度の差による分析を行った。まず，「どちらかといえば再稼働すべきと考える層（表10）」「どちらでもない

と考える層（表11）」の結果を見る。これらの層にとっては，動画B（共考条件）の差異を確認することができなかった。

一方，やや慎重側の立場となる「どちらかといえば再稼働すべきでない」と考える層（表12）」では，それぞれの差は小さいものの，「聞いてみようと思えた」「中立・公平な話と感じた」「自分の意見が言いやすい」「前向きに考えられる」の項目で，有意な差があることを確認した。

表10 どちらかといえば再稼働すべきと考える層の結果（調査Ⅲ，参加者間計画，Web方式質問紙調査，A/Bテスト）

	動画A（情報提供条件）			動画B（共考条件）			差 (pt) B-A
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 聞いてみようと思えた	195	3.43	0.76	193	3.40	0.84	-0.03 n.s.
2 中立・公平な話と感じた	195	3.25	0.71	193	3.20	0.79	-0.05 n.s.
3 自分の意見が言いやすい	195	3.11	0.61	193	3.13	0.80	0.02 n.s.
4 理解が深まる	195	3.43	0.68	193	3.50	0.83	0.07 n.s.
5 信頼できる話	195	3.27	0.67	193	3.16	0.75	-0.12 n.s.
6 前向きに考えられる	195	3.42	0.70	193	3.38	0.79	-0.04 n.s.

n.s. 非有意

表11 再稼働賛否についてどちらでもないとする層の結果（調査Ⅲ，参加者間計画，Web方式質問紙調査，A/Bテスト）

	動画A（情報提供条件）			動画B（共考条件）			差 (pt) B-A
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 聞いてみようと思えた	225	3.17	0.64	238	3.14	0.65	-0.03 n.s.
2 中立・公平な話と感じた	225	3.01	0.59	238	3.06	0.64	0.05 n.s.
3 自分の意見が言いやすい	225	2.93	0.49	238	2.99	0.59	0.06 n.s.
4 理解が深まる	225	3.20	0.65	238	3.21	0.61	0.01 n.s.
5 信頼できる話	225	3.04	0.61	238	2.99	0.55	-0.04 n.s.
6 前向きに考えられる	225	3.17	0.64	238	3.14	0.63	-0.03 n.s.

n.s. 非有意

表12 どちらかといえば再稼働すべきでないと考える層の結果（調査Ⅲ，参加者間計画，Web方式質問紙調査，A/Bテスト）

	動画A（情報提供条件）			動画B（共考条件）			差 (pt) B-A
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 聞いてみようと思えた	204	3.11	0.78	194	3.28	0.82	0.18 *
2 中立・公平な話と感じた	204	2.81	0.80	194	2.99	0.84	0.18 *
3 自分の意見が言いやすい	204	2.83	0.70	194	3.01	0.74	0.18 *
4 理解が深まる	204	3.19	0.75	194	3.28	0.73	0.09 n.s.
5 信頼できる話	204	2.88	0.70	194	3.02	0.78	0.14 n.s.
6 前向きに考えられる	204	3.09	0.76	194	3.27	0.71	0.18 *

n.s. 非有意, * $p < .05$

原子力発電の再稼働に対して、やや慎重側の態度をとる人達にとっては、動画B（共考条件）の方が、より良い対話に繋がるようである。ただし、この結果は、共に考える姿勢が示されたことの差異ではなく、動画ABそれぞれの「3. 結論部」の違い、正負両面からのメッセージ、両面的コミュニケーションによる差異である可能性が考えられる。

5. 考察とまとめ

本稿では3回の調査を実施し、＜共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する＞、共考の姿勢を示すことの意味の検討を行っている。

調査Ⅰの、参加者内計画のデプスインタビューの結果から、共考の姿勢を示すことの違いを確認することができた。動画B（共考条件）に対する意見として、「聞いてみようと思えた」「一緒に考えましょう」といったものがあった。一部、両面的コミュニケーションの影響の意見もみられるため、純粋に共に考える姿勢だけの差異とはいえないが、送り手の共考の姿勢の宣言に反応した実験協力者の「考える」という意見が多く出現している。その他、動画B（共考条件）の方が「信頼度」「好感度」が高いという意見もある。動画B（共考条件）は、動画A（情報提供条件）と比較して、自然な形で情報に触れる機会となり、その結果、「聞いてみたい」「一緒に考えよう」となる。

調査Ⅰの参加者内計画、会場質問紙調査では、「聞いてみようと思えた」「中立・公平な話と感じた」「自分の意見が言いやすい」「理解が深まる」「信頼できる話」の全てで有意な差が認められた。＜理解していただくための情報提供＞よりも＜共に考える

ための時間を持たせてほしいと宣言する＞ことの方が、双方向的でより良い対話の提供に繋がること が示唆された。この結果は、デプスインタビューの結果と整合する。

次に、調査Ⅱでは参加者間計画、A/Bテスト方式、会場質問紙調査を実施した。調査Ⅲでは調査Ⅱと同様の調査を、Web方式で実施した。

調査Ⅱでは、「中立・公平な話と感じた」で有意な差がある事を確認した。調査Ⅲでは、「自分の意見が言いやすい」で差がある事を確認したが、その他の項目では有意な差が見られなかった。調査Ⅲの各評価項目の差は、調査Ⅰ、Ⅱの各評価項目の差と比較すると、差は僅かであり、影響の大きさを確認することができなかった。この結果は、各調査プロセスにおける双方向的な要素の備わりと関係しており、Web方式である調査Ⅲでは「共考の姿勢を伝える」ことが十分にできなかった。つまり「共考の姿勢を伝える」ことで差異が生まれる前提としては、双方向的な場や空間が備わっていなければならないといえる。

調査Ⅲでは、ある特定の層に絞った場合に差異があることを確認しているが、共考の姿勢を示すこと の差異ではなく、音声動画の内容の差異、両面的コミュニケーションによる差異である可能性がある。「社会問題に関して詳しくないと考えている層」や原子力発電の再稼働に対して「やや慎重な側の態度を持つ層」において差異が見られる。

本稿をまとめると、＜共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する＞こと、送り手が共考の姿勢を示すことの意味は、「中立・公平な話と感じる」と受け止められる場合に有意な差が見られた。共考の重要性を示し、共に考える場をつくることの重要

性が示された。

共考の姿勢を示されることにより、受け手は、自然な形で情報に触れる雰囲気がつくられ、より良い対話が進むことを示唆している。ただし、共考の姿勢を送り手が受け手に伝えるには、対話が行われる場において、双方向的要素が備わっていなければ、共に考える姿勢の重要性は伝わらない。

6. おわりに

本稿の予備調査は、共考の姿勢を示すことの意味を把握するために探索的に実査が行われた。今後、共に考える姿勢が示されることの差異の全体を把握することが求められる。先行研究である木下(2016)の、「リスク・コミュニケーションの評価の要因」である、3つの要因（「提供情報に関する要因」「送り手側の要因」「受け手の側の要因」）を参考にする。今回のいずれの調査も、提供情報に関する要因のみを測定したと考えられ、送り手側の要因である、非言語コミュニケーション、例えば、送り手の雰囲気から伝わる好意度、わかりやすく伝えようとする姿勢などの影響。受け手の側の要因を見ていくと、トピックスに対するもともとの態度、知識量の差、当該トピックスの情報に触れる関与の度合いが挙げられる。以上の要因を整理すると、より実際のリスク・コミュニケーションの現場に近い形の会場調査を実施することが望ましい。その上で、実験調査の実験条件を、＜共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する＞ことに絞って、共考の姿勢を示すことの差異を把握したい。

その他、本稿の調査Ⅰのデプスインタビューの結果や調査Ⅲの層別の分析から、正負両面からのメッセージ、両面的コミュニケーションにも差異がある可能性があることを確認している。今後、両面的コミュニケーションが展開されることの意味についても検討していきたい。

引用文献

- 木下富雄 (2016). リスク・コミュニケーションの思想と技術 共考と信頼の技法. ナカニシヤ出版.
- 冨田幹宏 (2019). 原子力発電に関する情報提供における際の留意点, INSS JOURNAL Vol. 26, 32-49.

エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーション — 情報の両面提示の明示の差異（予備調査） —

Risk communication in energy issues

— The difference of explicitly presenting two-sided messages (Preliminary Study) —

埴田 幹宏 (Mikihiro Tada)*1

要約 本稿では、情報の両面提示の明示の差異を確認するための検討を行った。情報の両面提示の明示とは、説明会のトピックスの流れの中で正負両面の情報を、視覚的に明示し、送り手と受け手がその情報を共有する一連の取組みである。この情報の両面提示の明示を実験条件として調査を行った。調査結果として、情報の両面提示の明示を行うことにより、リスク・コミュニケーションをより良くする効果があることを確認した。説明会の評価が高まり、「中立・公平性」について有意な差を確認した。送り手と受け手が、リスク情報について確認し共有しながら対話を進めることにより、受け手の送り手に対する印象の評価（「明るさ」「好感度」「聴き取りやすさ」「自分の言葉で話している」「意見の尊重」「真摯さ」）において有意な差が見られポジティブな影響がある。

情報の両面提示の明示は、リスク・コミュニケーションにおいて必須の社会的技術であることが示唆された。

キーワード エネルギー問題、リスク・コミュニケーション、共考、グループインタビュー調査、両面的コミュニケーション

Abstract In this paper, we examine the difference of the explicitly presenting two-sided messages. The clarification of the explicitly presenting two-sided messages means that both positive and negative information is visually presented in the story of the presentation topic, and that the sender and receiver share the information and leave an impression on each other. We conducted an experimental investigation with the explicitly presenting two-sided messages as the experiment conditions. The results of the study confirmed that the explicitly presenting two-sided messages has the effect of improving risk communication. The results confirmed that there was a significant difference in the neutrality and impartiality of the information. The sender and receiver confirmed and shared risk information as they proceeded with the dialogue, and significant differences were also found in the receiver's impression of the sender and evaluation of the sender's attitude toward the dialogue, such as "cheerfulness", "favorability", "ease of listening", "speaking in one's own words", "respect for opinions", and "sincerity". The implementation of the explicitly presenting two-sided messages has a positive effect on the sender's impression. We believe that the clear presentation of the explicitly presenting two-sided messages is an indispensable social technique in risk communication.

Keywords energy issues, risk communication, thinking together, group interview survey, two-sided messages

1. はじめに

リスク・コミュニケーションとは、木下（2016）によれば「対象のもつリスクに関連する情報を、リスクに関係する人々（ステークホルダー）に対して

可能な限り開示し、たがいに共考することによって、解決に導く道筋を探す思想と技術」と定義されている。さらに「リスク・コミュニケーションの成立の要件として、「情報の両面性」「双方向性」「共考」が存在すること」とされている。本稿では、「情報

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

の両面性」「双方向性」に着目した検討を行う。

埜田 (2022a) では、リスク・コミュニケーションの冒頭で、共に考えることを宣言する事による「共考」の姿勢が示されることの意味を検討した。その調査では、実験協力者に「理解していただくための情報提供」と「共に考えるための時間をもたせてほしいと宣言する」の2つの音声動画を見せてそれぞれの受け止めと、リスク・コミュニケーションに対する差異を把握した。

「共に考えるための時間をもたせてほしいと宣言する」音声動画の内容には「各電源にはメリット・デメリットがあり、多様な電源を組みあわせ、選択肢を検討することが有効である」と説明している。この説明内容に対して、実験協力者の代表的な意見として、「悪いところも良いところも伝えてくれるので、信頼が生まれる」といった意見が聞かれた。このほか、埜田 (2021) の、電源選択における長所と短所について両面的な情報を提示している冊子内にあるコンテンツを評価した調査では、評価対象となった両面的な情報の表現について、調査協力者から「バランスよく表現している」や「表現の仕方が平等なので自分で読んで理解して良いと考える」との声が聞かれた。いずれの意見も、両面的な情報を捉えた反応であり、より深掘りをすることで、より良いリスク・コミュニケーションの展開に資する可能性がある。

以上のことから、本稿では、エネルギー問題のリスク・コミュニケーションにおいて、情報の両面提示をどのように行い、より良い対話につながるのか、さらには、実務者が使える形の情報の両面提示の方法について検討し、実験調査を行って、その差異を把握する。

エネルギー問題のリスク・コミュニケーションの活動には様々な取り組みがあるが、エネルギー政策を担当する組織や電力会社の広報などが、日常のコミュニケーション活動の一環で行っている説明会の場を想定することとする。

2. エネルギー問題の リスク・コミュニケーション

実験調査の模擬説明会（以下、説明会）で扱う、エネルギー問題の提示情報は、表1の通りである。これらの情報は、閣議決定 (2021)、第6次エネルギー基本計画を参考に作成した。

表1 説明資料の構成

- | |
|---|
| <ol style="list-style-type: none"> 1. エネルギー問題をめぐる状況 2. 2030年度エネルギーミックス 3. 2050年カーボンニュートラル 4. 原子力発電と放射線 5. 原子力発電の安全対策 6. 高レベル放射性廃棄物の最終処分 |
|---|

本稿の説明会の目標を「2050年の日本のエネルギー供給について考えること」とした。提示する情報の構成は下記の通りである。

1. エネルギー問題をめぐる状況 (3枚)
エネルギーの3E (エネルギーの安定供給, 経済性, 環境性) に関する情報のまとめ。
2. エネルギーミックス (1枚)
2030年度にあるべき電源構成を示す。
3. 2050年カーボンニュートラル (3枚)
2050年に日本の温室効果ガスの排出をできる限りゼロにする取組みのまとめ。
4. 原子力発電と放射線 (2枚)
温室効果ガス・CO₂削減に有効であるが、リスクがあると考えられる原子力に関する情報。
5. 原子力発電の安全対策 (2枚)
福島第一原子力発電所事故の経緯とその安全対策のまとめ。
6. 高レベル放射性廃棄物の最終処分 (2枚)
原子燃料サイクル, 地層処分の概要と各国の取組み状況の紹介。

統制群は合計13枚のスライド、実験群には情報の両面提示の明示の資料が追加されているため、合計17枚のスライドを20分間で説明した。実験群の方が1枚あたりの説明時間は短くなる。

より実際の説明会の体験と近くなるよう、資料を配付するとともに、会場では説明資料をスクリーンに投影した。一方的な説明会とならないよう、説明の途中であっても、自由に質疑応答ができる形とした。ただし、両群ともに質疑応答はなかった。

3. 情報の両面提示の明示

3.1 メリット情報とデメリット情報の整理

本稿の説明資料内（表1）で提示されるメリット情報とデメリット情報を整理する。具体的には以下の通りである。

a. メリット情報

3E（エネルギーの安定供給，経済性，環境性）の観点ならびに2050年カーボンニュートラル実現に向けたエネルギーミックス，再生可能エネルギーと原子力発電の有用性についての情報をメリット情報として提示する。

b. デメリット情報

デメリット情報として，各電源が抱えるリスク情報を提示する他，原子力発電については，北田（2015）の原子力発電について人々が知りたいとされる「安全性，放射能の影響，廃棄物の処理対策」の報告を参考に構成した。

具体的には，過去の大規模災害時に発生した事故情報，放射線の健康への影響，高レベル放射性廃棄物処理の情報を提示する。

安全対策に関する技術情報については，木下（2016）では「たとえそれが十分理解されなくても，リスク・コミュニケーションには必要不可欠な要素である」と指摘されていることから，本稿の説明会でも，原子力発電の安全対策に関する技術情報を提示した。

3.2 両面提示する情報の明示

リスク・コミュニケーションは，専門家や行政，事業者といった専門家群から生活者の方向に情報が流れていく。このため，情報を受け取る受け手は，少なからず送り手がどちら側の意図を持って情報を提示しているのかという懸念が生じる。

木下（2016）によると「情報の両面提示で重要なことは，情報の両面性と透明性であり，これが提供者の「公正（fairness）」の証しとなる」とある。情報の両面提示を適切に行って，自然な形で対話が進むようにしたい。

冨田（2019）の調査を振り返ると，情報の両面提示が機能するためには，受け手が，情報の両面提示

をしているということをわかる形にしなければならない。特に，エネルギー問題は，様々なリスクを取り扱う問題である。提示されている情報が正負両面の視点から伝えられていることがわからなければ，「公正」や「信頼」に繋がらない。

その点で，受け手にとって，情報の両面提示をしていると受け止められるためには，トピックスの流れの中で視覚的に明示し，受け手とその情報を共有することが必要であると考えられる。本稿では，この一連の取組みを情報の両面提示の明示とする。

情報の両面提示の明示が対話の中で機能するには，説明会の流れの中で，どのタイミングで両面提示を行うと印象に残りやすいのかを検討する必要がある。また，提示する情報の両面提示の資料が直感的にわかる形になっていなければならない。

エネルギー問題のリスク・コミュニケーションにおいて共に考える場を作るということは，送り手が，受け手に対して自然な形で情報に触れる機会を提供し，送り手と受け手が問題を共有し，送り手と受け手のそれぞれの考えるリスクや不安を尊重し，将来のエネルギー供給のあり方について共に考える雰囲気醸成することであると考えられる。

このことから，情報の両面提示の明示のタイミングは，将来のエネルギー供給について考えてもらう箇所や，受け手がトピックスに対して，多くのリスクがあると考える箇所や不安感があると想定される箇所で実施することが望ましい。

本稿では，説明会の中で合計4回の情報の両面提示の明示を行う。具体的には，図1の，調査の進め方の通りである。将来のエネルギー供給について考えてもらう箇所として「2. 2030年度エネルギーミックス」の前ならびに説明会の最後を実施することとした。提示資料は，図2の「エネルギー問題の難しさⅠ」を用いた。さらに，多くのリスクがあると考えられる箇所として，図1の「5. 原子力発電の安全対策」「6. 高レベル放射性廃棄物の最終処分」の前に実施した。提示資料は，図2の「エネルギー問題の難しさⅡ」である。

これにより，受け手にとって，正負両面の情報を提示していることは資料の構成からあきらかであり，より多くのリスク情報の共有にもつながる。

次に，提示する資料の表現について検討を行う。冨田（2021）では，ベンチマークとなるコンテンツを提供している。この調査では，5種類の両面的情報のコンテンツの受け止めが検討されている。この

統制群	実験群
説明会導入部（5分）	
導入部の評価（質問紙調査）	
1. エネルギー問題をめぐる状況	
	1回目 情報の両面提示の明示 (エネルギー問題の難しさI)
2. 2030年度エネルギーミックス 3. 2050年度カーボンニュートラル 4. 原子力発電と放射線	
	2回目 情報の両面提示の明示 (エネルギー問題の難しさII)
5. 原子力発電の安全対策	
	3回目 情報の両面提示の明示 (エネルギー問題の難しさII)
6. 高レベル放射性廃棄物の最終処分	
	4回目 情報の両面提示の明示 (エネルギー問題の難しさI)
終了後の評価（質問紙調査）	
グループインタビュー（10分）	

図1 調査の進め方

調査結果から、本稿の資料作成に当たっては、次の5点を考慮した。1つ目は、各電源のメリット情報（強み）とデメリット情報（弱み）の提示資料については、正負両面の情報が整理されたペイオフマトリックス等を用いて表現する。2つ目は、イラストを挿入する。3つ目は、適度な文字量とする。4つ目は、“○×”表記を全ての電源で行う。最後に、各電源を提示する際の順番は、リスクを多く抱えていると考えられる原子力発電を最後に提示することである。こうすることで、視認性の確保に加え、中立・公平性のある情報提示につながる。

4. 方法

4.1 各群の位置づけ

情報の両面提示の明示を操作条件として、統制群と実験群を設定した。具体的には以下の通りである。なお、統制群、実験群の説明者は、同一人物が担当

*2 原子力発電の再稼働賛否において、「再稼働すべき」から「再稼働すべきでない」の5件法のリッカート尺度によって測定され、5点から1点を付与される。

エネルギー問題の難しさI

	火力発電	太陽光・風力発電	水力発電	原子力発電
強み	● 大量の電気を安定してつくること ができる	● 無限にある自然のチカラを利用する国産エネルギー	● 豊富にある水を使う、国産エネルギー	● 少ない燃料で大量の電気を安定してつくること ができる ● 発電時にCO2を出さない
弱み	× 発電時にCO2を多く出す × 発電に使う燃料を輸入に頼り、その埋蔵量にも限りがある	× 天候など自然条件による影響を受けやすく発電が不安定	× 国内に大きな河川が少なく、今後大きなダムをつくるのが難しい	× 放射線の厳重な管理が必要 × 放射性廃棄物の処分場が決まっていない

エネルギー問題の難しさII

	原子力発電
強み	● 少ない燃料で大量の電気を安定してつくること ができる ● 発電時にCO2を出さない
弱み	× 放射線の厳重な管理が必要 × 放射性廃棄物の処分場が決まっていない

図2 説明会で使用した情報の両面提示の明示の資料

した。

統制群(n=10)：情報の両面提示の明示なし。

実験群(n=10)：情報の両面提示の明示を4回実施。

4.2 調査の進め方

調査の進め方を図1に示す。説明会における、リスク・コミュニケーションの評価に対する影響を把握するため、開始後5分程度経過したところで、説明会の導入部までの評価を会場質問紙調査によって測定するとともに、説明会が終了した後に説明会全体の評価について測定を行った。さらに説明会終了後には、約10分程度のグループインタビューを実施した。

4.3 調査参加者の属性

調査会社の登録モニターから、対象条件に合う男女に参加を依頼した。概要は表2にまとめている。

実験調査であるため、統制群と実験群における、原子力発電の賛否の評定平均値*2、男女の割合、性

表2 実査概要と実験協力者の属性

	統制群	実験群
時期	2021年11月	
方法	会場質問紙調査・グループインタビュー	
時間	40分	
対象	近畿2府4県在住, 18歳~50歳代の男女 調査会社モニター登録者	
人数	10人 (2グループ)	10人 (2グループ)
対象	男性5人, 女性5人 20代2人, 30代1人, 40代3人, 50代4人 賛成層1人, 中間層8人, 慎重層1人 再稼働賛否の評定平均値 3.00点 (標準偏差1.155)	男性5人, 女性5人 20代2人, 30代1人, 40代3人, 50代4人 賛成層1人, 中間層8人, 慎重層1人 再稼働賛否の評定平均値 3.00点 (標準偏差1.247)

年代が同じになるように配慮しリクルーティングしている。

4.4 分析の進め方

本稿の実験調査の実験計画は、混合計画となっている。参加者間要因（実験群・統制群）と参加者内要因（導入部・終了後）が同時に組み込まれている。表3の通りである。

参加者間要因による、統制群の<終了後の評価B>と実験群の<終了後の評価D>を比較し、情報の両面提示の明示の差異を確認する。

次に、参加者内要因による実験群の<導入部の評価C>から実験群の<終了後の評価D>の変化を確認する。あわせて、参加者内要因による統制群の<導入部の評価A>から<終了後の評価B>の変化を確認して比較し押上効果を確認する。説明会終了後のグループインタビューでは、参加者間要因による、統制群ABと実験群CDの評価についての意見を収集し、会場質問紙調査結果の背景情報を収集することとした。

4.5 評価項目

説明会の評価に関する質問を検討した。まず、説明会全体を評価する質問として、「説明会の参加満足度」を説明会終了後の調査票に設定した。

次に木下（2016）のリスク・コミュニケーションの効果における評価基準と、埜田（2022a）の調査結果を参考に、7項目（「信頼度」「中立・公平性」「理解の深まり」「わかりやすさ」「情報量の適度さ」「傾聴度」「意見の言いやすさ」）を設定した。表4の通りである。

さらに、受け手の送り手に対する印象を評価する質問7項目を設定した。表5の通りである。

導入部の評価と終了後の評価の質問票は同じ設問選択肢を用いて測定している。

説明会全体を評価する質問の評価尺度は、5件法のリッカート尺度を用いた選択肢である。評定平均値を算出する場合は、「大変よかった」を5点、「ふつう」を3点、「全然よくなかった」を1点として算出する。

リスク・コミュニケーションの評価および送り手の受け手に対する印象評価の評価尺度は、SD法を採用し、選択肢は5段階評定にて、中立を3点、調査票の左側に位置する選択肢を5点、右側に位置する選択肢を1点として評定平均値を算出している。

表3 実験計画

	A <導入部の評価A>	B <終了後の評価B>
統制群	リスク・コミュニケーションの評価 送り手の印象の評価	リスク・コミュニケーションの評価 送り手の印象の評価
	C <導入部の評価C>	D <終了後の評価D>
実験群	リスク・コミュニケーションの評価 送り手の印象の評価	リスク・コミュニケーションの評価 送り手の印象の評価

表4 リスク・コミュニケーションを評価する質問内容

	評価項目	SD法	
		選択肢左側	選択肢右側
1	信頼度	信頼できる話と感じた	信頼できる話と感じなかった
2	中立・公平性	中立・公平な話と感じた	一方的な話と感じた
3	理解の深まり	理解が深まった	理解が深まらなかった
4	わかりやすさ	内容や構成はわかりやすいと感じた	内容や構成がわかりにくいと感じた
5	情報量の適度さ	情報の量は適切であった	情報の量は適切ではなかった
6	傾聴度	聞いてみようと思えた	あまり聞きたいと思えなかった
7	意見の言いやすさ	自分の意見が言いやすそうと感じた	自分の意見が言いにくそうと感じた

表5 受け手の送り手に対する印象を評価する質問内容

	評価項目	SD法	
		選択肢左側	選択肢右側
1	明るさ	明るい感じだった	暗い感じだった
2	好感度	好感がもてた	好感がもてなかった
3	聞き取りやすさ	聞き取りやすかった	聞き取りにくかった
4	自分の言葉で話している	自分の言葉で話している感じだった	自分の言葉では話していない感じだった
5	意見の尊重	参加者の意見を尊重する姿勢を感じた	参加者の意見を尊重する姿勢を感じなかった
6	真摯さ	参加者の声に真摯に耳を傾ける姿勢を感じた	参加者の声に真摯に耳を傾ける姿勢を感じなかった
7	わかりやすく伝えようとする姿勢	わかりやすく伝えようという姿勢が見えた	わかりやすく伝えようという姿勢が見えなかった

5. 調査結果

5.1 説明会終了後の評価比較

参加者間要因、統制群<終了後の評価B>と実験群<終了後の評価D>の結果について、対応のないt検定を実施した。表6の通りである。

説明会の満足度は、統制群4.20点に対して、実験群4.80点となり、実験群の値から統制群の値を引いた差（以下、実統差）は0.60点となり、有意な差（ $(t(18)=-2.50, p=.022)$ ）を確認することができた。統制群よりも実験群の方が参加して良かったと評価されている。

次に、リスク・コミュニケーションの評価項目への影響を見ると、「中立・公平性」(図3)が、統制群3.50点に対して、実験群4.50点となった。実統差1.00点となり、有意な差（ $(t(18)=-2.86, p=.001)$ ）を確認した。その他の項目で有意な差は確認できなかった。情報の両面提示の明示の主な差異は、「中立・公平性」の評価であった(表6)。

次に、受け手の送り手に対する印象を確認する。表7に記載の通り、7項目中6項目で有意な差を確

認している。最も差の大きかった項目は「真摯さ」の評価である。統制群3.40点、実験群4.50点となる。実統差は1.10点となり有意な差（ $(t(18)=-4.71, p=.000)$ ）を確認した。

情報の両面提示の明示をすることで、リスク・コ

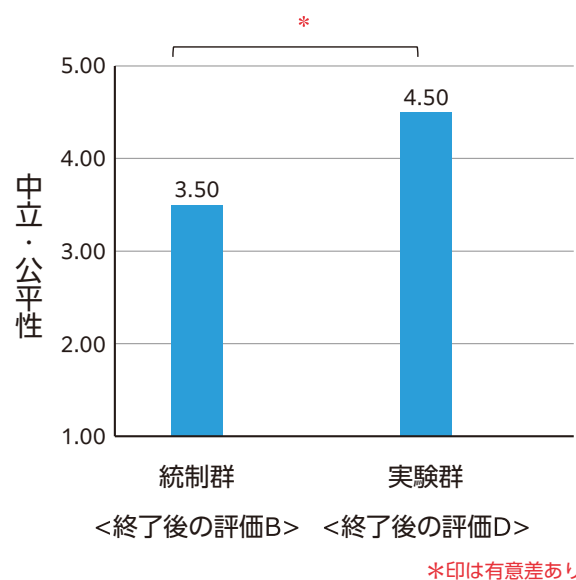


図3 中立・公平性の結果（参加者間要因の統制群<終了後の評価B>と実験群<終了後の評価D>）

表6 リスク・コミュニケーションの評価（参加者間要因, 統制群<終了後の評価B>と実験群<終了後の評価D>の比較）

	統制群 <終了後の評価B>			実験群 <終了後の評価D>			差 (pt)
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 説明会の満足度	10	4.20	0.63	10	4.80	0.42	0.60 *
2 信頼度	10	3.90	0.74	10	4.50	0.53	0.60 n.s.
3 中立・公平性	10	3.50	0.97	10	4.50	0.53	1.00 *
4 理解の深まり	10	4.00	0.47	10	4.30	0.48	0.30 n.s.
5 わかりやすさ	10	4.00	0.82	10	4.40	0.52	0.40 n.s.
6 情報量の適度さ	10	3.90	0.74	10	4.00	0.67	0.10 n.s.
7 聞いてみたいと思えた	10	3.90	0.74	10	4.50	0.53	0.60 n.s.
8 意見の言いやすさ	10	3.70	0.82	10	4.00	0.82	0.30 n.s.

n.s. 非有意, * p<.05

表7 受け手の送り手に対する印象（参加者間要因, 統制群<終了後の評価B>と実験群<終了後の評価D>の比較）

	統制群 <終了後の評価B>			実験群 <終了後の評価D>			差 (pt)
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 明るさ	10	4.00	0.67	10	4.70	0.48	0.70 *
2 好感度	10	4.10	0.57	10	4.70	0.48	0.60 *
3 聴き取りやすさ	10	4.10	0.74	10	4.70	0.48	0.60 *
4 自分の言葉で話している	10	3.50	0.53	10	4.50	0.53	1.00 **
5 意見の尊重	10	3.40	0.52	10	4.10	0.74	0.70 *
6 真摯さ	10	3.40	0.52	10	4.50	0.53	1.10 **
7 わかりやすく伝えようとする姿勢	10	4.10	0.57	10	4.50	0.53	0.40 n.s.

n.s. 非有意, * p<.05, ** p<.01

コミュニケーションの評価に差異が生まれる。また、明示した情報を受け手と共有する行為が加わったこともあり、受け手の送り手に対する印象に対してもポジティブな影響がある。

5.2. グループインタビュー結果 説明会の改善点に関する意見

グループインタビューでは、説明会の改善点について聞き取りを行った。全てのコメントを表8に示す。

統制群の2グループ、10人の参加者のうち3人の意見を示す。代表的な意見をまとめると「デメリット情報やネガティブな情報の発信がない」という指摘を受けた。送り手は説明会の中で、原子力発電に関する過去の大事故の情報や、放射線の健康への影響に関する情報、原子力発電に関する諸課題についての情報提示を行っている。送り手側の意図としては、デメリット情報やリスク情報を提示している。しかし、それらの情報は、両面的な観点で資料内に整理されていないことや、デメリット情報やリスク

情報が何であるかを、受け手と共有して進めていなかったことなどから、デメリット情報やリスク情報の印象が不足していたと考える。

情報の両面提示は、明示して共有しながら進めることで機能するものである。実験群のグループインタビューでは「デメリット情報」や「ネガティブ情報」の提示に関する意見は聞かれなかった。実験群の方が、受け手はより自然な形でリスク情報を捉えていたといえる。

5.3 実験群の導入部と終了後の評価

まず、統制群<導入部の評価A>と実験群<導入部の評価C>の参加者間要因の評価結果を、対応のないt検定で確認した。表9の通り、両群の間に有意な差はなく同質のグループである。

情報の両面提示の明示を行った実験群の、参加者内要因<導入部の評価C>と<終了後の評価D>の結果について、対応のあるt検定を実施したところ、表10の通りである。

有意な差が確認できた項目のうち、最も大きな変

表8 説明会の改善に関するグループインタビュー結果（参加者間要因, 統制群<評価AB>と実験群<評価CD>の比較）

	改善に関する全ての意見
統制群 B (10人中3人から意見を 得る)	<ul style="list-style-type: none"> ・ネガティブな点も含めて説明があれば良かった。(T氏) ・デメリットの部分, 今まで失敗したところ, 悪かったところをきちんと伝えて, その改善点をこうなったのでこの問題について考えましょうという形を作った方がいい。(T氏) ・メリットばかり言っている感じに思える. 両面どちらも伝えてその上でこれからこうしていくという説明は大分足りない。(T氏, 一部の女性参加者が同意) ・メリットはよくわかった. 安全になったよ, これからこんなことがあってもという, 想定のことであって用意してらっしゃるのはよくわかるけれども. デメリット, 大変なことがあって, だけどそれを想定してこんなことをするよというのがいまいち伝わらない. デメリットというのは伝わってこなかった. 今ってコロナもそうだけど想定外のことが起こっていて, 災害も想定外のものが起こる可能性があるので, 考えているけどどうなんだろう? そのへんのデメリットはこんながあるけどというのがあればもうちょっと良かったかな。(I氏) ・デメリットの説明ってあまりない. いいことばかり. これを使ったらこうなるよみたいなことももうちょっとほしいかなと思った. 地震でみんな思い知ったけど, それでも改めてじゃないけど, こういうデメリットがあるけれどもみたいなことをもうちょっと知りたいかなと思った. できてますだけじゃなくて, こういうこともあるかもしれないみたいなことがないと結論って出せない. そういうのがないと賛成とも言えないかな。(Q氏:一部の男性参加者が同意)
実験群 D (10人中2人から 意見を 得る)	<ul style="list-style-type: none"> ・天然ガスとか水素とかって, 言葉だけではどんなものなのかを想像ができない. 写真とか映像とかであったらよかったかなと. 目に見えないものなのでもうちょっとイメージしやすかったら, もうちょっと入りやすかったかなと, そういうのがあればいいかなと思った. 説明は理解できるんだけど.(H氏) ・サイクル図はこれを見ても何もわからない. 本当に動いているのかとわからないし.(R氏)

表9 統制群と実験群の導入部の評価結果（参加者間要因,<導入部の評価A>と<導入部の評価C>の比較）

	統制群 <導入部の評価A>			実験群 <導入部の評価C>			差 (pt)
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 信頼度	10	3.70	0.48	10	4.10	0.74	0.40 n.s.
2 中立・公平性	10	3.40	0.70	10	4.00	0.82	0.60 n.s.
3 理解の深まり	10	3.80	0.79	10	3.90	0.74	0.10 n.s.
4 わかりやすさ	10	3.80	0.92	10	4.20	0.63	0.40 n.s.
5 情報量の適度さ	10	3.80	1.03	10	3.40	0.97	-0.40 n.s.
6 聞いてみたいと思えた	10	3.90	0.88	10	4.30	0.68	0.40 n.s.
7 意見の言いやすさ	10	3.40	0.70	10	3.20	0.92	-0.20 n.s.

n s. 非有意

表10 実験群の導入部と終了後の評価結果（参加者内要因,<導入部の評価C>と<終了後の評価D>の比較）

	統制群 <導入部の評価C>			実験群 <終了後の評価D>			差 (pt)
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 信頼度	10	4.10	0.74	10	4.50	0.53	0.40 *
2 中立・公平性	10	4.00	0.82	10	4.50	0.53	0.50 *
3 理解の深まり	10	3.90	0.74	10	4.30	0.48	0.40 *
4 わかりやすさ	10	4.20	0.63	10	4.40	0.52	0.20 n.s.
5 情報量の適度さ	10	3.40	0.97	10	4.00	0.67	0.60 n.s.
6 聞いてみたいと思えた	10	4.30	0.67	10	4.50	0.53	0.20 n.s.
7 意見の言いやすさ	10	3.20	0.92	10	4.00	0.82	0.80 *

n.s. 非有意, * p<.05

化が見られたものは「意見の言いやすさ」であった。導入部3.20点, 終了後4.00点, 差は0.80点 ((t (18) = -4.71, p = .011)) となった。トピックスの流れの中で, 視覚的に明示し, 受け手とその情報を共有す

る一連の作業をお互いに行ったことの影響と考えられる。

次に変化が見られたものは「中立・公平性」であった。導入部4.00点, 終了後4.50点, 差は0.50点 ((t (9)

=-3.00, $p=.015$)) となった。図4の通り、導入部よりも終了後の方が得点が増え、参加者内要因においても、情報の両面提示の明示の主効果は、「中立・公平性」であることが示唆される。

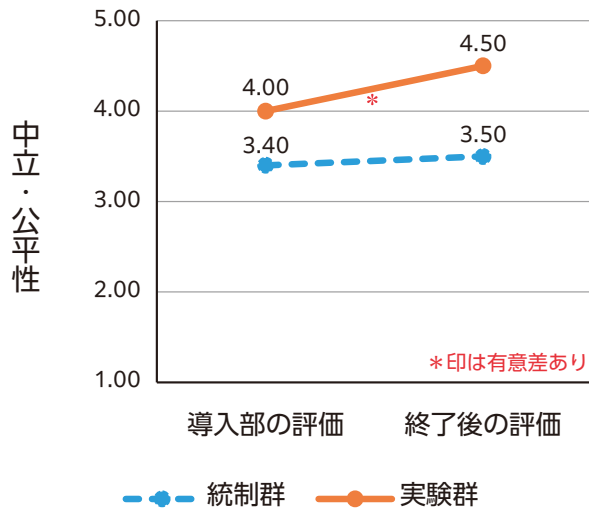


図4 中立・公平性の結果 (参加者内要因, 統制群と実験群の導入部と終了後の評価の変化)

「信頼度」の評価についても有意差を確認した。導入部4.10点、終了後4.50点、差は0.40点 ($t(9)=-2.45, p=.037$)) であった。その他、有意な差を確認できたものは「理解の深まり」であった。導入部3.90点、終了後4.30点、差は0.40点 ($t(9)=-2.45, p=.037$)) となった。

「意見の言いやすさ」「理解の深まり」の項目の変化から、情報の両面提示の明示は、リスク・コミュニケーションの成功要因である「双方向性」や「共考」に影響を与えることが確認できた。

なお、情報の両面提示の明示を行わなかった統制群の参加者内要因の評価結果を表11に示す。

いずれの項目も有意な差を確認することができなかった。

6. 考察とまとめ

本稿の調査結果は、情報の両面提示を行うことでリスク・コミュニケーションをより良くする効果があることを確認した。「中立・公平性」について有意な差があることが確認された。

また、受け手の送り手に対する印象の評価にもポジティブな影響がみられた。具体的には「明るさ」「好感度」「聞き取りやすさ」「自分の言葉で話している」「意見の尊重」「真摯さ」といった6項目の評価で有意な差が見られた。送り手役は同一人物が担当しているが、印象の評価に違いがある。

情報の両面提示の明示を行わなかった統制群では、リスク情報を提示しているにも関わらず、受け手は情報の両面提示をしていると受け止めなかった。その結果、グループインタビューでは「メリット情報ばかり提供している」といった改善の意見が見られた。

情報の両面提示の明示を行った実験群の導入部と終了後の評価を比較すると、終了後には「中立・公平性」「信頼度」「意見の言いやすさ」「理解の深まり」の評価が増え、「双方向性」や「共考」に関連する項目で差が見られ、共に考える双方向的な対話を促進する効果が見られた。

情報の両面提示の明示をしていない統制群の導入部と終了後の評価では、「中立・公平性」や「信頼度」に関する変化はなかった。

以上のことから、情報の両面提示の明示はリスク・コミュニケーションの評価を高め、送り手の印象の評価にも影響を与えることが明らかである。情報の

表11 統制群の導入部と終了後の評価結果 (参加者内要因, <導入部の評価A>と<終了後の評価B>の比較)

	統制群 <導入部の評価A>			実験群 <終了後の評価B>			差 (pt)
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 信頼度	10	3.70	0.48	10	3.90	0.74	0.20 n.s.
2 中立・公平性	10	3.40	0.70	10	3.50	0.97	0.10 n.s.
3 理解の深まり	10	3.80	0.79	10	4.00	0.47	0.20 n.s.
4 わかりやすさ	10	3.80	0.92	10	4.00	0.82	0.20 n.s.
5 情報量の適度さ	10	3.80	1.03	10	3.90	0.74	0.10 n.s.
6 聞いてみたいと思えた	10	3.90	0.88	10	3.90	0.74	0.00 n.s.
7 意見の言いやすさ	10	3.40	0.70	10	3.70	0.82	0.30 n.s.

n.s. 非有意

両面提示を適切に機能させることによって、中立・公平性」や「信頼度」の評価が高まり、自然な形でリスク情報を共有することにつながる。情報の両面提示の明示は、リスク・コミュニケーションにおいて必須の社会的技術であると言える。

7. おわりに

情報の両面提示の明示にはいくつかの課題がある。そもそも情報の両面提示を実施し、正負両面情報を明示したからといって、そのままより良いリスク・コミュニケーションに繋がるわけではない。

まず、送り手が、受け手に対して自然な形で情報に触れる機会を提供し、共に考える雰囲気醸成することが前提となることが考えられる。

次に提示する情報の表現の仕方、送り手の配慮、受け手のリスク認知の要因などが関係する可能性がある。本稿では、冨田（2021）の調査から、受け手にとって評価される両面提示の情報と受け手の受け止めを事前に把握していたため、予期する結果につながったと考えられる。

また、エネルギー問題のリスク・コミュニケーションの現場では、様々なリスクの共有がなされる。それぞれのトピックスにあわせた情報の両面提示の表現があり、多様な手法が存在すると考えられる。情報の両面提示の明示が、あらゆるトピックスで機能することにつながるような体系的な整理が必要と思われる。

最後に、情報の両面提示の明示の効果を、さらに高めるアイデアとして、両面意見提示があげられる。提示する情報は、送り手側の立場や送り手の側が考えるリスクの枠組みの中で整理される。より公平性や透明性を高めるうえでは、異なる立場の代表的な意見を直感的にわかる形で明示して共有することで、リスク・コミュニケーションの評価により良い影響がある可能性が考えられる。

引用文献

- 閣議決定（2021）. エネルギー基本計画.
- 木下富雄（2016）. リスク・コミュニケーションの思想と技術 共考と信頼の技法. ナカニシヤ出版.
- 北田淳子（2015）. 再稼働への賛否と原子力発電についての認識 - 2014年のINSS 継続調査から, INSS JOURNAL Vol. 22, 27-46.
- 冨田幹宏（2019）. 原子力発電に関する情報提供における際の留意点, INSS JOURNAL Vol. 26, 32-49.
- 冨田幹宏（2021）. エネルギー問題関連冊子の印象に残るクリエイティブ - 中間層4分類の視点 - INSS JOURNAL Vol. 28, 55-74.
- 冨田幹宏（2022a）. エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーション - 共に考える姿勢が示されることの意味（予備調査） -, INSS JOURNAL Vol.29, SR-6.

中間貯蔵施設の受け止めにかかるインタビュー調査

Interview survey on perception of people towards information
about interim storage facilities for spent nuclear fuel

後藤 学 (Manabu Goto)*¹ 中川 幸二 (Koji Nakagawa)*¹
北田 淳子 (Atsuko Kitada)*¹ 高木 俊弥 (Toshiya Takaki)*²

要約 京阪神地域の都市部に住む男女20名を対象に、使用済燃料の中間貯蔵施設に関する資料を用いたインタビュー調査を行った。使用済燃料の中間貯蔵施設に対する情報の受け止めを、説明前と説明後で比較し、どのような説明資料が参加者の理解を進め、不安の緩和につながるかを検討した。結果については、以下3点に整理できた。(1) 中間貯蔵施設について双方向的な説明を行ったところ、もともと40%の参加者は中間貯蔵施設について見聞きしたことがなく、認知度は高くなかったが、説明後は中間貯蔵施設の必要性、安全性について80%の参加者が肯定的な回答をした。(2) 高レベル放射性廃棄物の説明を行った後で中間貯蔵施設の説明を行った場合、高レベル放射性廃棄物の問題を意識することによって中間貯蔵に対しても否定的な受け止めになる影響が予想されたが、明確な影響は認められなかった。(3) 中間貯蔵施設の理解を進め、不安の緩和につながる説明内容について一定の知見が得られた。今後も基本的な説明の充実と伝え方の工夫を継続する必要がある。

キーワード 使用済燃料, 中間貯蔵施設, 高レベル放射性廃棄物, インタビュー調査

Abstract An interview survey was conducted with 20 adult participants living in the highly urbanized Kyoto-Osaka-Kobe area of south-central Japan, using materials on interim storage facilities for spent nuclear fuel. In this survey, we compared the perception of information about interim spent fuel storage facilities before and after explanations, and examined what kind of explanatory materials are effective in promoting understanding and alleviating anxiety. The results were summarized into the following three points. (1) After the interactive explanation of an interim storage facility, about 80% of the participants answered affirmatively about the necessity and safety of facilities. However, awareness of interim storage facilities was not high, with 40% of the participants having never heard of them previously. (2) When the interim storage facility was explained after high-level radioactive waste was explained, the acceptance of the interim storage facility was not negative. (3) Items in the explanation methods that promote understanding of and alleviate concerns about interim storage facilities were identified. We concluded it is necessary to continue to enhance the basic explanations and to devise new ways to convey the information.

Keywords spent nuclear fuel, interim storage facility, high-level radioactive waste, interview survey

1. はじめに

原子力発電所では、一定期間の運転を経ると、燃料集合体を交換する必要がある、そこで取り出された燃料は使用済燃料と呼ばれる。現在、日本には約19,000tの使用済燃料が存在し、管理容量の約8割に達しているとされる(資源エネルギー庁, 2021)。ウラン燃料は発電により全体の3~5%だけが使用

され、95~97%は再利用できるウランかプルトニウムとして残る。そのため資源の乏しい日本では、使用済燃料から再利用可能なウランやプルトニウムを取り出して(再処理)、MOX燃料に加工し、もう一度発電に利用する原子燃料サイクルの推進を基本方針としている(資源エネルギー庁, 2022)。

第6次エネルギー基本計画(資源エネルギー庁, 2021)では原子力の方針の柱の一つに「使用済燃

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所
*2 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

料問題の解決に向けた取組の抜本強化と総合的な推進」を掲げており、高レベル放射性廃棄物の最終処分に向けた取組の抜本強化、使用済燃料の貯蔵能力の拡大、放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発、の3点を主要課題としてあげている。

このうち使用済燃料の貯蔵能力の拡大に向けて、電気事業連合会（2022）は、発電所の内外を問わず中間貯蔵施設や乾式貯蔵施設などの建設・活用を推進し貯蔵能力の拡大を図るとしている。また、各電力会社では独自の対策方針を立てており、関西電力株式会社では「福井県外における中間貯蔵について、理解活動、可能性調査等を計画的に進め、2023年末までに計画地点を確定し、2030年頃2,000tU規模で操業を開始する」ことを当面の使用済燃料対策方針としている。

このような状況において、今後、中間貯蔵施設に関する人々の関心は高まることが予想され、対話活動はさらに重要になってきている。それをふまえ、原（2021）、幸前（2021）は中間貯蔵施設に関する情報提供に対する反応を把握する一連の調査を行った。

原（2021）は、都市部の人々20名を対象に、使用済燃料の中間貯蔵施設に関する資料を用いてインタビュー調査を実施し、説明前後での中間貯蔵施設に対する情報の受け止め方について検討した。その結果、中間貯蔵施設について説明前に詳しく知っている人はほとんどいなかったこと、中間貯蔵施設に対する不安が説明後に大きく減少したことを明らかにした。

幸前（2021）は、関西地域に住む市民1,000名を対象に、中間貯蔵施設に関するWebアンケート調査を行った。中間貯蔵施設に関する詳しい説明を提示した後、原子力発電の利用態度や、中間貯蔵施設に対する不安、中間貯蔵施設の必要性・安全性に対する受け止め等について回答を求めた。その結果、説明前後における中間貯蔵施設に対する意見（必要性・安全性）は、「中間貯蔵施設の必要性を認める」「使用済燃料を安全に貯蔵・管理できる」との回答がいずれも7ポイント増加した一方で、中間貯蔵施設に対する不安として「それほど不安はない」と回答した人の割合は大きく変わらなかった。説明前後の変化は概して小さく、原（2021）のインタビュー調査と比較して態度変容が小さかった。その理由について幸前（2021）は、インタビュー調査における双方向的なコミュニケーションによって情報提供し

た場合と、Web上で説明文を提示される場合とでは、不安感に対する意見の傾向が異なる可能性があることを指摘している。

2. 目的

原（2021）のインタビュー調査では提示情報の効果が大きく、幸前（2021）のWebアンケート調査では提示情報の効果は小さかった。その理由については、提示情報の質・量の違い、伝え方の違いなど、いろいろな要因が作用した可能性が考えられるが、原（2021）の調査は肯定的な結果が出やすい条件が揃っていた可能性がある。本調査では、少なくとも以下3点の課題に対処しても同様の結果が得られるのか、検証の必要があると考えた。第一の課題は、原（2021）の調査参加者に、説明前の段階から原子力肯定層が多かったことがある。原（2021）では、インタビュー調査で説明前の85%が原子力発電に肯定的な利用態度を持っていた。北田（2019）の世論調査と比較すると、約3割高かったと指摘しており、サンプルに偏りがあった可能性がある。

第二の課題は、事後アンケートの回答にあたって調査参加者の匿名性が確保されていなかった可能性がある。アンケートに回答する際、説明者が目の前にいたために、調査参加者は説明者の意図に沿う回答をしやすくなったものと推測される。

第三の課題は、中間貯蔵施設について説明する際には、原子燃料サイクル全体の説明が必要となるが、その中で高レベル放射性廃棄物の最終処分事業に関する説明を行っていなかったことがあげられる。北田（2019）は、原子力発電の三大反対理由として「大事故の被害が大きすぎる」「放射線汚染の恐れ」とともに「放射性廃棄物の処分未確立」をあげており、これらの理由は多くの人々が納得し、重要性が高いと考える反対理由であることを指摘している。したがって、高レベル放射性廃棄物に関わる問題は、原子力発電に対する不安の源となっているものと考えられ、その説明を行わずに受け止め調査を行ったために、実際よりも肯定的な結果となった可能性がある。

そこで、本研究では、原（2021）のインタビュー調査の方法を下敷きに、残された課題に対応して、一般の人々の中間貯蔵施設への受け止めを把握するインタビュー調査を行い、一般の人々の中間貯蔵施設への受け止めについてより精緻な知見を得ること

を目的とする。特に、原（2021）で確認された肯定的な受け止めが本調査でも同様に認められるかを確認する。

加えて、本研究で新たに明らかにとしたい点として、中間貯蔵施設の説明を行う際、どういう伝え方をすれば参加者の理解を進め、不安の緩和につながり、またどういう伝え方ではそれにつながらないのか、を把握したい。その点に関する新たな知見を得ることもできるよう調査計画を立てた。

3. 方法

3.1 参加者

調査協力者（以下、参加者）は、京阪神の都市部に住む20～60歳代の男女20名であった。参加者の選定にあたっては、調査会社が「エネルギーや原子力発電についてのインタビュー」であることを提示して、会場に来場可能な参加者を募集した。募集に応じた者に対し、属性（性別、年齢、未婚、就業状況等）、原子力発電所の再稼働意向、社会課題に対する捉え方・考え方、エネルギー利用に関わる行動など、簡単な質問に回答を求めた。再稼働意向の回答については、回答結果から「賛成層、中間層、慎重層」に区分した。

性別、年代の偏りがなく、表1のように20名を割り当て、全体として再稼働意向の賛成層：中間層：慎重層が1：3：1となるように参加者を決定した。これにより第一の課題に対処した。

なお、再稼働意向の質問ならびに各層への区分の仕方は、埜田（2020）を参考とした。埜田（2020）は約20,000名を対象とした調査において、賛成層：中間層：慎重層の割合が、13%：74%：13%であることを報告しており、実際に無作為にサンプリングすれば、中間層の割合が相当に多いことが想定される。ここでは、中間層が多いことを前提としながらも、いろいろな立場の意見を把握でき、20名での

表1 参加者の内訳

	20歳代	30, 40歳代	50, 60歳代	再稼働意向
男性	2 (中間層2)	4 (賛成層2, 中間層2)	4 (慎重層2, 中間層2)	賛成層4 中間層12 慎重層4
女性	2 (中間層2)	4 (慎重層2, 中間層2)	4 (賛成層2, 中間層2)	

割当てが容易な1：3：1という割合を便宜的に採用した。

3.2 調査の流れ

インタビュー調査は、2021年10月末の連続する4日間で実施した。参加者は一人ひとり個別にインタビュー調査に参加した。調査時間は各回90分程度であった。冒頭で事前アンケートに回答を求め、その後、説明資料を基に、原子力発電の全般的な話題と中間貯蔵施設に関する説明を行った。参加者には、説明中も話題の切れ目で随時気になったこと、疑問に感じたことを話してもらい、インタビュアーとやりとりしながら進める双方向的な形式をとった。最後に、各参加者には事後アンケートに回答するよう求めた。参加者が率直な意見をアンケートに記入できるよう、インタビュー終了後に、説明者は参加者の視界から外れた場所に移動するようにした。アンケートは記入後、無記名にて、ボックスに投函してもらうようにした。これによって、参加者の匿名性を確保することで、第二の課題に対処した。

インタビュー調査の各回の流れを図1に示した。本調査では、高レベル放射性廃棄物に関する説明を追加しており、中間貯蔵施設の受け止めを調査するうえで、高レベル放射性廃棄物の説明を聞かずに中間貯蔵施設の説明を受ける場合と、高レベル放射性廃棄物に関する説明を聞いた後で中間貯蔵施設の説明を受ける場合では、中間貯蔵施設への受け止めが変わる可能性がある。そこで、インタビューを受ける参加者を二分し、高レベル放射性廃棄物の説明を受ける前に、中間貯蔵施設の説明を受ける群（A群）と、高レベル放射性廃棄物の説明を受けた後に中間貯蔵施設の説明を受ける群（B群）とを設定した。中間貯蔵施設に関する説明を受けた直後の参加者の受け止めを比較するため、図1中の黄色で示し

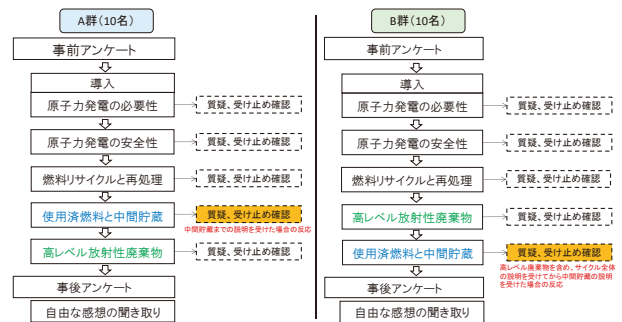


図1 インタビュー調査の流れ

た箇所でインタビュアーによる重点的な受け止め確認（以下、インタビュアー所感評価）を行った。これにより、第三の課題に対処した。

3.3 説明資料の作成

本調査では、原（2021）の資料を基にして、説明資料を作成した（表2）。説明資料は5部構成23ページ（に若干の参考ページ）から成る。原（2021）で用いた説明資料との最大の違いは、高レベル放射性廃棄物の説明を追加したことである。高レベル放射性廃棄物に関する説明資料は4ページで構成された。高レベル放射性廃棄物の「概要」ではガラス固化体に関する説明を、「処分方法」では地下300mに地中処分することを、「処分地選定の手続き」ではそのプロセスや手順を、「処分地選定の現状」で

表2 説明資料のタイトル一覧（A群の資料順）

1. 原子力発電の必要性
エネルギー自給率
エネルギー自給率～原子力発電の燃料
エネルギーの安定確保
地球温暖化・気候変動への対策
各電源のCO ₂ 排出量
日本のエネルギー政策
2. 原子力発電の安全性
福島第一原子力発電所事故における教訓
福島第一原子力発電所事故をふまえた対策例
従来の規制基準と新規制基準
3. 燃料リサイクルと再処理
原子力発電に使われる燃料
原子燃料サイクルの概要
使用済燃料の再処理
4. 使用済燃料と中間貯蔵
使用済燃料の保管
キャスクと放射線
キャスクの基本的安全機能
中間貯蔵施設の構造と貯蔵方式
中間貯蔵施設の安全対策1
中間貯蔵施設の安全対策2
国内外での中間貯蔵施設の実績
5. 高レベル放射性廃棄物
高レベル放射性廃棄物の概要
高レベル放射性廃棄物の処分方法
高レベル放射性廃棄物の処分地選定の手続き
高レベル放射性廃棄物処分場選定の現状
参考：身の回りの放射線、など

は日本と諸外国の対比を通じた状況を示した。

その他の変更点としては、原子力発電所の必要性の情報を末尾から冒頭に移すことや、原因と結果など関連する事柄を紐付けてわかるように説明することなど、参加者の理解が深まるよう説明順の入れ替えを行った。加えて、どのような説明資料が参加者の理解を進め、不安の緩和につながるのか、またその妨げとなるのかを把握するという観点から、量や大きさなどをわかりやすく説明するたえを入れる工夫を施した。

3.4 事前・事後アンケート

事前・事後アンケートは、主に説明前後での中間貯蔵施設や原子力発電の利用態度に関する受け止めの変化を把握するためのものである。そのため、事前・事後のアンケートでは、多くは共通した質問を行った。事前アンケートでは、原子力発電の利用態度、再稼働意向に関する質問等に加え、中間貯蔵施設について見聞きしたことがあるかを問い、見聞きしたことがある参加者には、中間貯蔵施設の必要性、中間貯蔵施設の安全性に関する質問を行った。また、事後アンケートでは、事前アンケートの質問に加えて、中間貯蔵施設への不安、印象に残った説明資料についての質問等にも回答を求めた。

3.5 インタビュアーによる評価

インタビュアーは調査会社の職員3名のうち、1名が各インタビューをランダムに担当し、事前に準備した説明台本により説明資料の内容を説明した。画一的に決められた説明をするのではなく、参加者の知識や興味に合わせて、台本以外にも補足すべき情報があればそれを伝えて、双方向的なコミュニケーションを意識して進行した。参加者から質問があった場合は、あらかじめ用意した想定Q&A集を参考に対応した。

インタビュアーは、インタビューの進行に加え、インタビュアー所感評価を行った。中間貯蔵施設の説明を行って参加者の反応を確認したところで、中間貯蔵施設の必要性ならびに安全性を5段階評価した（そうである、まあそうである、どちらとも言えない、あまりそうではない、そうではない）。また、そう判断した理由を、決められた選択肢から選択した。所感評価は、インタビュー後、その回の担当

インタビュアーと、ほか2名のインタビュアーでの合議を経て最終評価とした。それから、説明資料のこういった説明が参加者の理解を進め、不安の緩和につながり、またこういった説明がその妨げとなっているかについて気づき事項があれば、メモをとって記録した。

4. 結果

4.1 原子力発電の利用態度

本調査では、第一の課題への対処として、参加者の再稼働意向の回答に基づいて「賛成層、中間層、慎重層」に区分し、事前の態度の偏りをなくすようにした。また、第二の課題への対処として、参加者がアンケートに回答する際の匿名性を確保するように配慮した。実際に事前の態度の偏りが是正されたかどうか、また、参加者の事後態度が説明者の意図する方向に偏っていないか、参加者の原子力発電の利用態度についての事前・事後アンケートをもとに確認した。

参加者に説明前後において「原子力発電所について、あなたのお考えに近いものを次の中から1つだけ選んでください」と尋ねた。説明前の原子力発電所の利用態度は60%が「利用するのが良い」、原(2021)では85%が肯定的であったことと比較すると、参加者の事前態度による偏りは是正されていたと考えられる。

原子力発電の利用態度を説明前と説明後で比較すると(図2)、説明前は60%で肯定的な回答であったが、説明後は80%が肯定的となった。原(2021)では事後の利用態度はすべての参加者で肯定的になっていたが、本調査では20%の参加者は慎重な

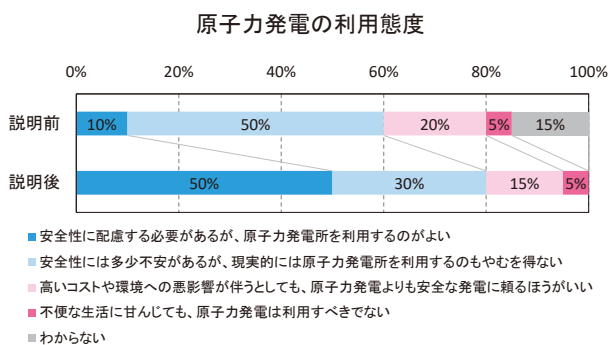


図2 参加者アンケートの回答割合(利用態度)

態度が事後も維持されていた。

参加者の態度変化のクロス表(表3)から、原子力発電の利用態度が「利用するのやむを得ない」から「利用するのがよい」にシフトした人が6名いるなど、計8名が肯定的な方向に変化した。その一方で2名については、原子力発電の利用態度がより慎重な方向にシフトした。この2名については、インタビューでの発言録から「想定外への不安が払拭されていない」「厳重な対策をするほど危険なものなのでは」といった理由を述べており、そういった受け止めから態度が否定的な方向に変化したものと推測される。

このように、第一、第二の課題に対して、参加者の事前態度の偏りや、アンケート回答時の匿名性の確保に配慮した状況での、参加者の受け止めが可能になったものと考えられる。次節以降では、中間貯蔵施設の必要性、安全性に関する受け止め、中間貯蔵施設に対する不安感について検討した。

表3 参加者アンケートの態度変化(利用態度)

		説明後				
		安全性に 配慮する 必要がある が、原子 力発電所 を利用す るのがよ い	安全性に は多少 不安があ るが、現 実的には 原子力 発電所 を利用す るのや むを得 ない	高い コスト や環境 への悪 影響が 伴うと しても、 原子力 発電よ りも安 全な発 電に頼 るほう がよい	不便な 生活に 甘んじ ても、 原子力 発電は 利用す べきで はない	わか らな い
説明 前	全体 (20人)	10人	6人	3人	1人	0人
	安全性に配慮する必要があるが、原子力発電所を利用するのがよい (2人)	2人				
	安全性には多少不安があるが、現実的には原子力発電を利用するのやむを得ない (10人)	6人	3人	1人		
	高いコストや環境への悪影響が伴うとしても、原子力発電よりも安全な発電に頼るほうがよい (4人)		1人	2人	1人	
	不便な生活に甘んじて、原子力発電は利用すべきでない (1人)		1人			
	わからない (3人)	2人	1人			

4.2 中間貯蔵施設の必要性

参加者に説明前後において「中間貯蔵施設が必要だと思うか」を尋ねた。説明前では、中間貯蔵施設を「知らない」と回答した人が40%おり、知っている人の回答は分散していた。説明後では「必要」「どちらかといえば必要」の回答をあわせると85%であった(図3)。ここでも原(2021)の結果(肯定的回答が100%)と違い、慎重な立場の回答も認められた。説明前後の態度変化のクロス表を表4に示した。当初、中間貯蔵施設を知らなかった参加者(全体の40%)のほとんど(8名中7名)が、説明後は「必要」「どちらかといえば必要」と回答した。また、事前には「どちらかといえば必要」と回答していた4名中3名で、「どちらかといえば

中間貯蔵施設の必要性

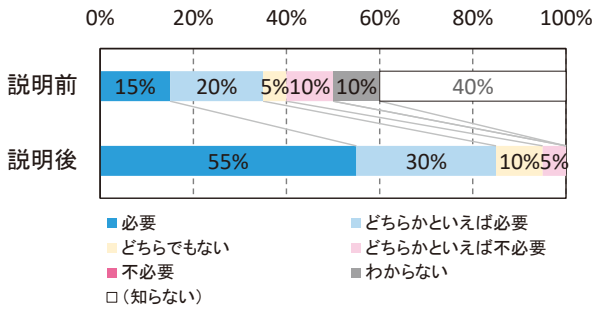


図3 参加者アンケートの回答割合 (必要性)

表4 参加者アンケートの態度変化 (必要性)

	説明前	説明後					
		必要	どちらかといえば必要	どちらでもない	どちらかといえば不必要	不必要	わからない
全体	(20人)	11人	6人	2人	1人	0人	0人
必要	(3人)	2人	1人				
どちらかといえば必要	(4人)	3人	1人				
どちらでもない	(1人)			1人			
どちらかといえば不必要	(2人)		2人				
不必要	(0人)						
わからない	(2人)	1人			1人		
(知らない)	(8人)	5人	2人	1人			

不必要」と回答していた2名中2名で、回答が肯定的な方向に変化していた。今回の中間貯蔵施設に関する説明によって、事前態度が肯定的であろうと、慎重であろうと、説明後は多くの参加者が中間貯蔵施設の必要性を感じていた。

説明後にインタビューに、参加者の発言・様子などから「中間貯蔵施設は必要である」と受け止めたと思うかどうかを5段階で評価させたところ、「そうである」「まあそうである」が80%であった(図4)。参加者アンケートの回答とインタビュー所感評価は傾向として一致していた。これに加えて、インタビューには参加者が何を根拠に必要

中間貯蔵施設は必要である

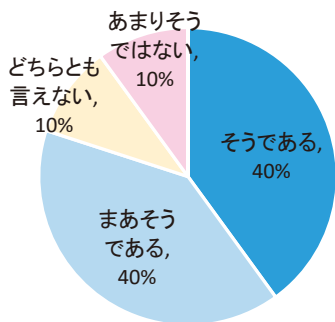


図4 インタビューアの所感評価 (必要性)

と感じたと思うかを、選択肢から複数選択させた。その結果「リサイクルを進めるため」が80%と高く、続いて「発電所のプールの逼迫を防ぐため」(40%)、「安定供給のため」(30%)であった。「発電所のプールに置いておくより安全」は選択されなかった。

4.3 中間貯蔵施設の安全性

参加者に説明前後において「中間貯蔵施設において使用済燃料を安全に貯蔵・管理することが出来ると思うか」を尋ねた。説明前では、中間貯蔵施設を「知らない」と回答した人が40%おり、知っている人の回答は分散していた。説明後では「(安全に貯蔵・管理)出来ると思う」「どちらかという出来ると思う」の回答をあわせると85%であった(図5)。ここでも原(2021)の結果(肯定的回答が95%)ほどには、肯定的な回答割合は高まらなかった。説明前後の態度変化のクロス表を表5に示した。説明前は「どちらともえない」と中間的な回答をしていた6名中5名が、説明後は肯定的な回答をしていた。また、当初、中間貯蔵施設を知らなかった参加者(全体の40%)のすべてが、説明後は「(安全に貯蔵・管理)出来る」「どちらかという出来る」と回答した。ここでも、今回の中間貯蔵施設に関する説明によって、事前態度が肯定的であろうと、慎

中間貯蔵施設の安全性

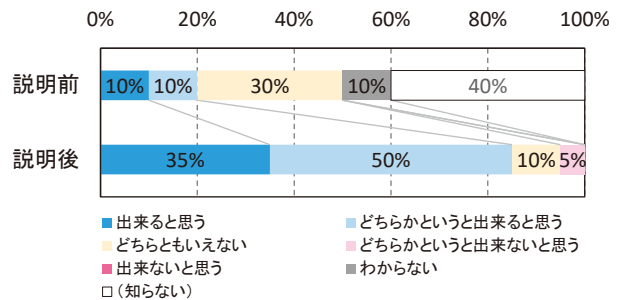


図5 参加者アンケートの回答割合 (安全性)

表5 参加者アンケートの態度変化 (安全性)

	説明前	説明後					
		どちらか出来ると思う	どちらかという出来ると思う	どちらともいえない	どちらか出来ないと思う	出来ない	わからない
全体	(20人)	7人	10人	2人	1人	0人	0人
出来ると思う	(2人)	2人					
どちらかという出来ると思う	(2人)		2人				
どちらともいえない	(6人)	1人	4人	1人			
どちらかという出来ないと思う	(0人)						
出来ないと思う	(0人)						
わからない	(2人)			1人	1人		
(知らない)	(8人)	4人	4人				

重であろうと、説明後は多くの参加者が中間貯蔵施設の安全性を感じていた。

説明後にインタビューに、参加者の発言・様子などから「中間貯蔵施設は安全である」と受け止めたと思うかどうかを5段階で評価させたところ、「そうである」「まあそうである」が80%であった(図6)。ここでも参加者アンケートの回答とインタビューの所感評価は傾向として一致していた。加えて、インタビューには参加者が何を根拠に安全であると感じたと思うかを、選択肢から複数選択させた。その結果「落下試験, 耐火試験, 浸漬試験」(60%), 「キャスクの放射線遮蔽」(50%)が多く選択された。「地震対策」「津波対策」「24時間異常を監視」は各25%, 「東日本大震災で問題は生じず」「敷地の外までの距離を十分に確保」は各10%, 「発電所プールから取り出して保管」「国内外で多くの実績があり, 安全に貯蔵・管理」は各5%であった。

中間貯蔵施設は安全である

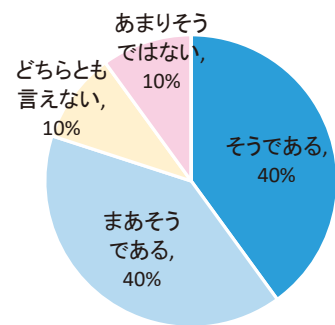


図6 インタビューアの所感評価 (安全性)

4.4 中間貯蔵施設への不安感

参加者に、説明後において「あなたは、中間貯蔵施設に不安を感じますか。インタビューに来られる前のお気持ちと、説明を聞いた今のお気持ちのそれぞれについてお答えください」と回答を求めた。説明前、中間貯蔵施設に「それほど不安はなかった」参加者は10%であったが、説明後は50%まで増加した(図7)。説明前後の不安感の変化のクロス表を表6に示した。不安感が強まる方向に変化した参加者はおらず、当初、中間貯蔵施設のことを知らなかった参加者(全体の40%)の3/4が、説明後は「それほど不安はない」と回答した。原(2021)と同様に中間貯蔵施設に対する不安は大幅に軽減されていた。

中間貯蔵施設への不安感

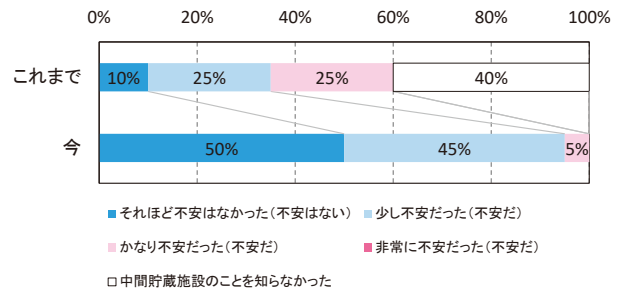


図7 参加者アンケートの回答割合 (不安感)

表6 参加者アンケートの態度変化 (不安感)

		今の気持ち			
		それほど不安はない	少し不安だ	かなり不安だ	非常に不安だ
これまでの気持ち	全体 (20人)	10人	9人	1人	0人
	それほど不安はなかった (2人)	2人			
	少し不安だった (5人)	1人	4人		
	かなり不安だった (5人)	1人	3人	1人	
	非常に不安だった (0人)				
	中間貯蔵施設のことを知らなかった (8人)	6人	2人		

4.5 高レベル放射性廃棄物の説明後に中間貯蔵について説明した場合の受け止め

第三の課題への対処として、高レベル放射性廃棄物の説明後に中間貯蔵について説明した場合、受け止めが否定的になるのかどうかを検証するため、前述のとおり参加者を二群に分けた。20名の参加者の半分(A群)は、高レベル放射性廃棄物の説明の前に、中間貯蔵の説明を受けた。これに対し、もう半分(B群)の参加者は、高レベル放射性廃棄物の説明を受けた後に、中間貯蔵施設についての説明を受けた。インタビューは、A群、B群とも、中間貯蔵施設の説明を受けた直後の参加者の中間貯蔵施設についての受け止めを確認した。すなわち、A群は高レベル放射性廃棄物の説明を聞いた後で中間貯蔵の説明を受けた場合の受け止め、B群は高レベル放射性廃棄物の説明なしで中間貯蔵の説明を受けた場合の受け止めである。

中間貯蔵施設についての必要性、安全性についての所感評価の結果を図8に示した。少なくとも、インタビューの観察に基づく所感評価では、高レベル放射性廃棄物の説明による否定的な影響は認められなかった。

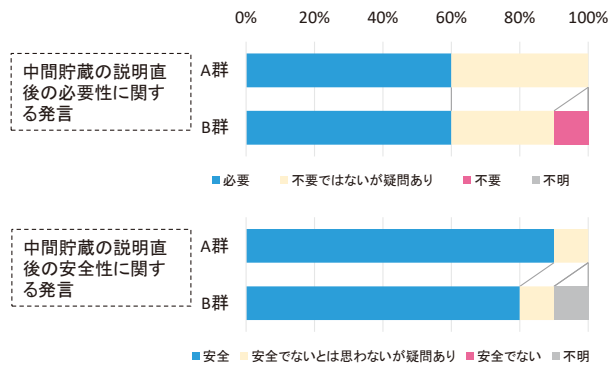


図8 インタビュアー所感評価によるA/B群比較

中間貯蔵施設の受け止めに対する説明順の影響は、参加者アンケートでも確認が可能である。その結果を図9に示す。ここでも、A群とB群の間に大きな差は認められなかった。ただし、参加者アンケートはすべての説明終了後に行ったため、A群、B群いずれにおいても、中間貯蔵施設の説明の前か後かの順序は異なるが、高レベル放射性廃棄物の説明を受けている。今回の調査では、高レベル放射性廃棄物の説明を受けた場合の影響について、参加者アンケートでは確認できていない。今後の課題と考えている。

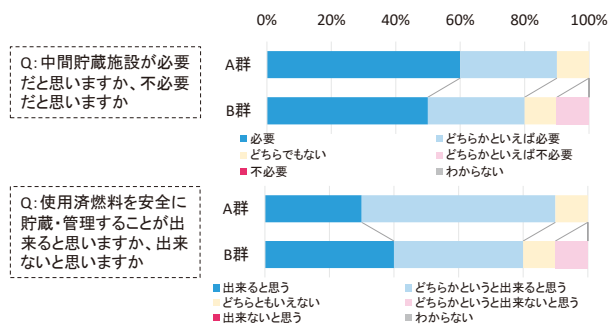


図9 参加者アンケートによるA/B群比較

4.6 説明資料・説明内容に対する評価

事後アンケートにおいて参加者に印象に残った説明資料の内容について回答を求めた。また、インタビュアーにも参加者の理解を進め、不安の緩和につながったと思われる説明内容の箇所があれば、記録をとるように指示してあったため、それらの結果を表7に整理した。表7の左側には、参加者アンケートにおいて印象に残ったと回答された箇所、インタビューでのやりとりのなかで参加者から（質問されて答えたのではなく）自発的に言及された箇所について記載した。また、表7の右側にはインタビュアー

の残したメモ（所感）から、肯定的に評価されたとされる箇所を抽出し、整理した。

中間貯蔵施設についての説明の中では「キャスクの試験」や「貯蔵方式（空気自然対流を利用した冷却方式）」等が不安の緩和につながることがわかった。また、中間貯蔵施設以外の説明内容を含め、一般的な留意点としては、参加者の多くが基本的事項の理解が不足しており、その点を重点的に説明する必要があること、物量感や事象をイラストやたとえで示すことで、理解が促進され、イメージしやすくなること、「事故の原因（津波による電源喪失）→水密扉の設置」のように関連する事柄を紐付けてわかるように説明すると理解しやすいこと、などがあげられる。

5. 考察

本研究では、原（2021）の中間貯蔵施設に関する資料を用いたインタビュー調査を基に、そこで残された課題に対処し、再度のインタビュー調査を行った。第一、第二の課題への対処として、サンプリングの偏りを是正し、アンケート回答時の匿名性を確保した。原子力発電に対する事前態度を確認したところ、参加者の1/4程度は、原子力発電に対して慎重な考えを持っていた。ただ、それでも、今回の説明資料を用いた説明後には、参加者の80%が肯定的な受け止めをしており、事前態度が慎重な参加者の中にも、態度を肯定的な方向に変化した人が含まれていた。今回の説明資料の分量、内容、説明の仕方においては、原子力発電の利用態度を肯定的にシフトさせるものであったと考えることができる。

中間貯蔵施設の受け止めについては、以下のような結果が得られた。まず、今回のような一連の資料を用いた説明を行うことで、説明前後で、中間貯蔵施設の必要性・安全性、中間貯蔵施設に対する不安感とも肯定的な方向に変化した。説明後では、全体の80%が肯定的な受け止めであった。この点は、原（2021）ほど肯定的な割合は高くないものの、態度変容の傾向としては類似していた。中間貯蔵施設に対して双方向的に疑問に答えながら説明を行えば、多くの方々に肯定的な受け止めがなされることを確認できた。なお、中間貯蔵施設についての事前の認知度は高くなかった。本調査では参加者の40%が事前アンケートでは「知らない」と回答しており、原（2021）でも同様の結果（「知らなかった」

表7 説明資料・説明内容に対する評価

参加者アンケートならびに発言録より	インタビュー所感より
<p>資料1 (エネルギー自給率)</p> <p>印象に残った 70%</p> 	<ul style="list-style-type: none"> エネルギー自給率が他国と比べて低い。 非知識層には、食料自給率66%の数値を示すことでどれだけ低いかをイメージしてもらうことができた。
<p>資料2 (発電効率)</p> <p>印象に残った 70%</p> 	<ul style="list-style-type: none"> エネルギー自給率が低い日本では、少しの燃料で発電を多くできる(発電効率が良い)ことが重要である。
<p>資料3 (火力発電のCO2排出量)</p> <p>印象に残った 55%</p> 	<ul style="list-style-type: none"> 火力発電の占める割合が約4割→想定より高い～低い、そもそも考えたこともなかった等知識によって差はあるが、「火力を減らさないといけない」という理解につながった。
<p>資料7 (福島原発事故の原因)</p> <p>印象に残った 70%</p> 	<ul style="list-style-type: none"> 福島原子力発電所(その他の発電所についても)は地震で自動停止したことを伝えることで、発電所の機械自体への安心感につながる。 福島原発事故の直接の原因は津波により電源を失ったことを伝えることで、津波に対する対策の重要性を認識してもらう。
<p>資料8 (水密扉)</p> <p>自発的言及 4件</p> 	<ul style="list-style-type: none"> 津波に対して非常用電源が水没していなければ事故は防げていたかもしれない、という話の流れで、水密扉の設置について説明すると安全な印象につながる。
<p>資料10、11 (原子燃料サイクル)</p> <p>印象に残った 65%</p> 	<ul style="list-style-type: none"> 「95%」もリサイクルできることは知らない人が多いので、インパクトのある情報。 ほとんどがリサイクルできる → サイクル図のように順調にまわるのであれば進めるべき → その為に必要なら中間貯蔵施設は要る、という理解につながった。
<p>資料15、19 (キャスクの試験)</p> <p>自発的言及 4件</p> 	<ul style="list-style-type: none"> 地震などがあっても大丈夫かという不安が多くの人にある。 知識がない人でも地震や火事でも大丈夫そうだというイメージが湧きやすい。 東日本大震災でキャスクや燃料等に問題がなかった、という実績が安心につながる。
<p>資料16 (貯蔵方式)</p> <p>印象に残った 55%</p> 	<ul style="list-style-type: none"> 自然の空気で冷却していることについて、地震等災害の時も電気等がいらないのは良いという印象につながる。
<p>資料21 (最終処分)</p> <p>印象に残った 50%</p> 	<ul style="list-style-type: none"> 地層奥深くに埋める、地下300メートルに埋める、東京タワーくらいの深さというのはイメージが湧きやすい。

が45%)が示されている。中間貯蔵施設のことを事前に知らなかった人を含め、多くの参加者は原子力発電に関する話題についてまとめて説明を受ける機会は、これまでにほとんどなかったと思われ、全体として新たなことを知ることができたことに対する肯定的な受け止めであった参加者も多いと思われる。今後も認知度が低いことを前提に基本的な事柄

を一つひとつ丁寧に説明していくことが必要と思われる。

また、高レベル放射性廃棄物の説明を行った後で中間貯蔵の説明を行うと、高レベル放射性廃棄物の問題を意識することによって中間貯蔵に対しても否定的な受け止めになる影響が予想されたが、本調査では明確な影響は認められなかった。予想していた

ほど、否定的な影響が認められなかった理由としては、使用済燃料対策の取り組みとしての中間貯蔵と最終処分の問題が、参加者の多くにはそれぞれ個別の問題として捉えられており、一連の問題として理解されていないことが考えられる。また、今回の提示情報の内容、説明の仕方では、このような受け止めであったが、説明内容や説明方法が変われば、受け止めは大きく変わる可能性もある。

参加者の理解を進め、不安の緩和につながる説明については、目新しい知見が得られたとはいえないが、説明資料・説明内容を検討する際の留意点を整理することができた。中間貯蔵施設についても、高レベル放射性廃棄物についても、一般の人々の認知度や関心は高いとはいえない。その中では、基本的事項をイメージしやすいように地道に伝え、疑問や意見があればそれにすぐに答えられるような双方向的なやりとりを継続していくことが求められる。

謝辞

本研究は、(株)原子力安全システム研究所の技術システム研究所と社会システム研究所の連携研究として実施されたものである。これに関わった関係各位に感謝申し上げます。とりわけ、2020年度までこの研究を担当されていた、原吉平氏、幸前秀治氏、藤田智博氏、柳千裕氏に厚く感謝申し上げます。

引用文献

- 電気事業連合会 (2022). 使用済燃料貯蔵対策の取り組み. <https://www.fepc.or.jp/sp/chozo/>
- 原 吉平 (2021). 使用済燃料の中間貯蔵施設に対する人々の受け止め INSS JOURNAL, 28, 38-43.
- 北田 淳子 (2019). 原子力発電世論の力学 ―リスク・価値観・効率性のせめぎ合い, 大阪大学出版会, p153, p182.
- 幸前 秀治 (2021). 使用済燃料の中間貯蔵施設に関する世論調査結果 INSS JOURNAL, 24, 44-54.
- 資源エネルギー庁(2021). 第6次エネルギー基本計画. <https://www.meti.go.jp/press/2021/10/20211022005/20211022005-1.pdf>
- 資源エネルギー庁 (2022). 核燃料サイクルの確立に向けた取組. https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/026_03_00.pdf
- 冨田 幹宏 (2020). エネルギー問題に関する中間層の受け止めとペルソナの提案 INSS JOURNAL, 27, 66-87.

地震荷重に対する疲労損傷評価における塑性ひずみの影響^{*1} (K_e 係数に代わる K_s 係数の提案)

Influence of Plastic Strain on Fatigue Damage Assessment for Seismic Load

釜谷 昌幸 (Masayuki Kamaya)^{*2}

要約 機器設計における疲労評価では、弾性解析によるひずみ範囲から K_e 係数を用いて弾塑性ひずみ範囲が推定される。つまり、 K_e 係数は弾性ひずみ範囲に対する弾塑性ひずみ範囲の比に相当する。日本機械学会の設計・建設規格では、複数の代表的な機器形状と荷重変動の組み合わせに対して算出された K_e を安全側に包絡するように設定されている。しかし、現行の K_e 係数はプラントの起動停止などに伴う熱荷重を想定しており、加速度を入力とする耐震評価に適切であるとは限らない。耐震評価において塑性ひずみが発生すると、材料の応力・ひずみ関係のヒステリシス特性による減衰効果（エネルギー減衰）が生じる。本報では、エネルギー減衰を考慮した K_e 係数を K_s 係数とよび、地震荷重を受けるエルボ単体モデルに加え、直管、エルボそして弁体を模擬した錘で構成される配管系モデルに対して K_s を算出し、その特徴を調べた。その結果、地震荷重下においては、エネルギー減衰の影響が大きく、得られる K_s は JSME の K_e 係数を大きく下回ることが示された。ただし、配管系を対象にした場合は、エルボや固定端近傍など特定の部位でひずみが大きくなる傾向が見られた。これらの部位では塑性ひずみが大きくなることでダンパーのように振る舞い、 K_s が大きくなった。

キーワード 地震荷重, K_e 係数, 疲労評価, 配管, エルボ, ヒステリシスループ

Abstract In the fatigue damage assessments in component design, the elastic-plastic strain range is estimated from the elastic strain by using the so-called K_e factor. The K_e factor corresponds to the ratio of the strain range obtained by elastic analysis to that obtained by elastic-plastic strain analysis. The design code of the Japan Society of Mechanical Engineers (JSME) prescribed the K_e values for component design. The values were determined so that analysis results for representative component geometries and loading patterns could be predicted conservatively. Since most of the loads assumed for determining JSME K_e values were caused by thermal transients such as plant start-up and shutdown, the values may not be valid for seismic analyses, for which the load is given by acceleration of boundaries. In seismic analyses, even if the plastic strain becomes significant, the hysteresis property of the stress-strain property may bring about a damping effect. The main objectives of this study were to calculate K_e values, which are referred to as K_s values for seismic loads, and to understand K_s characteristics. The single elbow model or the piping system, which consisted of elbows, straight pipes and a weight, was assumed for seismic analyses. It was shown that, the K_s values were much less than the K_e values prescribed in the JSME code. It was revealed that the damping caused by the hysteresis property suppressed the increase in the strain range. It was found that the damping effect was not the same for each element. The strain becomes relatively large at particular elements such as the elbow and pipe near a fixed end. Since such elements acted as a damper, the strain range and K_s value tended to be relatively large.

Keywords seismic load, K_e factor, fatigue assessment, piping system, elbow, hysteresis loop

1. 緒言

国内の原子力発電プラント構造物の耐震設計は、日本電気協会の原子力発電所耐震設計技術規定 JEAC4601⁽¹⁾にしたがって実施される。そこでは、疲労も破壊モードとして考慮されているが、評価の手順については日本機械学会

(JSME) の設計・建設規格⁽²⁾を準用するよう規定されている。疲労評価では、疲労損傷の駆動力として塑性ひずみを含む全ひずみ範囲（以下、単にひずみ範囲とよぶ）が用いられる。設計・建設規格では、弾性解析により算出された弾性ひずみ範囲（応力範囲）からひずみ範囲を推定する手順が規定されている。具体的には、弾性解析による応力

*1 日本機械学会論文集, Vol.87, No.904 (2021) (DOI: 10.1299/transjsme.21-00284) より転載

*2 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

範囲 S_p と割り増し係数 (以下, K_e 係数または K_e とよぶ) の積を (ひずみ範囲×ヤング率) に相当する値として疲労損傷量の算出に用いる. 板厚方向の応力分布が線形に近い場合 (S_p/S_n が小さい場合) のステンレス鋼に対する K_e は次式のように規定されている⁽²⁾.

$$K_e = \text{Max} \left[1, 1 + 2.1 \left(1 - \frac{3S_m}{S_n} \right) \right] \quad (1)$$

ここで, S_m は設計応力強さ, S_n は膜成分と曲げ成分の和 (応力範囲) を示す. 以後, 式 (1) を JSME の K_e 係数とよぶ. 解析により直接 K_e 係数を得る場合は, 相当ひずみ範囲 $\Delta\epsilon_{eq}$ (定義は 2 章で説明する) を用いて次式から求めることもできる^(2,3).

$$K_e = \frac{\Delta\epsilon_{eq}^{(ep)}}{\Delta\epsilon_{eq}^{(e)}} \quad (2)$$

添え字(e)と(ep)はそれぞれ弾性計算と弾塑性計算で得られた値であることを意味する.

JSME の K_e 係数は, 複数の代表的な機器形状と荷重変動の組み合わせに対して算出された K_e を包絡するように経験的に決定されている⁽⁴⁾. 機器設計の疲労評価で考慮される主な荷重は, プラントの起動・停止などに伴って生じる熱荷重となる. そして, JSME の K_e 係数策定時に想定された荷重も, 主に熱荷重であり, 地震荷重は考慮されていない. JSME の K_e 係数はかなり保守的に設定されているので⁽⁵⁾, 地震荷重に適用しても評価上問題になる (非保守側の評価結果になる) ことはないと考えられる. 逆に, 地震荷重においては, 塑性ひずみが発生すると, 応力・ひずみ関係のヒステリシス特性に起因する減衰 (本報ではエネルギー減衰とよぶ) が生じる. したがって, 耐震評価に JSME の K_e 係数を用いることは, 過度に保守側の評価をもたらす可能性もある.

本報では, 加速度を入力とする地震荷重に対して弾性解析と弾塑性解析による $\Delta\epsilon_{eq}$ を算出することで, K_e の傾向を調べた. 算出される K_e はエネルギー減衰の影響を含むことになり, JSME の K_e 係数とは物理的な意味が異なる. そこで, 本報では加速度を入力とする解析によって算出される弾性解析と弾塑性解析の比を K_s 係数または K_s とよぶ.

一般的な機器設計を対象にする場合, K_e はプラントの起動・停止などの各事象に対するひずみ値から式 (2) を用いて算出することができる. しかし, 地震荷重に対しては, ランダムな地震波を入力として得られるひずみ変動の

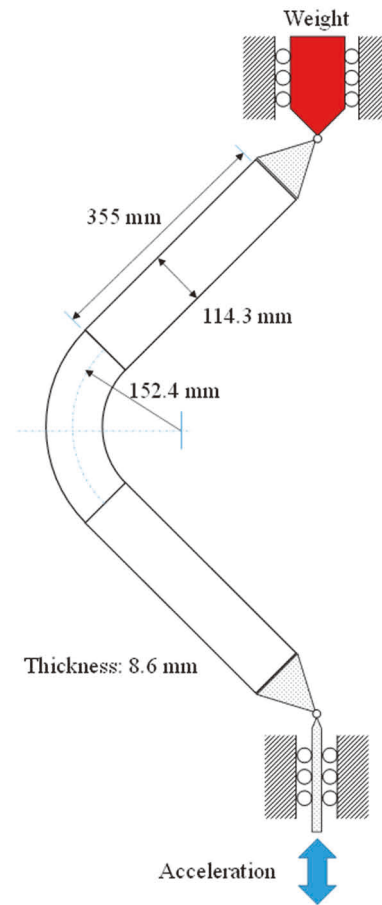


Fig. 1 Model for elbow pipe subjected to a seismic loading. Acceleration is given as a boundary condition at bottom end.

時系列データから K_s を算出する必要がある. その際, 時系列データにおける最大と最小のみが用いられ, それ以外のひずみ変動は無視されることになる. この問題を解決するため, 本報では累積疲労損傷係数 UF を用いて次式で算出される $K_{s(UF)}$ を新たに定義した.

$$K_{s(UF)} = \frac{UF^{(ep)}}{UF^{(e)}} \quad (3)$$

機器設計においては, ひずみ変動の時系列データからレインフロー法などによってひずみ変動成分が抽出される. そして, 最大と最小の差のみでなく, 全ての変動成分を用いて UF が算出される^(6,7). $K_{s(UF)}$ は弾性解析と弾塑性解析によって得られる UF の比に相当する. $UF^{(e)} \times K_{s(UF)}$ として得られた UF を用いて, 機器設計の目的である $UF < 1$ を確認することができる. 最大のひずみ変動範囲から式 (2) に従って算出した K_s 係数 (以後, $K_{s(e)}$ と称する) と $K_{s(UF)}$ を総称して K_s 係数または K_s とよぶ. 本報では, 配管

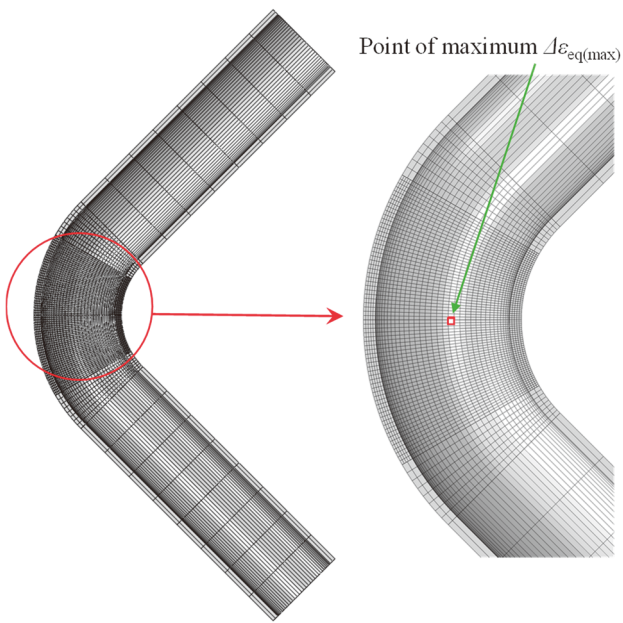


Fig. 2 Finite element mesh used for analyses. A half of the whole model was analyzed.

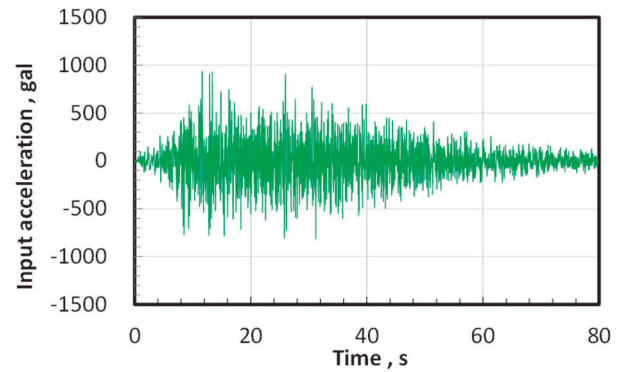
の地震荷重に対する K_s 係数の傾向を調べることで、疲労評価に及ぼす塑性ひずみの影響を考察した。まず、エルボに直管を接続したエルボ単体モデルを用いて、エルボ部における $K_{s(e)}$ と $K_{s(UP)}$ の基本的な傾向を調べた。とくに、塑性ひずみによるエネルギー減衰の影響、減衰率や固有値の影響などについて調べた。そして、エルボ単体モデルにおける一般的な K_s の値について考察した。次に、配管系を対象にした解析により K_s を算出し、設計評価に対する K_s 係数を決定する上で考慮すべき点について考察した。

2. エルボ単体モデルの解析

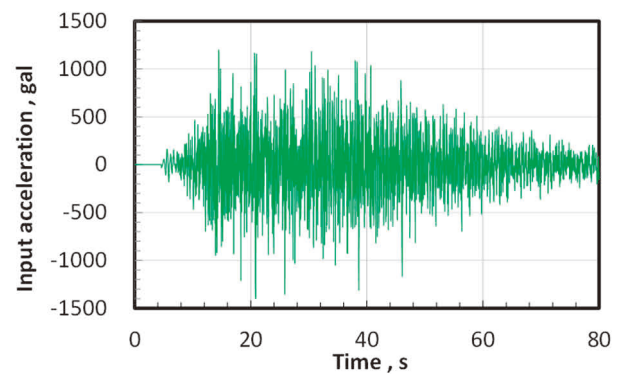
2.1 解析モデル

エルボ単体モデルを図1に示す。外径 114.3 mm、肉厚 8.6 mm のロングエルボ（エルボ半径 152.4 mm）に同じ外径と肉厚の直管を接続している。モデルの上端には錘を接続し、下端の境界の鉛直方向に次節で示す地震動を模擬した加速度変位を付与した。錘の質量は 0.6 t を基本とするが、0.1 t から 10 t まで変化させた解析も実施した。

有限要素解析プログラム Abaqus 2020 を用いた時刻歴応答解析を行った。有限要素分割を図2に示す。8 節点ソリッド要素を用いて、全体の2分の1をモデル化した。エ



(a) UD direction



(b) EW(=NS) direction

Fig. 3 Change in acceleration used to simulate seismic load of 1,200 gal. The seismic loads for vertical (UD) and horizontal (EW and NS) directions were prepared, although only that for UD direction was used for elbow pipe model.

ルボ部の要素分割を相対的に細かくし、厚さ方向に4要素に分割した。錘は質点としてモデル化した。エルボ部および直管に対しては3章の解析で対象にした STPT370 配管の振動試験体の材料定数を用いた。具体的には、ヤング率 E は 203 GPa、ポアソン比 0.3 を適用した。管の密度として、管そのものの密度 7.85 t/m^3 に内部水の密度 1.0 t/m^3 を考慮したものを付与した。また、弾塑性解析を実施する際は、降伏強度 310 MPa の2直線の応力・ひずみ曲線を仮定し、移動硬化則を適用した。降伏点以降の応力・ひずみ曲線の傾き（以下、2次剛性） E_p はとくにことわりのない限り $0.01E$ とし、一部 $0.1E$ または $0.001E$ とした場合の解析も実施した。幾何学的非線形性は考慮しなかった。減衰はレーリー減衰で与えた。解析モデルの固有振動数の1次振動数と3次振動数の減衰比 η はとくにことわりのない限り設計で用いられる 1%⁽¹⁾ としたが、0%から5%まで変

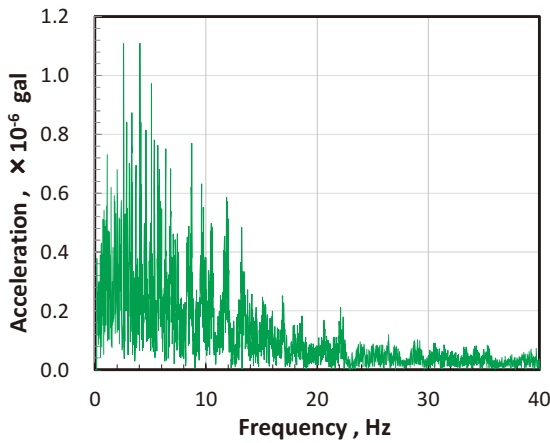


Fig. 4 FFT analysis result for input acceleration of UD direction of 1,200 gal.

化させた解析も実施した。重力および内圧は考慮しなかった。

2.2 地震波形

地震波として、図3に示す垂直方向（UD方向）と水平方向（EW方向、NS方向）の2種類の加速度変動を用いた。これらの地震波は大飯原子力発電所4号機の基準地震動を比例倍させて作成した。図3の地震波を、大きさ1,200 galとして、これを比例倍させることで、600 gal、1,800 galまたは2,400 galに対応する地震波を作成した。3次元加振を行った次章の配管系の解析で垂直と水平方向に対応する地震波を用いたが、1次元加振のエルゴ単体モデルに対してはUD方向のみを用いた。UD方向の周波数成分を図4に示す。10Hz以下の周波数が主体となっている。地震波データの時間間隔が0.01sであることからFFTで算出される最大周波数は50 Hzとなる。

2.3 解析結果

2.3.1 $K_{s(e)}$ の算出

錘の質量 $W=0.6t$ 、減衰比 $\eta=1\%$ 、 $E_p/E=0.01$ の基本条件において、1,200 galの入力加速度を付与した弾塑性解析によって得られる錘部の応答加速度の時系列変化を図5、

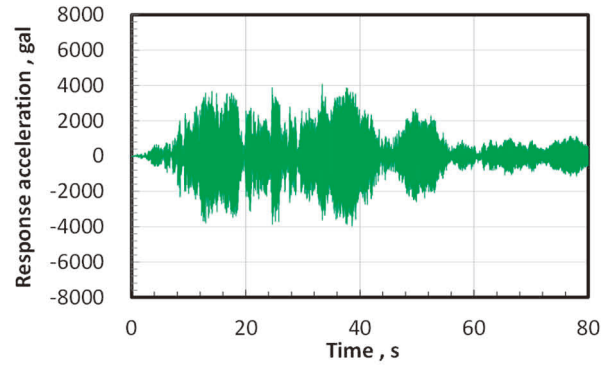


Fig. 5 Response acceleration obtained by analysis (1,200 gal, $E_p/E = 0.01$, $W = 0.6 t$, $\eta = 1\%$).

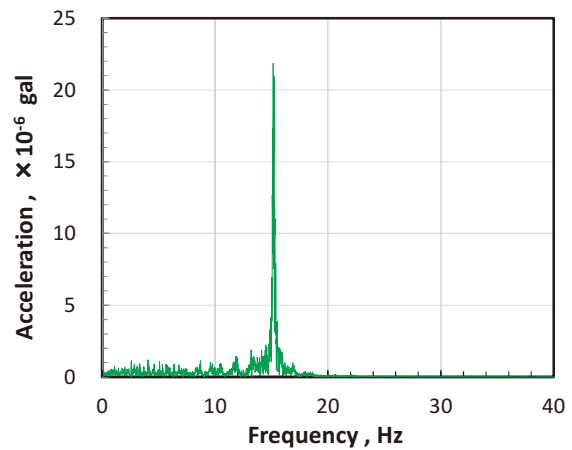


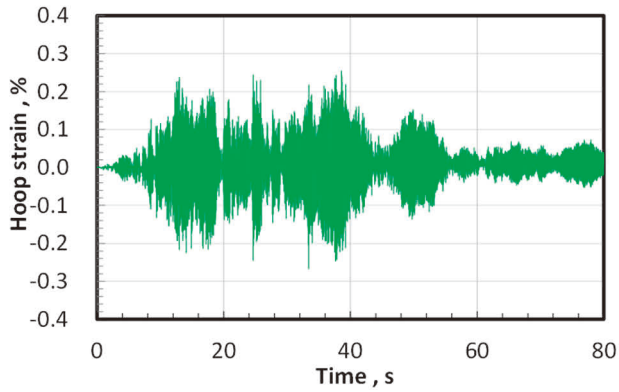
Fig. 6 FFT analysis result for response acceleration (1,200 gal, $E_p/E = 0.01$, $W = 0.6 t$, $\eta = 1\%$). The peak of the frequency is identical to the eigen frequency of the model, which is 15.5 Hz.

そのFFT解析結果を図6に示す。入力加速度の数倍の応答加速度が発生している。錘0.6tの場合の固有振動数は15.5 Hzであったが、固有値で共振していることがわかる。ひずみへ変動が大きかった部位での周方向および軸方向ひずみの時系列変化を図7に示す。周方向ひずみが相対的に大きく、最大ピークは0.25%、最小のピークとの差（最大ひずみ範囲）は0.52%であった。軸方向ひずみの最大値は0.016%、最大範囲は0.032%であった。 $K_{s(e)}$ の算出に用いる相当ひずみ範囲 $\Delta\varepsilon_{eq}$ を次式で得た。

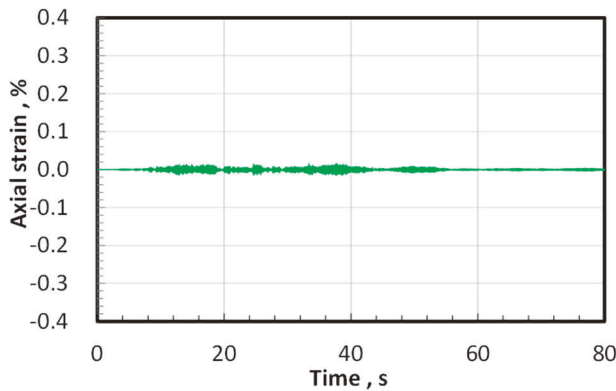
$$\Delta\varepsilon_{eq} = \frac{\Delta S_{eq}}{E} + \Delta\varepsilon_{eq(p)} \tag{4}$$

ここで、 ΔS_{eq} は相当応力範囲で、

$$\Delta S_{eq} = \frac{1}{\sqrt{2}} \sqrt{(\Delta\sigma_h - \Delta\sigma_a)^2 + (\Delta\sigma_a - \Delta\sigma_r)^2 + (\Delta\sigma_r - \Delta\sigma_h)^2} \tag{5}$$



(a) Hoop strain



(b) Axial strain

Fig. 7 Change in hoop and axial strains obtained by analysis at position of maximum equivalent strain range, which appeared inside of elbow crown (1,200 gal, $E_p/E = 0.01$, $W = 0.6$ t, $\eta = 1\%$).

$$\Delta\sigma_x = \sigma_x^m - \sigma_x^n \quad (6)$$

で表される。添え字 h, a, r はそれぞれ周方向, 軸方向, 半径方向を示す。上添え字 m と n は変動荷重における時間を示し, 時間 m と n の時点での応力の差を $\Delta\sigma_x$ (x は h, a または r を示す) としている。そして, $\Delta\epsilon_{eq(p)}$ は相当塑性ひずみ範囲で, 次式で算出した。

$$\Delta\epsilon_{eq(p)} = \frac{\sqrt{2}}{3} \sqrt{(\Delta\epsilon_{h(p)} - \Delta\epsilon_{a(p)})^2 + (\Delta\epsilon_{a(p)} - \Delta\epsilon_{r(p)})^2 + (\Delta\epsilon_{r(p)} - \Delta\epsilon_{h(p)})^2} \quad (7)$$

$$\Delta\epsilon_{x(p)} = \epsilon_{x(p)}^m - \epsilon_{x(p)}^n \quad (8)$$

添え字(p)は塑性ひずみであることを示し, その他の添え字の意味は応力の場合と同じである。時間 m と n は以下のように決定した。まず, 式 (6) および式 (8) における

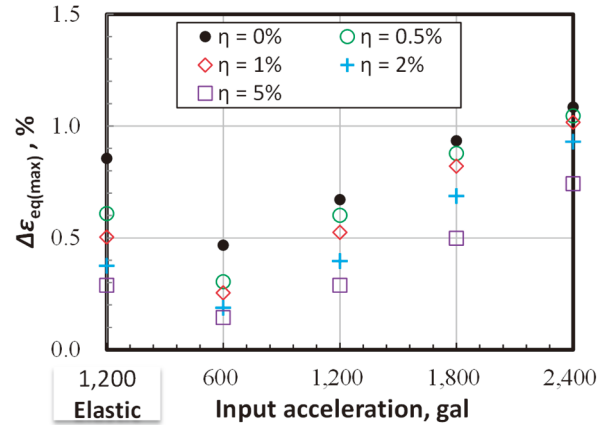


Fig. 8 Relationship between input acceleration and the maximum equivalent strain range $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ for various damping ratios η ($E_p/E = 0.01$, $W = 0.6$ t).

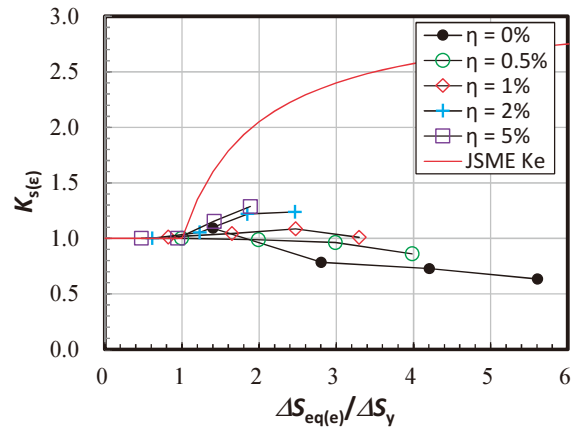


Fig. 9 The K_s factor obtained by $\Delta\epsilon_{eq(max)}$, which is denoted as $K_{s(\epsilon)}$, for various input accelerations and damping ratios η ($E_p/E = 0.01$, $W = 0.6$ t).

σ_x^n および $\epsilon_{x(p)}^n$ を零とおいて, 各時間断面での $\Delta\sigma_x$ および $\Delta\epsilon_{x(p)}$ を算出した。そして, $\Delta\epsilon_{eq}$ が最大となる時間を時間 m とした。時間 m を固定した状態で, 各時間断面を n と置くことで $\Delta\epsilon_{eq}$ の時系列データを算出し, その中の最大値 $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ を得た。図 2 に示すように $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ はエルボ脇部の内面において最も大きくなった。得られた $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ は 0.53% であり, その時の $\Delta\epsilon_{eq(p)}$ は 0.20% であった。エルボ単体モデルの解析では, とくに断りの

ない場合を除き図 2 に示した位置で $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が最大になった。

そして, 図 7 は当該部位の結果を示している。

同様に, 以下のひずみや UF は, $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が最大になった部位に着目した。

入力加速度と $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ の関係を図 8 に示す。左端の“1,200 Elastic”の表示は 1,200 gal を付与した弾性解析の結果を示す。減衰を 0% から 5% まで変化させている。いずれの場合

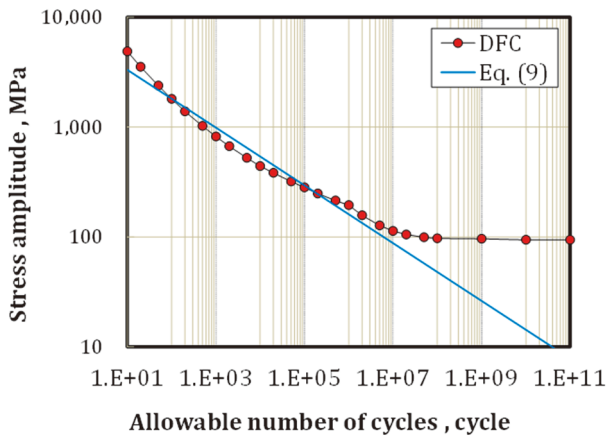


Fig. 10 S-N curves used to calculate usage factor UF . Two kinds of curves, DFC and Eq. (9), were applied. Fatigue limit is not assumed for Eq.(9), whereas fatigue limit of 94 MPa is assumed in DFC.

合も $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ は入力加速度とともに増加し、減衰が大きいほど小さくなった。また、1,200 gal で比較すると弾性解析よりも弾塑性解析による $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ の方が小さくなる場合もあった。式 (2) に従って弾性解析と弾塑性解析による $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ の比から $K_{s(e)}$ を算出した結果を図9に示す。弾性解析の相当ひずみ範囲は、1,200 gal の結果を比例倍させることで得た。横軸は弾性解析による ΔS_{eq} である $\Delta S_{eq(e)}$ を ΔS_y で正規化した値を示している。ここで、 ΔS_y は降伏強度 S_y の2倍となる。図には、式 (1) において $3S_m/S_n = \Delta S_y/\Delta S_{eq(e)}$ とした場合の JSME の K_e 係数も示している。弾性ひずみ範囲に塑性ひずみ範囲の影響を加味する K_e 係数は、その物理的な意味から 1 を下回ることはない。 $K_{s(e)}$ は最大でも 1.29 であり、1 を下回る場合も多かった。いずれの場合も、JSME の K_e 係数を下回った。同じ $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ で比較すると、減衰が小さいほど $K_{s(e)}$ が小さい傾向を示したが、その差は大きくなかった。減衰が大きくなるほど同じ入力加速度に対して得られる $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ は小さくなった。

2.3.2 $K_{s(UF)}$ の算出

有効ひずみの時系列変化からレインフロー法によって、ひずみ範囲と繰返し数を計数し累積疲労損傷量 UF を算出した。許容繰返し数として、図 10 に示す JSME の設計・建設規格に規定されるステンレス鋼の設計疲労曲線 (DFC) を用いた。DFC は、試験によって得られたひずみ振幅と疲労寿命の関係から策定されている⁽⁸⁾。オーステナイト系ステンレス鋼の 25°C のヤング率 195 GPa⁽²⁾ とひずみ振幅の積が DFC の縦軸に相当する。評価手順に従うと、温度

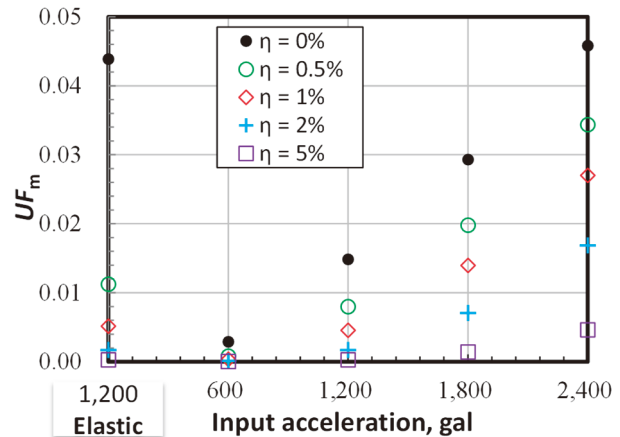


Fig. 11 Relationship between input acceleration and the UF obtained using Eq. (9) for various damping ratios η ($E_p/E = 0.01, W = 0.6 t$).

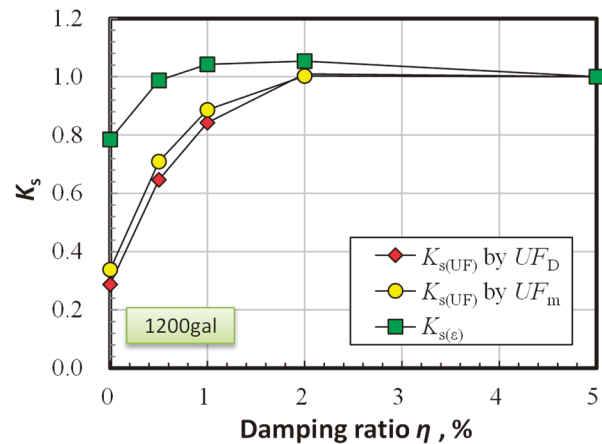


Fig. 12 Change in K_s factors obtained using UF and $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ with damping ratio (1,200 gal, $E_p/E = 0.01, W = 0.6 t$). The value of $K_{s(UF)}$ was less than unity regardless of the damping ratio.

に対応したヤング率に補正することになるが、本報では 25°C 相当の値をそのまま用いた。

DFC では (ひずみ振幅 × ヤング率) が 94 MPa 以下の変動は UF に考慮されないため、このしきい値前後において UF および $K_{s(UF)}$ が不連続に変化する可能性がある。そこで、しきい値のない次式を用いた場合の評価も実施した。

$$\Delta\epsilon_{eq} \times 0.5E [MPa] = 6083.5N_f^{-0.263} \tag{9}$$

以後、DFC を用いて算出される UF を UF_D 、式 (9) を用いて算出される UF を UF_m と称する。

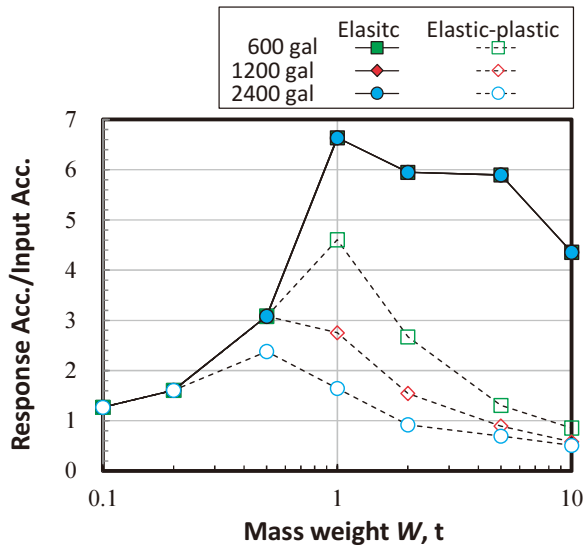


Fig. 13 Change in response acceleration with the applied mass weight for various input accelerations ($E_p/E = 0.01, \eta = 1\%$).

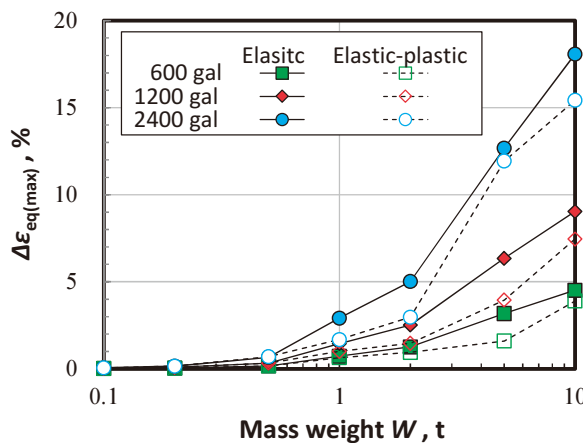
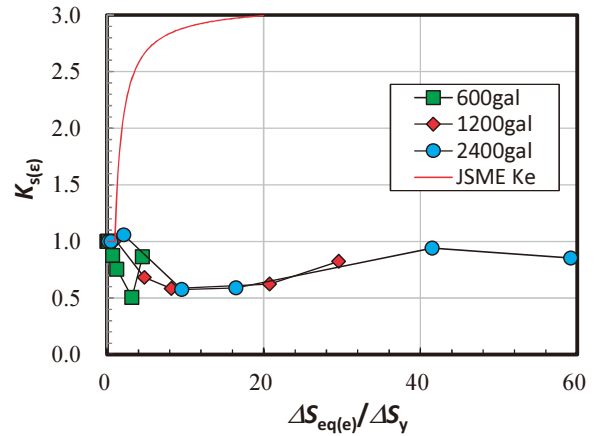
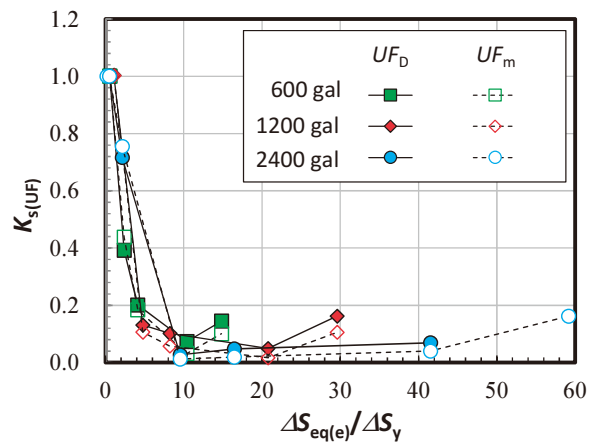


Fig. 14 Change in the maximum equivalent strain range $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ with the applied mass weight for various input accelerations ($E_p/E = 0.01, \eta = 1\%$).

UF_m を図11に示す。左端の“1,200 Elastic”の表示は1,200 galを付与した弾性解析の結果を示す。入力加速度や減衰比に対する UF の変化は、 $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ と同様に単調増加となった。また、1,200 galと比較すると、弾塑性解析で得られる UF_m は弾性解析で得られるそれよりも同等か、小さくなった。図は省略するが、 UF_D は UF_m より概ね大きな値となった。1,200 galの解析結果を用いて算出される $K_{s(e)}$ と $K_{s(UF)}$ を図12で比較した。減衰が大きくなるほど K_s は大きくなる傾向を示したが、2%でほぼ飽和している。 $K_{s(e)}$ よりも $K_{s(UF)}$ が小さくなった。そして、 $K_{s(UF)}$ はいずれの条件においても1を超えることはなかった。



(a) $K_{s(\epsilon)}$



(b) $K_{s(UF)}$

Fig. 15 K_s factors obtained using $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ and UF for various input accelerations ($E_p/E = 0.01, \eta = 1\%$).

2.3.3 固有値（錘の質量）の影響

減衰比1%、 $E_p/E = 0.01$ の基本条件において錘の質量 W を0.1~10 tに変化させた。対応する系の固有値は37~3.8 Hzであった。図13に W と入力加速度で正規化した最大応答加速度の関係を示す。入力加速度は600 gal、1,200 galおよび2,400 galとした。図4に示すように地震波は2~10 Hzの成分が大きい。このため、固有値が12.1 Hzとなる $W = 1$ t近傍で応答加速度が比較的大きくなった。弾性解析では、正規化応答加速度は完全に一致し、いずれの入力加速度の場合においても、弾塑性解析より大きな値となった。加速度変位を入力とする本解析では、錘の質量が大きくなると系に供給されるエネルギーは大きくなる。そのため、 W が1 tより大きくなり、共振しなくなっても、弾性解析による応答加速度の変化は限定的であった。一方、

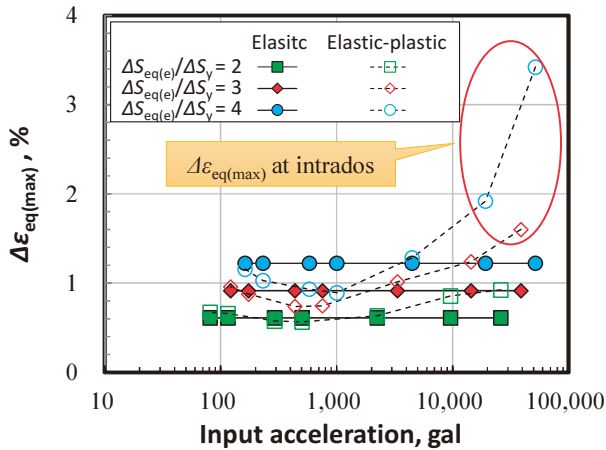


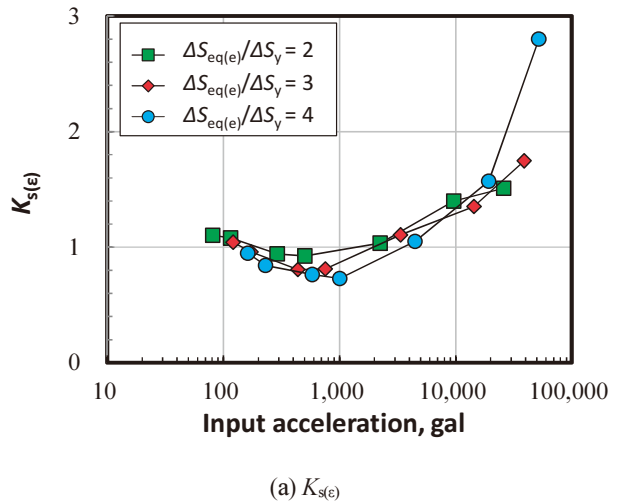
Fig. 16 Values of $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ obtained controlling the elastic stress $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ to be fixed value for various mass weights ($E_p/E = 0.01, \eta = 1\%$).

弾塑性解析では、とくに $W > 1\text{ t}$ において応答加速度が弾性解析よりも小さくなっている。これは、塑性変形によって引き起こされるエネルギー減衰の影響と考えられる。同様の傾向が図 14 に示した W と $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ の関係においても見られる。 W が大きくなるほど $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が大きくなり、その最大は 15% を超えた。錘の質量の増加にともなう入力エネルギーの増加がひずみの増加をもたらした。一方、弾塑性解析による $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ の方が弾性解析の結果よりも小さくなっている。塑性ひずみの発生にともなうエネルギー減衰が弾塑性解析による $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ の減少をもたらした。

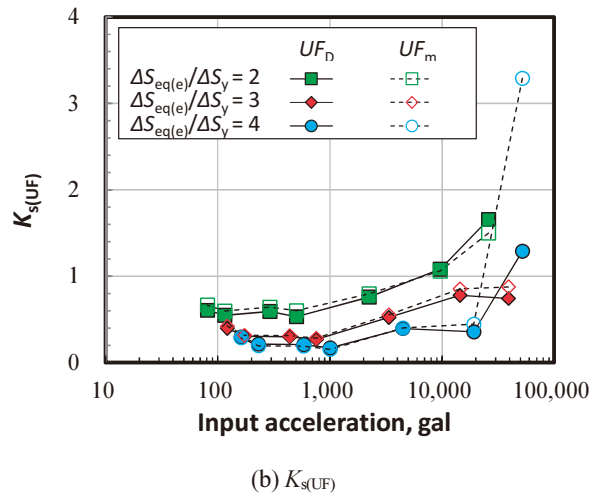
$K_{s(e)}$ を図 15(a) に示す。 $K_{s(e)}$ は 1 をほぼ下回っている。2,400 gal の入力加速度では $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ が 60 近くになったが、この場合でも $K_{s(e)}$ は 1 を超えなかった。図 15(b) に示した $K_{s(UF)}$ はいずれの場合も 1 を下回った。とくに、 $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ がおよそ 4 より大きくなると、 $K_{s(UF)}$ は 0.2 よりも小さくなった。エネルギー減衰が K_s の低下に寄与していると考えられる。

2.3.4 $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ と K_s 係数の関係

錘の質量を変えることで固有値を変化させた場合、 K_s 係数は 1 を大きく上回ることにはなかった。一方で、質量や入力加速度が大きい場合は $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ が 10 を超え、60 近くになる場合もあった。現実的には $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ は高々 4 程度と考えられ、固有値の影響も、この範囲で考察されるべきである。そこで、図 13 と図 14 に示した W を 0.1~10 t に変化させた条件において、弾性解析における $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ が 1, 2 または 4 となるように入力加速度を変化させて解析を行った。



(a) $K_{s(e)}$



(b) $K_{s(UF)}$

Fig. 17 K_s factors obtained using $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ and UF by controlling the elastic stress $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ to be fixed value for various mass weights ($E_p/E = 0.01, \eta = 1\%$).

図 16 に入力加速度と $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ の関係を示す。入力加速度が大きくなることは、錘が軽くなる(固有値が小さくなる)ことに相当する。 W が 0.1 t の場合に、所定の $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ を達成するために必要な入力加速度は 20,000 gal を超えた。弾性解析では、入力加速度に依らず所定の $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ (弾性ひずみ) が得られていることが確認できる。弾塑性解析による $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ は弾性解析による値よりも概ね小さくなっているが、入力加速度が 3,000 gal を超えると、弾性解析の結果を上回る場合も見られた。とくに、 $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ が 3 または 4 の場合は弾塑性解析の $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が弾性解析のそれを大きく上回った。図中に赤円で示した 3 条件 (いずれも $\Delta\epsilon_{eq(max)} > 1.6\%$) では、相当ひずみ範囲が最大となる位置が脇部内面ではなく腹側外面であった。

K_s 係数を図 17 に示す。 $K_{s(e)}$ は 3,000 gal 以下では 1 近傍の値となり、3,000 gal を超えると、最大 2.8 まで増加した。

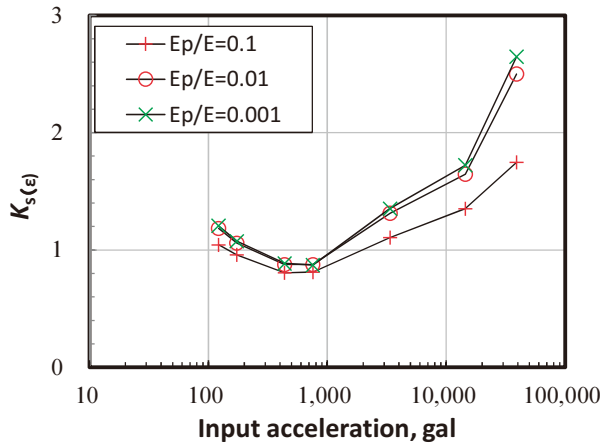


Fig. 18 Influence of E_p/E on $K_{s(e)}$ analyzed for $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y = 3$ ($\eta = 1\%$). Although smaller plastic slope E_p brought about larger $K_{s(e)}$, the results for $E_p/E = 0.01$ exhibited well converged $K_{s(e)}$.

$K_{s(UF)}$ は10,000 gal程度までは1を下回ったが、それ以上では1より大きくなる場合もあった。とくに、 UF_m を用いた場合は $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y = 4$, 52,023 galの条件において $K_{s(UF)}$ が3.3となった。

2.3.5 2次剛性の影響

$\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y = 3$ の条件において、これまでの $E_p/E = 0.01$ に加え、 E_p/E を0.1または0.001とした場合に得られる K_s を図18に示す。2次剛性が小さくなるほど $K_{s(e)}$ は増加する傾向を示したが、基本条件である $E_p/E = 0.01$ ではほぼ飽和していた。

2.4 考察

2.4.1 $K_{s(e)}$ と $K_{s(UF)}$ の比較

これまでの解析では、 $K_{s(UF)}$ は $K_{s(e)}$ よりも小さかった。その要因について考察する。 K_s は $\Delta \epsilon_{eq}$ の時系列変化から算出される。図19に、1,200 galの入力加速度の結果から、レインフロー法によって抽出した $\Delta \epsilon_{eq}$ を示す。全部で2,415個のひずみ範囲が抽出されたが、大きい方から1,000個のひずみ範囲を順に並べたものを示している。この条件での $K_{s(e)}$ は1.04、 UF_m による $K_{s(UF)}$ は0.89であった。図の左端の値が $\Delta \epsilon_{eq(max)}$ に相当し、弾塑性解析の値が弾性解析のそれよりも大きくなっているため、 $K_{s(e)}$ は1よりも大きくなった。しかし、弾塑性解析が弾性解析を上回るのは、大きい方から10番目程度に限られ、それよりも下の400番目ま

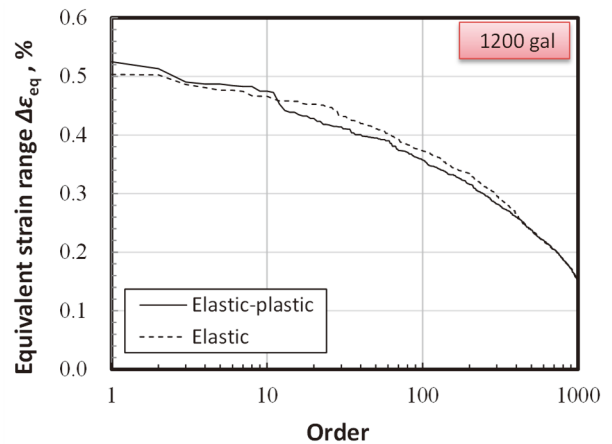


Fig. 19 Equivalent strain ranges obtained from the rainflow counting procedure using time-series equivalent strain (1,200 gal, $E_p/E = 0.01$, $W = 0.6 t$, $\eta = 1\%$).

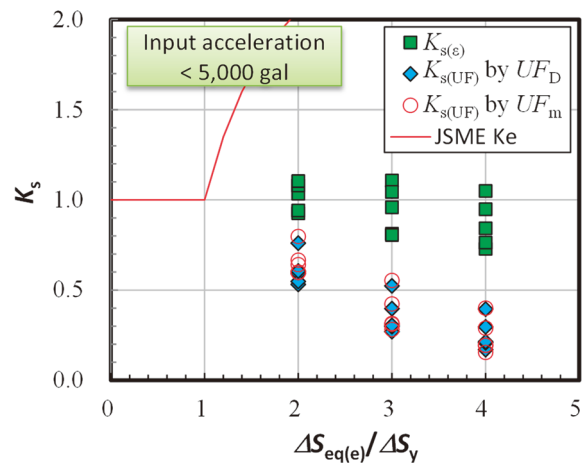


Fig. 20 K_s factors obtained controlling the elastic stress $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ to be fixed value for various mass weights ($E_p/E = 0.01$, $\eta = 1\%$). The results for which input acceleration was less than 5,000 gal are shown.

での範囲では、弾性解析が弾塑性解析の値よりも大きくなった。つまり、エネルギー減衰によるひずみ範囲の減少は、 $\Delta \epsilon_{eq(max)}$ に代表される大きなひずみ範囲よりも、10番目以降の中程度のひずみ範囲で大きかった。そして、2,415個のひずみ範囲を用いて算出される $K_{s(UF)}$ は、 $\Delta \epsilon_{eq(max)}$ のみを用いて算出される $K_{s(e)}$ よりも小さくなった。

2.4.2 大きな入力加速度の条件において K_s 係数が大きくなる要因

$W = 0.1 t$, $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y = 4$ の条件において弾塑性解析による最大の相当ひずみ範囲 $\Delta \epsilon_{eq(max)}$ が最も大きくなり、 $K_{s(e)}$ と $K_{s(UF)}$ も相対的に大きくなった。同条件での入力加速度は

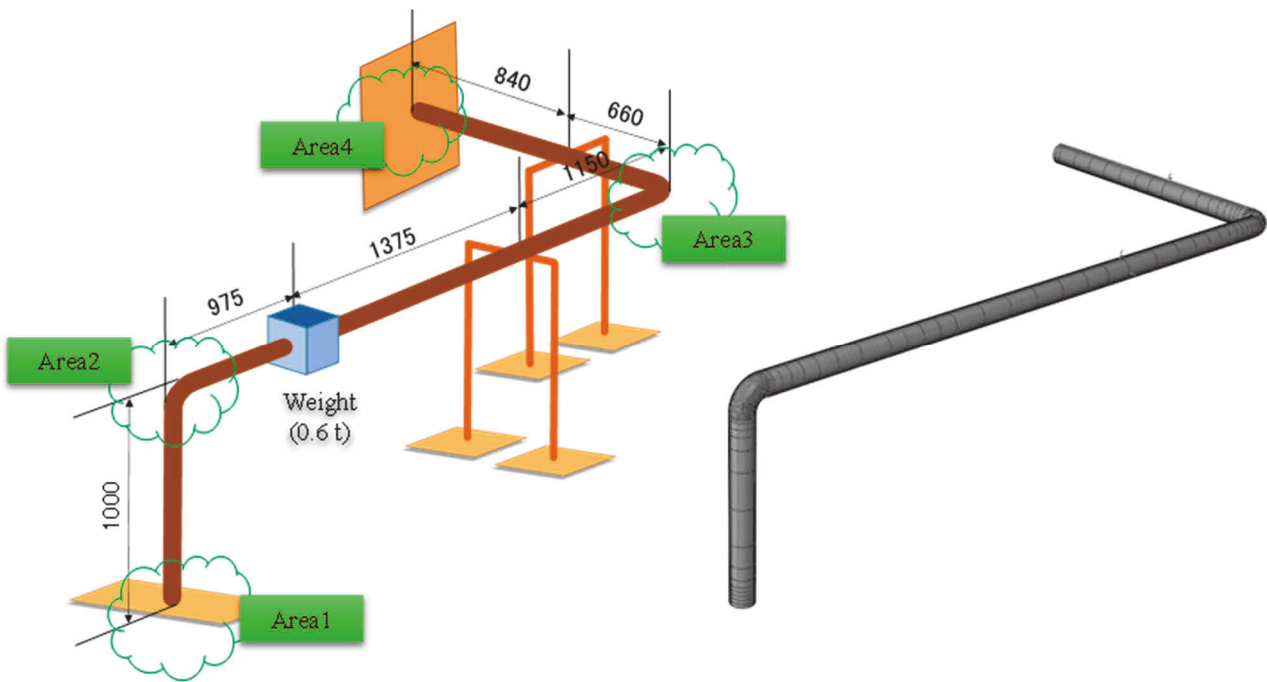


Fig. 21 The piping model and finite element mesh used for analyses (unit: mm). The “area” denotes the pipe or elbow sections which showed relatively large strain range.

52,023 gal で、おおよそ 53 G に相当する。 $W=0.1\text{ t}$ の条件において 53 G の重力を负荷した解析を行った。得られた最大の相当応力と相当ひずみは腹部外面で発生し、その値はそれぞれ、 $S_{eq(e)}=2.4\Delta S_y$ 、 $\Delta\epsilon_{eq}=2.4\%$ であった。図 16 に示した弾塑性解析の $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が弾性解析のそれよりも大きくなった場合において、最も $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が大きかった箇所も腹部外面であった。入力加速度が大きくなるとニュートンの運動の法則(入力加速度×質量)による荷重(以後、運動力とよぶ)が作用することで $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が大きくなる。この荷重は共振やヒステリシスが関与しない 1 次荷重であり、塑性ひずみが発生してもエネルギー減衰の影響を受けない。そのため、 K_s が大きくなったと考えられる。

2.4.2 エルボ単体モデルに対する代表的な K_s 係数

図 15 に示したように、入力加速度を固定して解析した場合の K_s はおおむね 1 近傍、または 1 より小さくなった。とくに、 $K_{s(UF)}$ は錘の質量を重くする(系の固有値を小さくする)と 0.2 を下回った。これは塑性ひずみの発生によるひずみ範囲の増加よりもエネルギー減衰の寄与が大きくなったためと考えられる。一方、 $(\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y)$ を固定するため)入力加速度を大きくした場合は、運動力によって K_s が増加する場合もあった。しかし、実際の機器設計におい

ては、極端に大きな入力加速度が想定されることはない。図 17 に示した K_s の内、入力加速度が 5,000 gal 以下の条件のみの結果を図 20 に示した。 $K_{s(e)}$ と $K_{s(UF)}$ のいずれの場合も、 K_s はおおむね 1 を下回った。とくに、 $K_{s(UF)}$ はすべての条件で 0.8 以下となっている。つまり、現実的な入力加速度においては、弾性解析による弾性ひずみ範囲を用いて UF を算出しても、弾塑性解析による UF を保守側に評価できる。

3. 配管系の解析

3.1 解析方法

解析対象および解析モデルを図 21 に示す。既報⁹⁾で実施された STPT370 配管の振動試験体を対象にモデルを作成した。試験体は外径 113 mm、肉厚 6 mm の配管と、配管に溶接した弁体を模した質量 0.6 t の錘、および 2 台の門型配管サポートで構成される。これらの試験体を振動台に載せて試験を行っている。試験中は水圧により 1 MPa の内圧を加えた。

Abaqus 2020 を用いて時刻歴応答解析を行った。解析に用いた有限要素モデルも図 21 に示す。8 節点ソリッド要素を用いて、厚さ方向に 5 要素に分割した。錘の取り付け

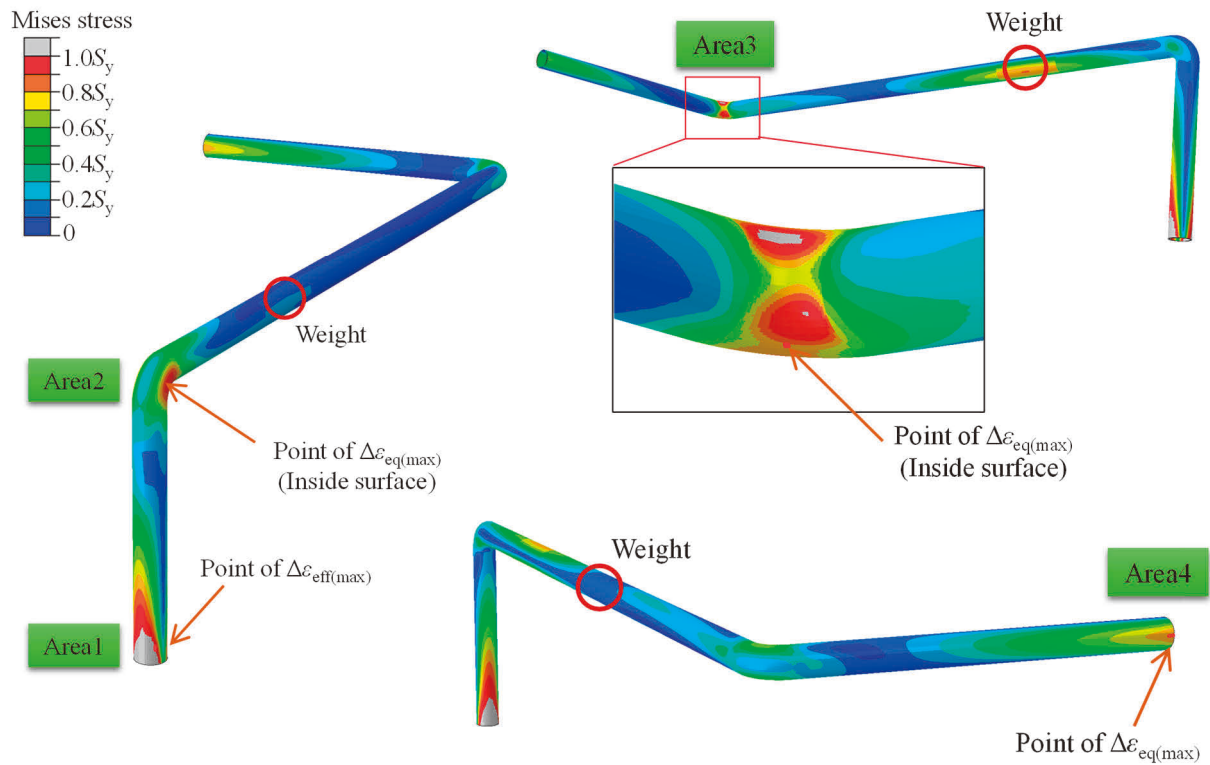


Fig. 22 Von Mises stress distribution when equivalent strain range showed the maximum values (1,200 gal).

部分の配管の重量を増加させることで、錘の影響を考慮した。配管の密度として、管そのものの密度 7.85 t/m^3 に内部水の密度 1.0 t/m^3 を考慮したものを付与した。配管にはヤング率 E として 203 GPa ⁽¹⁰⁾、ポアソン比 0.3 を用いた。さらに、弾塑性解析では、降伏強度 S_y は試験で用いた配管に対応する 310 MPa 、2次剛性 E_p は $0.01E$ ⁽⁷⁾ とし、移動硬化則を適用した。配管端部と振動台の接続部（2か所）は完全固定とした。2台の門型サポート部については、水平剛性ばねと上下剛性ばねからなるモデル⁽¹¹⁾を用いた。解析には内部水の質量および内圧、そして幾何学的非線形性を考慮した。減衰は固有振動数の1次振動数と3次振動数の減衰比が 0.5% になるようレーリー減衰を仮定した。系の固有振動数は低次から 7.74 、 10.2 および 13.9 Hz であった。試験では対応する値として 8.3 、 11.1 および 16.1 Hz が得られた。減衰定数の決定には、解析により算出した固有振動数を用いた。

配管端部およびサポート固定部に図 3 に示した鉛直方向と水平方向にそれぞれ異なる地震波を付与した。図 3 の波形 ($1,200 \text{ gal}$) を比例倍させることで、 200 gal から $2,400 \text{ gal}$ に対応する解析を行った。

3.2 解析結果

3.2.1 応力およびひずみの変動

解析において比較的大きなひずみが得られた部位を図 21 に示す Area1~Area4 の 4 つの領域で示す。Area1 および Area4 は配管固定端近傍の直管部、Area2 と Area3 はエルボ部となる。それぞれの領域 (Area) で $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が最大となる部位に着目した。

$1,200 \text{ gal}$ の入力加速度において $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が最大になった時点の相当応力 (ミーゼス応力) の分布を図 22 に示す。Area1 と Area2 の最大 $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が同時刻に現れた。直管部 (Area1 と Area4) では配管固定端部近傍の外側、エルボ部 (Area2 と Area3) ではエルボ脇部内面において $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ が最大となった。応力は S_y で正規化しており、灰色で示された領域は降伏している領域を示す。配管固定部とエルボ部脇部に高い応力が発生している様子が見られる。

3.2.1 $K_{s(s)}$ の算出

入力加速度を変化させたときの $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ の変化を図 23 に示す。弾性解析および弾塑性解析で得られた領域毎の代表

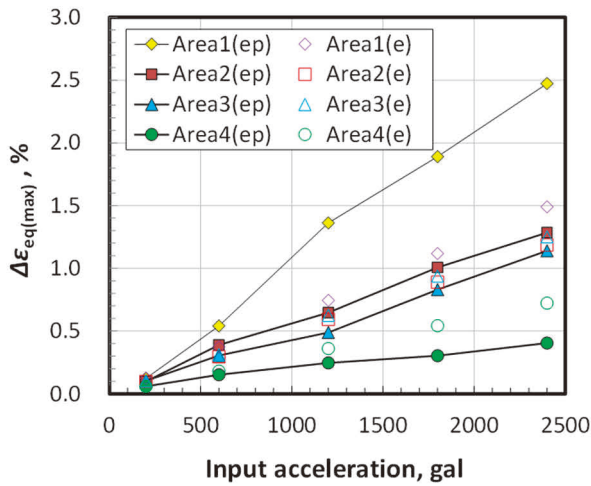


Fig. 23 Change in the maximum equivalent strain range $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ with the applied input acceleration.

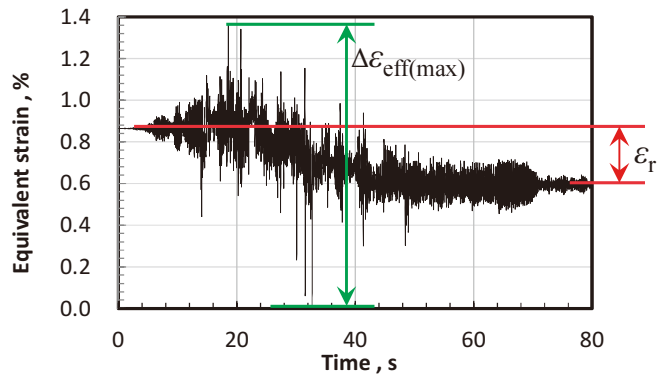


Fig. 25 Change in equivalent strain during the simulation for 1,200 gal. Ratcheting strain (ϵ_r) was caused during the analyses.

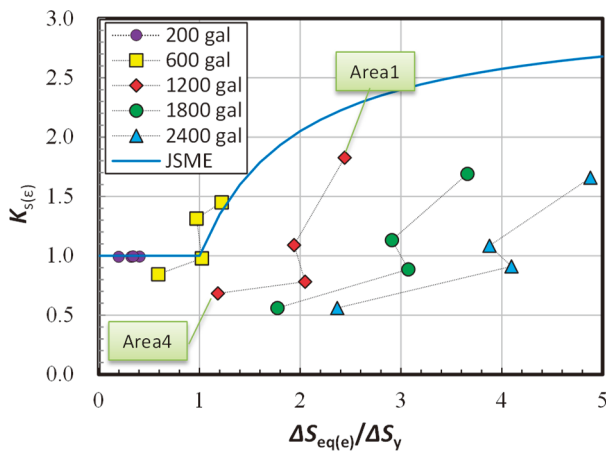


Fig. 24 K_s factors obtained using $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ for various input accelerations.

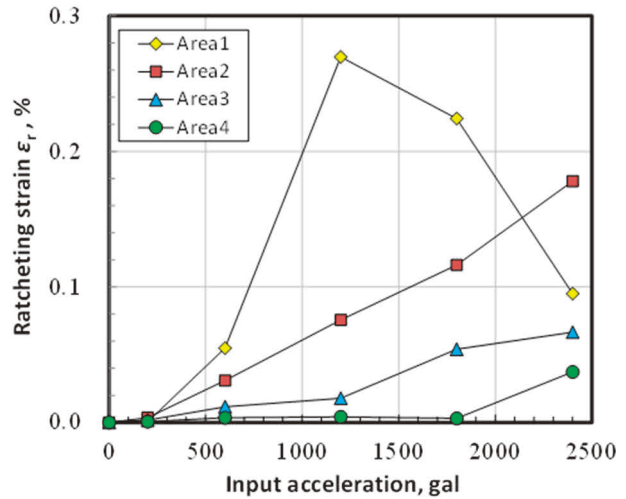


Fig. 26 Magnitude of ratcheting strain caused during the analyses.

点での値を示している。入力加速度に対して $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ は単調に増加した。弾塑性解析において Area2 は Area3 より大きくなっているが、弾性解析では逆転している。200 gal を負荷した場合は、すべての領域で塑性ひずみは発生しなかった。さらに、Area4 では 1,200 gal を負荷しても塑性ひずみは発生しなかった。

それぞれの領域に対して入力加速度毎に $K_{s(\epsilon)}$ を算出した結果を図 24 に示す。Area1 から Area4 までを順に直線で結んでプロットしている。弾性解析で得られる横軸の $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ は入力加速度とともに大きくなっており、最大で 5 程度となった。Area1 が最も大きく、その次が Area3 であった。一方、 $K_{s(\epsilon)}$ は Area1 が最も大きく、Area2, Area3, Area4 の順に小さくなっており、Area2 と Area3 の順序は

$\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ の順序とは異なっていた。塑性ひずみが発生していなかった 200 gal では $K_{s(\epsilon)}$ は全ての領域で 1 となった。Area1 の $K_{s(\epsilon)}$ は、1,200 gal を負荷した場合に最も大きくなり 1.8 を超えたが、入力加速度が大きくなると減少した。Area1 と同じ直管部である Area4 においても、 $K_{s(\epsilon)}$ が入力加速度とともに減少する傾向が見られた。一方、エルボ部である Area2 と Area3 は入力加速度に対する $K_{s(\epsilon)}$ の変化は顕著でなかった。600 gal を負荷した場合、Area1 および Area2 では $K_{s(\epsilon)}$ が JSME の K_e 係数より大きくなった。緒言でも述べたように、JSME の K_e 係数は主に熱荷重を想定して策定されているため、地震荷重に対する結果とは必ずしも整合しない可能性がある。

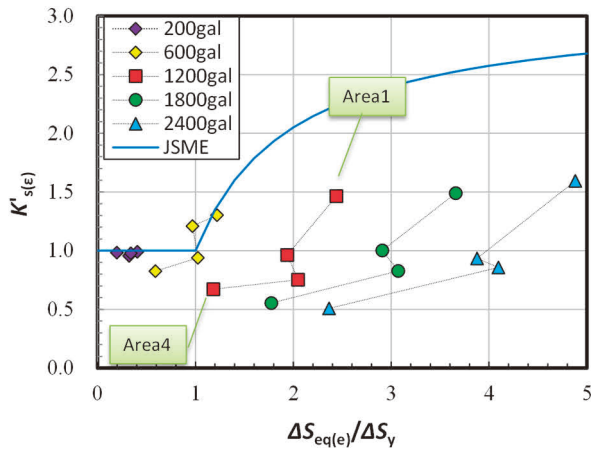


Fig. 27 K_s factors considering effect of ε_r , which is denoted as $K'_{s(e)}$, for various input accelerations.

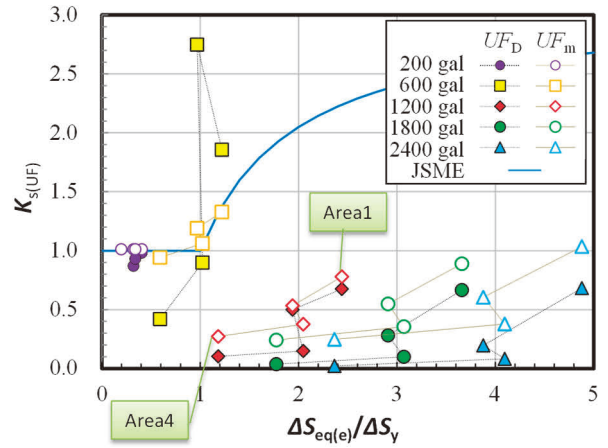


Fig. 29 K_s factors obtained using UF for various input accelerations.

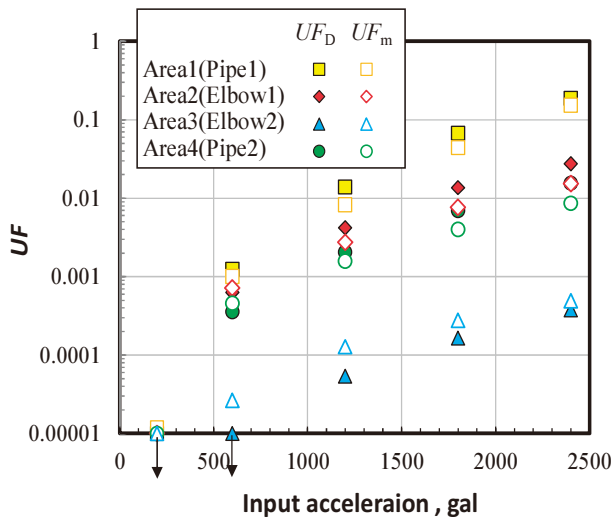


Fig. 28 Usage factor UF obtained for various input accelerations.

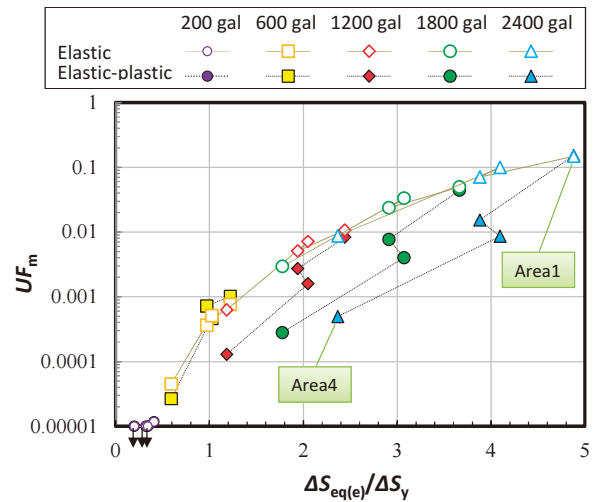


Fig. 30 Change in UF_m with elastic stress $\Delta S'_{eq(e)}/\Delta S'_y$. The values correlated well except values for areas 3 and 4.

$K_{s(e)}$ が最大となった Area1 の 1,200 gal 負荷時の $\Delta \varepsilon_{eq}$ の時系列変化を図 25 に示す。ひずみの平均値が変化するラチェットひずみが生じている。 $\Delta \varepsilon_{eq(max)}$ は時系列のデータの中で最大と最小の差をとっている。図のケースのように加振中にラチェットひずみが生じた場合、ラチェットひずみ ε_r が $\Delta \varepsilon_{eq(max)}$ に加算されることになる。各条件におけるラチェットひずみ ε_r を図 26 に示す。ラチェットひずみは Area1 で大きく、1200 gal 時に最大となった。入力加速度が大きくなるほどラチェットひずみが大きくなる傾向が見られるが、単調な変化ではなかった。ラチェットひずみによる疲労損傷の寄与は半サイクルの変動に限られる。そこで、 $K_{s(e)}$ を算出する際に、弾塑性解析による $\Delta \varepsilon_{eq(max)}$ からラチェットひずみの寄与分を差し引いた次式の $K'_{s(e)}$ を定義した。

$$K'_{s(e)} = \frac{\Delta \varepsilon_{eq(max)}^{(ep)} - \varepsilon_r}{\Delta \varepsilon_{eq(max)}^{(e)}} \tag{10}$$

$K'_{s(e)}$ と $\Delta S'_{eq(e)}/\Delta S'_y$ の関係を図 27 に示す。ラチェットひずみの影響を除外した $K'_{s(e)}$ は $\Delta S'_{eq(e)}/\Delta S'_y$ に対してほぼ一定か、単調に変化する傾向を示し、その最大値は 2,400 gal の場合の 1.6 となった。

3.2.3 $K_{s(UF)}$ の算出

UF_D と UF_m を図 28 に示す。入力加速度が 200 gal の場合は、 UF_D は 10^{-5} 以下で、Area4 では零であった。そして、

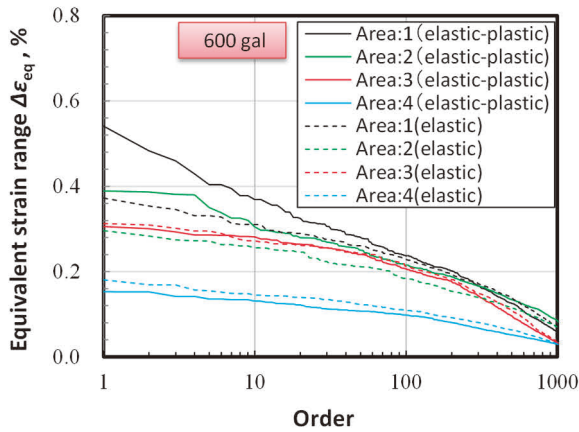


Fig. 31 Equivalent strain ranges obtained from the rainflow counting procedure using time-series equivalent strain obtained by elastic and elastic-plastic analyses for 600 gal.

UF は入力加速度とともに増加した。図 29 に示した $K_{s(UF)}$ は、おおむね 1 以下であったが、600 gal では、Area2 において UF_D による $K_{s(UF)}$ が 2.5 を超える特異な値となった。 UF_m を用いた場合は、 $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y = 1$ 近傍での特異な $K_{s(UF)}$ は小さくなったが、1 を超えている。

3.3 考察

3.3.1 領域毎のばらつき (犠牲ダンパー効果)

配管系においても、 K_s は JSME の K_e を大きく下回り、1 よりも小さくなる場合もあった。エルボ単体モデルで考察したように、相対的に小さい K_s はエネルギー減衰の寄与によると考えられ、 K_s の値も、図 20 に示したエルボ単体モデルの値と大きな差異はなかった。しかし、配管系においては、同じ入力加速度、または同じ $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ において、領域毎に K_s のばらつきが見られた。Area3 と Area4 における K_s は、Area1 と Area2 よりも小さかった。

図 30 に、 $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ と UF_m の関係を示す。弾性解析の結果に着目すると UF_m と $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ の関係には相関があり、一本の曲線上にプロットされている。一方、弾塑性解析では、とくに、Area3 および Area4 の UF_m が相対的に小さくなった。同様の傾向が UF_D に対しても観察された。 UF の減少はエネルギー減衰に起因すると考えられるが、その効果が Area3 と Area4 で相対的に大きかったことを意味している。配管系では、Area1～Area4 が互いにつながっており、独立ではない。同じ入力加速度に対するひずみ変動は Area1 と Area2 で相対的に大きくなる。ひずみが大きくなると、エネルギー減衰が大きくなり UF が低下する。

Area3 と Area4 では、発生する塑性ひずみの大きさは相対的に小さいが、Area1 と Area2 のエネルギー減衰の影響を受けてひずみ変動が抑制されたと考えられる。とくに、Area4 では、1,200 gal の入力加速度以下では塑性ひずみは発生しなかったが、図 23 に示した弾塑性解析による $\Delta \mathcal{E}_{eq(max)}$ は弾性解析によるそれを大きく下回っていた。また、600 gal における $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ は 0.59 であり、塑性ひずみが発生していないにもかかわらず、 K_s は 1 より小さく下回っていた。つまり、Area3 と Area4 にとっては、Area1 と Area2 はタンパーのようなふるまいをしたことになる。逆に、Area1 と Area2 では、Area3 と Area4 の減衰を負担するため、塑性ひずみの大きさに対して生じるエネルギー減衰の効果は相対的に小さいと考えられる。そのため、図 20 に示したエルボ単体モデルの K_s と比較して、同じ $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ に対する Area1 および Area2 の K_s は大きくなっている。このように、配管要素の相互作用によって生じるダンパー効果を、本報では犠牲ダンパー効果と呼び、Area1 や Area2 のようにダンパーの役割を果たした配管要素を犠牲ダンパーとよぶ。

3.3.2 設計に用いるべき $K_{s(UF)}$

図 20 に示したエルボ単体モデルの結果と同様、配管モデルの解析においても $K_{s(UF)}$ は $K_{s(e)}$ よりも小さくなる傾向を示した。とくに、600 gal 以外の入力加速度条件では、 $K_{s(UF)}$ は概ね 1 以下であった。つまり、弾性解析によって得られる UF を、そのまま弾塑性解析の (実際の) UF として用いても保守側の評価が可能となる。

一方、600 gal 時に $K_{s(UF)}$ が 1 を超える場合もあった。図 31 に 600 gal の解析結果からレインフロー法によって抽出した $\Delta \mathcal{E}_{eq}$ を示す。最大で 2,081 個のひずみ範囲が抽出されたが、大きい方から 1,000 個のひずみ範囲を順に並べたものを示している。Area4 では弾塑性解析のひずみが弾性解析の結果より小さくなっている。先にも述べたように、Area4 では塑性ひずみが発生していないことから、弾塑性ひずみの減少は犠牲ダンパー効果のよるものと考えられる。一方、Area2 では、塑性ひずみが発生し、さらに犠牲ダンパーとなったことによるひずみの増加量がエネルギー減衰の効果を上回ったため、弾塑性解析ひずみが大きくなった。犠牲ダンパー効果が相対的に小さいと考えられる $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y = 1$ 近傍では $K_{s(UF)}$ は相対的に大きくなったが、 $\Delta S_{eq(e)}/\Delta S_y$ が十分大きくなれば $K_{s(UF)}$ を 1 以下に設定できる可能性がある。

以上の結果は、解析対象である試験を模擬した配管系に対する、特定の地震動パターンに対する結果であること

に留意する必要がある。本解析では、犠牲ダンパー効果により、Area1 と Area2 において相対的に大きな塑性ひずみが発生していた。同様に、他の配管系において K_s を考える場合も、犠牲ダンパーにひずみが集中して K_s が大きくなる可能性がある。発生する塑性ひずみの大きさは条件によって異なり、場合によっては $K_{s(UF)}$ が 1 を上回る可能性も否定できない。しかし、エルボ単体モデル、および本配管系の解析結果から塑性ひずみ発生に伴うエネルギー減衰の効果は明確に確認できた。そして、算出された K_s は JSME の K_e 係数を大きく下回った。耐震評価に対しては、主に熱荷重を想定して策定された K_e 係数に代わり、合理化した K_s 係数を適用できる可能性が示された。

4. 結言

本報では、機器設計で用いられている K_e 係数に代わり、 K_s 係数を新たに定義し、地震荷重に対する疲労評価における塑性ひずみの影響を考察した。まずエルボ単体モデルを用いて、 K_s 係数の基本的な傾向を調べた。そして、配管系を対象にした解析を行った。得られた結果は以下のように要約できる。

- (1) 地震荷重下においては、塑性ひずみの発生によるひずみ範囲の増加効果と、エネルギー減衰によるひずみ範囲の減少効果が発生する。そして、後者の寄与によって K_s 係数が 1 以下になる場合もあることが示された。
- (2) 疲労評価に及ぼす塑性ひずみの影響を補正するために UF により算出される $K_{s(UF)}$ を定義した。 $K_{s(e)}$ は $\Delta\epsilon_{eq(max)}$ のみを、 $K_{s(UF)}$ は時系列結果から抽出されるすべての $\Delta\epsilon_{eq}$ の変化が反映される。 $K_{s(UF)}$ は $K_{s(e)}$ よりも小さく、 $K_{s(UF)}$ を用いることで合理的に UF を算出できることが示された。
- (3) エルボ単体モデルにおいて、減衰比が大きくなるほど K_s は増加した。ただし、その影響は 2% ほど飽和した。また、2 次剛性 E_p も $0.01E$ とすることで、ほぼ飽和した保守的な K_s を算出することができた。
- (4) $K_{s(e)}$ は JSME の K_e 係数を大きく下回った。さらに、入力加速度が 5,000 gal 以下のエルボ単体モデル、および配管系モデルの解析において $K_{s(UF)}$ は概ね 1 を下回った。つまり、弾性解析による弾性ひずみ範囲を、補正することなく UF を算出しても、弾塑性解析による UF を保守側に評価できる可能性がある。

配管系を対象にした場合は、犠牲ダンパーにひずみが集中し、部位ごとの K_s にばらつきが生じることに留意する必要がある。

引用文献

- (1) 日本電気協会, 原子力発電所耐震設計技術規程, JEAC4601-2015 (2015).
- (2) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格設計・建設規格, JSME S NC1-2020 (2020).
- (3) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格設計・建設規格 事例規格弾塑性有限要素解析を用いたクラス 1 容器に対する強度評価の代替規定, JSME S NC-CC-005 (2008).
- (4) 朝田誠治, 中村隆夫, 機械学会設計・建設規格における簡易弾塑性解析手法, 日本機械学会論文集 A 編, Vol.75, No.749 (2009), pp.110-117.
- (5) 釜谷昌幸, 朝田 誠治, 熱疲労荷重に対する簡易弾塑性補正 (K_e 係数) に関する一考察, 日本機械学会論文集, Vol. 87, No. 901 (2021), DOI: 10.1299/transjsme.21-00239.
- (6) 日本機械学会, 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針, JSME S017-2003 (2003).
- (7) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格設計・建設規格 事例規格弾塑性解析に基づく耐震 S クラス配管の耐震設計に関する代替規定, JSME S NC-CC-008 (2019).
- (8) Jaske, C. E. and O'Donnell, W. J., Fatigue design criteria for pressure vessel alloys, ASME Journal of Pressure Vessel Technology, Vol. 99 (1977), pp.584-592.
- (9) 高橋常夫, 前川晃, サポート付配管系の耐震性評価手法に関する研究 (弾性振動試験における共振振動数および応答低減に対する入力加速度の影響), INSS Journal, Vol. 21 (2014), pp.75-85.
- (10) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格材料規格, JSME S NJ1-2016 (2016).
- (11) 高橋常夫, 前川晃, 支持構造物の降伏後変形強度が配管系地震応答に与える影響, INSS Journal, Vol. 20 (2013), pp.84-94.

地震荷重下の配管に対する疲労評価手法の提案*¹ (有効ひずみ範囲を用いた荷重履歴効果の考慮)

Proposal of fatigue assessment method for piping under seismic loading
(About the use of effective strain range for loading sequence effect)

三好 弘二 (Koji Miyoshi)*² 釜谷 昌幸 (Masayuki Kamaya)*²

要約 地震荷重下での配管の疲労寿命に対する荷重履歴効果について検討し、有効ひずみ範囲を使用することで保守的にその効果を考慮できる評価手法を提案した。地震荷重を配管系に付与した有限要素解析により、配管の変動ひずみを得た。次に、そのひずみを付与した疲労試験を実施し、マイナー則により破断時の疲れ累積損傷量を求めた。その結果、得られた値は1未満であり、その最小値は0.43であった。すなわち、マイナー則では非保守的な疲労寿命を予測することとなった。疲労寿命の低下要因を調べるため亀裂進展試験を行った。その結果、単一の過大ひずみが負荷されることで亀裂開口ひずみが低下し、過大ひずみ後の亀裂進展速度を加速させていることが示された。亀裂開口ひずみの低下による有効ひずみ範囲の増加分を保守的に見込むことで疲れ累積損傷量を再計算した結果、地震荷重下でのひずみに対しては、ほとんどの条件で1以上となった。本研究で提案した有効ひずみ範囲を用いて荷重履歴効果を考慮する疲労評価手法は有効であるといえる。

キーワード 疲労, 地震荷重, 変動ひずみ, 荷重履歴効果, 亀裂進展速度, 有効ひずみ範囲

Abstract A loading sequence effect on fatigue life was investigated for piping under seismic loading. A fatigue assessment method which can consider the loading sequence effect conservatively was proposed using the effective strain range. Variable strains in the pipe wall were obtained by finite element analyses. A seismic loading was applied to a system of pipes in the analysis. Fatigue tests were conducted using strains obtained by the analysis. Damage factors at failure calculated by Miner's rule were less than 1.0 and the minimum value was 0.43. It implies that Miner's rule predicted non-conservative fatigue life. Crack growth tests were also conducted to examine the reduction of the fatigue life. It was shown that a single overload strain decreased crack opening strain and increased the effective strain range. The increment of the effective strain range accelerated the crack growth rate after the overload and reduced the fatigue life. The damage factor for the strain under seismic loading was recalculated using Miner's rule and the strain ranges which added the maximum increment of the effective strain range. The recalculated damage factors were larger than 1.0 under most conditions. The proposed procedure is available to predict the fatigue life of piping under seismic loading.

Keywords fatigue, seismic loading, variable strain, loading sequence effect, crack growth rate, effective strain range

1. 緒言

近年、原子力発電プラントにおいては、運転年数や想定する地震荷重の増加などにより、評価上の疲労損傷が大きくなる傾向にある。現在、国内プラントの耐震設計における疲労評価には、日本機械学会の設計・建設規格⁽¹⁾に規定される手順と設計疲労線図が用いられている⁽²⁾。当該設計疲労線図は、試験によって得られた最適疲労線図に対し、繰返し数で20倍、ひずみ範囲で2倍の余裕が考慮されているが、その余裕の根拠は明確ではない。日本溶接協会では、疲労試験の結果を実機評価に適用する上で想定すべき

影響因子を列記し、それぞれの因子に対して考慮すべき裕度を定量化した。そして、それらの裕度を積み上げることで、新たな設計疲労曲線を提案した⁽³⁾。

影響因子のうち、荷重振幅が繰返しに伴って変化する変動荷重の影響として、疲労限度以上と以下の応力振幅が混在する場合の疲労限度の低下影響を考慮している。また、その妥当性の検証として、高温水合流部に発生する負荷波形を用いて、配管の高サイクル熱疲労に対して、保守的な評価となることを確認している。変動荷重が疲労強度に及ぼす影響として、上述した疲労限度の低下に加え、負荷

* 1 日本機械学会論文集, Vol. 87, No.897 (2021) (DOI:10.1299/transjsme.21-00025)より転載

* 2 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

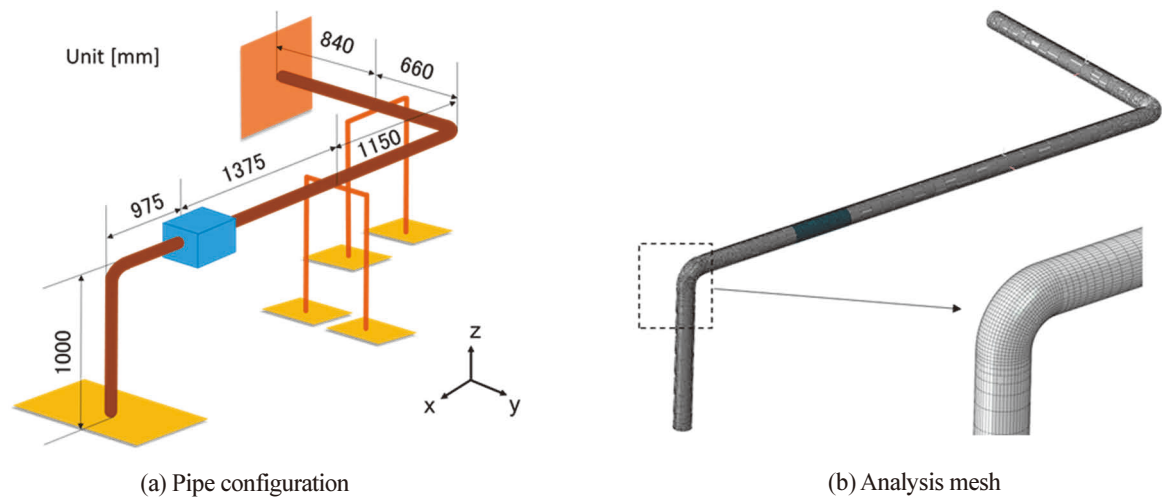


Fig. 1 Pipe configure for finite element analysis.

する荷重の順序によって疲労寿命が変化するいわゆる荷重履歴効果がある。この効果により、線形累積損傷則（以後、マイナー則）による疲労寿命の予測が非保守側となる可能性がある⁽⁴⁻⁶⁾。

プラント機器の設計では起動停止などの運転状態の変化が疲労損傷の駆動力として考慮される。そして、評価においては、保守側になるように、正と負の負荷をもたらす運転状態変化が組み合わされ、荷重振幅が決定される。そのため、実際の荷重履歴と評価上の荷重履歴は必ずしも一致せず、荷重履歴効果は陽には考慮されてこなかった。しかし、地震荷重では、変動する荷重が時系列で与えられることから、実際に荷重履歴効果による影響が生じると推測される。地震荷重に対する荷重履歴効果を検討した例として、山口ら⁽⁷⁾は、亀裂を有する配管を対象に地震荷重下における亀裂進展評価手法を検討している。その中で、過大な圧縮荷重負荷後に亀裂進展速度が加速することを試験で確認し、その影響を考慮できる亀裂進展評価方法を提案した。しかしながら、亀裂発見後の健全性評価手法の構築に加え、設計段階においてこれらの荷重履歴効果を考慮した評価を行うことが求められる。

本研究では、マイナー則による評価上の疲労損傷量（疲れ累積損傷係数）を算出する現在の評価手順に対し、地震荷重における荷重履歴効果の程度を試験的に調べるとともに、荷重履歴効果を考慮するための具体的な評価手順を検討した。まず、オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS316) を対象に地震荷重下での疲労寿命を試験により調べた。モデル配管系に発生する地震荷重によるひずみ変動を算出し、疲労試験で付与するひずみ波形を作成した。そして、得られたひずみ波形を荷重した疲労試験を行い、一定ひずみ振幅試験の結果と比較した。次に、疲労寿命低下の要因

を考察するため、地震荷重によって生じる特徴的なひずみ波形を用いた疲労試験も行った。さらに、平板試験片を用いた亀裂進展試験により、過大ひずみを荷重した際の亀裂進展速度の変化を調べるとともに、変化をもたらす要因を考察した。得られた知見をもとに荷重履歴効果を保守的に考慮できる評価手法を提案し、その妥当性について検証した。

2. 地震荷重下の配管に生ずるひずみ波形の算出

2.1 解析方法

配管系に地震動を荷重した場合の配管の振動を Abaqus 6.14 による有限要素解析で模擬した。解析対象と有限要素モデルを図 1 に示す。また、図 2 に解析モデルの固有モードと固有振動数を示す。このモデルは、2つのエルボを含む配管系に弁を模擬した錘が取り付けられている⁽⁸⁾。エルボ、直管部ともにシェル要素でモデル化した。錘による影響は、シェル重量を錘相当分増加させることで考慮した。モデル全体の要素数は 8320、節点数は 8469 で、板厚方向積分点数は 5 とした。解析に用いた諸元を表 1 に示す。2直線近似した応力・ひずみ関係に、移動硬化則を適用した。幾何学的非線形性は考慮していない。解析では、床面に原子力発電プラントの基準地震動を模擬した加速度を付与した。x および y 方向には、最大 700 cm/s^2 の図 3(a) に示す加速度を、z 方向には最大 468 cm/s^2 の図 3(b) に示す加速度を与えた。いずれの加速度も、時間幅 $\Delta t = 0.01 \text{ s}$ 、時間は 84.34 s で与えられている。これらの加速度応答スペクトル（減衰定数 1% の場合）を図 4 に示す。配管には、 1 MPa の

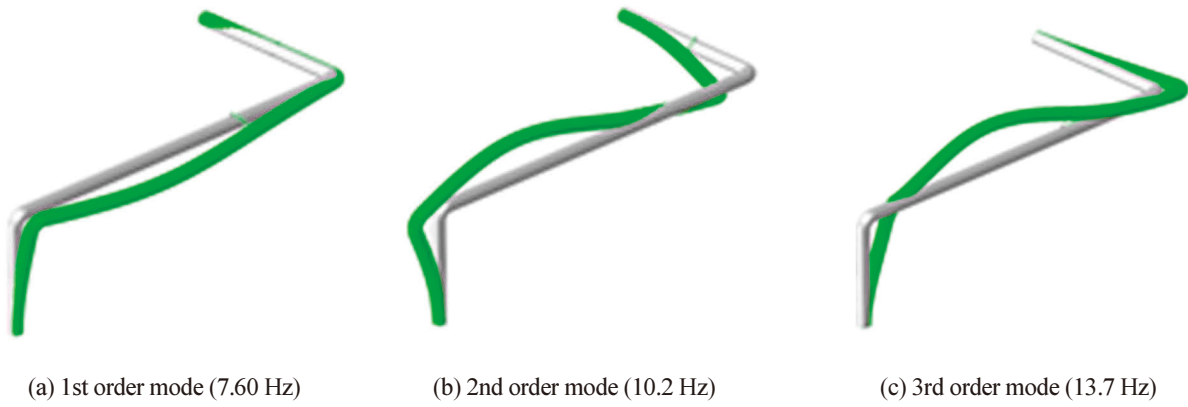


Fig. 2 Results of modal analysis for the piping system

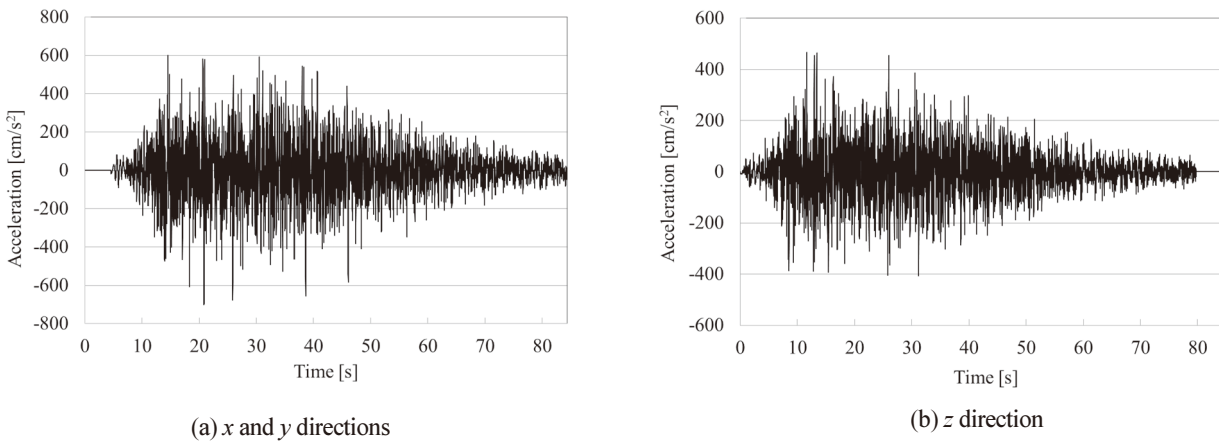


Fig. 3 Input acceleration for analysis

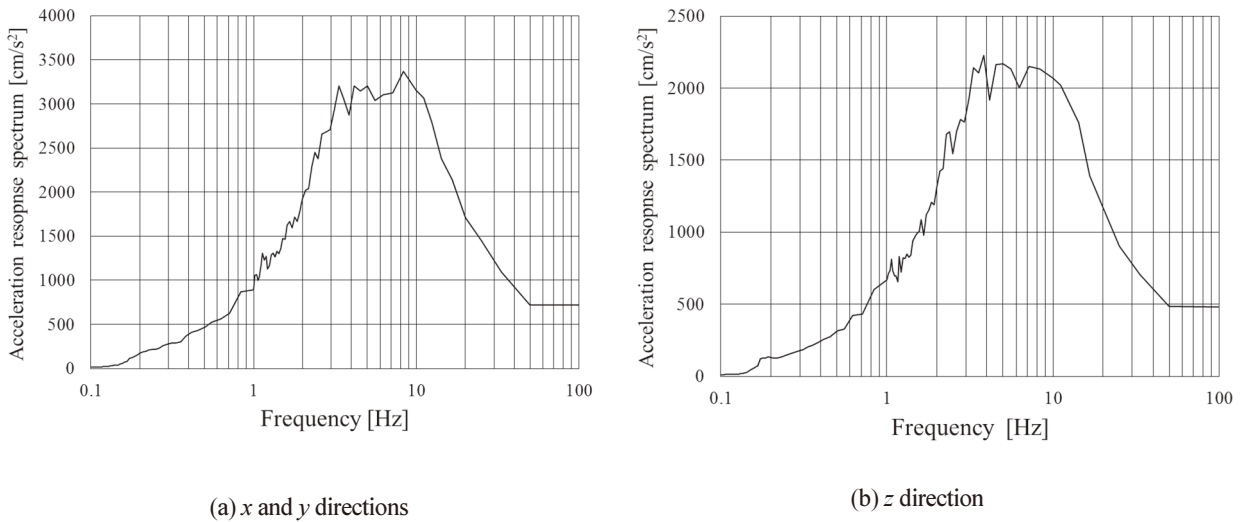


Fig. 4 Acceleration response spectrum for input acceleration. The damping constant assumed to be 1%.

内圧を付与した。門形サポートに対しては弾塑性サポートモデルを用いた。弾塑性サポートモデルでは、線形ばね要素にて鉛直方向変位をモデル化し、水平方向は、変形抵抗と塑性変形によるエネルギー吸収をモデル化するためトラス要素を使用している⁹⁾。サポートの剛性と降伏荷重はサポート単体の静的荷重試験で得られた表 2 の値を用いた。減衰は、固有振動数の 1 次振動数（水平方向の主要モード）と 3 次振動数（鉛直方向の主要モード）の減衰比が 0.5% であるとしたレーリー減衰を適用した。

Table 1 Analysis parameter

Component	Specifications	
Pipe	Geometry	JIS 100A Sch40 (Outer diameter 114.3 mm, Thickness 6mm)
	Young's modulus	203 GPa
	Poisson's ratio	0.30
	Yield strength	310 MPa
	Secondary stiffness	2.03 GPa
Weight	Mass	600 kg

Table 2 Analysis parameters for supporting structures.

		Specifications	Element type
Vertical direction	Spring constant	5.99×10^3 N/mm	Spring element
	Primary stiffness	591 MPa	
Horizontal direction	Yield strength	117 MPa	Truss element
	Secondary stiffness	127 MPa	

2.2 解析結果

全時間 (84.34 s) における相当塑性ひずみの要素毎の最大値の分布を図 5 に示す。配管系全体では、錘近傍のエルボ部側面の内面で最大となった。この位置における全時間の最大値と最小値の差であるひずみ範囲は、周方向と軸方向に対して、それぞれ 0.43% と 0.05% であり、周方向のひずみ範囲が大きかった。エルボ部の形状変化を確認したところ、近傍に存在する錘の応答により、エルボの面内変形が発生し、それに伴い管断面形状が円形から楕円状に変形していることが確認できた。すなわち、エルボのオーバル変形により、側面の周方向ひずみの変動が大きくなった。図 6 に相当塑性ひずみが最大となった位置における周方向ひずみの時間変化を示す。解析初期に圧縮ひずみが発生しているのは、錘の死荷重によりエルボ断面形状が楕円状に変形し、管内面側に圧縮ひずみが発生したためである。

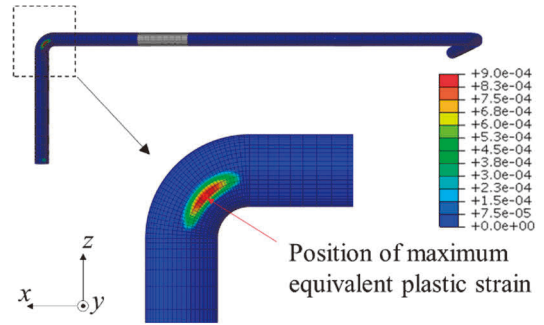


Fig. 5 Distribution of maximum equivalent plastic strain during 84.34 s.

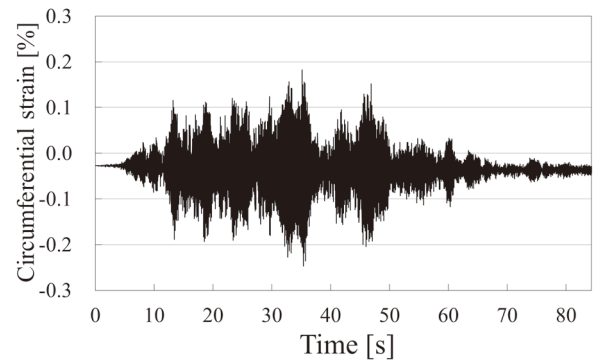


Fig. 6 Circumferential strain at the position of the maximum equivalent plastic strain.

2.3 解析結果を用いた負荷波形の作成

図 6 に示した相当塑性ひずみが最大となった位置での周方向のひずみから試験に用いるひずみ波形を作成した。試験上の制約から、解析によるひずみ波形から細かな変動成分を間引いたモデル波形とした。まず、オリジナルの波形から、極値を抽出した。次に、隣接するひずみの差が、ひずみ範囲 $\Delta\epsilon$ (全時間における最大値と最小値の差) の 5% 以下となる場合は削除した。データ数削減後のひずみ波形を図 7 に示す。疲労試験では、ひずみ範囲の影響を調べるため、図 7 のひずみ範囲 $\Delta\epsilon$ が所定の値となるように比例倍した波形(以下、地震負荷波形と表記)を負荷した。

地震負荷波形による疲労寿命の変化の要因を考察するために、地震負荷波形の特徴をモデル化した波形も作成した。図 7 に示した波形では、ひずみが周期的に増加と減少を繰り返す傾向が確認できる。この特徴を再現した波形として、図 8 に示すような漸増・漸減するひずみ波形を作成した。ここで平均ひずみは零とし、50 点で 1 ブロックの構成とした。そして、 $\Delta\epsilon$ が所定の値となるようにひずみを比例倍した。図 7 では、スパイク状の波形も確認できる。この特徴を再現するため、図 9 に示すような周期的な過大ひずみを負荷する波形も用いた。過大ひずみの符号は、(a)

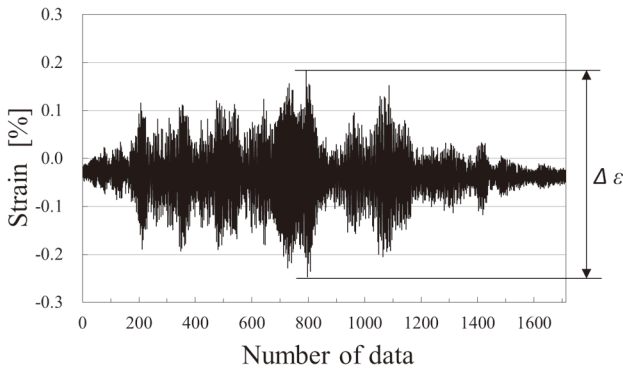


Fig. 7 Strain history applied for fatigue tests. The strain was derived from the transient strain shown in Fig. 4 obtained by simulating the seismic load.

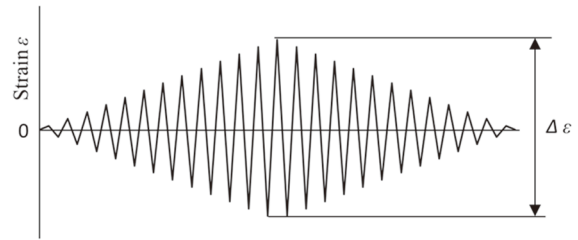
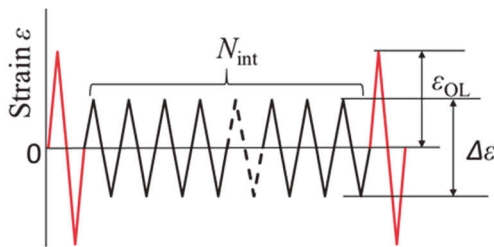
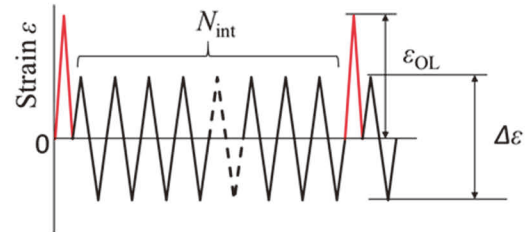


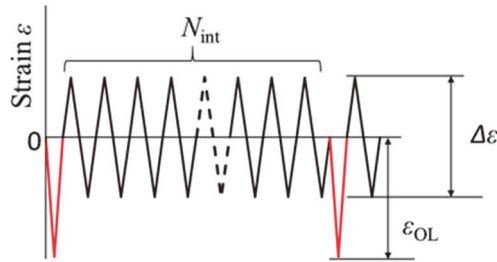
Fig. 8 Step up and down strain applied for fatigue tests.



(a) Tensile and compressive overloads (± OL)



(b) Tensile overload (+ OL)



(c) Compressive overload (- OL)

Fig. 9 Periodic overload strain applied for fatigue tests.

引張・圧縮 (±), (b) 引張のみ (+), (c) 圧縮のみ (-) の 3 種類とした。過大ひずみの大きさ ϵ_{OL} は定常変動時のひずみ振幅 $\Delta\epsilon/2$ の 2 倍と 4 倍の 2 種類 (以下, 各々 OLR = 2, OLR = 4 と表記) とした。また, 過大ひずみを付与するインターバルのサイクル数 N_{int} も系統的に変化させた。

3. 疲労試験

3.1 試験方法

試験に用いた 316 ステンレス鋼の化学組成を表 3 に, 機械的性質を表 4 に示す。比較的大きな圧縮ひずみを負荷する条件では座屈を防止するため, 図 10 (a) に示す砂時計

型試験片を使用した。試験片表面は, バフ研磨仕上げとした。また, 砂時計型試験片では径方向伸び計を使用し, 軸ひずみを同定した。径変化値から軸ひずみ (対数ひずみ) ϵ_t の算出には, 次式を用いた。

$$\epsilon_t = \ln\left(\frac{l}{l_0}\right) = \ln\left(\frac{D_0}{D}\right)^2 \tag{1}$$

ここで, l_0 は変形前の長さ, l は変形後の長さ, D_0 は変形前の直径, D は変形後の直径であり, 体積一定の仮定により $l_0 D_0^2 = l D^2$ の関係を用いた。一方, 比較的ひずみ振幅が小さい試験では, 図 10 (b) に示す平滑丸棒試験片を使用した。

Table 3 Chemical content of test material (wt %).

Fe	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo
Bal.	0.05	0.23	1.29	0.036	0.028	10.05	16.98	2.01

Table 4 Mechanical properties of test material

0.2% proof strength	Tensile strength	Elongation	Reduction of area
284 MPa	617 MPa	0.61	0.80

Unit: mm

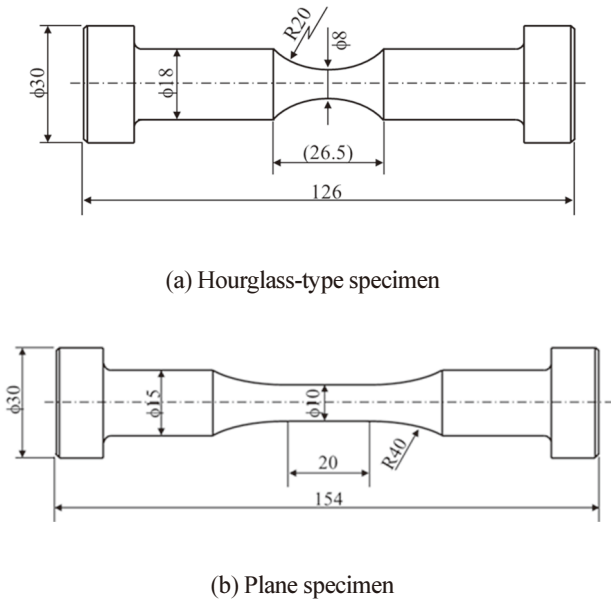


Fig. 10 Geometry of test specimen for fatigue tests.

試験は全て室温大気中で実施した。ひずみ波形としては、以下の4種類を付与した。

- (1) 一定ひずみ振幅試験
- (2) 地震負荷波形試験
- (3) 漸増・漸減ひずみ試験
- (4) 周期的過大ひずみ試験

表5から表8に試験条件の一覧を試験結果と併せて示す。表中の N_f は試験片破断までに要した過大ひずみ等を含む全繰返し数である。これらの試験では、砂時計型試験片では破断した時点、平滑丸棒試験片では、荷重25%低下もしくは破断した時点破断寿命として定義した。また、試験速度は一定ひずみ振幅試験の場合は0.40%/s、それ以外の試験では、1ブロック中の最大ひずみと最小ひずみの差に対してひずみ速度が1.6%/sとなるように周波数を設定し、試験中は同じ周波数を適用した。

Table 5 Summary of fatigue tests (Constant amplitude strain).

$\Delta\epsilon/2$ (%)	Specimen type	N_f
0.20	Plane	$> 10^6$
0.21	Plane	415,358
0.23	Plane	319,975
0.25	Plane	172,500
0.30	Plane	59,025
0.40	Plane	26,390
0.50	Plane	8,970
0.60	Plane	3,720
0.70	Plane	3,333
1.0	Hourglass	830
1.5	Hourglass	301
2.0	Hourglass	175
2.5	Hourglass	101
3.0	Hourglass	73
3.5	Hourglass	57
4.0	Hourglass	45
4.5	Hourglass	38
5.0	Hourglass	30
5.5	Hourglass	23
6.0	Hourglass	22
7.0	Hourglass	18
8.0	Hourglass	13

Table 6 Summary of fatigue tests (Strain under seismic loading).
One block consists of 1713 cycles.

$\Delta\epsilon/2$ (%)	Specimen type	N_f
0.4	Plane	797,354
0.5	Plane	274,297
0.6	Plane	161,690
0.7	Plane	69,033
1.0	Hourglass	21,287
1.5	Hourglass	7,832
2.0	Hourglass	3,903
2.5	Hourglass	2,426

Table 7 Summary of fatigue tests (Step up and down strain).
One block consists of 50 cycles.

$\Delta\epsilon$ (%)	Specimen type	N_f
2.0	Hourglass	6,024
3.0	Hourglass	1,872
4.0	Hourglass	1,174
5.0	Hourglass	774

Table 8 Summary of fatigue tests (Periodic overload strain).

Over load type	Specimen type	ε_{OL} (%)	$\Delta\varepsilon/2$ (%)	N_{int}	N_f
OLR = ± 2	Hourglass	± 1.0	0.5	49	4,661
	Hourglass	± 1.5	0.75	49	966
	Hourglass	± 2.0	1.0	49	817
	Hourglass	± 2.5	1.25	49	502
	Hourglass	± 1.0	0.5	2	1,765
	Hourglass	± 1.0	0.5	5	2,418
	Hourglass	± 1.0	0.5	10	2,794
	Hourglass	± 1.0	0.5	30	4,395
	Hourglass	± 1.0	0.5	100	4,745
	Hourglass	± 1.0	0.5	500	6,879
	Hourglass	± 1.0	0.5	1000	6,231
OLR = ± 4	Hourglass	± 1.0	0.25	49	11,551
	Hourglass	± 1.5	0.375	49	4,225
	Hourglass	± 2.0	0.5	49	2,350
	Hourglass	± 2.5	0.63	49	1,302
	Hourglass	± 1.0	0.25	2	1,984
	Hourglass	± 1.0	0.25	5	3,889
	Hourglass	± 1.0	0.25	10	5,688
	Hourglass	± 1.0	0.25	30	8,961
	Hourglass	± 1.0	0.25	100	13,938
	Hourglass	± 1.0	0.25	500	22,794
	Hourglass	± 1.0	0.25	1000	32,641
OLR = + 2	Hourglass	1.0	0.5	2	3,777
	Hourglass	1.0	0.5	10	5,624
	Hourglass	1.0	0.5	100	7,494
	Hourglass	1.0	0.5	500	8,640
	Hourglass	1.0	0.5	1000	7,031
OLR = + 4	Hourglass	1.0	0.25	2	10,881
	Hourglass	1.0	0.25	10	17,754
	Hourglass	1.0	0.25	100	43,279
	Hourglass	1.0	0.25	500	83,548
	Hourglass	1.0	0.25	1000	71,382
OLR = - 2	Hourglass	- 1.0	0.5	2	3,408
	Hourglass	- 1.0	0.5	10	4,089
	Hourglass	- 1.0	0.5	50	5,754
	Hourglass	- 1.0	0.5	100	6,458
	Hourglass	- 1.0	0.5	500	6,994
	Hourglass	- 1.0	0.5	1000	7,436
OLR = - 4	Hourglass	- 1.0	0.25	2	9,198
	Hourglass	- 1.0	0.25	10	11,000
	Hourglass	- 1.0	0.25	50	19,278
	Hourglass	- 1.0	0.25	100	16,675
	Hourglass	- 1.0	0.25	500	31,747
	Hourglass	- 1.0	0.25	1000	35,916

3.2 試験結果

3.2.1 一定ひずみ振幅試験

広範囲なひずみ振幅に対する基本データを採取するため、一定ひずみ振幅試験を実施した。ひずみ振幅が最大であった $\Delta\epsilon/2 = 8.0\%$ では 13 回で破断した。一方、 $\Delta\epsilon/2 = 0.20\%$ では、 10^6 回でも未破断であったため、試験を終了した。試験結果をもとに以下の回帰式を作成した⁽¹⁰⁾。図 11 に回帰曲線を試験結果とともに示す。

$$\Delta\epsilon = 57.1 \times N_f^{-0.512} \quad (N_f < 10^3) \quad (2)$$

$$\log N_f = \frac{3.79 \times 10^{-2}}{\Delta\epsilon - 0.40} - \frac{\Delta\epsilon}{0.638} + 5.53 \quad (N_f \geq 10^3) \quad (3)$$

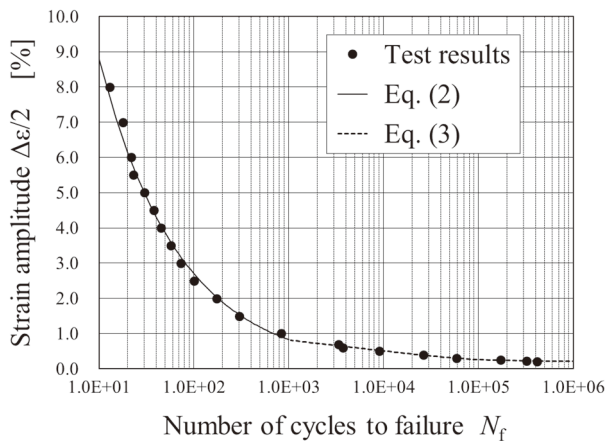


Fig. 11 Fatigue curve obtained by constant amplitude fatigue tests

3.2.2 地震負荷波形試験

破断までに負荷したひずみ波形からマイナー則により、以下の式により疲れ累積損傷量 DF を求めた。

$$DF = \sum_i^n \frac{1}{N_{fp}(\Delta\epsilon_i)} \quad (4)$$

ここで、 $\Delta\epsilon_i$ は破断までに負荷したひずみ波形をレインフロー法⁽¹¹⁾で抽出したひずみ範囲を、 n はひずみ範囲の数を示す。 $N_{fp}(\Delta\epsilon_i)$ は $\Delta\epsilon_i$ に対して式 (2) および式 (3) から得られる N_f を示す。図 12 にひずみ振幅 $\Delta\epsilon/2$ と DF との関係を示す。 $\Delta\epsilon/2 = 1.5\%, 2.5\%$ 以外の条件では DF が 1 未満

で破断しており、その最小値は 0.43 であった。これはマイナー則による予測より短寿命で破断することを意味する。また、ひずみ振幅が小さいほど DF は低下する傾向を示した。ただし、低下傾向はおよそ $\Delta\epsilon/2 = 0.7\%$ 以下で飽和していた。

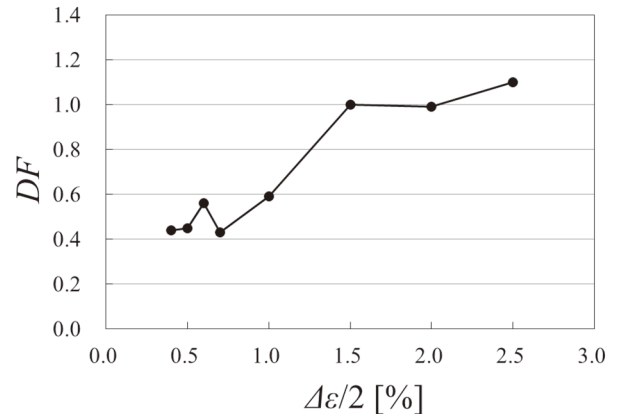


Fig. 12 Calculated fatigue damage for strain under seismic loading. DF for many cases was less than 1.0. It implies that Miner's rule could not predict the fatigue life conservatively.

3.2.3 漸増・漸減波形および周期的過大ひずみ試験

図 13 に漸増・漸減波形および引張・圧縮の周期的過大ひずみを負荷した場合に対するひずみ範囲と DF との関係を示す。横軸は、漸増・漸減波形の場合は $\Delta\epsilon$ 、周期的過大ひずみ波形の場合は $2\epsilon_{OL}$ とした。漸増・漸減波形の場合は、ひずみ範囲によらずほぼ $DF = 1$ で破断していた。一方、周期的な過大ひずみを負荷した場合は、ひずみ範囲が低下すると DF は減少する傾向があり、2 条件を除くと DF が 1 未満で破断した。また、過大ひずみの比率が大きい $OLR = \pm 4$ の条件のほうが DF は小さかった。

過大ひずみを付与し、 N_{int} を系統的に変化させた場合の結果を図 14 に示す。 $OLR = 2$ では $\epsilon_{OL} = 1.0\%$ 、 $\Delta\epsilon/2 = 0.5\%$ 、 $OLR = 4$ では $\epsilon_{OL} = 1.0\%$ 、 $\Delta\epsilon/2 = 0.25\%$ とした。いずれの条件でも、 DF が 1 未満で破断した。 $N_{int} = 2$ の場合では、過大ひずみの符号や比率にかかわらず DF はおよそ 0.5 から 0.7 となった。 $OLR = 2$ の場合、 N_{int} が増加するに伴い、 DF はほぼ一定か増加する傾向にあり、 $OLR = 4$ の場合は、 N_{int} の増加とともに DF が減少し、 $N_{int} = 100$ 付近から上昇に転じる傾向が見られた。また、 OLR の大きさが同じであれば、引張のみの過大ひずみを付与した場合と比較して、圧縮のみの過大ひずみを付与した場合の DF が小さくなる傾向があった。

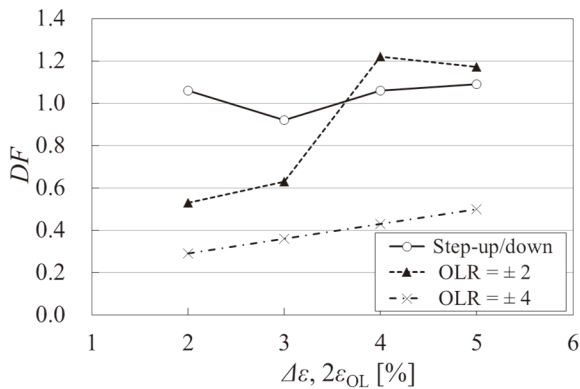


Fig. 13 Calculated fatigue damage for step up and down strain and periodic overload strain. Periodic overload strain rather than step up and down reduced fatigue life. DF for $OLR = 4$ was smaller than that of $OLR = 2$.

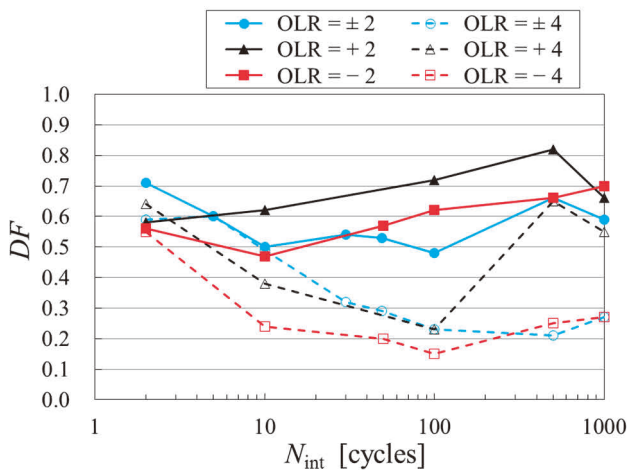


Fig. 14 Calculated fatigue damage for periodic overload strain. DF for all the cases was less than 1.0 and changed with N_{int} . DF for compressive overload was smaller than that of tensile overload when the ratio of overload was the same value.

3.3 疲労試験のまとめ

地震荷重下で配管に生じたひずみ波形を用いて、疲労試験を行った結果、図12に示すとおり DF が1未満で破断する場合があります、明瞭な荷重履歴効果が確認された。地震負荷波形の特徴をモデル化した漸増・漸減波形および引張・圧縮の過大ひずみを付与した疲労試験では、漸増・漸減する波形よりむしろ過大ひずみを付与した場合の寿命低下が顕著であった。また、疲労寿命低下の程度は、過大荷重の大きさと頻度により変化した。とくに、引張よりも圧縮の過大ひずみを付与した場合の疲労寿命低下が顕著であった。過大荷重が亀裂進展速度に与える影響については、数多くの研究がなされており、引張の過大荷重の場合は塑性誘起閉口などによる遅延効果が、圧縮の過大荷重の場合は、亀裂先端部の引張の残留応力場の形成などにより

加速することが報告されている⁽¹²⁾。また、過大荷重負荷後の応力比が負の場合は、引張の過大荷重の場合でも、亀裂進展速度が加速することも報告されている⁽¹³⁾。これらの報告の多くは、炭素鋼やアルミニウム合金を対象にした結果であるが、ステンレス鋼に対しても、過大な圧縮荷重を負荷することにより寿命が低下し⁽¹⁴⁾、亀裂進展速度が加速することが示されている^(15,16)。本試験においても、過大ひずみ負荷後の亀裂進展速度の加速が疲労寿命低下をもたらしたと考えられる。過大ひずみが亀裂進展の加速、および疲労寿命の低下をもたらす要因を考察するため、次章では過大ひずみを模擬した亀裂進展試験を行った。とくに、亀裂進展と疲労寿命の直接的な関係を明らかにするため、疲労試験と同じ両振りのひずみ制御下における亀裂進展挙動を調べた。

4. 亀裂進展試験

4.1 試験方法

疲労試験に使用した材料と同一ヒートの素材から製作した図15に示す平板試験片⁽¹⁷⁾を用いた。平行部の長さは36mmで、試験片中央部(図15のA部)にはクリップゲージを取り付けるためエッジ加工を施した。また、放電加工により長さ0.5mmのスリットを導入し、機械予亀裂の長さは $a = 1$ mm とした。試験部中央から長手方向に14mmの位置に取り付けたひずみゲージの測定値を用いてひずみ制御試験を実施した。クリップゲージで計測した亀裂開口変位と荷重から除荷弾性コンプライアンス法により亀裂長さを推定するとともに亀裂開口点を同定した⁽¹⁷⁾。

試験では、図16に示す通り、亀裂長さ $a = 3$ mm に到達した時点で、引張・圧縮の過大ひずみ(以後、 $\pm OL$ と表記)、または圧縮の過大ひずみ(同、 $-OL$)を負荷した。また、参照データとして一定振幅試験も実施した。表9に試験条件を示す。過大ひずみの大きさ ε_{OL} は0.5%~1.0%に変化させた。試験速度は、ひずみ速度が0.4%/sとなるように設定した。

4.2 試験結果

図17に亀裂長さと負荷サイクル数の関係を示す。過大ひずみを付与した $a = 3$ mm 以降の傾きは過大ひずみの大きさにより異なっていた。また、一定振幅試験の結果と比較して、過大ひずみを負荷すると、進展が明らかに加速していた。

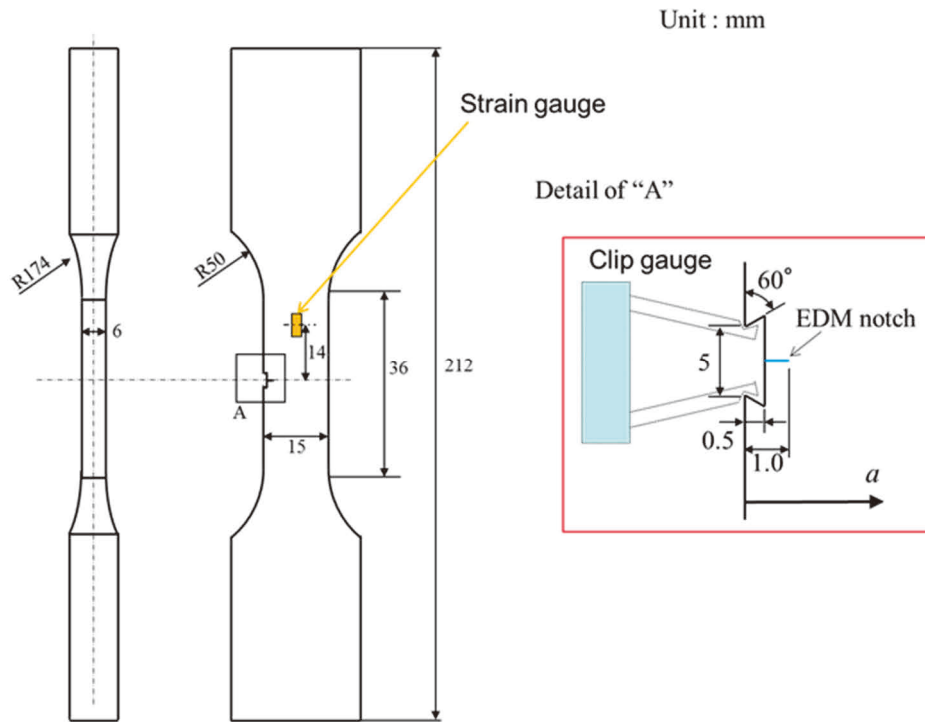


Fig. 15 Geometry of a plate specimen for crack growth test and configuration of strain gauge and clip gauge.

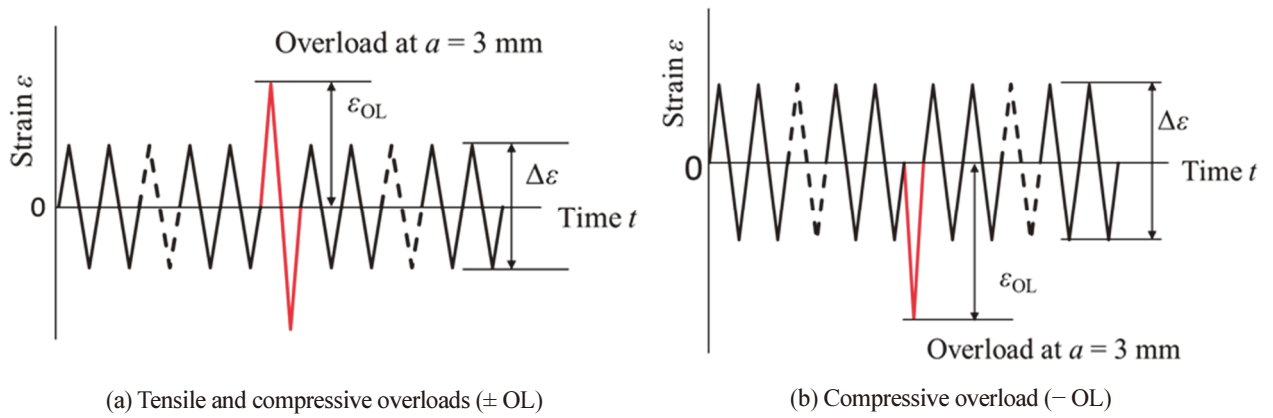


Fig. 16 Single overload strain applied for crack growth tests.

Table 9 Summary of test conditions for crack growth tests.

Load type	ε_{OL} (%)	$\Delta\varepsilon/2$ (%)
Constant amplitude	—	0.25
± OL	± 0.5	0.25
	± 0.75	0.25
	± 1.0	0.25
- OL	- 0.5	0.25
	- 0.75	0.25
	- 1.0	0.25

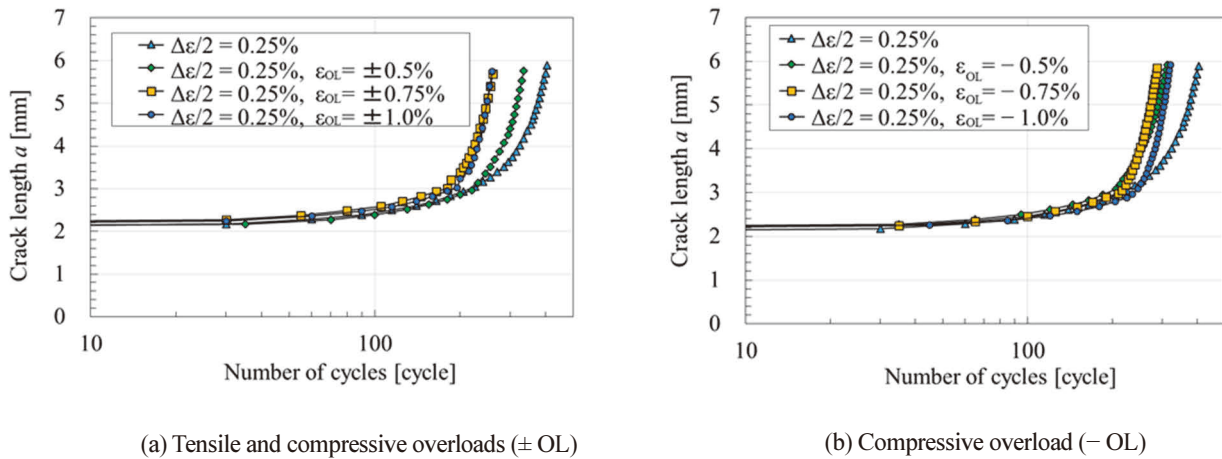


Fig. 17 Relationship between crack length and number of cycles. A single overload was applied when crack length reached 3 mm. The inclination of the crack growth curve changed at 3 mm.

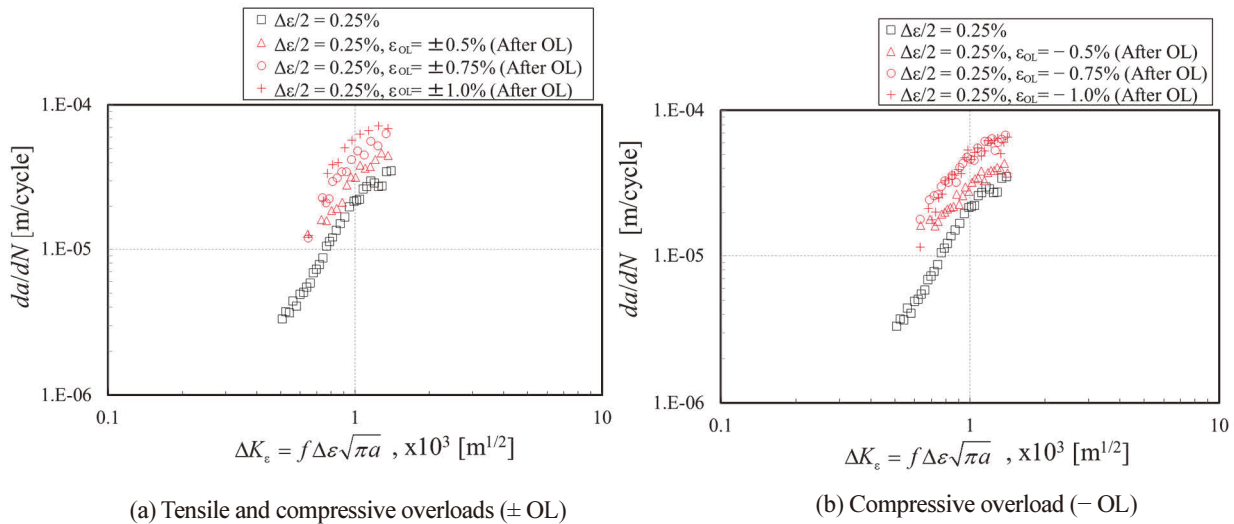


Fig. 18 Relationship between crack growth rate and strain intensity factor range. The crack growth rates for the cases of constant amplitude correlated well with the strain intensity factor range. The crack growth rate increased after a single overload.

図 18 に亀裂進展速度とひずみ拡大係数範囲の関係を示す。ひずみ拡大係数範囲 ΔK_ε は、以下の式より求めた。

$$\Delta K_\varepsilon = f \Delta \varepsilon \sqrt{\pi a} \quad (5)$$

$$f = 0.265 \left(1 - \frac{a}{W}\right)^4 + \left(0.857 + 0.265 \frac{a}{W}\right) \left(1 - \frac{a}{W}\right)^{\frac{3}{2}} \quad (6)$$

ここで、 f は形状係数⁽¹⁸⁾で式中の W は試験片の幅である。図には、過大ひずみを付与しない一定振幅試験の結果も示した。過大ひずみを負荷していない場合の進展速度は、両対数グラフ上ではほぼ直線状で近似できる。一方、赤色で示した過大ひずみ負荷後の進展速度は増加していた。また、

増加の程度は、過大ひずみが大きくなると増える傾向があった。以上の傾向は引張・圧縮、および圧縮の過大ひずみをかけた場合に共通に見られた。ただし、圧縮の過大ひずみを負荷した場合の増加量は、 $\varepsilon_{OL} = -0.75\%$ と -1.0% の条件では同程度であった。引張・圧縮の場合と圧縮のみの場合では、ひずみ速度の増加の程度については大きな差異は見られなかった。

図 19 に有効ひずみ範囲と亀裂長さの関係を示す。有効ひずみ範囲 $\Delta \varepsilon_{\text{eff}}$ は、測定した亀裂開口点のひずみ ε_{op} から、以下の式で求めた。

$$\Delta \varepsilon_{\text{eff}} = \varepsilon_{\text{max}} - \varepsilon_{\text{op}} \quad (7)$$

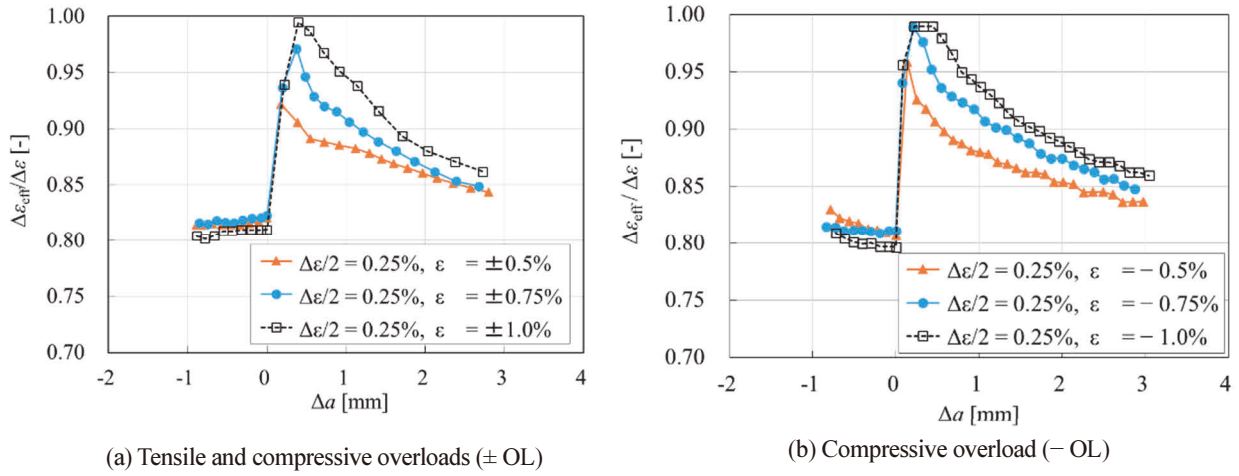


Fig. 19 Relationship between normalized effective strain range and crack length. Δa is the increment of the crack length after overloading. $\Delta \epsilon_{\text{eff}}/\Delta \epsilon$ increased abruptly after the overload and decreased gradually.

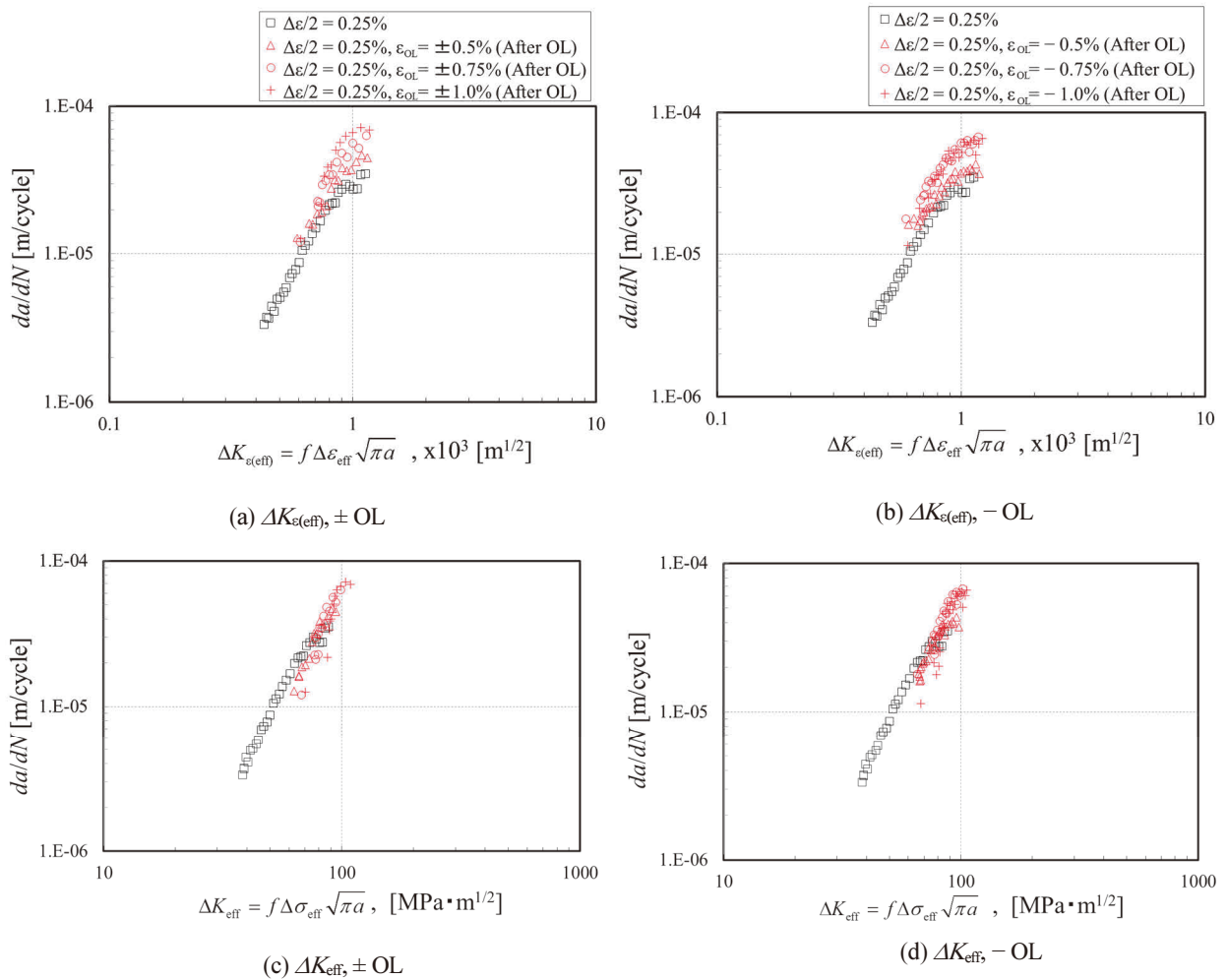


Fig. 20 Relationship between crack growth rate and effective strain and stress intensity factor ranges. The crack growth rates correlated well with $\Delta K_{\epsilon(\text{eff})}$ and ΔK_{eff} rather than ΔK_{ϵ} .

ε_{\max} は一定振幅負荷サイクル中の最大ひずみで、本試験条件では 0.25% となる。横軸は、 $\Delta a = a - 3 \text{ mm}$ で、 $\Delta \varepsilon_{\text{eff}}$ はひずみ範囲 $\Delta \varepsilon$ で無次元化している。過大ひずみ負荷後に有効ひずみ範囲は増加し、ピーク値を示した後は、徐々に低下した。また、 $\Delta \varepsilon_{\text{eff}} / \Delta \varepsilon$ の最大値は過大ひずみが大きいほど増加した。これらの傾向については、引張・圧縮の過大ひずみを負荷した場合と、圧縮のみの過大ひずみを負荷した場合で類似していたが、 ε_{OL} の大きさが 0.5% と 0.75% での最大値を比較すると、圧縮のみの過大ひずみの場合のほうが大きかった。

図 20(a),(b) に、下式で定義される有効ひずみ拡大係数範囲と亀裂進展速度の関係を示した。

$$\Delta K_{\text{e}(\text{eff})} = f \Delta \varepsilon_{\text{eff}} \sqrt{\pi a} \quad (8)$$

図 18 と比較して、過大ひずみ負荷後の亀裂進展速度は、ひずみ振幅一定試験の結果に近くなった。とくに $\varepsilon_{\text{OL}} = \pm 0.5\%$ 、 -0.5% の条件では、同程度となっていた。一方、比較的過大ひずみが大きかった他の条件ではなお相違があった。次に、横軸を有効応力拡大係数範囲で整理した結果を図 20(c),(d) に示す。この場合は、過大ひずみ負荷後の亀裂進展速度はひずみ振幅一定試験の結果と相違があったが、亀裂が進展するにつれて、その相違は小さくなる傾向があった。亀裂開口を考慮したひずみの有効範囲を用いることで亀裂進展速度との相関がよくなり、有効応力拡大係数を用いた場合は、過大ひずみ負荷の有無にかかわらず亀裂進展速度が一本の直線で近似できた。つまり、亀裂進展の加速は有効範囲の増加（亀裂開口範囲の減少）によりもたらされており、有効範囲を考慮することで、過大ひずみ負荷後の亀裂進展速度を予測することができると思われる。

5. 考察

疲労寿命は、亀裂発生までの期間と亀裂進展の期間から成るが、ステンレス鋼の疲労寿命の大部分は亀裂進展期間に等しく、発生までの期間は無視できる程度に小さい⁽⁹⁾。そのため、過大ひずみ負荷後の亀裂進展速度の加速は、疲労寿命に直接的な影響を及ぼすことになる。そのため、周期的な過大ひずみを負荷した疲労試験では、 DF が 1 未満で破断したと考えられる。また、過大ひずみの比率が大きいほうが、有効ひずみ範囲が大きくなり、破断時の DF の低下が顕著であった。過大ひずみの発生頻度によっても、疲労寿命の低下の程度は変化していた。その特徴として破断時の DF はある発生頻度で最小となり、頻度が少なくな

るにつれ、すなわち N_{int} が増加するにつれ、再び上昇する傾向を示していた。これは、過大ひずみの負荷により一時的に有効ひずみ範囲は増加するものの、その後は負荷前の値に漸近する傾向があったように、その増加効果が持続するサイクル数が限定的であるためと考えられる。

DF が 1 未満で破断する場合、マイナー則による評価では、予測した寿命より短寿命側で破断する可能性があるため、疲労評価においては荷重履歴効果による影響を考慮する。図 21 に示す通り、過大ひずみ負荷後は亀裂開口ひずみが低下する。一定振幅試験時の有効ひずみ範囲を $\Delta \varepsilon_{\text{eff}(\text{CA})}$ とすると、過大ひずみ負荷後の有効ひずみ範囲は $\Delta \varepsilon_{\text{eff}(\text{CA})}$ から $\Delta \varepsilon_{\text{eff}(\text{OL})}$ に増加する。 $\Delta \varepsilon_{\text{eff}(\text{OL})}$ の大きさは、過大ひずみの大きさや頻度により変化するため予測することは難しい。しかし、 $\Delta \varepsilon_{\text{eff}(\text{OL})}$ は最大でも全ひずみ範囲 $\Delta \varepsilon$ (図 16 に示す $\Delta \varepsilon$) を超えることはできない。よって、過大ひずみによる有効ひずみ範囲の増加量の最大値は、 $\varepsilon_{\text{h}(\text{max})} = \Delta \varepsilon - \Delta \varepsilon_{\text{eff}(\text{CA})}$ となる。つまり、ひずみ範囲が $\varepsilon_{\text{h}(\text{max})}$ だけ増加すると仮定することで荷重履歴効果による疲労寿命低下を保守的に予測することができる。

一定ひずみ振幅負荷の場合は、応力零となった時点で亀裂が開口すると仮定することができる⁽²⁰⁾。したがって、図 21 に示すように、 $\varepsilon_{\text{h}(\text{max})}$ を以下の式で算出した。

$$\varepsilon_{\text{h}(\text{max})} = \Delta \varepsilon - \Delta \varepsilon_{\text{eff}(\text{CA})} = -\frac{\sigma_{\min}}{E} (\sigma_{\min} \leq 0) \quad (9)$$

式中の σ_{\min} はひずみ振幅一定の疲労試験における応力の最小値であり、破断時のサイクル数の約半分の時点での値を用いた。求めた $\varepsilon_{\text{h}(\text{max})}$ を図 22 に示す。図中の線は以下の式で表される回帰曲線を示す。

$$\frac{\varepsilon_{\text{h}(\text{max})}}{\Delta \varepsilon} = 0.178 \times \Delta \varepsilon^{-0.488} \quad (10)$$

$\varepsilon_{\text{h}(\text{max})} / \Delta \varepsilon$ は $\Delta \varepsilon$ とともに減少する傾向があった。これは図 23 に示す通りひずみ範囲 $\Delta \varepsilon$ が大きくなると塑性ひずみの割合が増加し $\Delta \varepsilon_{\text{eff}(\text{CA})} / \Delta \varepsilon$ が増加するためである。図 12 に示す通り地震負荷波形に対する DF は $\Delta \varepsilon$ が減少するにつれ、低下する傾向があった。これは、 $\Delta \varepsilon$ が減少するにつれ履歴効果による最大限の効果の割合 $\varepsilon_{\text{h}(\text{max})} / \Delta \varepsilon$ が大きくなるため、 DF が低下したと推定される。一方、ひずみ振幅が小さいほど DF が低下する要因として、高サイクル領域における損傷蓄積の過小評価が考えられる。図 12 に示した $\Delta \varepsilon / 2 = 0.4\%$ の場合、 $DF = 0.44$ のうち $N_{\text{p}} > 10^7$ ($\Delta \varepsilon < 0.418$) に相当する値は 2.7×10^4 と実際に小さく、 DF への寄与分は小さい。しかしながら、仮に疲労限度が消失し、 $N_{\text{p}} > 10^7$ に相当するすべての $\Delta \varepsilon_i$ に対する N_{p} が 10^7 回であると

した場合であっても DF 増加はたかだか 3.3×10^{-2} であり、依然として DF への寄与分は小さい。そのため、 10^7 回以上の高サイクル寿命を与える小さいひずみの過小評価により DF が見かけの上で低下したとは考えにくい。

荷重履歴効果を考慮した疲労評価方法としては、式 (4) において DF の計算で用いる N_{fp} を算出する際に、 $\Delta\varepsilon$ ではなく $\Delta\varepsilon + \varepsilon_{h(max)}$ に対する N_{fp} を用いることが考えられる。つまり、 DF として次式による DF_h を用いる。

$$DF_h = \sum_i^n \frac{1}{N_{fp}(\Delta\varepsilon_i + \varepsilon_{h(max)})} \quad (11)$$

この手順に従って疲れ累積損傷量 DF_h を計算した。周期的な負の過大ひずみを負荷した場合の結果を図 24 に、地震負荷波形の場合の結果を図 25 に示す。図には比較のために、図 12 および図 14 に示した DF も記した。 $OLR = -2$ ($\Delta\varepsilon/2 = 0.5, \varepsilon_{OL} = -1.0$) の 1 条件、 $OLR = -4$ ($\Delta\varepsilon/2 = 0.25, \varepsilon_{OL} = -1.0$) の 5 条件、地震負荷波形の 1 条件以外の場合は、 DF_h は 1 以上となっていた。 $OLR = -4$ の場合、多くの条件で 1 以上とはならなかったが、図 20(b) に示した通り過大ひずみが比較的大きい場合は、有効ひずみ範囲を用いても亀裂進展速度が過小評価となるためと考えられる。一方、地震負荷波形の場合は、ばらつきはあるものの比較的保守側の評価結果となったといえる。 N_{fp} の算出に用いた式 (2) および式 (3) は試験結果の最適近似であることから、正確な DF_h が予想できたとしても必ずしも 1 以下とはならない。いずれにしても、地震荷重下で配管に生じるひずみ波形に対しては、有効ひずみ範囲の増加効果を考慮することで、荷重履歴効果を見込んだ疲労寿命予測が可能であると考えられる。

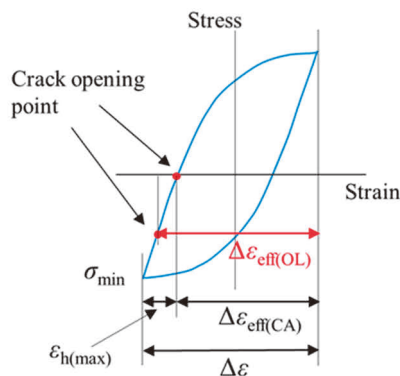


Fig. 21 Schematic drawing explaining variation of effective strain range after overload. $\Delta\varepsilon_{eff(OL)}$ and $\Delta\varepsilon_{eff(CA)}$ are effective strain range after overload and during constant amplitude test, respectively. The loading sequence effect is caused by the increment of $\Delta\varepsilon_{eff(OL)} - \Delta\varepsilon_{eff(CA)}$.

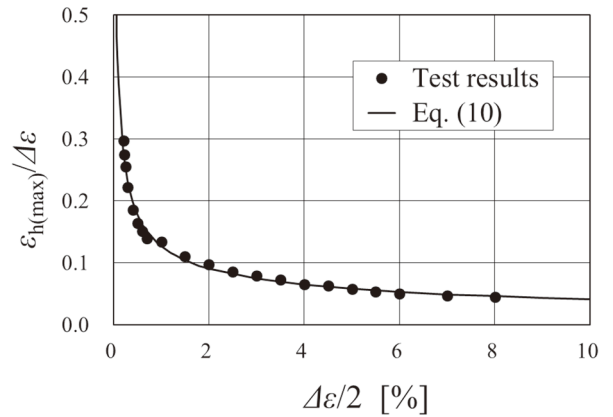


Fig. 22 Relationship between normalized strain of maximum loading sequence effect and $\Delta\varepsilon/2$. $\varepsilon_{h(max)}/\Delta\varepsilon$ decreased with $\Delta\varepsilon/2$.

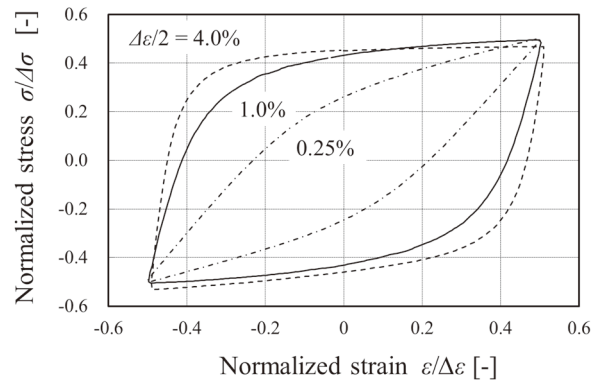


Fig. 23 Relationship between normalized stress and strain for constant amplitude tests. These stress and strain were normalized by fluctuation ranges. The ratio of the plastic strain to the total strain increased with $\Delta\varepsilon/2$.

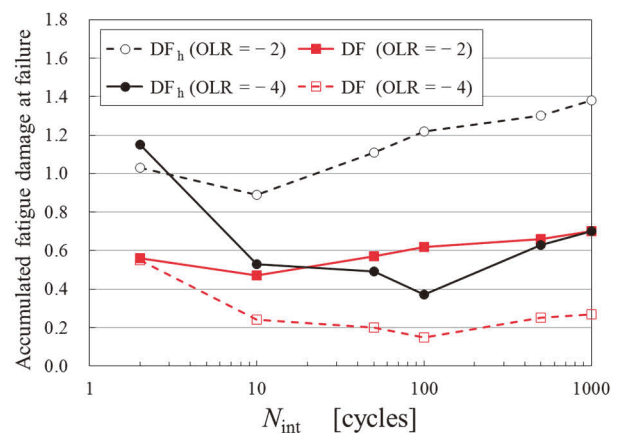


Fig. 24 Calculated fatigue damage for periodic compressive overload strain. DF_h were values obtained by the proposed assessment method.

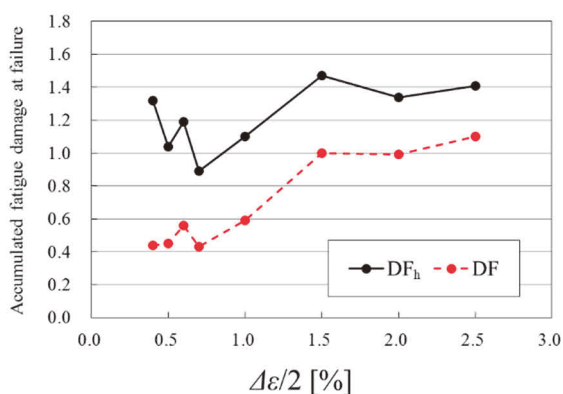


Fig. 25 Calculated fatigue damage for strain under seismic loading. DF_h were larger than 1.0 except one case.

6. 結言

本研究では、地震荷重下で配管に生じるひずみを対象に、その荷重履歴効果が疲労寿命に与える影響を調べた。ひずみ波形は、簡易な配管系に地震動を模擬した荷重を負荷することで有限要素解析により求めた。得られたひずみ波形を負荷した疲労試験を行い、試験片破断時の疲れ累積損傷量 DF を算出することで疲労寿命の変化を調べた。また、ひずみ制御による亀裂進展試験を行い、疲労寿命の低下要因を考察した。そして荷重履歴効果を考慮可能な疲労評価手法を提案した。得られた結論は、以下のとおりである。

- (1) 地震荷重下で配管のエルボ部に生じたひずみ波形では、破断寿命がマイナー則による予測寿命より短寿命側となり、本試験条件における DF の最小値は0.43であった。
- (2) 地震荷重によるひずみ波形には、周期的に漸増・漸減する傾向およびスパイク状に急増・急減する特徴があった。これらの波形の特徴のうち、漸増・漸減する傾向よりも、周期的に発生する過大なひずみ波形が疲労寿命の低下要因となっていたと推定された。
- (3) 周期的な過大ひずみを負荷した場合は、疲労寿命が低下し、その程度は、過大負荷の大きさとその頻度により変化していた。また、引張よりも圧縮の過大負荷のほうが疲労寿命の低下が顕著であった。
- (4) 一定ひずみ振幅を負荷した亀裂進展試験中に引張・圧縮の過大ひずみおよび圧縮のみの過大ひずみを負荷した後は、亀裂開口ひずみが低下し亀裂進展速度は増加していた。また、ひずみまたは応力の有効範囲を用いることで過大ひずみ負荷後の亀裂進展速度を予測できた。

- (5) 有効ひずみ範囲の増加を保守的に見込むことで荷重履歴効果を考慮する評価手順を提案した。提案した手順により地震荷重下で配管に生じたひずみ波形を対象に疲れ累積損傷量を算出し、その有効性を確認した。

引用文献

- (1) 日本機械学会編, 発電用原子力設備規格 設計・建設規格, JSME S NC1-2008 (2008).
- (2) 日本電気協会, 原子力発電所耐震設計技術規程, JEAC4601-2015 (2017), p. 433.
- (3) 日本溶接協会編, 新しい設計疲労曲線と疲労解析に関するシンポジウム—産業を超えた合理的な共通基盤の構築に向けて— (第54回 国内シンポジウム) 資料集, JWES-AE-1901 (2019).
- (4) 菊川真, 城野政弘, 鎌田敬雄, 宋智浩, 氷室晴雄, 変動ひずみ条件下の低繰返し疲労 (平均塑性ひずみ, 応力因子の影響), 日本機械学会論文集, Vol. 42, No. 358 (1976), pp. 1625-1632.
- (5) 釜谷昌幸, 川久保政洋, 316 ステンレス鋼の低サイクル疲労損傷 (変動荷重下での疲労寿命の内部き裂発生の影響), 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 76, No.768 (2010), pp. 1048 - 1058.
- (6) 大関裕明, 蓮沼将太, 小川武史, ステンレス鋼 SUS316L の低サイクル疲労強度に及ぼす変動振幅ひずみ条件の影響, 材料, Vol. 62, No. 3 (2013), pp. 201-206.
- (7) 山口義仁, 李銀生, 勝山仁哉, 鬼沢邦雄, 地震荷重下における配管のき裂進展評価手法の提案, 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 79, No.802 (2013), pp. 730-734.
- (8) 高橋常夫, 前川晃, サポート付配管系の耐震性評価手法に関する研究 (弾性振動試験における共振振動数および応答低減に対する入力加速度の影響), INSS JOURNAL, Vol. 21 (2014), pp. 75-85.
- (9) 高橋常夫, 前川晃, 支持構造物の降伏後変形強度が配管系地震応答に与える影響, INSS JOURNAL, Vol. 20 (2013), pp. 84-94.
- (10) 日本材料学会, 金属材料疲労信頼性評価標準—S-N 曲線回帰法—, JSMES-SD-6-04 (2004).
- (11) ASTM International, Standard practices for cycle counting in fatigue analysis, Annual book of ASTM Standards 2002 Section III, Vol.03.01 (2002), pp. 746-755.

- (12) Geary, W., A review of some aspects of fatigue crack growth under variable amplitude loading, *International Journal of Fatigue*, Vol. 14, Issue 6 (1992), pp. 377-386.
- (13) 真壁朝敏, Purnowidodo, A. and Mcevely, A.J., 過大荷重負荷によるき裂先端近傍の変形がき裂伝ばに及ぼす影響, *材料*, Vol.53, No. 5 (2004), pp. 481-486.
- (14) Kamaya, M. and Kawakubo, M., Loading sequence effect on fatigue life of Type 316 stainless steel, *International Journal of Fatigue*, Vol.81 (2015), pp. 10-20.
- (15) Kalnaus, S., Fan, F., Jiang, Y. and Vasudevan, A.K., An experimental investigation of fatigue crack growth of stainless steel 304L, *International Journal of Fatigue*, Vol.31, Issue 5 (2009), pp. 840-849.
- (16) 山口義仁, 李銀生, 杉野英治, 勝山仁哉, 鬼沢邦雄, 過大な圧縮荷重がき裂進展挙動に及ぼす影響, *日本機械学会論文集A編*, Vol. 78, No.789 (2012), pp. 613-617.
- (17) Kamaya, M., Low-cycle fatigue crack growth prediction by strain intensity factor, *International Journal of Fatigue*, Vol.72 (2015) pp. 80-89.
- (18) Tada, H., Paris, P.C. and Irwin, G.R., *The Stress Analysis of Cracks Handbook Third Edition*, American Society of Mechanical Engineers (2000), p. 53.
- (19) Kamaya, M. and Kawakubo, M., Strain-based modeling of fatigue crack growth – An experimental approach for stainless steel, *International Journal of Fatigue*, Vol.44 (2012), pp. 131-140.
- (20) 釜谷昌幸, 川久保政洋, き裂成長予測による低サイクル疲労の損傷評価 (成長予測モデルの構築とその適用例), *日本機械学会論文集 A 編*, Vol. 78, No.795 (2012), pp. 1518 - 1533.

原子炉容器鋼中の溶質原子クラスタ形成に対する Ni の影響

Effect of Ni on Solute Atom Clustering in Reactor Vessel Steels

藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii) *¹

福谷 耕司 (Koji Fukuya) *¹

要約 原子炉容器鋼に中性子照射で形成する溶質原子クラスタの形成機構を明らかにすることを目的に、原子炉容器鋼のモデル合金である Fe-Mn-Ni 合金および Fe-Mn 合金に対して、Fe イオン照射試験とアトムプローブ分析を実施し、低照射量での溶質原子クラスタ形成に対する Ni の影響を調べた。照射量 0.026dpa ではクラスタの大きさと密度に Ni 濃度による違いはほとんどないが、照射量の増加に伴い Ni 濃度が高いほどより小さなクラスタが高密度に形成した。また、照射量の増加に伴いクラスタ中の Ni 濃度も増加する傾向があった。これらの結果は照射により誘起された Ni の集積が溶質原子クラスタを安定化するとともに、高照射領域で Ni が溶質原子クラスタの形成を促進し照射脆化に寄与することを示唆する。

キーワード 照射脆化, 原子炉容器, アトムプローブ, 溶質原子クラスタ

Abstract To investigate the influence of Ni on the solute atom clustering in the reactor vessel steels irradiated by neutrons, ion-irradiation experiment was carried out using Fe-1.5Mn-xNi alloys with Ni concentration, x between 0 and 2 wt%. Specimens irradiated by iron ions at 290°C to 0.16 dpa were examined by atom probe tomography. At an irradiation dose of 0.026 dpa, there was almost no difference in the size and number density of the clusters depending on the Ni concentration, but as the irradiation dose increased, smaller ones formed at higher number densities as the Ni concentration increased. In addition, the Ni concentration in the cluster tended to increase as the irradiation dose increased. These results indicated that the accumulation of Ni induced by irradiation stabilizes the solute atom clusters, and that Ni promotes the formation of solute atom clusters in the high irradiation region and contributes to irradiation embrittlement.

Keywords radiation embrittlement, reactor vessel, atom probe tomography, solute atom cluster.

1. はじめに

軽水型発電炉の原子炉容器鋼の照射脆化は重要な高経年化事象の一つである。このため、非常に多くの研究が行われ、延性-脆性遷移温度の上昇や上部棚吸収エネルギーの低下に関するデータの蓄積とこれを用いた現象論的な脆化予測式の改良が行われてきた^{(1)~(4)}。また、脆化因子が次第に明らかになるにつれて、物理的な脆化機構に立脚した予測式の開発が進められ^{(5)~(8)}、国内では 2007 年に日本電気協会の電気技術規格 JEAC4201「原子炉構造材の監視試験方法」が改訂された⁽⁹⁾。原子炉容器に使用されている A533B 鋼等の低合金鋼では、ナノメートル (nm) ・スケールの極めて微細な溶質原子クラスタの形成やマトリックス損傷と呼ばれる照射欠陥集合体の形成が照射脆化因子であり、照射脆化機構の解明には材料組成や照射条件が異なる場合の照射マイクロ組織変化を把握して、それら

の硬化への寄与度を明らかにすることが重要である。最近の研究から、溶質原子クラスタとして銅 (Cu)、マンガン (Mn)、ニッケル (Ni)、シリコン (Si) が集積したクラスタが形成されること、マトリックス損傷として格子間原子型の転位ループが形成されることが明らかになっている^{(10)~(13)}。また、溶質原子クラスタの組成が材料の組成に依存すること、形成したクラスタの体積率によって硬化量を比較的良好に整理でき、脆化の主要因は溶質原子クラスタの形成であると考えられることが報告されている⁽¹²⁾⁽¹³⁾。しかし、溶質原子クラスタ、特に Cu を含まない Mn-Ni-Si クラスタ等の形成機構や、転位ループのクラスタ形成核としての役割、クラスタを構成する個別元素のこれらへの影響については十分に解明されていない。

脆化予測の高度化の動向については、九州電力株式会社玄海発電所 1 号機等、加圧水型原子炉 (pressurized water reactor, PWR) で得られた長時

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

間の監視試験データにおいて、規格 JEAC4201-2007 に基づく予測を上回る傾向にある場合があった。このため、最新の監視試験片の測定結果と加速照射による高照射量データを加えるとともに、高照射量のデータに重み付けし、高照射量領域の予測精度を上げた係数の設定による予測式の見直しが進められ、「2013年追補版」として改訂されている⁽¹⁴⁾。さらに、2013年以降にも高照射量の監視試験データが蓄積されており、これを反映した JEAC4201 の改訂も検討され始めている⁽¹⁵⁾。次回改訂でもマイクロ組織変化も踏まえた精緻な予測が取り入れられると考えられ⁽¹⁶⁾、高照射量までの脆化機構を確認していくことが重要であり、溶質原子クラスタを構成する Cu, Mn, Ni, Si の個別元素の脆化に対する影響を理解することも必要である。

そこで、溶質原子クラスタを構成する Cu, Mn, Ni, Si の個別元素のマイクロ組織変化と硬化に対する影響を調べるために、低 Cu 濃度の実用低合金鋼の化学組成を模した Fe-1.5Mn-0.5Ni-0.25Si 合金をベースにした原子炉容器鋼モデル合金 10 種を 290°C でイオン照射した後、硬さを測定して照射硬化挙動を調べるとともに、アトムプローブ (atom probe tomography, APT) 分析で硬化因子を調べた⁽¹⁷⁾。その結果、すべての試料に溶質原子クラスタの形成が確認され、球状のクラスタに加えて、棒状の Mn や Mn/Ni のクラスタの形成が認められた。Fe-1.5Mn-xNi 合金系では、Ni 濃度が高くなるほどループ状の Mn/Ni の集積が顕著になり、Mn 単独の集積は減少する傾向があった。これは Ni の添加が転位ループの形成を促進し、その転位ループに Mn が集積することで、Mn の単独の集積・クラスタ化が抑制されたと考えられた。また、Fe-1.5Mn-xSi 合金系では、Si 濃度の増加に伴い Mn クラスタが認められなくなるとともに、ループ状の Si の集積が顕著になる傾向が認められた。Fe-1.5Mn-xNi 合金では Ni と Mn が共に転位ループに集積することが見られたが、Fe-1.5Mn-xSi 合金では Si のみが転位ループに集積した。Si が共存すると、Si と転位ループ等の点欠陥シंकとの反応が先行することで Mn の集積は抑制され

硬化が小さくなる機構が考えられた。一方で、Mn を含まない合金ではクラスタの数密度が低く、Mn が溶質原子クラスタの形成に強く影響することが示唆された。ただし、照射実験は、深さ 600 nm での照射量が 1 dpa から 5 dpa の範囲であり、PWR の原子炉容器の 60 年運転を想定した場合の照射量 0.1 dpa に比べて高い照射量条件である。このため、溶質原子クラスタの形成の初期過程への個別元素の影響というよりはむしろ、ループ状の Mn や Ni, Si の集積が観察されていることから、照射マイクロ組織変化のかなり進んだ状態での影響を明らかにした結果と考えられる。

そこで、本研究では、溶質原子クラスタ形成に対する Ni の影響を調べることを目的にして、Ni 濃度を 0 から 2 wt% の範囲で変化させた Fe-1.5Mn-xNi 合金 4 種に、可能な限り低い損傷速度 (1×10^{-5} dpa/s) で、低照射量 (最大 0.16 dpa) のイオン照射実験を行った。これにより、溶質原子クラスタの形成の初期過程を把握し、照射脆化に対する Ni 影響を調べた。

2. 実験方法

2.1 供試材

本研究で用いた材料は、原子炉容器鋼モデル合金の Fe-Mn-Ni 合金および Fe-Mn 合金である。表 1 に化学組成を示す。

試験片形状は、長さ 4 mm、幅 2 mm、厚さ 0.4 mm の板状である。イオンを照射する面は、エメリー紙 #1200 まで湿式研磨した後、粒径 3 μm のダイヤモンドでバフ研磨した。さらに、コロイダルシリカ 0.02 μm でダイヤモンド研磨による変質層を取り除いた。

2.2 イオン照射

イオン照射は京都大学イオン照射設備 DuET で実施した。照射には、6.4 MeV の Fe³⁺イオンを用いた。照射温度は 290°C であり、深さ 600 nm での損傷速度は

表 1 試料の化学組成 (wt%)

Alloy	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cu	O	N	Fe
FeMn	0.004	<0.01	1.54	0.001	0.002	<0.01	<0.01	0.0040	0.0004	Bal.
FeMn0.5Ni	0.003	<0.01	1.51	0.001	0.001	0.53	<0.01	0.0040	0.0006	Bal.
FeMn1Ni	0.004	<0.01	1.66	0.001	0.002	1.01	<0.01	0.0038	0.0005	Bal.
FeMn2Ni	0.003	<0.01	1.59	<0.001	0.002	1.98	<0.01	0.0059	0.0003	Bal.

1.4×10^{-5} dpa/s である。損傷量は 0.026 dpa, 0.074 dpa, 0.158 dpa の 3 条件とした。なお、照射量はイオン注入解析用ソフトウェア SRIM2006 を用い⁽¹⁸⁾、純 Fe を仮定してはじき出しエネルギーを $E_d = 40$ eV とし て計算した。

2.3 硬さ測定

硬さは、超微小押し込み硬さ試験機 (ELIONIX ENT-2100) を用い、ナノインデンテーションにより押し込み深さ 300 nm で測定した。6.4 MeV Fe^{3+} イオン照射では、ピーク損傷深さは約 1500 nm であり、最大深さは約 2000 nm である。照射材では超微小硬さ測定の押し込み深さの 4 倍程度の深さ領域が塑性変形し、この領域の硬さの平均値が測定される。今回の測定では押し込み深さを 300 nm とすることで損傷領域のみの硬さを得た。また、20 個以上の結晶粒に対して測定を行い、結晶方位と圧子との幾何学関係による硬さの測定値への影響を平均化した。

2.4 アトムプローブ測定

APT測定には、日本原子力研究開発機構の敦賀廃止措置実証部門新型転換炉原型炉ふげんの管理区域内にある高経年分析室に導入された CAMECA 社製の LEAP3000XHR を用いた。測定はレーザーパルスモードで行い、試料温度は -208°C 、レーザー出力は 0.2 nJ とした。

測定用の針状の試料は、集束イオンビーム (focused ion beam, FIB) 加工装置 (HITACHI 製 NB5000) を用いて作製した。FIB のマイクロサンプリング機構を用いて微小サンプル ($2 \times 2 \times 10 \mu\text{m}$) を切り出した後、タングステン (W) ニードルの先端に W 蒸着で固定し、リング状にビームを走査して試験片を削り円錐状に加工した。なお、加工の進行に伴いリングの大きさとイオンビームの強度と加速電圧を小さくすることで、加工ビームの影響を極力排除し先端径 $0.1 \mu\text{m}$ の針状に加工した。

APT測定で収集したデータは、質量/電荷比ごとに元素の種類を決定し、各元素の 3 次元像形成処理 (測定したデータからアトムマップを再構成するコンピュータ処理) を行った。多くの元素において、質量/電荷比は元素固有の値となり、Fe-Mn 合金ではすべての同位体を分離して評価が可能である。一方、Fe-Mn-

Ni 合金では、質量が 58 の Fe と Ni を分離できない。そこで、便宜上、元素 58 として解析を行った。なお、3 次元像形成処理においては、アトムマップの z 方向長さを最適化するために、電界蒸発場 (Evaporation Field) 30.0 V/nm とアトムマップの伸長係数 (Image Compression Factor) 1.65 を用いた。

3. 結果

3.1 硬さ測定

各モデル合金に対して測定された硬さを図 1 に示す。未照射材 (図中 0 dpa) の硬さは Ni の添加量に伴い増加する傾向がある。すべての合金で照射硬化が認められた。図 2 に照射による硬さの増加量を Ni 濃度に対して示した。低照射量の 0.026 dpa 照射では Ni 濃度の増加に伴い硬さの増加量は小さくなる傾向が認められた。また、0.074 dpa 照射でも Ni 濃度の増加

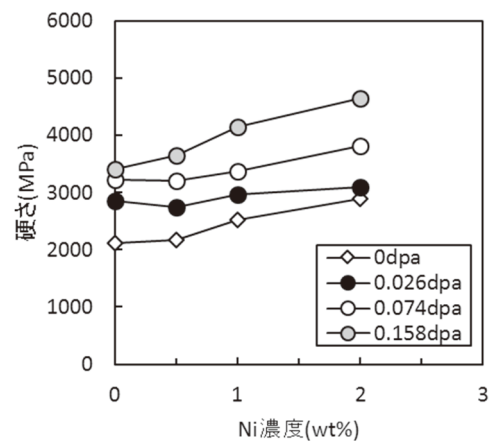


図1 硬さの測定結果

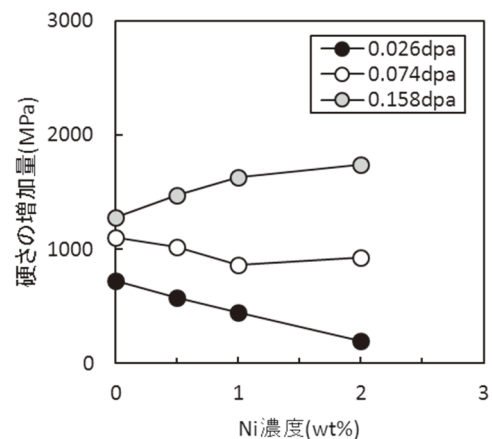


図2 硬さの増加量とNi濃度の関係

に伴い硬さの増加量は小さくなる傾向が認められたが、その減少傾向は小さくなった。一方、照射量 0.158 dpa では、Ni 濃度の増加に伴い硬さの増加量は大きくなる傾向であった。この結果は、Ni 濃度により照射によるマイクロ組織変化が異なり、照射量依存性も異なることを示唆する。

3.2 アトムプローブ測定

図3に、0.158 dpa照射されたFeMn2Ni合金試料を例にアトムマップを示した。球形のMnとNiが集積した溶質原子クラスターの形成が認められる。また、Niが濃化したのと同じ場所で元素58の濃化も認められる。これは溶質原子クラスターに含まれる元素58の多くがNiであることを示唆する。そこで、溶質原子クラスターの解析では、元素58をNiとして取り扱った。

すべての試料でMnとMn/Niのクラスターの形成が確認された。図4に、各照射量における溶質原子クラスターの形成に対するNi濃度の影響をMnとNiのアトムマップで比較した図を示す。アトムマップは微細なクラスターが識別しやすいように厚さ5 nmで切り出したものである。微細な溶質原子クラスターが高密度に形成していることが分かる。また、照射量が増加するとともに溶質原子クラスターの形成が促進され、Ni濃度が高くなるほどクラスターが微細になる傾向が認められた。

溶質原子クラスターを定量的に検討するため、再帰的探査アルゴリズムに基づくクラスター解析を行った。なお、Niのみが集積した溶質原子クラスターは今回観察されなかったため、Mnをクラスターのコア原子と仮定してクラスターの抽出を行った。ここでは、互いの距離

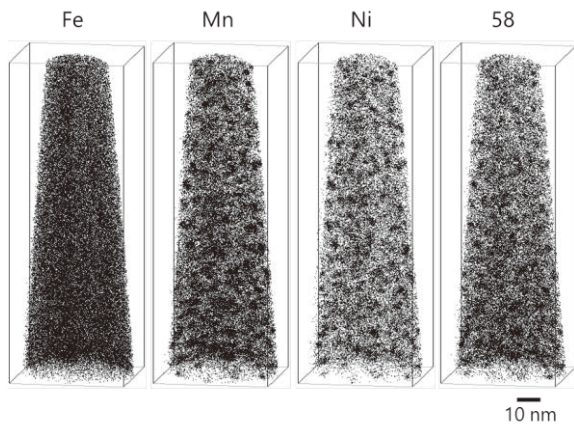
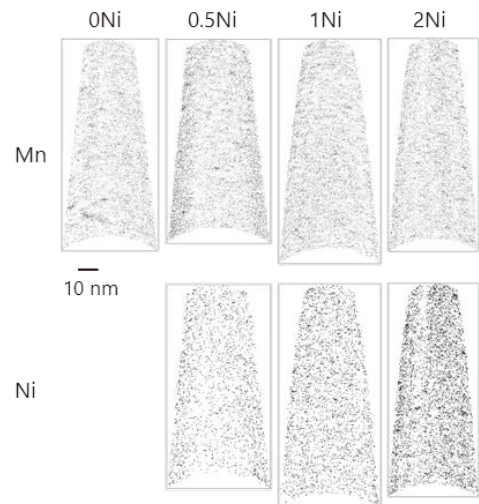
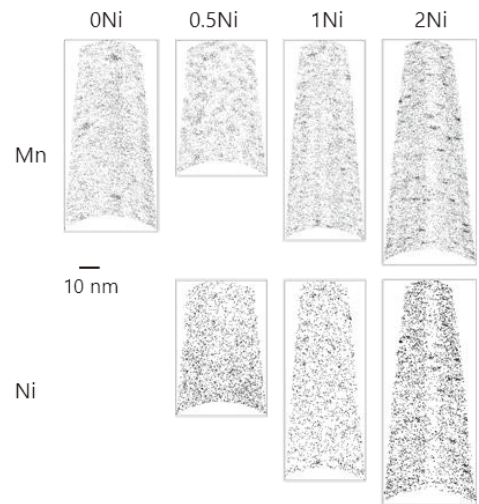


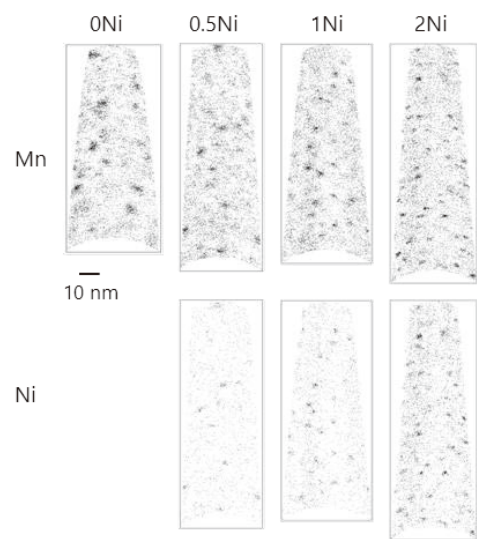
図3 アトムマップの例
0.158 dpa照射 FeMn2Ni合金試料



(1) 照射量 0.026 dpa



(2) 照射量 0.074 dpa



(3) 照射量 0.158 dpa

図4 溶質原子クラスター形成に対する照射量とNi濃度の影響

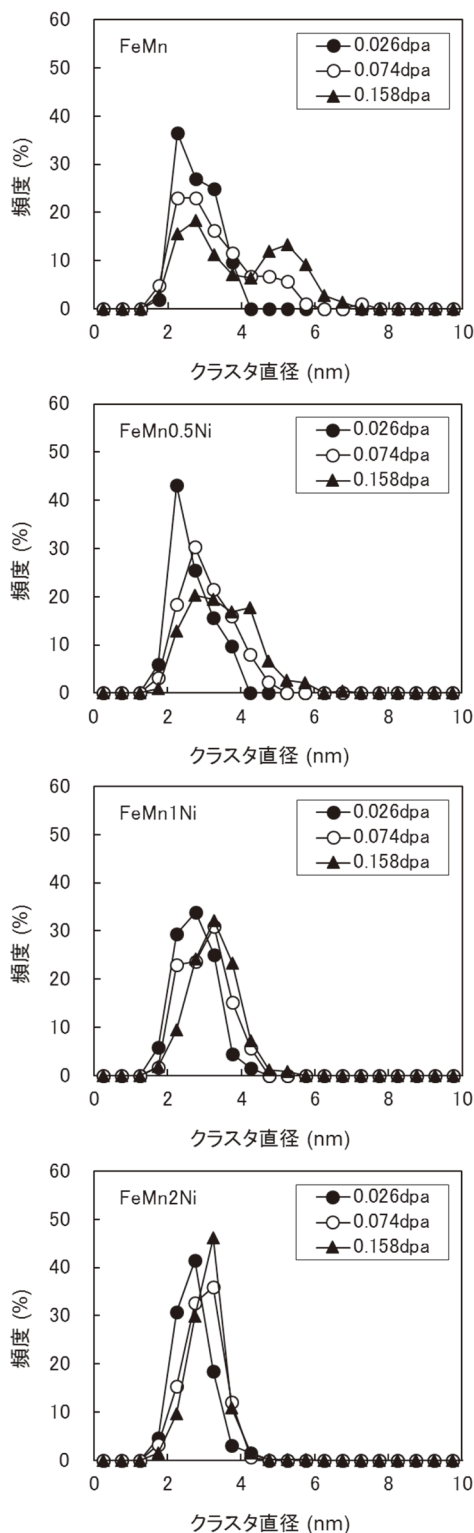


図5 各合金試料での溶質原子クラスタのサイズ分布の照射による変化

が 0.8 nm 以下で 20 個以上の Mn が集積した状態にあるものをクラスタのコアと判断した。さらに、0.5 nm 以内の距離にコア原子が 3 個以上ある Mn 以外の原子をクラスタに帰属する原子として評価した。

図 5 には、各合金試料における照射量による溶質原子クラスタのサイズ分布の変化を示した。FeMn 合金試料では、照射量が 0.026 dpa では直径が 2 から 4 nm で 3 nm に大きさのピークを持つ Mn クラスタのみが存在するが、照射量の増加に伴い直径が 5 nm の位置に新たなピークを生じるようになり、0.158 dpa の照射では直径が 3 nm と 5 nm にピークを持つクラスタが同程度存在するようになる。これは照射初期に形成した溶質原子クラスタの一部が成長したことを示唆する。一方、FeMn0.5Ni 合金試料では、照射量の増加に伴いクラスタのサイズ分布が広がるとともに、ピークが大きい側にシフトする傾向があるが、FeMn 合金試料に見られたような明確なバイモーダルなサイズ分布とはならない。さらに、Ni 濃度が増加すると、照射量が増加してもサイズ分布はほとんど変化せず、ピークが大きい側にわずかにシフトするのみである。また、Ni 濃度が 0.5 から 2.0 wt% の範囲では、Ni 濃度の増加に伴いクラスタのサイズ分布の幅が狭くなる傾向があり、より大きさがそろった溶質原子クラスタが存在していることを示す。これらの結果から、Ni の添加には照射初期に形成する溶質原子クラスタを安定化する寄与があり、Ni 濃度が高くなるほどその影響が大きくなることが示唆される。

図 6 には、同一の照射量での溶質原子クラスタの数密度分布に対する Ni 濃度の影響を比較した。なお、縦軸は全体の数密度にサイズの頻度分布をかけたものである。照射量が 0.026 dpa では、溶質原子クラスタの直径ごとの数密度の分布に、合金による顕著な違いは認められない。しかし、照射量の増加に伴い Ni 濃度による違いが明確に認められるようになり、Ni 濃度が高いほどクラスタの数密度は増加した。これは、Ni の添加が溶質原子クラスタを安定化するのみならず、形成を促進する寄与があることを示す。この結果は Ni 濃度が高い原子炉容器鋼でより照射脆化が進むという中性子照射材での知見と一致する。

図 7 には、各合金試料についてクラスタの Mn と Ni の組成と大きさの関係を示した。合金の Ni 濃度によらずクラスタの Mn 濃度は 20 から 60 at% の範囲に分布しており、Fe-1.5Mn 合金試料との差は認められない。Fe-1.5Mn 合金試料のクラスタ直径と Mn 濃度の関係の照射量による変化をみると、照射量の増加に伴い Mn 濃度が 30% 程度の大きなクラスタが形成していく様子が認められる。ただし、小さなクラスタの塊には大きな変化は認められない。これに対して、Ni を含む

合金では、成長したクラスタが形成しなくなり、Ni 濃度が高いほどその抑制効果は顕著であった。また、Ni 濃度が高いほどクラスタの Ni 濃度も高くなる傾向があり、照射量の増加に伴い増加する傾向も認められた。これに対して Mn 濃度は照射量が増加しても変化しない。図 8 に各合金に形成する Ni を含まない (Ni 濃度 0 at%) クラスタの割合の照射量による変化を示した。合金の Ni 濃度が高いほど割合は小さい。また、照射量の増加とともに割合は低下した。この結果は、まず照射により Mn の集積を主としたクラスタが形成し、これに Ni が集積するクラスタの形成機構を示唆する。

図 9 に溶質原子クラスタの平均直径、数密度、体積率の比較を示した。平均直径は照射量とともに増加す

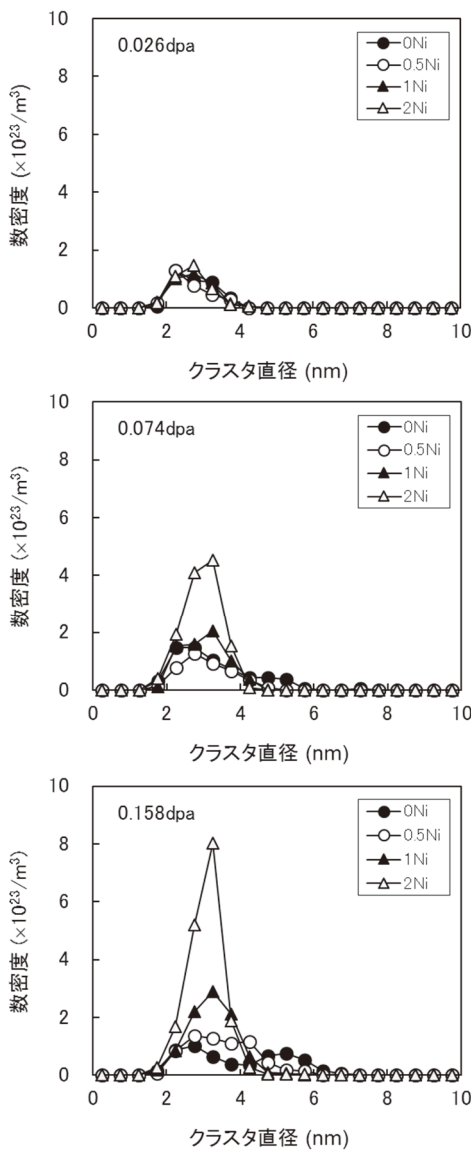


図 6 溶質原子クラスタのサイズ分布に対する Ni 濃度の影響

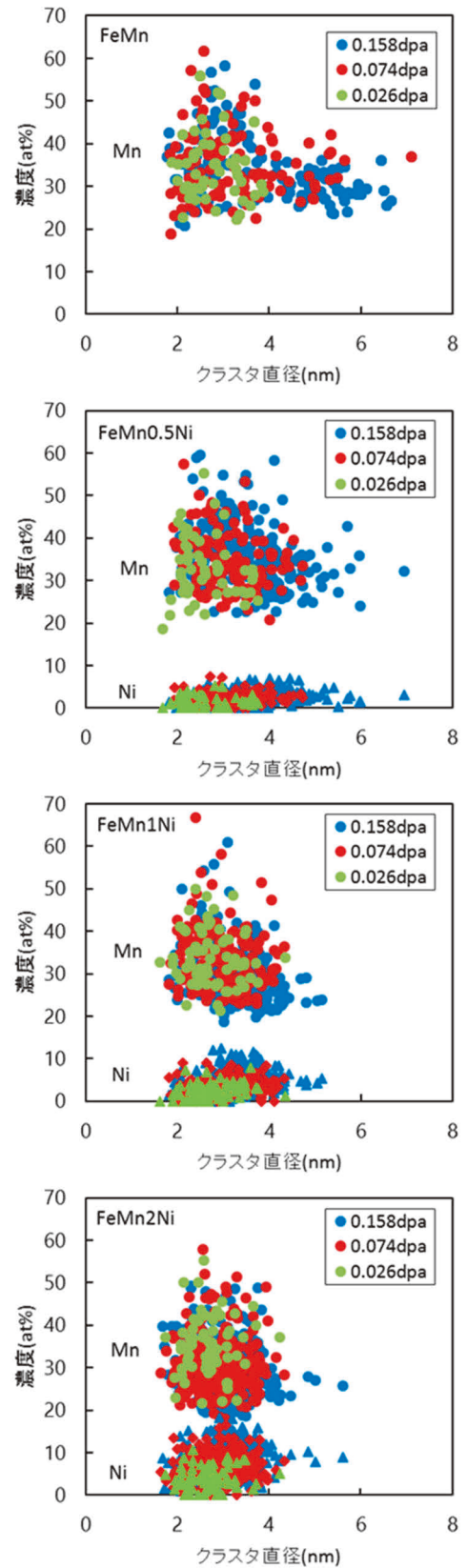


図 7 溶質原子クラスタの大きさと組成の関係

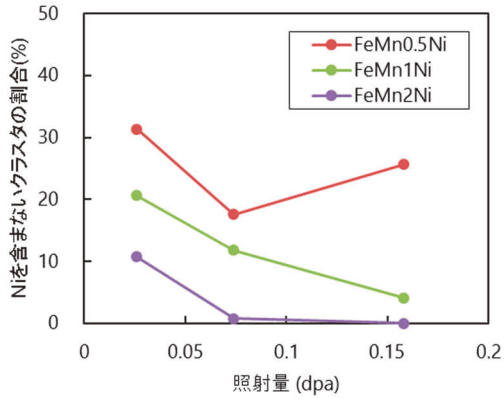


図8 Niを含まないクラスタの割合の照射による変化

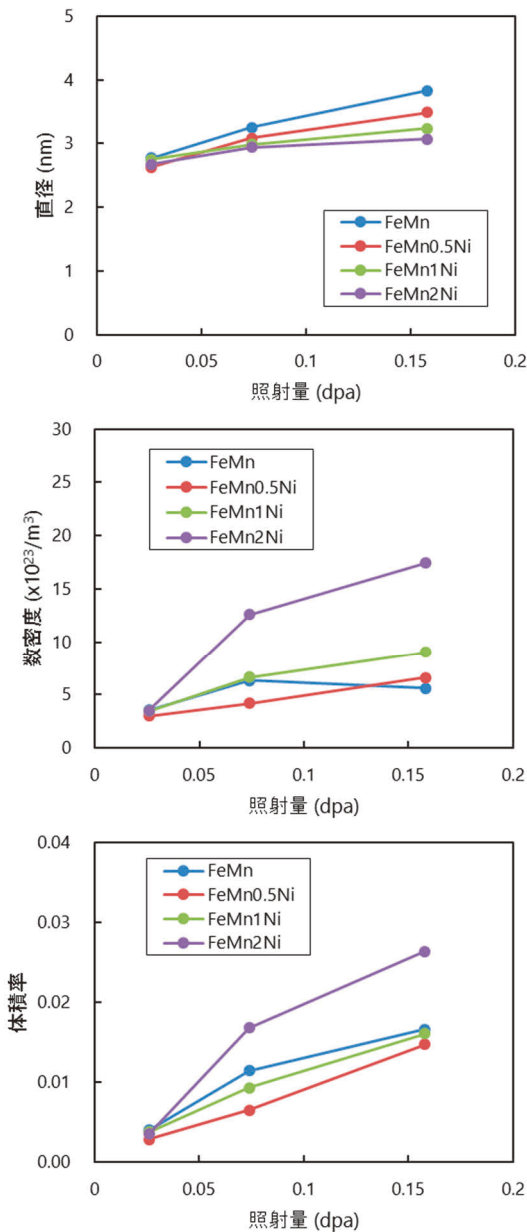


図9 溶質原子クラスタの直径と数密度、体積率の照射による変化

る傾向があった。また、Ni濃度が高くなるほど小さくなった。数密度は、Niを含む合金では、照射量とともに増加する傾向があり、Ni濃度が高くなるほど大きな増加を示した。これに対してNiを含まないFeMn合金試料では、数密度は照射量の増加によりほとんど変化しなかった。図10には、溶質原子クラスタのMn濃度とNi濃度の比較を示した。FeMn合金試料とFeMn0.5Ni合金試料では照射量の増加に伴うMn濃度の変化はほとんどない。これに対して、FeMn1Ni合金試料とFeMn2Ni合金試料では照射量の増加に伴いMn濃度はわずかに減少した。これは、Ni濃度の増加によるためである。1 wt%以上のNi濃度の合金において、照射に伴い溶質原子クラスタの組成が変化していくことが確認された。

4. 考察

FeMnNi合金を290°Cで照射量0.16 dpaまで加速器で可能な最も低い電流密度でイオン照射した結果、硬さの増加とMn-Niが集積した溶質原子クラスタの形成が認められた。図11にクラスタの平均直径と数密度から計

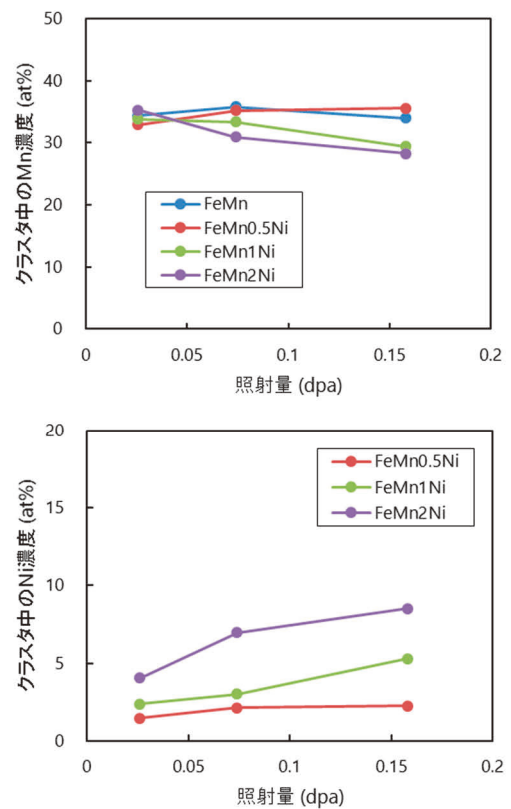


図10 溶質原子クラスタのMn, Ni濃度

算した体積率の平方根と硬さの増加量の関係をまとめて示した。なお、これまでに報告しているMn濃度を0.2から1.9 wt%変化させたFe-Mn合金試料のデータも合わせて示した⁽¹⁹⁾。照射温度は290°Cで、損傷速度は 1.1×10^{-4} dpa/s、照射量は0.12 dpaと1.01 dpaであり、今回の照射と比較して損傷速度と照射量ともに約10倍の照射条件である。合金組成によらずクラスタの形成量と硬さの増加量には比較的良好な相関が認められた。また、FeMn合金試料のデータはFe-Mn合金試料のデータの範囲とよく一致しており、今回の範囲では損傷速度の違いによらず類似のMnクラスタが形成し硬化を生じていることが分かった。また、Niを添加した合金試料のデータもFe-Mn合金試料のデータの範囲とよく一致しており、MnクラスタとMn-Niクラスタで硬化係数に大きな違いがないことを示唆する。ただし、FeMn1Ni合金試料とFeMn2Ni合金試料では高照射量でクラスタの体積率が大きくなると硬化量が大きくなる傾向が認められる。予備的に実施したTEM観察では、図12に示したように、照射量0.158 dpaのFeMn合金試料では3 nmから10 nmの大きさの転位ループが数密度 10^{22} m^{-3} のオーダーで形成していることが認められている。また、より高い照射量までイオン照射したFe-Mn-Ni合金において、Ni濃度が高くなるほどループ状のMn/Niの集積が顕著になり、Mn単独の集積が減少することが報告されている⁽¹⁷⁾。この原因として、Niの添加が転位ループの形成を促進することが提案されている。Niを添加した合金試料において高照射量で硬さが増加する傾向がみられた理由には、転位ループの形成の違いによると推察される。今後、より詳細なTEM

観察を実施し、定量的なTEMデータの評価が必要である。また、JMTR等で中性子照射されたモデル合金による検討も重要と考えられる。

FeMn合金試料について溶質原子クラスタのサイズ分布とMn濃度の変化を調べた結果として、図5と図7に示したように、照射量の増加に伴い直径が4~6 nmで、Mn濃度が30 at%程度でばらつきの小さい溶質原子クラスタが増加していくことが確認されている。また、図9に示したように溶質原子クラスタの数密度は照射量の増加によりほとんど変化しなかった。これらの結果を合わせて考えると、照射の初期に形成したMnクラスタの一部が成長して一定組成の相へ変化していくことが推察される。Fe-Mn合金の平衡状態図によると、イオン照射を行った290°Cでの体心立方晶のFe (bcc-Fe)中のMnの固溶量は約3 wt%であり、Fe-1.5Mn合金試料中のMnは熱力学的には固溶状態にある。しかし、照射により導入される空孔等の点欠陥を考慮した照射による溶解度曲線の移動や不飽和固溶体からの析出が報告されている^{(20)~(22)}。空孔濃度をほぼ一定とみなすことができる定常状態に達した被照射状態では、擬平衡的な状態となり相図が変化することが考えられる。仮に、Mnの固溶限が低下し、一部のMnが析出すると仮定すれば、Mn濃度が40 wt%程度の面心立方晶 (fcc) 相が形成することになる。このfcc相のMn濃度は、照射量の増加に伴い形成する溶質原子クラスタのMn濃度30 at%に近い値である。この仮説によれば、Mnクラスタは照射誘起で形成したことになる。しかし、純Feに比べてFe-Mn合金で転位ループの形成が促進されることが報告されている⁽²³⁾。ま

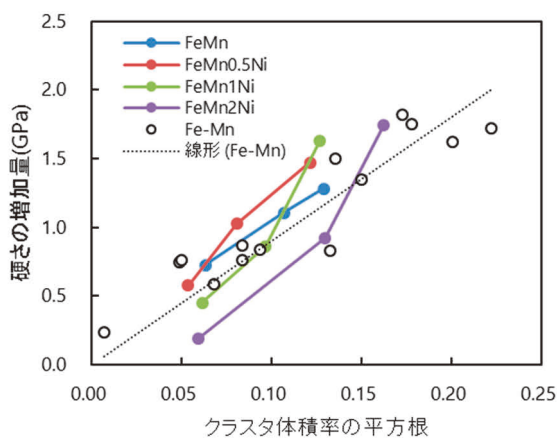


図11 溶質原子クラスタ形成と硬さの増加量の関係

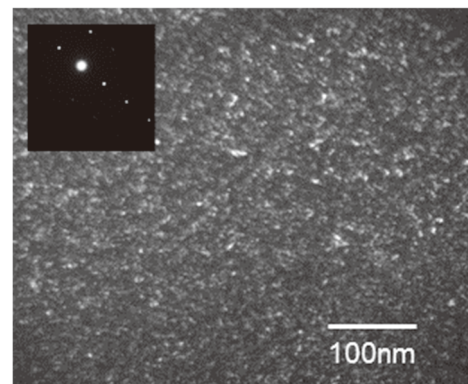


図12 照射量0.158 dpaのFeMn合金試料のTEM暗視野観察結果 (ビームの入射方向は $B=[012]$ 、回折ベクトルは $g=200$)

た, Fe 中に形成した<111>転位ループ内の周辺部に Mn や Si, P が偏析することが密度汎関数理論計算で示されている⁽²⁴⁾. これらを考慮すると, 自己格子間原子 (SIA) ループが形成し, これに Mn が集積することで, 局所的に Mn 濃度が固溶限を上回り, Mn の析出相として Mn クラスタは照射誘起で形成したことになる. どちらの説が正しいかを確認するためには, 転位ループへの Mn 等の偏析を調べる必要がある. 今後, TEM と STEM/EDS を用いた観察により, 転位ループと Mn や Ni の集積との関係を調べるのが重要である. ただし, APT 観察ではループ状の Mn の集積は認められていない.

クラスタの数密度がほとんど変化しなかった理由としては, 数密度 $5 \times 10^{23} / \text{m}^3$ からクラスタの平均間隔を算出すると12.6 nmとなり, クラスタの大きさを考慮すると, 8 nm程度, 大きさの2倍程度しか離れて存在しておらず飽和状態にあることが原因であると考えられる. なお, Ni を含む合金試料についても, より高い照射量ではクラスタの存在が飽和し, 数密度は一定になると推察され, 図9に示した数密度の照射量に伴う変化でもその傾向が認められる.

5. まとめ

溶質原子のうち Ni について, 原子炉容器の照射脆化への影響を検討した. 原子炉容器鋼のモデル合金である Fe-Mn-Ni 合金および Fe-Mn 合金に対して, Fe イオン照射試験を実施し, 低照射量での照射マイクロ組織変化への Ni 影響を検討した.

その結果, Mn および Mn と Ni が集積した溶質原子クラスタの形成が低照射量から硬化を生じる主要な因子であることが確認された. さらに, Fe-Mn 合金試料でも Fe-Mn-Ni 合金試料でも溶質原子クラスタの体積率の平方根と硬さの増加量の関係はよく一致しており, Mn クラスタも Mn-Ni クラスタも同等の硬化係数であることが明らかになった. ただし, Fe-Mn-Ni 合金試料では高照射量で硬化量が大きくなる傾向が認められ, Ni 添加による転位ループ形成の促進の影響が示唆された. 今後より詳細な TEM 観察による定量的な検討が必要である.

文献

(1) J.R. Hawthorne, “Demonstration of improved

radiation embrittlement resistance of A533-B steel through control of selected residual elements,” *Proc. International Symposium on Effects of Radiation on Materials*, ASTM STP 484, p.96 (1970).

- (2) ASME Sec. XI Appendix A (1974).
- (3) USNRC Regulatory Guide (R.G.) 1.99 Rev.1 (1977).
- (4) USNRC Regulatory Guide (R.G.) 1.99 Rev.2 (1988).
- (5) E.D. Eason, J.E. Wright, G.R. Odette, “Improved Embrittlement Correlations for Reactor Pressure Vessel Steels,” NUREG/CR-6551 MCS 970501, November 1998.
- (6) ASTM E900-2, “Standard Guide for Predicting Radiation-Induced Transition Temperature Shift for Reactor Vessel Materials, E706 (IIF),” Annual Book of ASTM Standards, Vol.12.02, American Society for Testing and Materials, West Conshohocken, PA.
- (7) M.E. Kirk, “Schedule and Status: PTS Rulemaking, RG.1.99 Revision, Appendix G Research Activities,” ASTM E10.02 Committee Meeting, Anaheim, CA, USA, January 2007.
- (8) 曾根田直樹, 土肥謙次, 野本明義, 西田憲二, 石野菜, “軽水炉圧力容器鋼材の照射脆化予測法の式化に関する研究 - 照射脆化予測法の開発 -, ” 電力中央研究所報告 Q06019 (2007).
- (9) (社) 日本電気協会, 「原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007」, 電気技術規程, 原子力編, 2007.
- (10) C. English, J. Hyde, “Recent progress in the understanding of RPV embrittlement,” *Proc. Int. Symp. on Research for Aging Management of Light Water Reactors*, INSS, p.307 (2008).
- (11) M. Hasegawa, Y. Nagai, T. Toyama, Y. Nishiyama, M. Suzuki, A. Almazouzi, E. van Walle, R. Gerard, “Evolution of Irradiation-Induced Cu Precipitation and Defects in Surveillance Test Specimens of Pressure Vessel Steels of Nuclear Power Reactors: Positron Annihilation and 3

- Dimensional Atom Probe Study,” *Proc. Int. Symp. on Research for Aging Management of Light Water Reactors*, INSS, p.327 (2008).
- (12) N. Soneda, K. Dohi, A. Nomoto, K. Nishida, S. Ishino, “Microstructural analysis of RPV materials and development of mechanism-guided embrittlement correlation method,” *Proc. Int. Symp. on Research for Aging Management of Light Water Reactors*, INSS, p.355 (2008).
- (13) K. Fukuya, K. Fujii, “A study of radiation embrittlement using simulation irradiation,” *Proc. Int. Symp. on Research for Aging Management of Light Water Reactors*, INSS, p.371 (2008).
- (14) (社)日本電気協会, 「原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007 [2013年追補版]」, 電気技術規程, 原子力編, 2013.
- (15) 橋本資教, 野本明義, 西田憲二, “国内監視試験データを用いた照射脆化予測式の改良,” 日本原子力学会 2019年秋の大会 3H06.
- (16) Y. Hashimoto, A. Nomoto, T. Kobayashi, K. Nishida, N. Soneda, “Revision of the microstructure model of the embrittlement trend curve for Japanese RPV surveillance data,” *FONTEVRAUD* 9, September 2018, Avignon, France, paper 00098.
- (17) 藤井克彦, 福谷耕司, “原子炉容器の照射脆化に対する個別元素の影響”, *INSS JOURNAL*, 24, p.109 (2017).
- (18) J.F. Ziegler, J.P. Biersak, *SRIM2006* (Stopping and Range of Ion in Materials). Available from: <http://www.srim.org>.
- (19) 藤井克彦, 福谷耕司, “原子炉容器鋼中の溶質原子クラスタ形成に対する Mn の影響”, *INSS JOURNAL*, 27, p.126 (2020).
- (20) H. Yamauchi, D. de Fontaine, Phase Stability During Irradiation,” J.R. Holland, L.K. Mansur, D.I. Potter, Eds., *The Metallurgical Society of AIME*, 1981, p.73.
- (21) S.I. Maydet, K.C. Russell, “Precipitate stability under irradiation: Point defect effects,” *J. Nucl. Mater.*, 64, p.101 (1977).
- (22) J.L. Bocquet, G. Martin, “Irradiation-induced precipitation: A thermodynamical approach,” *J. Nucl. Mater.*, 83, p.186 (1979).
- (23) K. Yabuuchi, M. Saito, R. Kasada, A. Kimura, “Neutron irradiation hardening and microstructure changes in Fe-Mn binary alloys”, *J. Nucl. Mater.*, 414, p.498 (2011).
- (24) C. Domain, C.S. Becquart, “Solute- <111> interstitial loop interaction in α -Fe: A DFT study,” *J. Nucl. Mater.*, 499, p.582 (2018).

直接接触高調波法による応力腐食割れの可視化

Higher harmonic imaging of stress corrosion cracking using a direct contact technique

石田 仁志 (Hitoshi Ishida)*¹

川嶋 紘一郎 (Koichiro Kawashima)*²

要約 原子力発電所の供用期間中検査の超音波探傷試験は、パルス反射法により行われる。検出すべき欠陥の割れ面が接触または密着していると、超音波は割れ面を通過し、割れ先端から散乱波が生じない。その結果、先端位置の同定困難あるいは誤認が生じ、正確な寸法測定が困難となる。これまでに著者らは、入射振幅の増大に伴う欠陥面の接触状態の変化によって生じる高調波を用いて、水浸法により人工閉口欠陥の可視化を行い、従来のパルス反射法では困難な閉口き裂面の可視化が可能であることを明らかにした。高調波法を実機の配管などへ適用するためには、配管などの表面に探触子を直接接触させる測定が不可欠である。本報告では、超音波の散乱減衰が著しいNi基合金溶接部に人工的に発生させた応力腐食割れに対し、高調波直接接触式斜角探傷法を適用し、その画像化が可能であることを示した。

キーワード 超音波探傷試験, 非線形超音波, 高調波, Ni基合金溶接部, 応力腐食割れ

Abstract Ultrasonic testing as an in-service inspection on nuclear power plant components is usually performed by a pulse echo technique. If crack faces to be detected are closed and in contact, the ultrasonic waves pass through the crack faces, therefore no waves is scattered on the crack tip. Then, the crack tip location is not identified, thus accurate measurement of the crack size is impossible. So far, we have visualized artificial closed cracks of sub-micron gap by using higher harmonics with water immersion method. The harmonic wave amplitude reflected from the semi-closed crack increases with the incident wave amplitude. In order to apply the method using higher harmonic technique to ultrasonic testing for the piping of actual plants, the probe must be directly placed on the surface of the pipe. We tried to measure artificial stress corrosion cracking within Ni-based alloy weldments, which show the strong scattering and higher attenuation of ultrasonic waves. In this paper, we show higher harmonic image such SCC cracks by using the direct contact angle transducer.

Keywords ultrasonic testing, non-linear ultrasonic, high harmonic waves, Ni-based alloy weldment, stress corrosion cracking

1. まえがき

原子力発電所の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する原子炉容器や1次冷却材管などの溶接部は、供用期間中検査の体積試験として、超音波探傷試験が行われる⁽¹⁾。応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking, SCC) などの欠陥が検出された場合には、その設備の健全性を評価するために欠陥の寸法が測定される。欠陥の深さは、割れの開口部からの反射波と先端からの散乱波のそれぞれの位置座標から算出される。ステンレス鋼やNi基合金溶接部では、

伝搬する超音波の材料組織による散乱減衰が著しいため、この組織散乱波が割れ先端からの散乱波の識別を困難にする。特に割れの先端からの散乱波を正しく識別、特定するためには、相応の装置、手法と試験員の高度な知見と技量が求められる。

供用期間中検査の超音波探傷試験は、入射したパルス状の超音波の音響的不連続部分における反射、散乱によって、割れを検出、測定するパルス反射法⁽¹⁾⁽²⁾により行われる。割れ面が接触または密着していると、超音波の一部は割れ面を通過し、先端からの散乱波振幅が低下し、捉えるべき信号を得

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 (有)超音波材料診断研究所

ることができない。その結果、先端位置の検出が困難となり、誤認が生じ、正確な寸法測定が困難となる。原子力発電所の原子炉容器の管台異材継手部のNi基合金溶接部で検出されたSCCはこのような閉口き裂であったと著者らは推定する⁽³⁾。

このような問題に対処するため、非線形超音波法による閉口き裂の可視化が試みられてきた。高調波法により、Ni基合金溶接部の粒界SCC⁽⁴⁾⁽⁵⁾、 casting stainless steel 内の疲労き裂⁽⁵⁾が可視化された。従来のパルス反射法では困難な、閉口き裂面を可視化できるという点が、高調波法の優位な点である。

著者らは、接合する面に加工した深さが10 μmから0 μmまで直線状に減少する凹みを加工し、拡散接合⁽⁶⁾により模擬閉口き裂とした試験片を製作し、水浸高調波法により模擬き裂部を可視化した⁽⁷⁾。励起電圧の増大に伴い模擬き裂部からの反射(散乱)波の面積が増大するという結果から、模擬き裂面の部分的閉閉口により高調波が発生していることを示した。

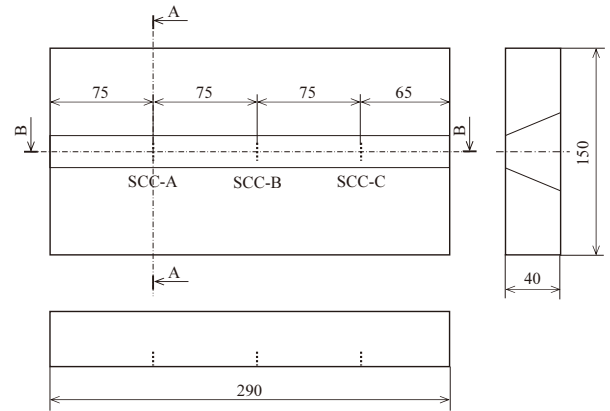
接触する割れ面の測定に有効な高調波法を実機に適用するためには、検査対象構造物を水に浸すことが容易ではないことから、探触子を被検体に直接接触させる探傷法が不可欠である。そこで、本研究では、直接接触高調波法によりNi基合金溶接部のSCCの可視化を試みた。

2. 試験片

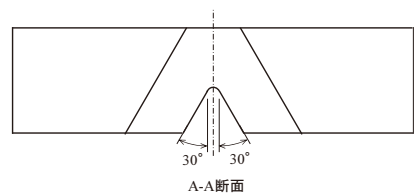
図1に、測定したNi基合金溶接部にSCCを付与した試験体を示す。ステンレス鋼(SUS316)製の平板の長手方向に、インコネル600溶接部があり、これと直交方向に割れ面を持つSCCが付与されている。

SCCを付与する領域は、図1に示すような形状に加工後、割れ感受性の高いインコネル溶接材により再溶接されている。割れの付与位置に加工した放電加工ノッチを起点として、試験体長手方向に引張応力を負荷し、テトラチオン酸水溶液に局部的に浸漬させ、目標値として表面からの深さ20 mm、表面開口部長さ13 mmのSCCを進展させた。

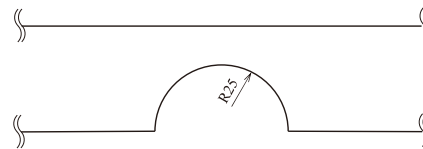
なお、この試験体は、過年度においてNi基合金異材接手溶接部のSCCを割れの開口面側から探傷する技術を検討するために製作したものであることから、通常の配管や管台の開先形状に対する欠陥発生想定位置が内外面に対して逆である。



(1) 形状寸法図



B-B断面



(2) 再溶接部詳細

図1 インコネル溶接部 SCC 試験体

3. 測定

3.1 測定装置

図2に、高調波測定システムの概要を示す。所定の入射角を持つ探触子を試験体表面上に配置し、スキャナにより走査する。トーンバースト超音波送信装置(RITEC製RPR-4000)により、連続する複数の波数を持つバースト波を送信し、SCCからの反射波または散乱波を受信する。受信波からハイ

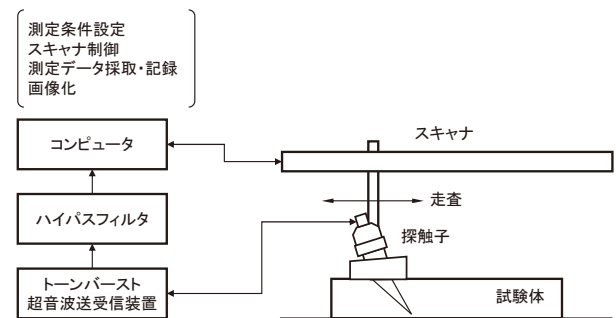


図2 高調波測定システム

パスフィルタ (High Pass Filter ; 以下, HPF) により抽出された高調波は, デジタルデータに変換され, スキャナの位置情報とともに, コンピュータに取り込まれ, Insight製データ採取・記録ソフト Insight Scanにより記録される. 記録された測定データを用いて, Insight製 Insight Analysisまたは Zetec製 Ultra Visionにより SCCを画像化した.

図3に, 直接接触斜角法の測定に使用した探触子を示す. 探触子には, 周波数5 MHz, 水中焦点距離300 mmの集束型垂直探触子を使用した. この探触子に液体の遅延材 (グリセリン) を充填させた筒と試験体表面に配置するくさびを組み合わせた. これにより, 遅延材内部で生じる縦波と横波のモード変換による損失と遅延材内部の多重反射波と受信波との重畳を避けることができる. SCC割れ面に相当する表面からの深さ20~40 mmの範囲を測定するために, 超音波の集束深さ位置を30 mmとした. くさびの形状は, 屈折角が45度となる入射角をもつ.

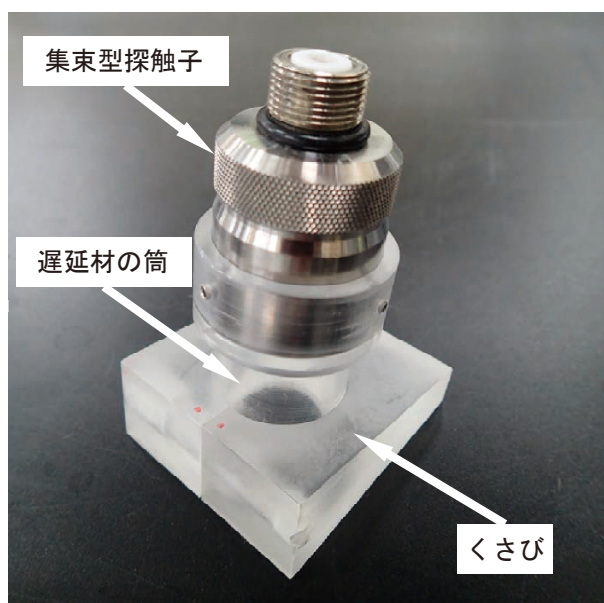


図3 探触子, 遅延材およびくさび

3.2 測定条件

トーンバースト超音波送受信装置による探触子への入力は, 周波数1.3, 2.0, 3.5, あるいは6.0 MHz, 波数3サイクル, 電圧860 V_{pp}の正弦波とした. 受信信号から3次高調波を抽出するために4種類の入力周波数に対してそれぞれHPFの遮断周波数を, 3, 4, 8, あるいは15 MHzに設定した.

深さ方向の位置座標は, 校正用横穴試験体の深さ20 mmから4 mm間隔で36 mmまで加工された横穴を持つ校正用試験体を用いて校正した.

3.3 測定方法と画像化

図4に, SCC試験体と測定画像の例を示し, 測定方法と画像化の範囲を説明する. 試験体のSCC付与面と反対面に探触子を配置し, 超音波をSCCに入射し, 探触子を配置した面のSCC-A側の端の中心を原点0として, 溶接線方向(x)と直交する方向(y)に探触子をスキャナにより走査し, 探触子走査面から試験体底面を含む範囲(z)の受信信号を記録した. 測定した範囲は, $x = 30\sim 310$ mm, $y = -25\sim 25$ mm, $z = 0\sim 45$ mmである.

測定画像は, 水平面(Cスコープ), 断面(Bスコープ), 端面(Dスコープ)の3種類に描画した. このなかから, 3方向において黄矢印で示した範囲のデータだけを画像化する. これにより, 対象とするSCC周辺のみを描画し, 表面近傍に現れる遅延材内部反射波や突合せ溶接部散乱波の除去が可能である. ここでは, SCC-B周辺を選定した例であり, DスコープはSCC-B近傍を画像化したものである.

Cスコープ上のひし形, Bスコープ上の半円形, Dスコープ上の三角形は, 図1に示したSCC付与加工部再溶接部の形状を示している. Bスコープ上の深さ $z = 40$ mm位置の水平方向の青線は試験体底面を, $x = 290$ mm位置の垂直方向の青線は試験体端面をそれぞれ表し, これらが交差する位置に, 試験体の底面角部からの反射波が表れている.

SCCのない位置における受信信号におけるノイズレベルを, 振幅を表す縦軸の5%になるよう信号強度を調整し, 各スコープを描画した.

図中の赤い矢印の位置に, SCCからのものと推定される反射波または散乱波が表示される.

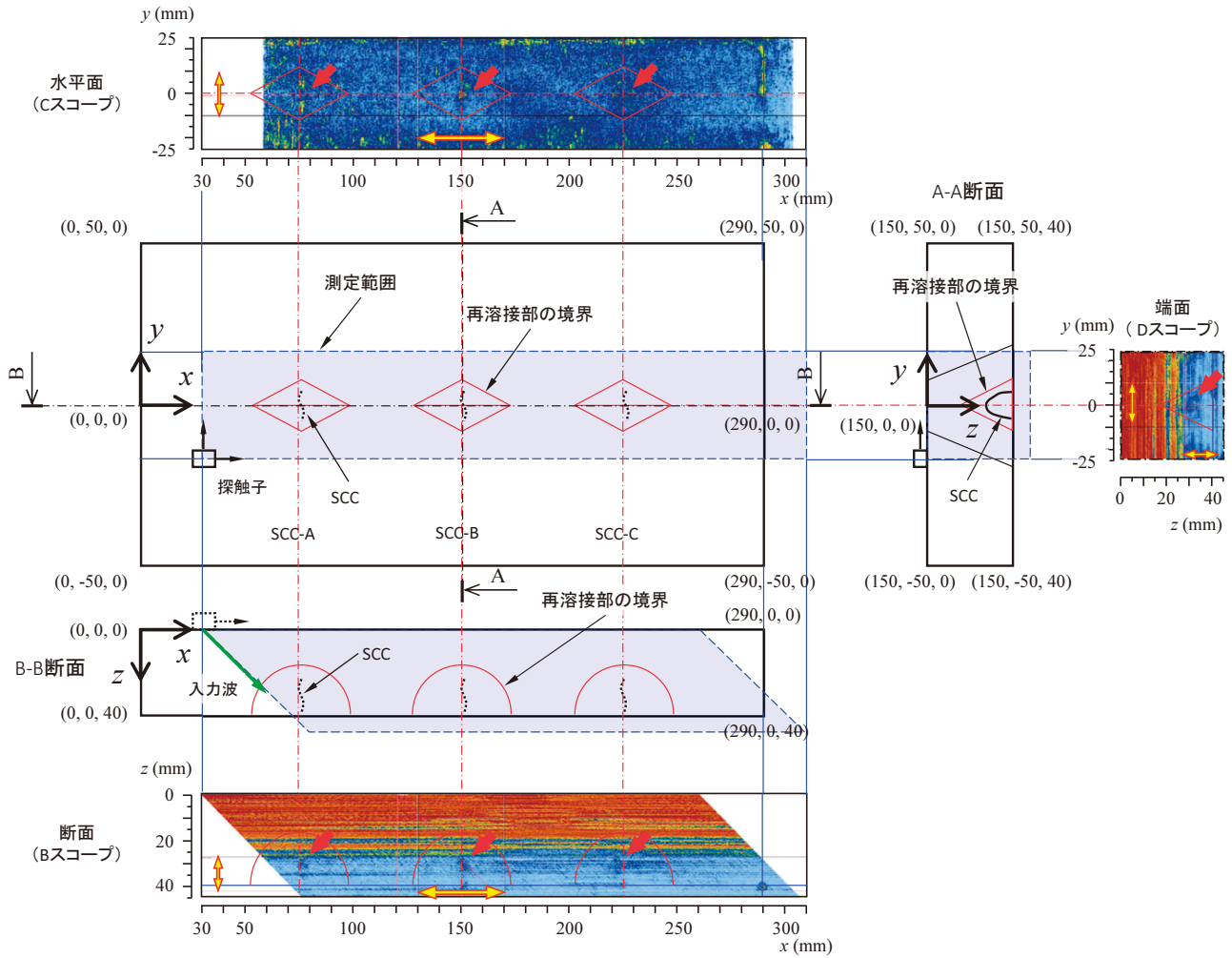


図4 試験体の画像化範囲

4. 測定結果および考察

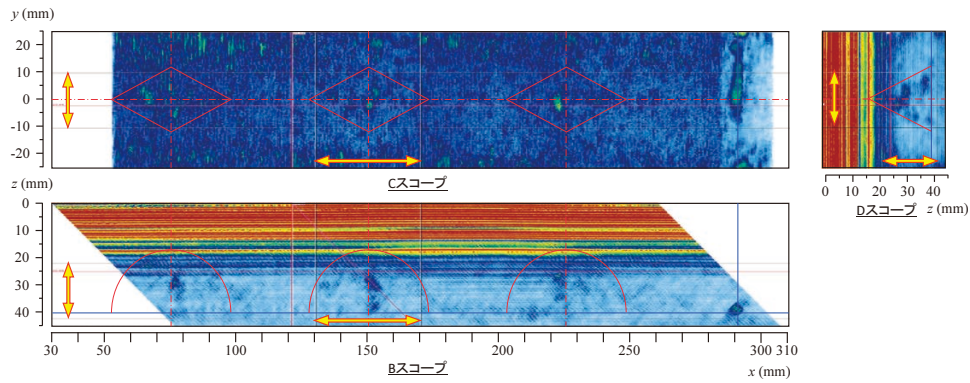
4.1 画像化結果

図5～8に、SCC試験体の測定結果を、異なる4種類の入力周波数でのHPFの有無を比較して示す。HPFを使用した場合が、高調波による測定画像、HPFを使用しない場合は、入力周波数による測定画像である（以下、基本波による画像という）。B、CおよびDスコープは、黄矢印で示した範囲のデータのみで描画したものであり、DスコープにはSCC-B近傍の画像を示した。

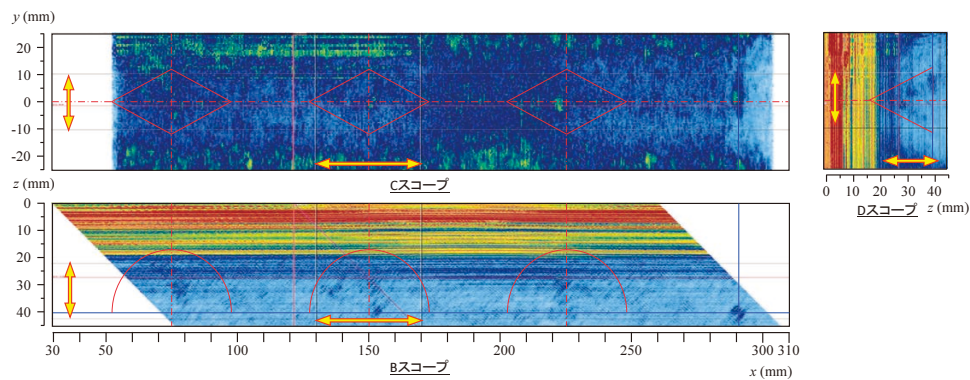
BおよびCスコープにおいて、いずれの入力周波数でも基本波、高調波にかかわらず、3個のSCC付与位置で（再溶接部の中心）にSCCからのものと推定される散乱波が識別された。

Dスコープにおいては、再溶接部を表す三角形の内側の領域に、複数の散乱波が観察された。これら

の散乱波の位置は、いずれの条件でもほぼ一致しており、散乱源となるものが存在することが推定される。

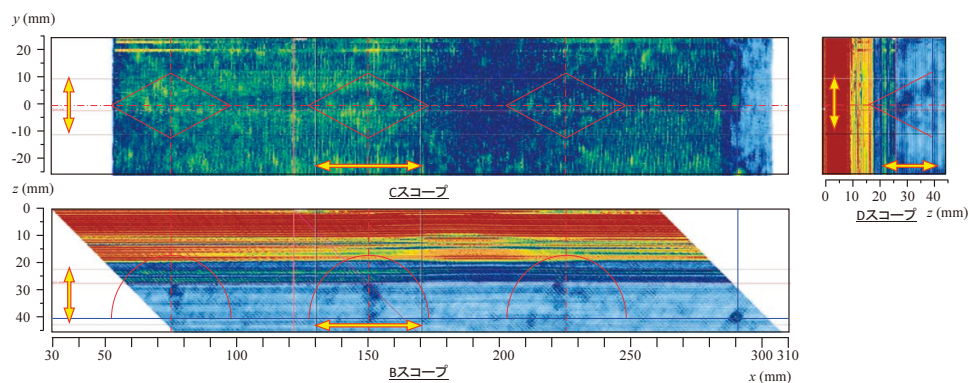


(1) 基本波 (HPFなし)

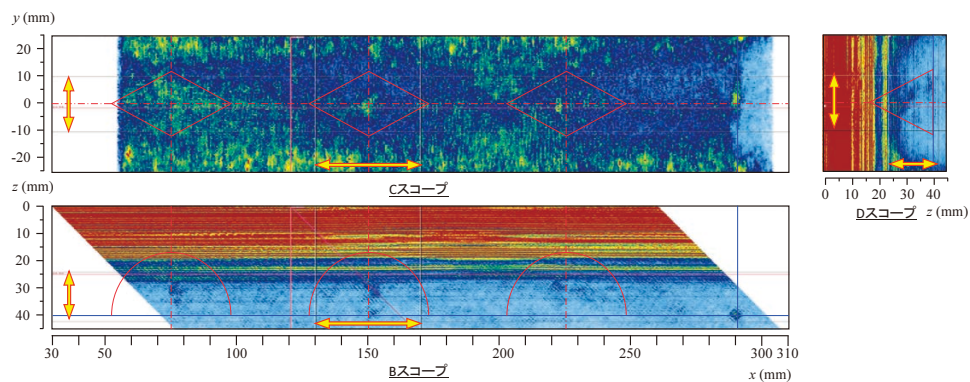


(2) 高調波 (3 MHzHPF)

図5 SCC試験体の測定結果 (1.3 MHz入力)



(1) 基本波 (HPFなし)



(2) 高調波 (4 MHzHPF)

図6 SCC試験体の測定結果 (2.0 MHz入力)

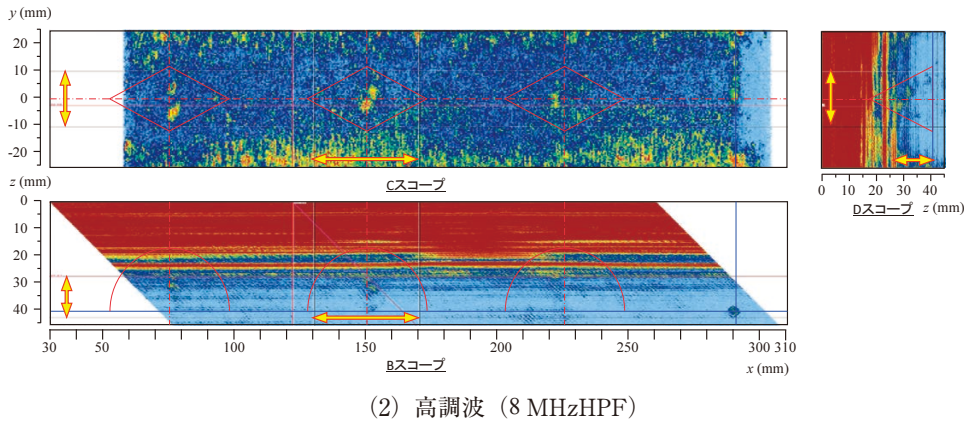
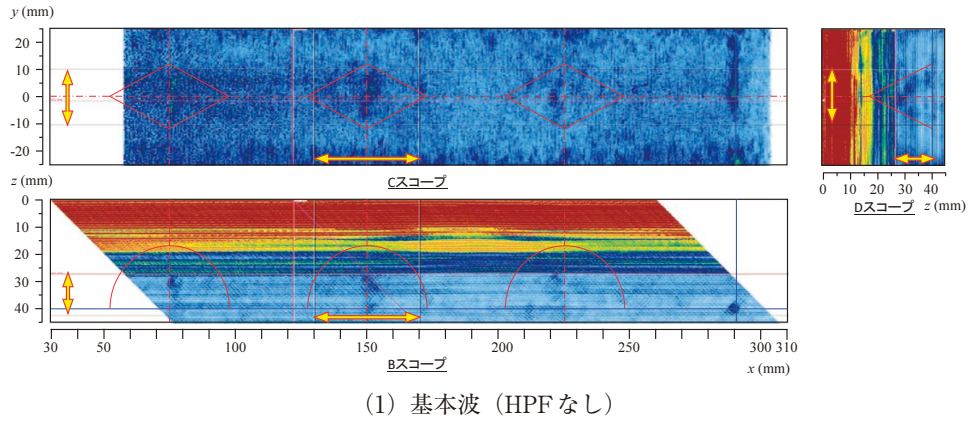


図7 SCC試験体の測定結果 (3.5 MHz入力)

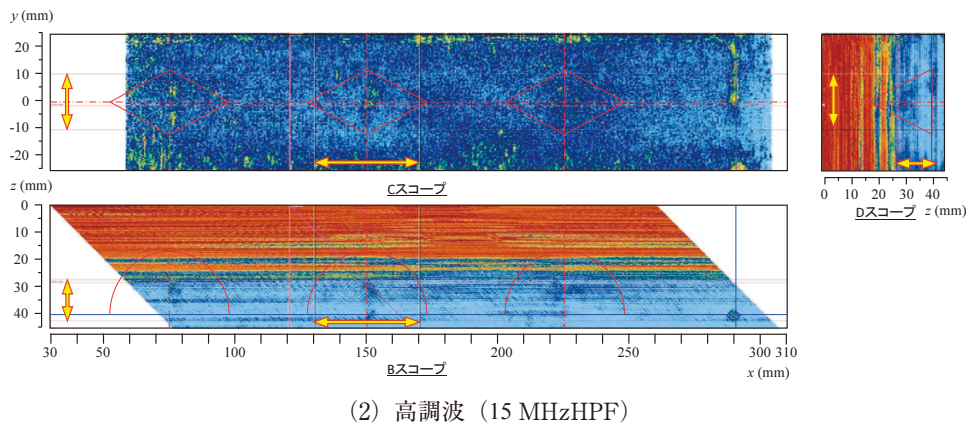
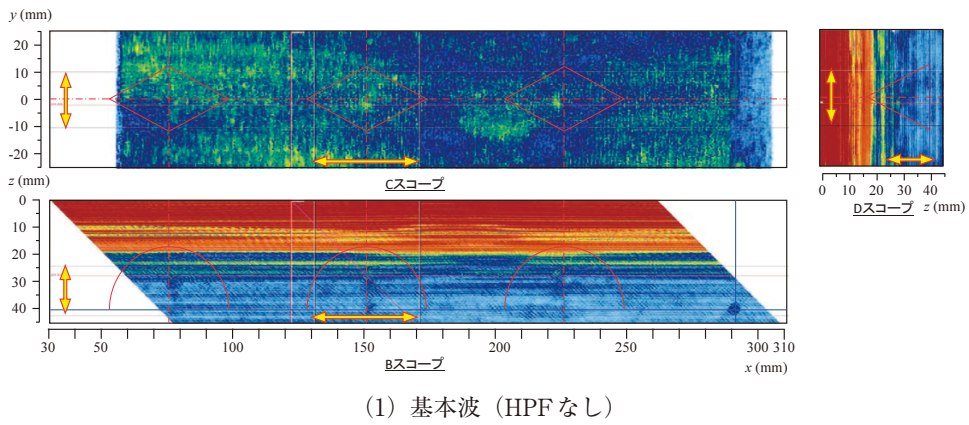


図8 SCC試験体の測定結果 (6.0 MHz入力)

4.2 画像の分析

(1) 入力周波数の影響

入力周波数が1.3および2.0 MHzである図5, 6について, 基本波と高調波を比べると, Bスコープにおいて, 基本波画像の方がSN比が大きく, SCCからの散乱波の識別が容易である. 入力周波数が3.5および6.0 MHzである図7, 8では, 高調波画像の方が, SN比が大きく, SCCからの散乱波を識別しやすい. 1.3および2.0 MHzは, Ni基合金溶接部のような減衰の大きい材料に対してパルス反射法で多用される周波数域に相当し, 高調波でなくてもSCCからの散乱波をとらえることができたものと考えられる. しかし, 減衰の大きい材料には必ずしも適切ではない周波数3.5および6.0 MHzでは, Bスコープにおいて, 高調波画像の方がSN比は高く, 散乱波の識別が容易である.

入力周波数1.3および2.0 MHzの3次高調波4および6 MHzは, 探触子の公称周波数5 MHz帯域に含まれるにもかかわらず, 3.5および6.0 MHz (3次高調波10.5および18 MHz)の方が, 高調波によるSCCの識別が容易である. 入力周波数と高調波周波数および探触子の公称周波数の最適な組み合わせについて, さらに検討が必要である.

(2) 入力波数の影響

図9, 10に, 入力周波数1.3および3.5 MHzの場合の, 入力波数による変化を示す.

前述したように, 1.3 MHz入力の場合, 高調波より基本波のSCC識別性が良いことは波数に依存しない. しかし, 5サイクル入力の場合, 高調波, 基

本波いずれの場合も, 受信波の波数が多いために散乱波の範囲も大きくなり, 散乱波源位置が見かけ上大くなり, 位置の特定, 識別に影響することが懸念される.

3.5 MHzの場合は, 1サイクル入力においても, 高調波の方が識別性が良く, 反射源位置の特定, 識別性も十分である. 著者らが見出した1サイクル入力による高調波測定の可能性⁽⁸⁾が, SCCに対しても有効であることを示している. SCCの割れの接触状況によっては, さらに割れ面を可視化できる可能性も考えられる. 今後のさらなる検討が必要である.

(3) パルス反射法との比較

従来のパルス反射法によってSCC試験体の測定を行った.

高調波測定と同じ探触子と探傷器とするZetec製フェーズドアレイ装置Dynarayを使用し, 1振動子探触子で探傷する設定により測定を行った. 受信信号に対して, 遮断周波数域2~10 MHzのバンドパスフィルタを使用した.

図11にパルス反射法による測定結果を示す. いずれのSCC付与位置にもSCCからと推定される散乱波は検出されなかった.

前述のように, 高調波だけでなく基本波の画像においても, SCCからと推定される散乱波が識別された. 高調波および基本波の測定で用いた探傷器の入力波形はバースト波であるのに対して, 超音波パルス法で用いた探傷器ではスパイク状であることから, 入力エネルギーの差により結果が異なると考えられる. すなわち, 入力エネルギーの大きいパー

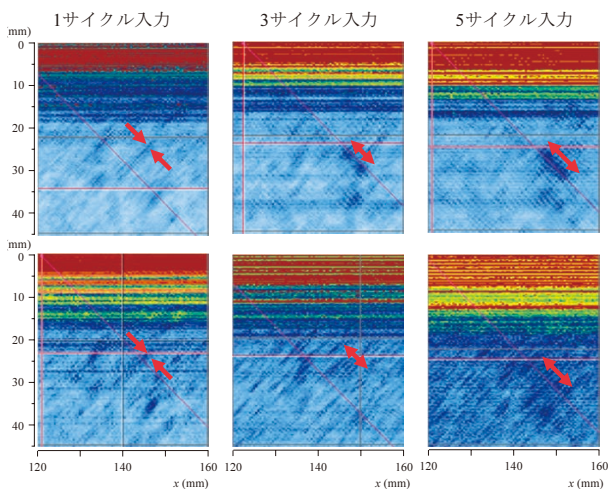


図9 入力波数による変化 (入力周波数 1.3 MHz)

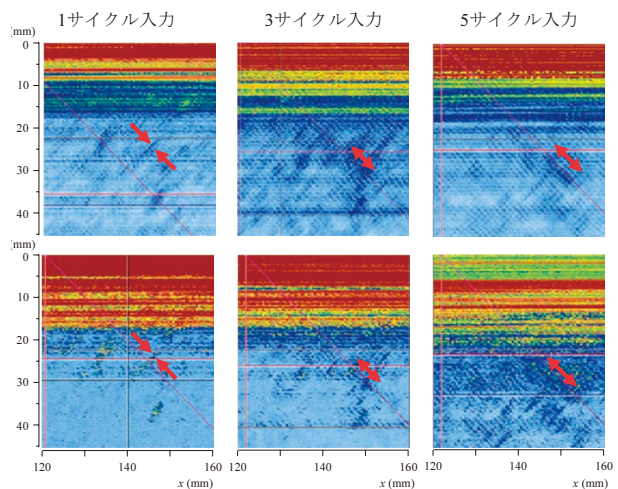


図10 入力波数による変化 (入力周波数 3.5 MHz)

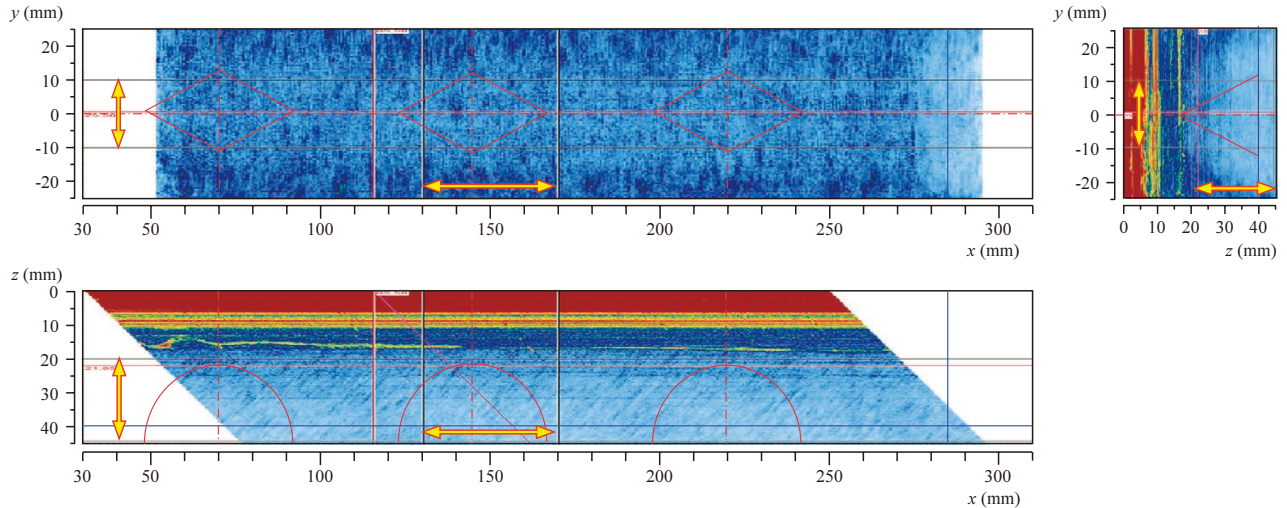


図11パルス反射法による測定結果

スト波では、散乱波の強度が大きくなり、識別が容易になったと考えられる。パルス反射法においては、1振動子探触子より欠陥検出性に優れたフェーズドアレイ技術を用いた探傷法があり、今後これらとの比較検討が必要である。

5. あとがき

高調波超音波法を実機配管等への適用するために不可欠な直接接式斜角探傷法により、Ni基合金溶接部のSCCを測定し、その画像化を試み、次のことが分かった。

- (1) 直接接式斜角法による高調波測定によって、SCCの画像化が可能である。
- (2) パースト波の高調波による測定では、今回の入力条件の中では3.5および6.0 MHzという高い入力周波数条件において、高いSN比でSCCが識別できる。
- (3) 1振動子探触子を用いた測定では、SCCの識別性において、パースト波による測定はパルス反射法より優れている。

このように、Ni基合金溶接部のSCCに対する直接接式斜角法による高調波測定の可能性を確認することができた。

さらに、実機への適用性を確かなものとするために、次の検討が必要である。

- (1) 入力周波数、高調波周波数および探触子公称周波数の最適な組み合わせ。
- (2) 高調波に期待される割れ面の可視化。
- (3) フェーズドアレイ技術を用いたパルス反射法

による測定との比較検討

参考文献

- (1) 発電用原子力設備規格 維持規格 (2012年版) (JSME S NA1 - 2012), 日本機械学会, (2013).
- (2) 日本工業規格 非破壊試験用語, JIS Z 2300, (2020).
- (3) 関西電力, 大飯発電所3号機の定期検査状況について (原子炉容器Aループ出口管台溶接部の傷の原因と対策), プレスリリース, <http://www.kepco.co.jp/pressre/2008/0926-3j.html>, (2008).
- (4) 川嶋紘一郎, 今西龍介, “Ni基合金溶接部粒界応力腐蝕割れの高調波画像化”, 非破壊検査, 60 (12), pp.713-719, (2011).
- (5) 石田仁志, 川嶋紘一郎, “高調波超音波法のNi基合金溶接部およびステンレス鋼材への適用性の検討”, 第19回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集, pp.25-28, (2014).
- (6) 高田一, 碓信光, “拡散接合超音波探傷試験片の接合面品質”, 日本非破壊検査協会平成23年度秋季講演大会講演概要集, pp.91-92, (2011).
- (7) 石田仁志, 川嶋紘一郎, “変動間隙幅を持つ模擬閉口き裂の高調波画像化”, 非破壊検査, 66 (12), pp.595-600, (2017).
- (8) 川嶋紘一郎, 石田仁志, “受信波形のゆがみの特徴量を用いる非線形超音波法の提案 (第1報: 模擬閉口き裂面からの散乱波波形

のゆがみの観察)”, 日本非破壊検査協会,
第23回超音波による非破壊評価シンポジウム
講演概要集, pp.159-162, (2016).

ステンレス鋼溶接金属の酸素を含む高温水中の SCC 進展挙動 -熱時効, 温度, 水質の影響-

SCC Growth Behavior of Stainless Steel Weld Metals in Oxygenated High-Temperature Water

-Influence of Thermal Aging, Temperature and Water Chemistry-

山田 卓陽 (Takuyo Yamada) *¹ 大厩 徹 (Toru Oumaya) *¹

國谷 耕平 (Kohei Kokutani) *¹ 有岡 孝司 (Koji Arioka) *¹

要約 加圧水型原子炉 (PWR) の 1 次冷却材環境下では、通常、水素脱気により腐食電位が十分に下げられた環境となっているが、限定的ではあるものの腐食電位が高くなる可能性がある部位が存在する。この PWR の 1 次冷却材で高腐食電位を想定した SCC 挙動評価をする場合、水質 (ホウ素とリチウムを含む) の影響も考慮に入れる必要がある。また、高温に長期間曝される場合には、熱時効の影響評価も必要と考えられる。そこで本報告では、PWR の 1 次冷却材環境下におけるステンレス鋼溶接金属の SCC 進展挙動を、熱時効の影響に着目し、第 1 隔離弁の外側の安全注入系の水質を代表例として 2900 ppm B を含む水質条件での SCC 挙動を調べた。

その結果、316L と 308L 溶接金属の SCC 進展速度に及ぼす 400°C10kh までの熱時効は、あまり影響しないが、400°C で 20kh の熱時効した 316L 溶接金属は、未時効材に比べて SCC 進展速度が増加する傾向があり、長時間熱時効の影響が示唆された。また、316L と 308L 溶接金属の SCC 進展速度は低温ほど減少し、250~320°C の温度依存性はアレニウス型を示した。

キーワード ステンレス鋼溶接金属, 高温水中応力腐食割れ (SCC), SCC 進展速度, 熱時効, 温度依存性, 加圧水型原子炉

Abstract Pressurized water reactor (PWR) primary water is normally controlled at a low corrosion potential by hydrogen injection into the water. But primary water with a high corrosion potential exists outside the pressure boundary, because there are pipelines filled with aerated water. To evaluate the stress corrosion cracking (SCC) behavior in such high corrosion potential conditions in PWR plants, water chemistry should also be considered because the B and Li concentrations in the water depend on its location in the plants. And when the materials was used at high temperature conditions, influence of thermal aging on SCC should also be considered. In this study, the SCC growth behaviors of stainless steel weld metals were investigated in oxygenated high-temperature water with 2900 ppm B water as an example in a safety injection system line water. Influence of thermal aging, temperature and water chemistry on SCC of the weld metals were also investigated.

As a result, SCC growth rates of 316L and 308L welds aged at 400°C for 10kh in 2900 ppm B water compared to the rate in unaged materials were observed no big difference. In case of 316L weld aged at 400°C for 20kh, the SCC growth rate was increased rather than that of unaged weld. This suggested that the SCC growth behavior might be affected by long-term thermal aging at 400°C for 20kh or more. The SCC growth rates of the materials were decreased with decreasing the tested temperature. The temperature dependence on SCC of the materials in 2900 ppm B water indicated Arrhenius type dependency at the temperature ranging from 250 to 320°C.

Keywords stainless steel weld metals, stress corrosion cracking (SCC) in high-temperature water, SCC growth rate, thermal aging, temperature dependence, pressurized water reactor

1. はじめに

高温水中でのステンレス鋼溶接金属部の (stress corrosion cracking, SCC) 事例として、沸騰水型原子炉 (boiling water reactor, BWR) の再循環配管で、溶接部近傍で強い加工を受けたステンレス鋼母材部で発生した SCC

が溶接金属部に達している事例が報告されている⁽¹⁾。その後、ステンレス鋼溶接金属部の SCC 進展挙動に関する研究では、BWR の通常水質 (Normal water chemistry, NWC) のような酸素を含む 288°C の高温純水中での SCC 進展速度データが取得、報告され⁽²⁻⁹⁾、また 400°C5kh の熱時効により SCC 進展速度が増加することが指摘されている⁽⁵⁻⁸⁾。一方、加圧

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

水型原子炉 (pressurized water reactor, PWR) の1次冷却材環境下では、通常、水素脱気により腐食電位が十分に下げられた環境となっており、このような低腐食電位環境下においては、ステンレス鋼溶接金属およびステンレス鋳鋼は優れた耐SCC進展性を示し、またその耐SCC進展性は400°C40khの長時間熱時効後も維持されることを、著者らが既に報告している⁽¹⁰⁾。

しかし、PWRの系統においても限定的ではあるものの腐食電位が高くなる可能性がある部位が存在し、初期のPWRプラントではキャノピーシール溶接部での (Intergranular, IG) SCC事例⁽¹¹⁾や、安全注入系第1隔離弁近傍でのSCC事例⁽¹²⁾など、酸素が滞留したと考えられる配管などの閉塞部で、その高い腐食電位が影響したと思われるステンレス鋼のSCC事例が報告されている⁽¹¹⁻¹⁴⁾。また、第1隔離弁の外側を想定した場合には、大気開放系の水が満たされており、PWRにおいても酸素を含む高腐食電位を想定する必要がある。第1隔離弁の外側は、主配管の温度に比べて十分に低い温度が想定されるが、キャビティフローが発生した場合には、主配管の温度に近い高温に曝されるケースも考えられる。また安全注入系の水質では、1次冷却材に比べて高濃度のホウ素 (B) を含み、その濃度はプラントや系統によって異なる。したがって、第1隔離弁の外側でのSCC挙動評価のためには、この水質と温度の影響について考慮に入れる必要がある。

前報では、PWRでのステンレス鋼溶接金属部の酸素を含む高腐食電位条件のSCC進展挙動に及ぼす水質と温度の影響について、安全注入系の水質のB濃度を想定し、2900 ppm Bでリチウム (Li) の添加はない水質を選定し、比較的高温側 (290と320°C) のSCC進展挙動を調べ、水質の影響によりSCC進展速度が増加する傾向や、290°Cは320°Cに比べてSCC進展が抑制される傾向を報告した⁽¹⁵⁾。

ステンレス鋼溶接金属は、BWRのNWC水質や標準的なPWR水質 (500 ppm B + 2 ppm Li) で酸素を含む環境では、熱時効によりSCC特性が変化する可能性が指摘されている^(5-8,10)。しかし、酸素を含む高腐食電位環境下で高B濃度

を考慮した水質での、この材料のSCC検討例は十分ではない。また、同水質条件におけるステンレス鋼溶接金属のSCC進展に及ぼす温度の影響評価は、実際の使用温度を考慮すると、より低温側を含んだ温度依存性の評価が望まれる。そこで本研究では、酸素を含む高腐食電位環境でBを高濃度含む水質条件で、ステンレス鋼溶接金属のSCC進展に及ぼす熱時効と試験温度の影響を調べた結果を報告する。

2. 実験方法

2.1 供試材

ステンレス鋼溶接金属は、市販の316Lおよび308L組成の溶接棒を用い、それぞれSUS316とSUS304ステンレス鋼にV開先を施し、初層部をティグ (Tungsten inert gas, TIG)、中間部を被覆アーク溶接 (shielded metal arc welding, SMAW) による多層盛りで製作した。一部、初層部から採取した試験片や、狭開先にて全層TIG溶接したものも使用した。表1に溶接棒の化学組成の代表例 (カタログ値) を示す。図1(a)に溶接完了時の外観を示す。図のように、溶接にあたっては溶接熱歪による変形を避けるため、母材を拘束台に固定した状態で行った。溶接材のマクロ組織を図1(b)に示す。SCC進展領域近傍のマイクロ組織の代表例を図1(c)と(d)に示す。図1(c)316L溶接金属、図1(d)308L溶接金属ともに、オーステナイト相地にデンドライト状のフェライト相が分布する組織を呈し、コンパクトテンション (compact tension, CT) 試験片の亀裂進展方向が、溶接デンドライト方向とほぼ同一となるように採取した。中間層のフェライト含有量は、最大で15%程度であった。

熱時効温度は、温度加速を意図し400°Cとし、大気中電気炉にて最長20khまで熱時効処理後、同様にCT試験片を採取した。

表1 ステンレス鋼溶接金属の化学組成 (カタログ値) (wt.%)

	C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Mo	Fe
NC-36L (316L)	0.024	0.42	1.56	0.025	0.002	19.26	12.11	2.20	Bal.
NC-38L (308L)	0.032	0.35	1.45	0.024	0.002	19.53	9.79	-	Bal.

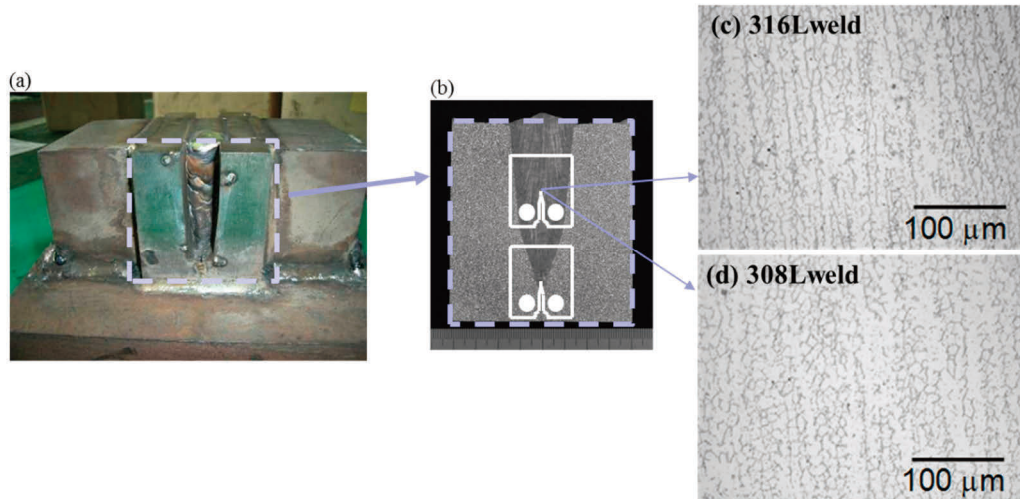


図1 ステンレス鋼溶接金属の(a) 溶接時の外観, (b) 断面マクロと試験片採取位置, (c) (d) ミクロ組織

2.2 試験方法

SCC 進展試験は、2900 ppm B を添加した水を基本水質とし、酸素を（8 ppm DO）含む溶存酸素条件で実施した（以降 2900B(DO)水質と記す）。なお、Li の添加はない。試験温度は 250～320℃とした。全ての荷重条件は一定荷重とし、応力拡大係数の目標値は $K=30\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ とした。試験時間は約 500h を目安として実施した。

SCC 進展試験終了後、図 2 に示した模式図のように、皮膜観察用に CT 底面を厚さ 1.6 mm、SCC 断面観察用に CT 側面を 3 mm 厚さで切断した。破面観察用の残部試験片は大気中疲労試験機で開放し、デジタルマイクロスコプおよび走査型電子顕微鏡（scanning electron microscopy, SEM）で観察し、破面形態と SCC 進展深さを評価した。SCC 深さは、板厚方向に 5～10 点計測しその平均値とした。SCC 進展速度 $CGR(\text{mm}/\text{sec})$ は、SCC 進展深さ $a(\text{mm})$ を試験時間 $t(\text{sec})$ で除して求めた。SCC 亀裂断面は、3 mm 厚さでの断面をバフ（コロイダルシリカ仕上げ）研磨後、SEM 観察や電子線後方散乱回折（electron back scattering diffraction, EBSD）測定により、SCC 進展経路を評価し

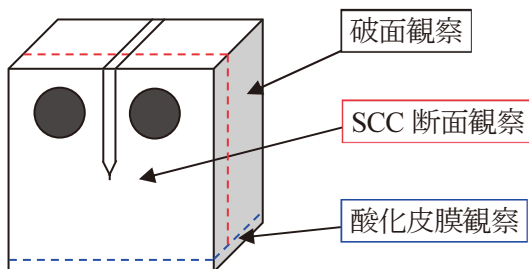


図2 CT 試験片の分析用切断模式図

た。一部、破面開放前の試験片については、この 3 mm 断面の SCC 深さも SCC 進展速度の評価に用いた。酸化皮膜観察は、表面から SEM 観察により、その性状確認を実施した。

3. 実験結果

3.1 SCC 進展速度に及ぼす熱時効の影響

図 3 に 320℃の SCC 進展試験後の破面観察結果を、鋼種、熱時効時間毎に示した。図 3 上段 (a), (b), (c) は 316L 溶接金属材で、熱時効条件 (a) 未時効, (b) 熱時効 400℃10kh, (c) 熱時効 400℃20kh で比較すると、(a) 未時効と (b) 400℃10kh までの熱時効で SCC 深さに大きな差は見られないが、(c) 400℃20kh では、試験時間 230h で破断し、より深い SCC 進展が観察された。同様に図 3 下段 (d), (e) は 308L 溶接金属材で、(d) 未時効と (e) 400℃10kh の熱時効で比較すると、むしろ熱時効材で浅い傾向であった。

SCC 破面形態の代表例を図 4 に示した。図のように破面形態はデンドライト境界型（inter-dendritic, ID）SCC 破面を呈していた。この破面形態は、316L 未時効材、および両鋼種の熱時効材でも同様であり、鋼種差、熱時効依存性は観察されなかった。

SCC 進展速度を定量的に比較するために、SCC 深さから求めた SCC 進展速度を図 5 に示した。比較のため、既報告の 320℃で酸素を含む PWR 標準（500 ppm B + 2 ppm Li + 8 ppm DO）水質（以降、標準(DO)水質と記す。）での結果⁽¹⁰⁾と Kim らの BWR の NWC での結果⁽⁷⁾を併せて示した。また、水素を含む PWR（500 ppm B + 2 ppm Li + 30 cc DH）（以降、PWR 標準水質と記す。）の結果⁽¹⁰⁾も参考に示

した。図から 316L 溶接金属の 2900B(DO)水質中での SCC 進展速度は、400°C10kh までの熱時効では、あまり影響がないが、400°C20kh の熱時効材では SCC 進展が増加する傾向が認められた。308L 溶接金属の 2900B(DO)水質中での SCC 進展速度は、400°C10kh の熱時効で未時効に比べてむしろ SCC 進展が減少する傾向であり、フェライト含有量や鋼種の影響など熱時効以外の影響が示唆された。比較のため示した標準(DO)水質での 316L/308L 溶接金属では、両者ともに 400°C10kh までの熱時効は、SCC 進展速度にあまり影響しない結果であった。Kim らの BWR の NWC の SCC 進展速度では、400°Cで 5kh の熱時効で SCC 進展が増加するとの見解が報告されているが、図に示したように増加量は数倍程度であった⁷⁾。図中緑で示した水素を含む PWR 標準水質の結果では、316L/308L 溶接金属は、未時効および 400°C10kh 熱時効材の両者で SCC 進展が観察されず、400°C10kh までの熱時効は、低腐食電位の PWR 水質においても SCC 進展に影響しないことを報告済である⁽¹⁰⁾。一連の結果から 400°C10kh までの熱時効による SCC 進展への影響は、環境条件にかかわらず限定的と考えられた。

3.2 SCC進展速度の温度依存性

図 6 に未時効材の SCC 進展試験後の破面観察結果を、鋼種、試験温度毎に示した。図 6 上段 (a), (b), (c) は 316L

溶接金属材で、試験温度(a) 320°C, (b) 290°C, (c) 250°Cで比較すると、試験温度が低下するにつれて SCC 深さが浅くなる傾向が確認された。同様に図 6 下段(d), (e)は 308L 溶接金属材で、試験温度(d) 320°Cでは SCC 進展が観察されるが、試験温度(e) 290°Cでは全く SCC 進展が観察されなかった。

この SCC 深さから SCC 進展速度を求め、試験温度の逆数に対してプロットした結果を図 7 に示す。既報告の標準(DO)水質の結果⁽¹⁰⁾と Kim らの BWR の NWC での結果⁽⁷⁾を、水質の影響比較のため併せて示した。2900B(DO)水質中の 316L ステンレス鋼溶接金属の SCC 進展速度は、温度の低下に伴い減少し、250~320°Cの温度範囲でアレニウス型の温度依存性を示した。308L 溶接金属でも、320°Cよりも 290°Cで SCC 進展が減少するが、290°Cでは全く SCC が観察されず、温度依存性への鋼種差が示唆された。

290°Cの 2900B(DO)水質の SCC 進展速度は、288°Cの BWR NWC の SCC 進展速度と比べると、2.5~4.6 倍速い結果となった。両者の試験条件を比較すると、試験温度は 290°Cと 288°C、応力拡大係数も約 $K = 30 \text{ MPa} \cdot \text{m}^{1/2}$ とほぼ同じであった。酸素含有量は 8 ppm と 300 ppb と異なるが、腐食電位としては大差ない。一方で、前者の B 濃度は 2900 ppm B で、後者は純水で B は無添加なので、この水質条件のみが両者で大きく異なる。以上から、両者の SCC 進展速度の差は、この水質条件によることが示唆される。

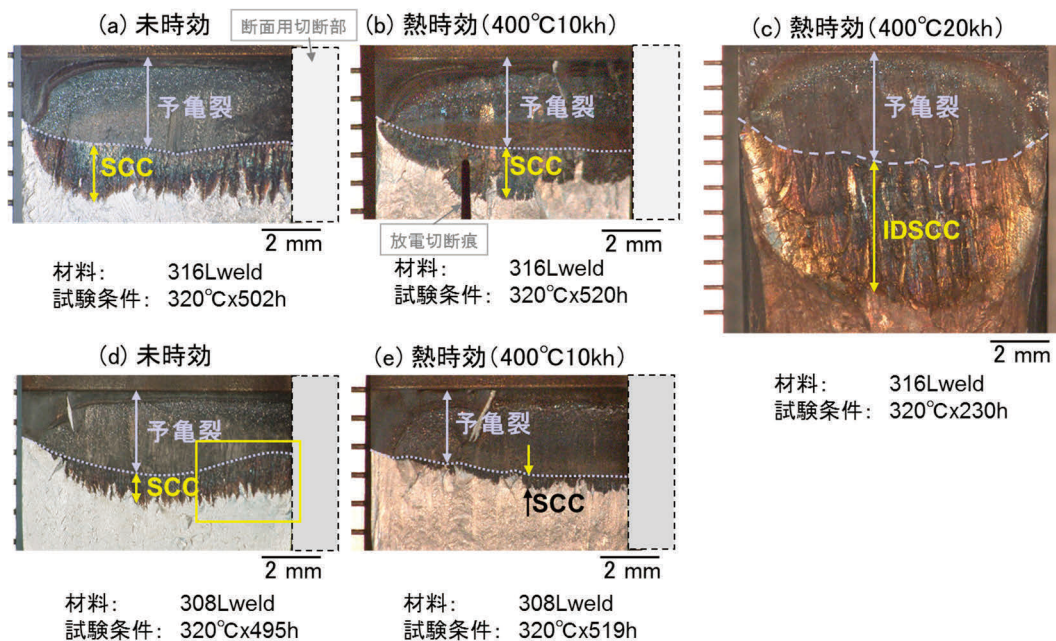


図 3 ステンレス鋼溶接金属の SCC 進展試験後の破面 その 1 (320°C試験による熱時効の影響比較)

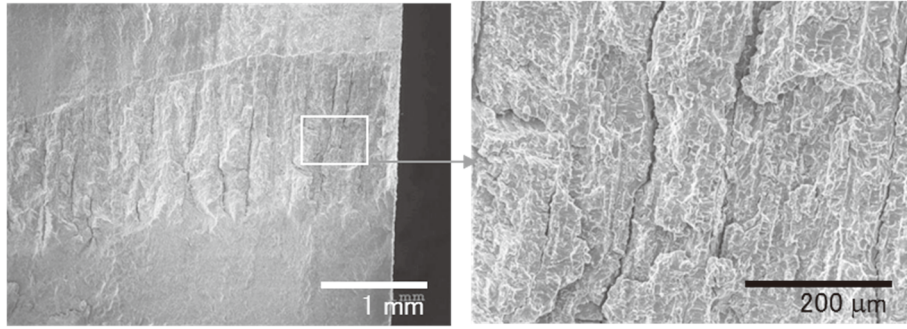


図4 SCC 進展破面の代表例
(左の写真は, 図 3(d)黄色枠に対応)

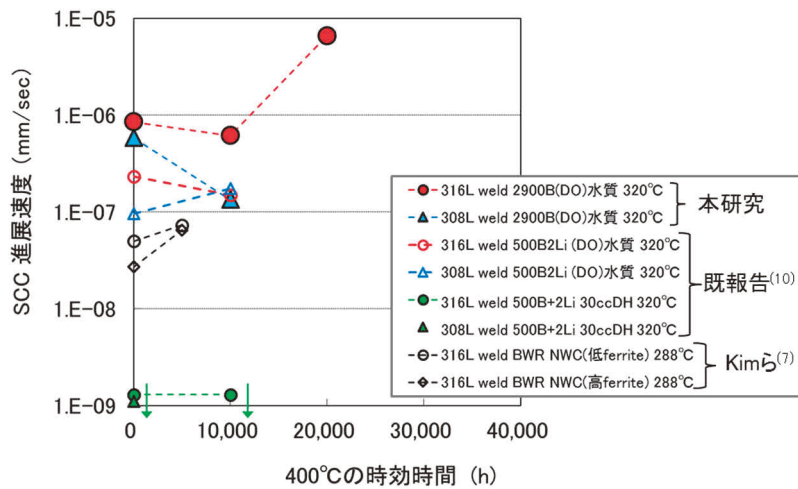


図5 SCC 進展速度の熱時効時間依存性

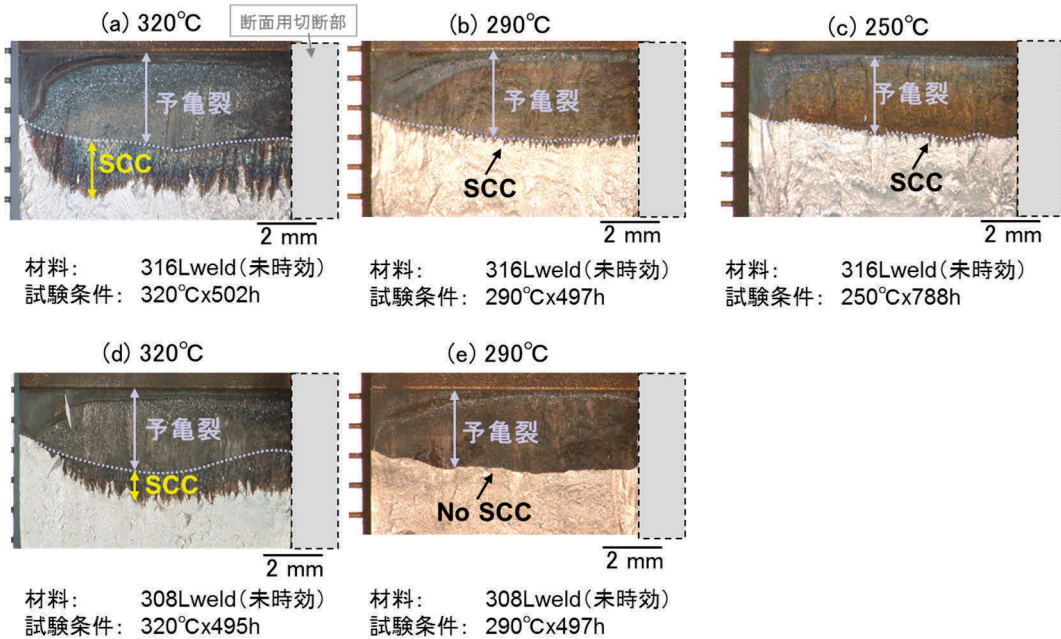


図6 ステンレス鋼溶接金属の SCC 進展試験後の破面 その2
(未時効材による試験温度の影響の比較)

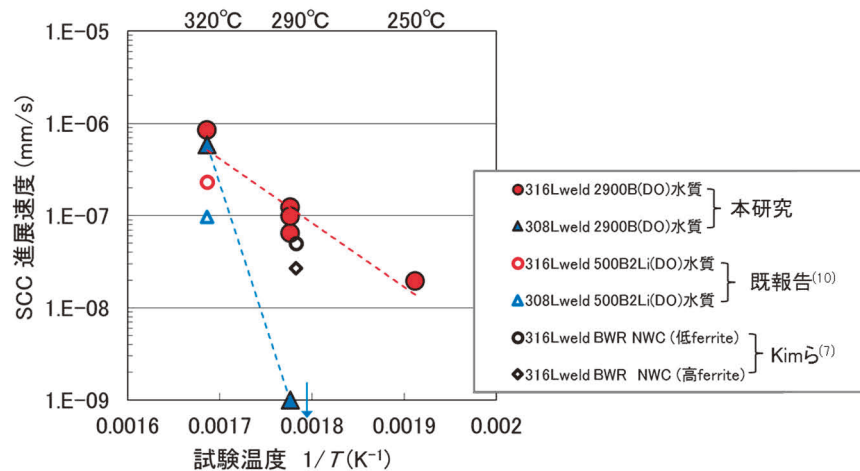


図7 SCC進展速度の試験温度依存性

4. 考察

4.1 SCC進展に及ぼす熱時効と温度の影響

図5に示したように、ステンレス鋼溶接金属のSCC進展速度は、400°C10khまでの熱時効材では、明確な促進はなかった。また、図7に示したように、ステンレス鋼溶接金属のSCC進展速度は、試験温度の低下に伴い減少し、アレニウス型の温度依存性を示した。ここでは亀裂進展経路の観点で、熱時効と温度の影響について考察する。

図8に316L溶接金属未時効材の250°CのSCC亀裂の断面観察結果を示した。主要な亀裂進展経路は、オーステナイト相の粒内割れとフェライト相/オーステナイト相の相境界であり、フェライト相の粒内を貫通する亀裂は、観察されなかった。この2900B(DO)水質中の未時効材における亀裂進展経路は、前報の320と290°Cでのステンレス鋼溶接金属の亀裂進展経路⁽¹⁵⁾、および標準(DO)水質中でステンレス鋼溶接金属およびステンレス鋳鋼での亀裂進展経路の報告例⁽¹⁰⁾と類似であった。したがって、この温度範囲の2900B(DO)水質中においても、フェライト相はSCC進展の阻害要因として働くものと考えられた。また、BWRのNWC水質中においても、阿部らはステンレス鋼溶接金属中のフェライト相がSCC進展に対して抑制的に働くと報告⁽³⁾しており、本報告の2900B(DO)水質および既報の標準(DO)水質⁽¹⁰⁾と類似の挙動を示しているものと考えられる。

図9に316L溶接金属熱時効(400°C10kh)材の320°CのSCC亀裂の断面観察結果を示した。熱時効(400°C10kh)材の場合も、主要な亀裂進展経路はオーステナイト相の粒内割れとフェライト相/オーステナイト相の相境界であった。フェライト相の粒内を貫通する亀裂は、主要進展経路

ではないものの、一部に散見された。標準(DO)水質中での熱時効材のSCC進展経路の観察結果では、400°C30khの長時間熱時効したステンレス鋳鋼で、明瞭なフェライト相の粒内割れと熱時効硬化を確認している⁽¹⁰⁾。ステンレス鋼溶接金属のフェライト相も熱時効硬化し、2900B(DO)水質中においても、熱時効硬化に伴い徐々にフェライト相がSCC亀裂を生じるようになるものと考えられる。ただし、熱時効(400°C10kh)材ではSCC進展速度が未時効材に比べて増加していないことから、この熱時効条件での硬化では、フェライト相の粒内割れはわずかに生じたもののSCC進展への寄与は大きくなかったものと思われる。なお、308L溶接金属の熱時効(400°C10kh)材のSCC進展速度は、むしろ未時効材に比べて遅かった。これは、SCC進展に対して阻害要因として働くフェライト相の含有量やCr濃度などの化学組成の違いなどが影響因子として考えられるが、今後更なる検討が望まれる。

図10に316L溶接金属熱時効(400°C20kh)材の320°CのSCC亀裂の断面観察結果を示した。この試験片は破断したため、2次割れ部分での断面観察結果である。SCC亀裂はデンドライト境界(フェライト相/オーステナイト相の相境界)を進展することが確認された。断面観察からは、フェライト相の粒内割れの直接観察はできていないものの、SCCが進展し破断にまで至っていること、SCC進展速度が未時効材に比べて増加していることから、この熱時効材の主要な亀裂進展経路は、オーステナイト相の粒内割れとフェライト相/オーステナイト相の相境界に加えて、フェライト相の粒内割れも生じ、これがSCC進展速度の増加に繋がったことが示唆される。

一連の観察結果から、ステンレス鋼溶接金属の未時効材および400°C10khまでの熱時効材においては、主要な亀裂

進展経路はオーステナイト相の粒内割れとフェライト相/オーステナイト相の相境界であり、またフェライト相がSCC進展に対して阻害要因として働く役割が大きくなることは変わらなかったため、SCC進展に及ぼす熱時効の影響も限定的であったと考えられる。一方で、長時間熱時効(400°C20kh)材においては、抑制的であったフェライト相が粒内割れを生じるようになったため、SCC進展速度が増加したものと考えられる。

次に、亀裂進展経路を試験温度毎に比較すると、主要な亀裂進展経路は温度に対して変化はなく、温度の低下に対して単調にSCC進展速度が減少する傾向であった。308L溶接金属(未時効)のSCC進展速度でも、低温ほど減少する傾向は316L溶接金属と類似であった。ただし、308L溶接金属(未時効)では、290°Cで全くSCCが観察されなくなり、SCC進展に及ぼす温度の影響には鋼種差がある可能性が示唆された。

鋭敏化ステンレス鋼のSCC挙動に及ぼす温度依存性は、アレニウス型ではなく250°C近傍にSCC感受性のピークを持つとの報告⁽¹⁶⁾があり、本報告のステンレス鋼溶接金属のSCC進展速度の温度依存性とは異なる。このことから、ステンレス鋼溶接金属のSCC機構は、鋭敏化ステンレス鋼のSCC機構とは異なることが示唆され、今後の更なるSCC機構研究が望まれる。

4.2 水質の影響

図7に示したように、320°Cの2900B(DO)水質条件のSCC進展速度は、320°Cの標準(DO)水質中の結果(図中、白抜き赤丸と青三角)に比べて増加する傾向であった。また、288°CのBWRのNWCの結果(図中、白抜き黒丸黒菱形)に比べても、SCC進展速度が増加する傾向が確認され、2900B(DO)水質条件により、SCC進展が増加する傾向が示唆された。

前報で報告したステンレス鋼溶接金属の表面皮膜観察結果を図11に再掲する⁽¹⁵⁾。図から、2900B(DO)水質の外層酸化皮膜は、標準(DO)水質よりも厚く(スピネルタイプの酸化物が大きく且つ多量に)観察され、水質の影響により材料全体の腐食が促進されたことが見受けられた。500 ppm B+2 ppm Liを添加した標準水質において、Bは軽水炉における燃料の反応度制御のために添加され、これにLiを添加することで中性に近いpHに制御している。一方、2900 ppm B水質はLiの添加がなく、標準水質に比べると、Bのみの添加ではpHは酸性側を示す⁽¹⁶⁾。したがって、2900B(DO)水質中の腐食量は、pHが酸性側になることにより、促進されたことが示唆される。以上の観察結果から、この腐食量の増加がSCC進展を促進したものと推定される。

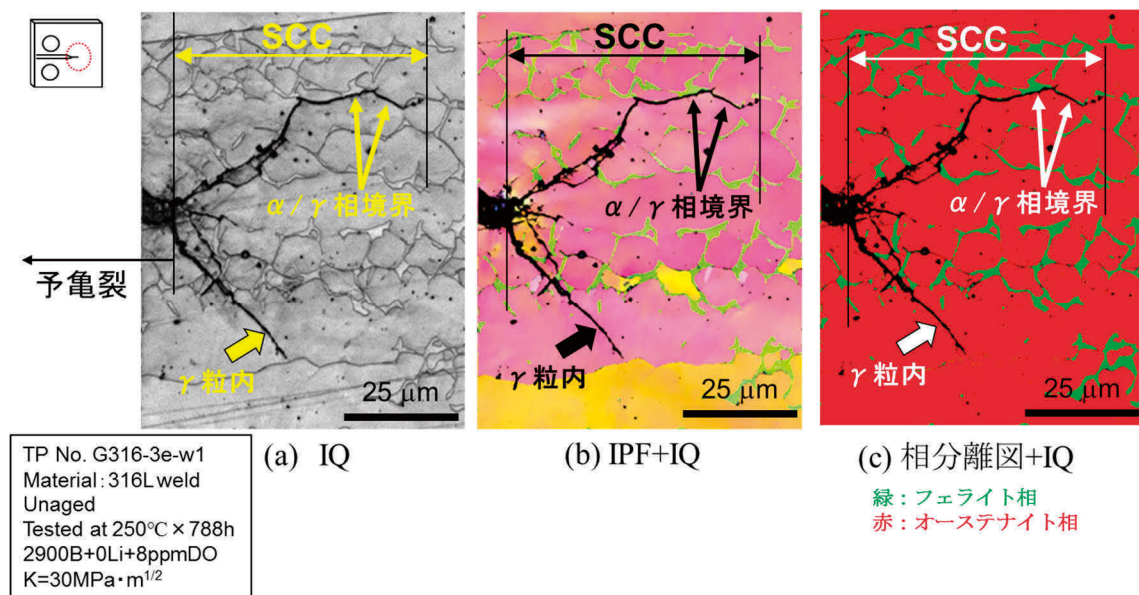


図8 ステンレス鋼溶接金属のSCC亀裂断面観察結果 その1
316L溶接金属未時効材、250°C試験
IQ: イメージクオリティ、IPF: 結晶方位図

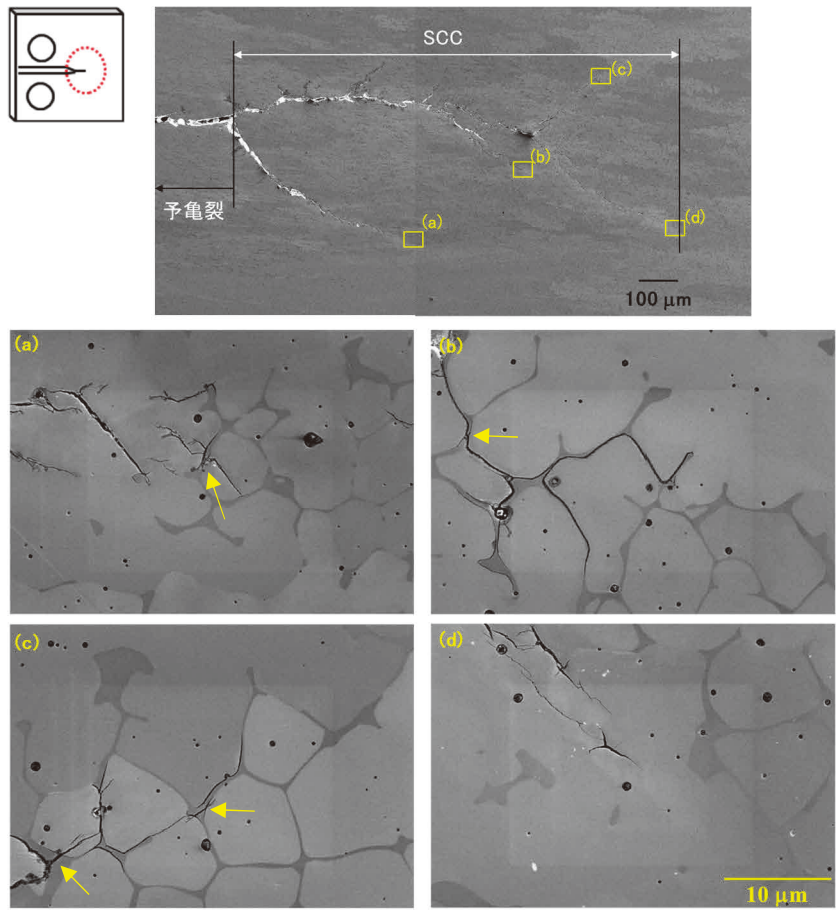


図9 ステンレス鋼溶接金属のSCC亀裂断面観察結果 その2
 材質：316L 溶接金属熱時効（400°C10kh）材，320°C試験
 （フェライト相粒内割れのみ黄色矢印で示した。）

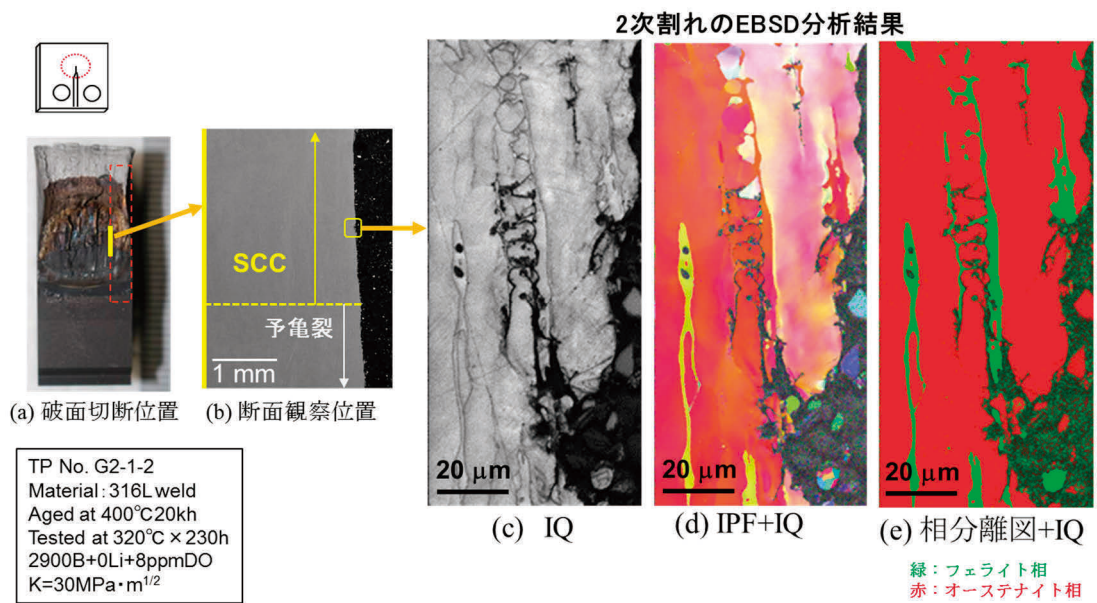


図10 ステンレス鋼溶接金属のSCC亀裂断面観察結果 その3
 316L 溶接金属熱時効（400°C20kh）材，320°C試験
 IQ：イメージクオリティ、IPF：結晶方位図

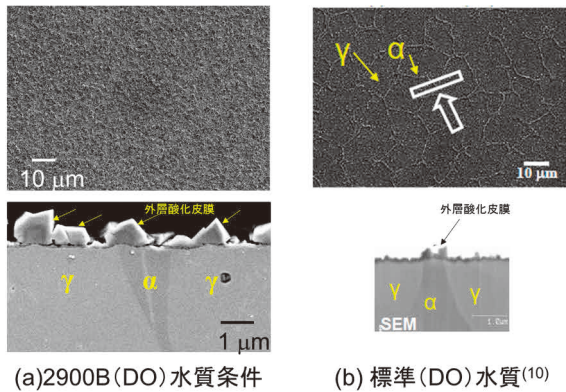


図 11 ステンレス鋼溶接金属の高温水中の腐食挙動⁽¹⁵⁾
 材料：316L 溶接金属未時効材、320°C試験
 (表面皮膜、表面観察 (上) と断面観察)

5. まとめ

ステンレス鋼溶接金属 (316L, 308L) の酸素を含む高温水中の SCC 進展挙動に及ぼす熱時効の影響を、400°C20kh までの熱時効材を用い、320°Cの 2900B(DO)水質条件で調べた。また、同水質条件で 250~320°Cの範囲の温度依存性を調べ、以下の知見を得た。

- (1) 316L/308L 溶接金属の 400°Cで 10kh までの熱時効は SCC 進展速度の増加にあまり影響しなかった。一方、316L 溶接金属の 400°Cで 20kh 熱時効材では未時効材に比べて SCC 進展速度が増加する傾向が確認され、2900B(DO)水質中で長時間熱時効が SCC 進展に影響する可能性が示唆された。
- (2) 未時効材から 400°C10kh 熱時効までは、熱時効により硬化したフェライト相も SCC 亀裂を十分には生ぜず、2900B(DO)水質中で SCC 進展の阻害因子として働くため SCC 進展速度の増加に寄与しないものと考えられた。一方、長時間熱時効後では、フェライト相がより硬化し、フェライト相においても SCC 亀裂が生じるようになるため、SCC 進展速度が増加したものと推定された。
- (3) 316L 溶接金属 (未時効) の SCC 進展速度は低温ほど減少し、250~320°Cの温度範囲でアレニウス型の温度依存性を示した。308L 溶接金属 (未時効) の SCC 進展速度も低温ほど減少し、アレニウス型の温度依存性と考えられるが、290°Cでは全く SCC が観察されず、温度の低下に伴う SCC 進展の低下量には、鋼種差がある可能性が示唆された。

- (4) 2900B(DO)水質中の 316L/308L 溶接金属未時効材の SCC 進展速度は、標準(DO)水質中および BWR の NWC 水質中に比べて増加する傾向であった。
- (5) 2900B(DO)水質中の腐食は、pH が酸性側になることにより促進され、材料全体の腐食量が増加した。この腐食量の増加が、SCC 進展速度の増加に影響した可能性が示唆された。

謝辞

本研究を遂行するにあたり、腐食試験等の実施にあたっては、(株)原子力安全システム研究所 材料グループ 村上公治氏、黒崎登氏、また種々のデータ採取・整理においては、同材料グループ岡本マキエ氏 (現神戸工業試験場)、港昭三氏 (現関西電力) の協力があった。この場を借りて謝意を表します。

引用文献

- (1) 経済産業省 原子力安全・保安院、「炉心シラウドおよび原子炉再循環系配管の健全性評価について—検討結果の整理—」, 経済産業省白書・報告書, (2004) .
- (2) R. Ishibashi, T. Kato, J. Kuniya, H. Fujimori, Y. Kitsunai T. Karasuma and M. Kodama, Proc. of the 52nd Japan Conf. on Materials and Environments, (2005), B-208
- (3) H. Abe, K. Shimizu and Y. Watanabe, Proc. of the 53rd Japan Conf. on Materials and Environments, (2006), D-204
- (4) K. Kumagai, S. Suzuki and K. Asano, Fontevraud 6, (2006).
- (5) J. R. Hixon, J. H. Kim, R. G. Ballinger, 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Whistler, British Columbia, August 19 - 23, (2007).
- (6) J. H. Kim, R. G. Ballinger, P. W. Stahle, Corrosion/2008, Paper No.08600.
- (7) J. H. Kim, R. G. Ballinger, CORROSION, Vol.64, No.8, (2008).
- (8) T. Lucas, R.G. Ballinger H. Hanninen and T. Saukkonen, 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, Colorado Springs, Colorado, August 7-11, 2011, p.883, TMS (2011).

- (9) Y. Maruno, J. Kaneda, R. Obata, M. Koshiishi, M. Ando and K. Nakata, Proceedings of JSCE Materials and Environments, (2009) A-201
- (10) T. Yamada, T. Terachi, T. Miyamoto and K. Arioka, Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf. 2010, Quebec, Canada, (2010).
- (11) W.J. Singley, and I.H. Welinsky, Proceedings of the Power Conference, XXI, p.748 (1959).
- (12) Ph. Berge, F. de Keroulas, J.M. Gras, D. Noel and M. da Cunha Belo,, 4th International Conference on Environment Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Jekyll Island, USA (1989).
- (13) G. O. Ilevbare, F. Cattant and N. K. Peat, Fontevraud 7, A115 T03, (2010).
- (14) Francois Cattant, HANDBOOK DESTRUCTIVE ASSAYS, EDF and MAI (2014).
- (15) 山田卓陽, 寺地巧, 岡本マキエ, 有岡孝司, “ステンレス鋼溶接金属/鋳鋼の酸素添加高温水中の SCC 進展挙動-水質と温度の影響”, INSS JOURNAL Vol.26, pp.136-143, (2019).
- (16) 有岡孝司, 山田卓陽, 寺地巧, 福村卓也, INSS MONOGRAPHS No.5 (2012).

PWR1 次系模擬水中における TT690 合金冷間加工材の SCC 発生 評価(第3報) -キャビティ生成処理後の亀裂発生挙動-

SCC initiation in cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water (3rd report)
-Crack initiation of cavity induced specimens prior to SCC initiation test-

大厩 徹 (Toru Oumaya)*¹ 寺地 巧 (Takumi Terachi)*² 山田 卓陽 (Takuyo Yamada)*¹
國谷 耕平 (Kohei Kokutani)*¹ 有岡 孝司 (Koji Ariokao)*¹

要約 TT690 合金では、粒界にキャビティが生成する現象が PWR1 次系環境水によって促進され、SCC 発生に至る可能性が指摘されている。本研究では、SCC 発生の前駆段階の促進を目的として、20%冷間加工を行なった TT690 合金について 450°Cの大気中で短時間定荷重を付与し粒界にキャビティを生じさせた(キャビティ生成処理)ブラントノッチ CT 試験片を用いて PWR1 次冷却材模擬水環境中で SCC 発生試験を行なった。220h のキャビティ生成処理後 360°Cで SCC 発生試験を行なった結果、2,269h でノッチ先端に微小亀裂が確認された。キャビティ生成処理を行っていない場合には 40,635h で微小亀裂が確認されており、キャビティ生成処理により SCC 発生の前駆段階が促進されたと評価された。その後 SCC 発生試験を継続した結果、ノッチ先端で確認された微小亀裂の開口幅は 18,037h まで単調増加の傾向が見られ、試験中に微小亀裂直下でキャビティ生成や腐食挙動の進展が継続している可能性が示唆された。また、200h のキャビティ生成処理後 320°Cで SCC 発生試験を行なった結果、15,661h でノッチ先端に微小亀裂までは至っていない開口が 2 箇所確認され、360°Cでの試験よりも長時間であったことから、アレニウス型の温度依存性により微小亀裂の発生が抑制されたことが示唆された。

キーワード TT690 合金, 冷間加工, SCC 発生, ブラントノッチ CT, キャビティ生成

Abstract Cavities formed on grain boundaries of Alloy 690TT may lead to SCC initiation when exposed to PWR primary water. To investigate the possibility whether SCC initiate due to cavity formation, a constant load was applied on 20% cold worked Alloy 690TT blunt notched CT specimens in 450°C air for short time to enhance the precursor of the initiation and then tested in simulated PWR primary water. 220h of cavity formation and subsequent 2,269h testing in 360°C simulated PWR primary water revealed tiny fissures on the notch tip indicating that the cavity formation before the test enhanced precursor of SCC initiation since it was earlier than the time (40,635h) of the test without the cavity formation. By observing the time dependence of the gap of these fissures, it was found that the gap monotonically increased until 18,037h indicating that cavity formation or corrosion process evolved under these fissures during the SCC initiation test. 200h of cavity formation and subsequent 15,661h testing in 320°C simulated PWR primary water revealed grain boundary openings at two points on the notch tip which has not evolved into fissures. It was much longer than the testing at 360°C indicating Arrhenius temperature dependence on the SCC initiation process.

Keywords Alloy 690TT, cold work, SCC initiation, blunt notched CT, cavity formation

1. 緒言

ニッケル基合金の一種である 600 系合金は加圧水型軽水炉 (pressurized water reactor, PWR) プラントの 1 次冷却材環境下で応力腐食割れ (stress corrosion cracking, SCC) 感受性を有することが知られており、国内外の実機プラントで多くの SCC 発生・進展事例が報告されている⁽¹⁾。そのため、PWR プラントの 600 系合金を使用している機器では、

耐 SCC 性に優れる 690 系合金を用いた部材への交換や補修が進められた。対策材として採用された 690 系合金については、現在までのところ、実機において SCC 発生の報告例はない。

一方、実験室では強い冷間加工 (cold work, CW) を付与することにより亀裂進展の感受性を示すことが報告^{(2)~(10)}されており、米国では 690 系合金を対象とした亀裂進展速度線図も策定されつつある⁽¹¹⁾。

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 元(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現 関西電力(株)

Terachi らは 20%CW 及び 30%CW の TT690 合金で 360°C の PWR1 次系模擬水環境中で試験した亀裂進展試験片の破面においてキャビティの痕跡や断面において粒界にキャビティが認められたことを報告している⁽¹²⁾。また、SCC 発生についても SCC 進展試験と同様に冷間加工などの促進因子を加味して検討が行われ、Zhai らが 31%CW の TT690 合金で 360°C の PWR1 次冷却材模擬水環境中において丸棒型の引張試験片に 0.2%耐力相当の荷重を付与して 9,220h 程度の定荷重試験を実施した際に、試験片表面に深さ 15 μm を超えるキャビティ生成を伴った微小な粒界割れが生じたことを報告している⁽¹³⁾。これらの知見から、特に SCC 感受性の低い TT690 合金の SCC 発生に際しては粒界キャビティの生成が影響因子となる可能性がある。

粒界キャビティ生成型の SCC 発生機構は、高温クリープで知られる粒界にキャビティが生成する現象が環境水の影響によって促進され、プラントの長期供用時に PWR1 次冷却材環境中で顕在化することを想定した機構である⁽¹⁴⁾。具体的には、粒界に集積する空孔が集合体を形成し、粒界にキャビティを生じることで粒界結合力を低下させたとした仮説である。冷間加工は材料中に空孔を導入するため、空孔の集積により生じる粒界キャビティ生成を促進する因子となり得る。Arioka らは冷間加工を加えたステンレス鋼中のニッケルの体拡散について 360~500°C で評価を行ない、冷間加工を付与することにより拡散が数桁速くなることを報告している⁽¹⁵⁾。

そこで本研究グループでは、これまで冷間加工を加えた TT690 合金についてブラントノッチ型 CT (blunt notched compact tension, BNCT) 試験片を用いて 320°C, 340°C, 360°C の PWR1 次冷却材模擬水環境中で長時間の SCC 発生試験を行ない、その結果を報告してきた。第 1 報では 20%CW 材でノッチ先端に 0.2%耐力相当の荷重を付与して 360°C, 40, 635h の SCC 発生試験を行ない、ノッチ先端に微細な亀裂状の開口の発生を確認し、SCC 発生には極めて長期間を要するとの見通しを報告した⁽¹⁶⁾。第 2 報では 30%CW 材について変形を許容した高応力条件(0.2%耐力の 1.04 倍の荷重を付与)下で 360°C, 5, 276h の SCC 発生試験を実施し、ノッチ先端に亀裂状の開口が生じ、その開口の断面観察により前駆挙動として粒界上にキャビティが生成している状況が観察されたことを報告した⁽¹⁷⁾。本報では、第 3 報として SCC 発生の前駆段階の促進を目的として、450°C の高温大気中で短時間定荷重を付与し粒界にキャビティを生じさせた(以下、キャビティ生成処理)試験片を用いて PWR1 次冷却材模擬水環境中で SCC 発生試験を行ない、TT690 合金における粒界キャビティ生成型の SCC 発生の可

能性を検討した。さらに、実機 TT690 合金使用部位において長期間供用後に SCC が発生する可能性について検討した。

2. 実験方法

2.1 供試材及び試験片

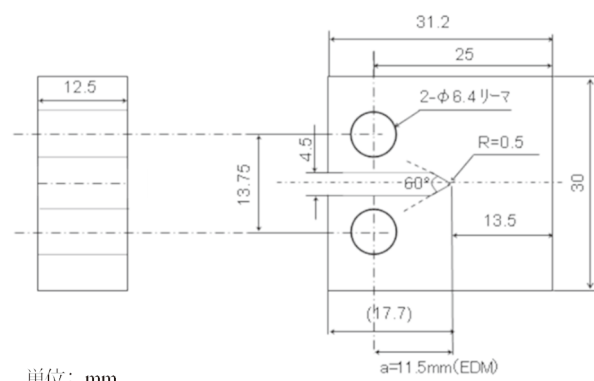
供試材には、表 1 に示す化学組成で、溶体化処理の後、700°C で 15h の TT 処理(thermal treatment, 特殊熱処理)を施した TT690 合金を用いた。表 2 に供試材の機械特性を示す。試験片は、外形寸法が 0.5T-CT 試験片と同一で予亀裂を導入せずノッチ先端が R=0.5 mm のブラント形状である。試験片形状を図 1 に示す。試験片は 20%冷間加工した供試材から T-L 方向で採取し、ノッチ先端はダイヤモンドペースト 1 μm 仕上げとした。

表1 供試材の化学組成 (wt. %)

C	Si	Mn	P	S	Cu	Ni	Cr	Fe
0.019	0.30	0.32	0.009	0.0006	0.04	59.25	30.18	9.42

表2 供試材の機械特性

冷間加工度 (%)	温度 (°C)	0.2%耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)
20	室温	716	790
	320	620	660
	360	546	613
	450	551	608



単位: mm

図1 BNCT試験片の形状

2.2 試験条件

キャビティ生成処理は 450°C 大気中で行なった。試験時間は、TT690 合金の高温クリープ試験において加速クリー

ブ到達後にノッチ先端を走査型電子顕微鏡 (Scanning Electron Microscope, SEM) で観察すると板厚全域に渡り粒界亀裂が認められた結果⁽¹⁸⁾を考慮して、加速クリープ域に到達する前に試験を終了できるように 575h, 220h 及び 200h とした。荷重は 9.2 kN とし、これはノッチ先端を亀裂先端と見なして応力拡大係数 (K 値) の概念を適用すると $K=40 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 相当の荷重である。キャビティ生成処理後に試験片端部を 3 mm 切断して断面を SEM で観察した。

その後、板厚 9 mm の BNCT 試験片を用いて、PWR1 次系模擬水環境中で SCC 発生試験を行なった。SCC 発生試験は、液循環型の腐食試験装置を用い、水質は標準的な PWR1 次系水質であるほう酸、水酸化リチウム水 (500 ppm B + 2 ppm Li + DH 30 cc-STP/kg・H₂O) とし、温度は 320°C 及び 360°C とした。荷重は、キャビティ生成処理時と同一の K 値 $40 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ となるよう板厚削減分を考慮して 6.7 kN とした。

SCC 発生試験は約 5,000h 毎に中断し、SEM で BNCT 試験片のノッチ先端を観察して微小亀裂の有無を調査した。キャビティ生成処理及び SCC 発生試験の試験条件を表 3 に示す。

3. 実験結果

3.1 キャビティ生成処理後のSEM観察結果

キャビティ生成処理中の変位の時間変化を図 2 に示す。3 つの試験片のいずれも加速クリープには到達しておらず定常クリープ域で試験を終了した。キャビティ生成処理後のノッチ先端の SEM 観察結果を図 3 に示す。575h 試験した試験片 A では、数箇所の粒界で微小亀裂が認められたが、220h 試験した試験片 B や 200h 試験した試験片 C では亀裂の前駆段階と見られる溝状の段差は認められたものの微小亀裂は認められなかった。3 mm 切断した断面の SEM 観察結果を図 4 に示す。試験片 A では、深さ 1.5 mm 程度からノッチ先端直下まで粒界亀裂が連続していたが、観察した断面では表面には達しておらず粒界へのキャビティの集積のみが確認された。一方、試験片 B, C では観察した

断面で微小亀裂は認められなかった。

Arioka らは、ノッチ先端から深さ 0.5mm 程度の位置でキャビティの面積率のピークが認められたと報告しており⁽¹⁹⁾、今回の観察結果もそれと整合していた。以上の結果から、キャビティ生成処理時間の長い試験片 A では最初にノッチ先端内部で亀裂が発生して表面に向かって進行し、一部では表面に到達して微小亀裂が開いたことが示唆された。一方、キャビティ生成処理時間の短い試験片 B, C ではノッチ先端表面で微小亀裂発生の前駆段階として粒界へキャビティの集積は生じたが、微小亀裂の開口にまでは至らなかったと考えられた。

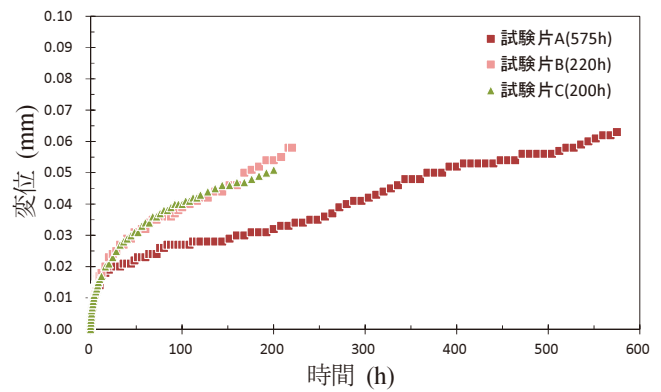


図 2 キャビティ生成処理時の変位の時間変化

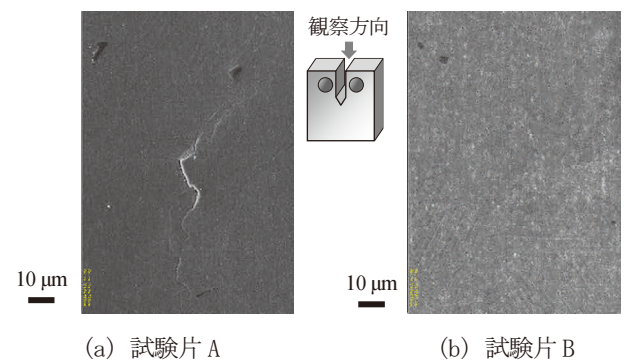
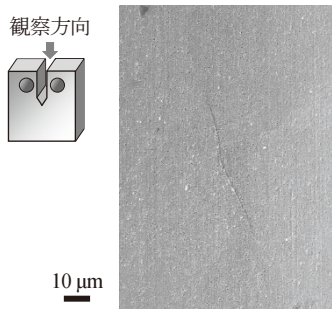


図 3 ノッチ先端の SEM 観察結果

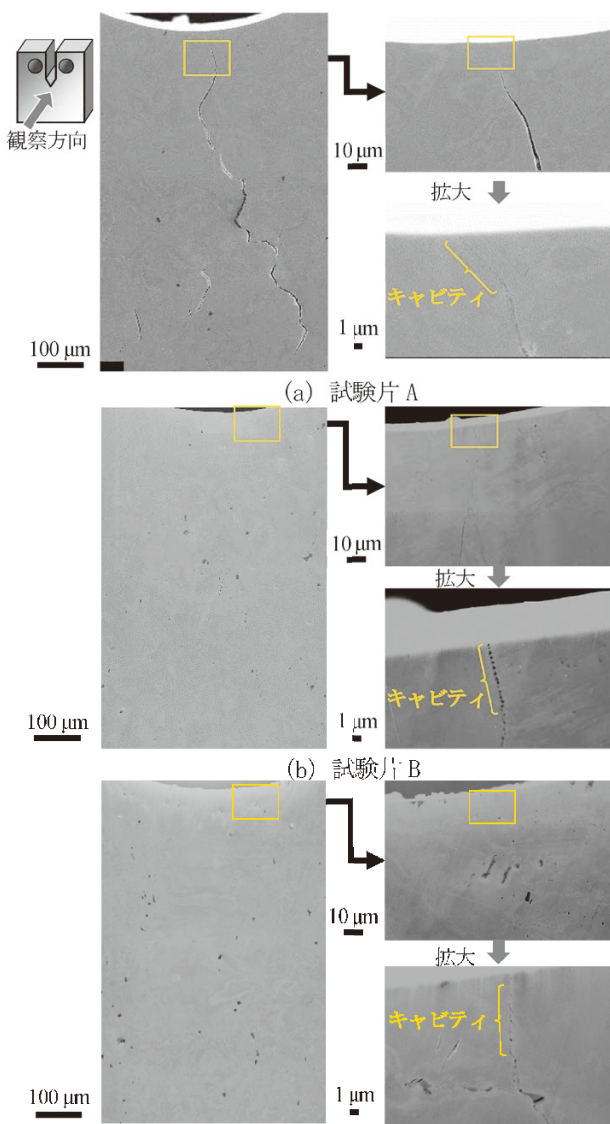
表 3 試験条件一覧

試験片 ID	大気中			PWR 1 次系模擬水環境中		
	試験温度 (°C)	荷重条件 (kN)	試験時間 (h)	試験温度 (°C)	荷重条件 (kN)	積算試験時間 (h)
A	450	9.2	575	360	6.7	10,859
B			220			18,037
C			200	320		15,661



(c) 試験片 C

図3 ノッチ先端のSEM観察結果



(c) 試験片 C

図4 試験片断面のSEM観察結果

3.2 SCC発生試験後のSEM観察結果

3.2.1 試験片A (450°C×575hキャビティ生成処理後, 360°C×10,859h試験)

575h のキャビティ生成処理後に 360°Cで SCC 発生試験を 10,859h 行ない、ノッチ先端をSEM観察した結果を図5に示す。図中にマーキングした87箇所では250倍のSEM像により微小亀裂が認められ、このうち水色でマーキングした7箇所はSCC発生試験前に確認されていた微小亀裂である。

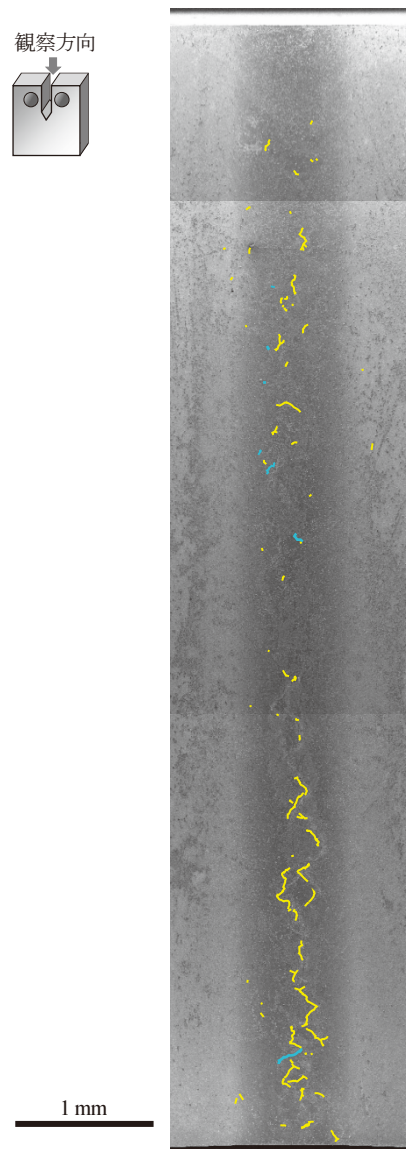


図5 試験片Aのノッチ先端全域の観察結果

これら微小亀裂のうち、代表2箇所の高倍率のSEM観察結果を図6に示す。微小亀裂の時間変化を示すため、SCC発生試験前及び途中で試験を中断してSEM観察を行なった際の同一視野のSEM像を併せて示した。

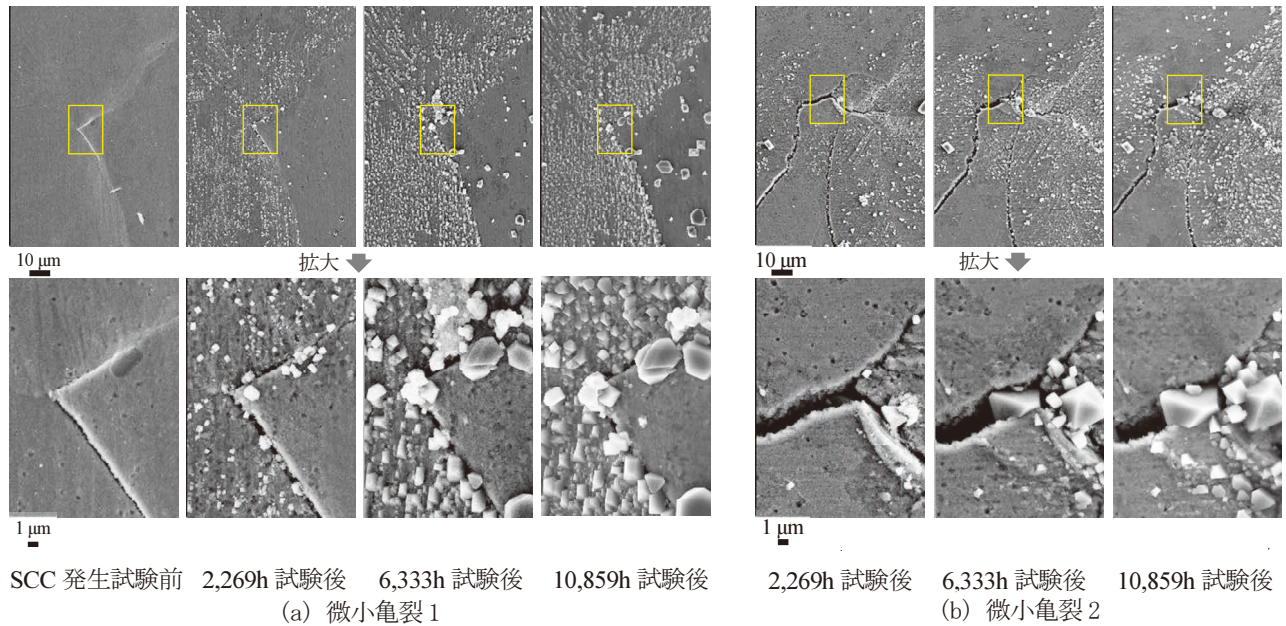


図6 試験片 A のノッチ先端の微小亀裂の経時変化

(a) では SCC 発生試験前に微小亀裂が確認され、以降周囲の腐食生成物が成長したが、開口幅はあまり拡大しなかった。(b) では SCC 発生試験前には微小亀裂は確認されておらず、2,269h で最初に確認され、10,859h まで試験時間の経過と共に開口上に腐食生成物が成長すると共に開口幅が拡大した。

3.2.2 試験片B (450°C×220hキャビティ生成処理後、360°C×18,037h試験)

220h のキャビティ生成処理後に 360°C で SCC 発生試験を 18,037h 行ない、ノッチ先端を SEM 観察した結果を図 7 に示す。図中にマーキングした 24 箇所 で 250 倍の SEM 像により微小亀裂が認められた。また、試験片 B では同様の観察を 10,859h 及び 15,886h 試験後に実施しており、それら観察結果の経時変化を図 8 に示す。10,859h では 18 箇所、15,886h では 12 箇所 で微小亀裂が認められた。10,859h から 15,886h にかけて微小亀裂の数が 6 箇所減少したが、これは酸化物の付着状況の変化により 250 倍の SEM 像では微小亀裂の同定が困難となったためと考えられた。そこで 15,886h では 10,859h から微小亀裂の分布に変化がないと仮定して、同図に 18,037h で新たに認められた微小亀裂を水色でマーキングすると、18,037h では新たに 12 箇所 で微小亀裂が発生したと評価された。なお、10,859h で認められた微小亀裂のうち 6 箇所は 18,037h でも同定されなかった。これはこれらの微小亀裂が大きく成長していないことを示唆する。

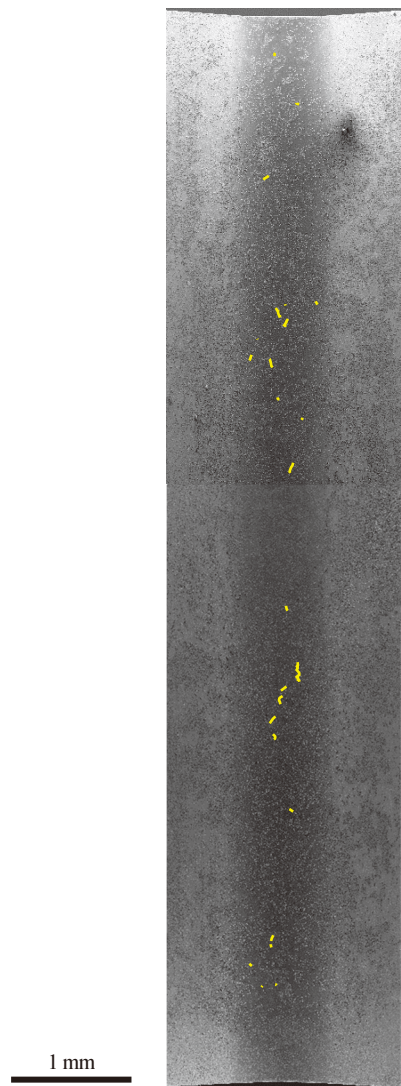
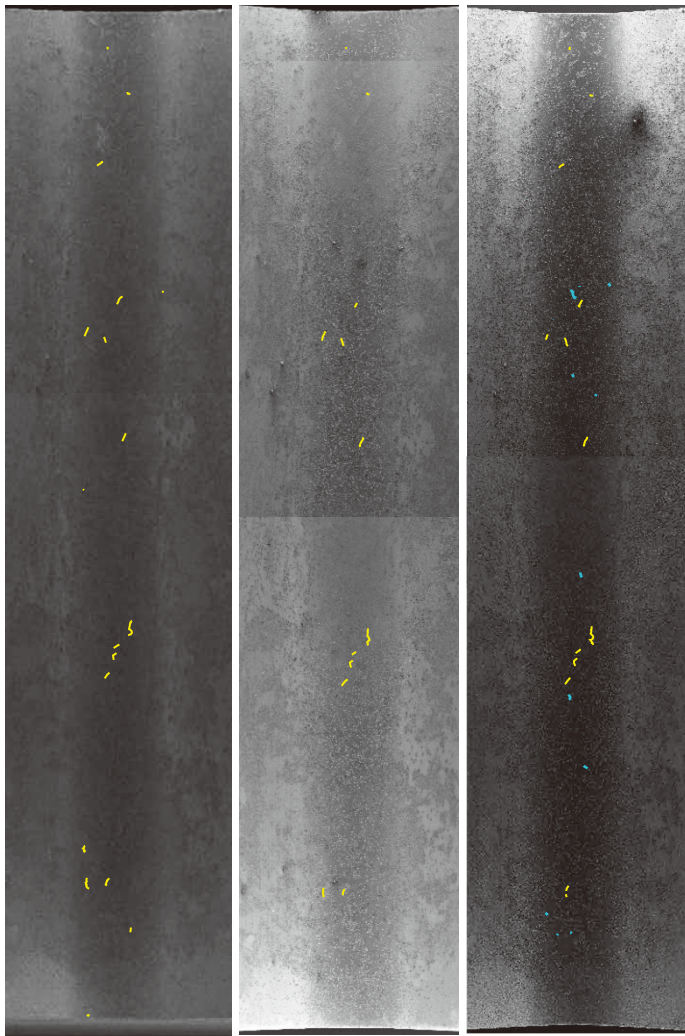


図7 試験片 B のノッチ先端全域の観察結果



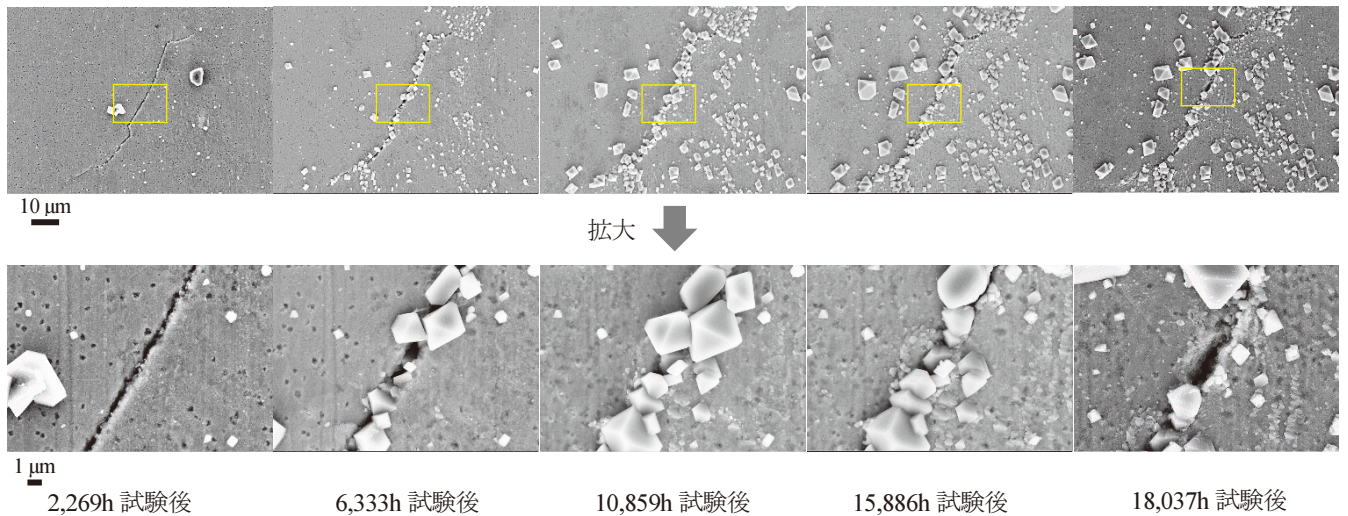
10,859h 試験後 15,886h 試験後 18,037h 試験後

図 8 試験片 B のノッチ先端全域の観察結果の経時変化

試験片 B で確認された微小亀裂のうち、2,269h または 6,333h 以降経時変化を確認している代表 2 箇所の高倍率の SEM 像を図 9 に示す。(a)では 2,269h で最初に微小亀裂が確認され、開口上に腐食生成物が成長したが 18,037h ではその一部が剥離して開口が露出した。また、試験時間の経過と共に開口幅も拡大した。(b)では 6,333h で最初に微小亀裂が確認され、以降周囲の腐食生成物が成長したが、開口幅はあまり拡大しなかった。

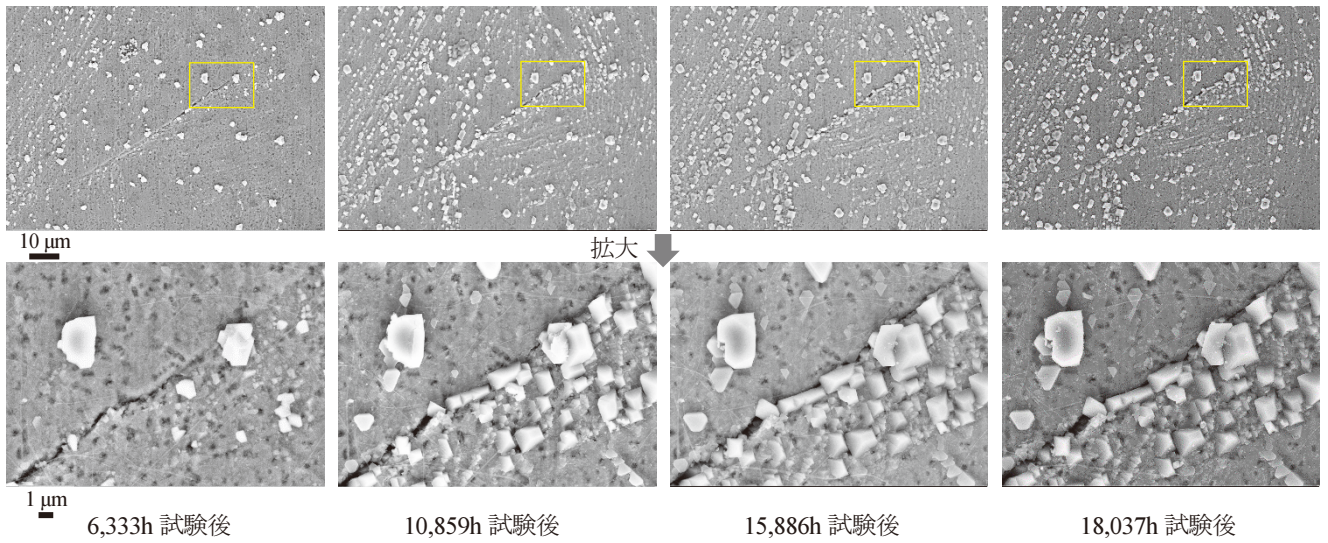
3.2.3 試験片 C (450°C×200hキャビティ生成処理後、320°C×15,661h試験)

200h のキャビティ生成処理後に 320°C で SCC 発生試験を 15,661h 行ない、ノッチ先端を SEM 観察した結果を図 10 に示す。ノッチ全域を 250 倍の SEM 像で観察した結果、明瞭な微小亀裂は確認されず 2 箇所のみで微小な開口が認められた。これらは 12,402h 試験後の 250 倍の SEM 像の観察では確認されておらず、15,661h 試験後に新規に確認された開口である。同図にこれら 2 箇所の開口の高倍率の SEM 像を示すが、いずれも微小亀裂にまでは至っておらず粒界のごく一部でのみ開口が認められた。



(a) 微小亀裂 1

図 9 試験片 B のノッチ先端の微小亀裂の経時変化



(b) 微小亀裂2

図9 試験片Bのノッチ先端の微小亀裂の経時変化

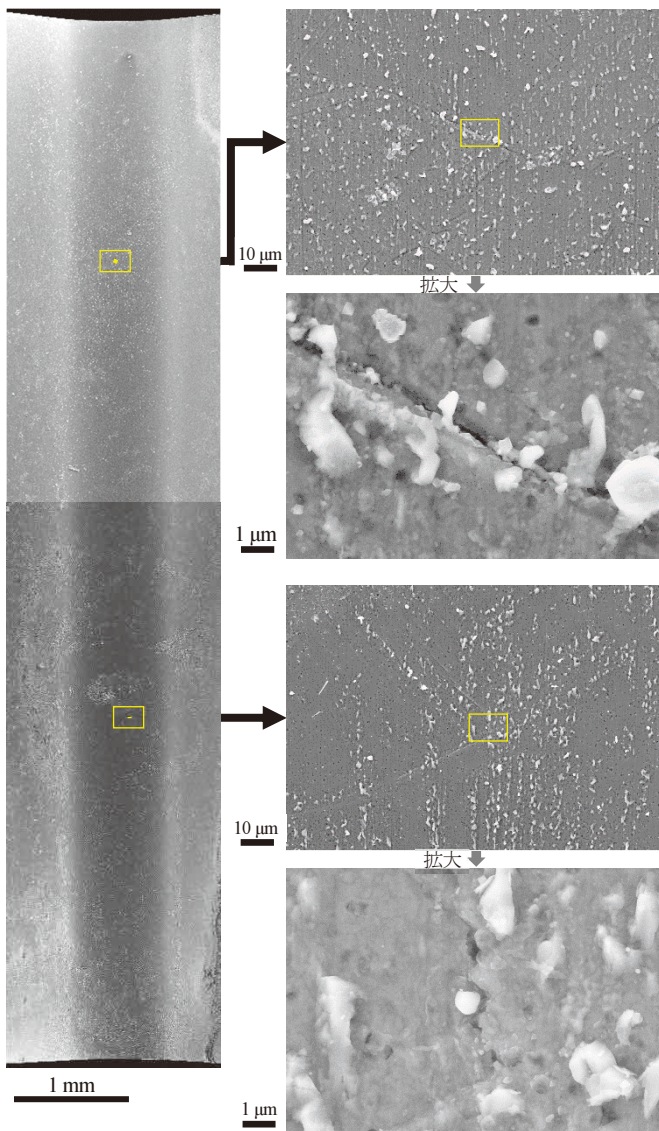


図10 試験片Cのノッチ先端全域の観察結果及び一部拡大観察結果

4. キャビティ生成処理の促進効果

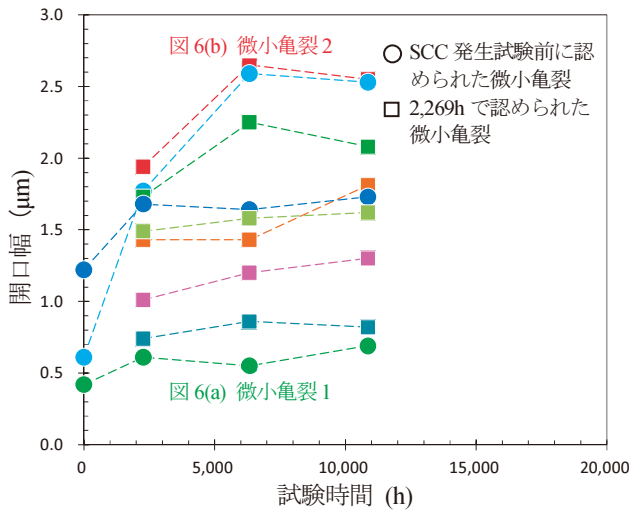
4.1 微小亀裂発生時間

20%冷間加工したTT690合金のBNCT試験片により360℃、 $K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 相当の定荷重でSCC発生試験を行ない40,635hでノッチ先端に亀裂状の開口が認められたことを前報で報告した⁽¹⁶⁾。キャビティ生成処理した試験片Bでは、SCC発生試験開始後2,269hで新たな微小亀裂が確認されており、荷重条件が $K=40 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 相当と $30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 相当で若干異なるが、キャビティ生成処理によりSCC発生の前駆段階が促進されたと評価される。ただし、そのような促進条件であってもノッチ先端全域に断続的に分布した微小亀裂が複数の粒界にまたがって板厚方向に連続するような兆候は認められておらず、SCC進展域に至るまでにはなお相当の長期間を要すると考えられる。試験片AではSCC発生試験前に既にノッチ先端の粒界に微小亀裂が認められていたことから発生時間に関して促進効果の評価はできなかった。

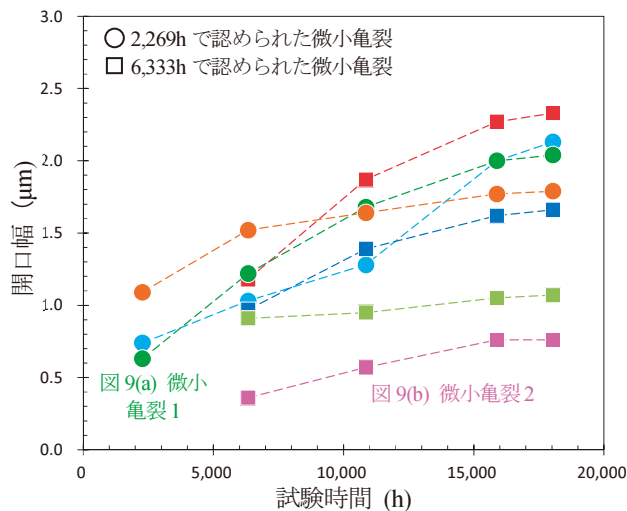
また、20%CWのTT690合金について負荷荷重の観点で促進条件となるよう変形を許容した $K=80 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 相当の荷重を付与して360℃でSCC発生試験を行なった結果、12,417hでノッチ先端に6箇所の微小亀裂が生じたことを前報で報告した⁽¹⁷⁾。6箇所の微小亀裂が発生した時間は不明であるが、試験片Bでは10,859hで18箇所の微小亀裂が認められたことを考慮すると、応力に比べてキャビティ生成処理による促進のほうが因子としてより促進効果が高いことが示唆される。

4.2 微小亀裂の開口幅

360°CでSCC発生試験を行なった試験片Aと試験片Bにおいて比較的形状が明瞭な微小亀裂について、試験開始以降の推移を確認するため、5,000倍のSEM像において微小亀裂両側のエッジの幅(開口幅)を画像データから読み取ってその推移を図11に示した。



(a) 試験片A



(b) 試験片B

図11 試験片A,Bの開口幅の経時変化

試験片Aでは、計9箇所の微小亀裂を評価し、開口幅は0.4~2.7 μmの範囲にあったが、いずれも6,333h以降開口幅の増加速度が減少する傾向であった。評価した微小亀裂のうち3箇所はSCC発生試験前に認められていたものであるが、開口幅の推移はSCC発生試験後に認められた6箇所と同様の傾向を示した。10,859hまでの開口幅の平均

の増加速度は、最大 4.6×10^{-11} mm/s、最小 2.6×10^{-12} mm/sで9箇所の平均が 1.3×10^{-11} mm/sであった。開口幅の増加をもたらした要因については特定できていないが、開口幅の増加は微小亀裂先端直下のキャビティ生成や腐食挙動の進展の兆候を表わすと考えられる。試験片Aのノッチ先端ではSCC発生試験前に粒界へのキャビティの集積といった亀裂発生の前駆段階はある程度進行しており、SCC発生試験以降6,333hでその変化が飽和した可能性がある。

試験片Bでは、計7箇所の微小亀裂を評価し、開口幅は0.3~2.4 μmと幅があるがいずれも単調増加の傾向であった。試験片Bでは、試験片Aと異なりSCC発生試験前には亀裂発生の前駆段階の変化が限定的で、SCC発生試験以降もその変化が飽和せず継続したものと考えられる。微小亀裂のうち3箇所は2,269hで認められ、残り4箇所は6,333hで認められたものであるが、開口幅の推移は両者とも同様の傾向であった。18,037hまでの開口幅の平均の増加速度は、最大 2.5×10^{-11} mm/s、最小 3.0×10^{-12} mm/sで7箇所の平均が 1.5×10^{-11} mm/sであり、試験片Aと同程度の値となった。また、4.1項で述べた $K=80 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 相当の荷重による試験結果では、12,417hまでの開口幅の平均の増加速度は4箇所の平均が 9.4×10^{-11} mm/sであり⁽¹⁷⁾、試験片Bよりも速度が大きい、K値が大きいことによる影響も寄与しているためPWR1次系模擬水中環境における微小亀裂先端直下のキャビティ生成や腐食挙動の進展に伴う促進効果の違いは特定できなかった。

以上より、試験片BではSCC発生試験以降も亀裂発生の前駆段階の挙動が継続していることが確認できたため、今後微小亀裂断面のキャビティの分布や粒界酸化の状況を分析することで、SCC発生段階における材料内部の変化を明らかにすることが可能と考えられる。

4.3 試験温度の影響

320°Cで試験した試験片Cでは15,661hでノッチ先端に2箇所の開口が認められたが、キャビティ生成処理に伴う促進効果については、キャビティ生成処理を行っていない試験で開口が認められた報告例がなく不明である。

また、キャビティ生成処理時間が200h程度でSCC発生試験の試験温度が異なる試験片Bと試験片Cの試験結果を比較すると、360°Cで試験した試験片Bでは2,269hで既にノッチ先端に3箇所以上明瞭な微小亀裂が認められたのに対して、320°Cで試験した試験片Cでは15,661hでノッチ先端に2箇所の開口が認められたのみである。このことは両者にアレニウス型の温度依存性が存在し、より低

温の 320°Cでは微小亀裂の発生が抑制されたことを示唆する。

以上より、試験片Cの試験を継続することで320°Cにおける亀裂発生の前駆段階の変化や SCC 発生段階における温度依存性を明らかにすることが可能と考えられる。

5. まとめ

SCC 発生の前駆段階の促進を目的として、20%CW の TT690 合金について 450°Cの高温大気中で短時間定荷重を付与してキャビティ生成処理を行なった BNCT 試験片を用いて PWR1 次冷却材模擬水環境中で SCC 発生試験を行なった。得られた結果は以下の通りである。

- ・ SCC 発生試験前に SEM で観察した結果、575h キャビティ生成処理を行なった試験片では、ノッチ先端に微小亀裂の開口が認められ、断面に深さ 1.5 mm 程度の割れが認められた。220h または 200h キャビティ生成処理を行なった試験片では、ノッチ先端直下に粒界へのキャビティ集積は認められたが、微小亀裂は認められなかった。
- ・ 220h キャビティ生成処理後に 360°Cで SCC 発生試験を行なった結果、2,269h でノッチ先端に微小亀裂が確認された。これはキャビティ生成処理を行っていない条件の 40,635h よりも短時間であったことから、キャビティ生成処理により SCC 発生の前駆段階が促進されたと評価された。
- ・ ノッチ先端で確認された微小亀裂の開口幅の推移を評価した結果、575h キャビティ生成処理を行なった試験片については 6,333h 以降開口幅の増加が飽和傾向となり、SCC 発生試験前に亀裂発生の前駆段階の変化がある程度進行した結果、以降の変化が限定的となった可能性が示唆された。一方、220h キャビティ生成処理を行なった試験片については 18,037h まで単調増加の傾向が見られ、SCC 発生試験開始以降も亀裂発生の前駆段階の変化が継続している可能性が示唆された。
- ・ 200h キャビティ生成処理後 320°Cで SCC 発生試験を行なった結果、15,661h でノッチ先端に 2 箇所の微小亀裂に至っていない粒界の開口が確認され、360°Cでの試験よりも長時間であったことから、アレニウス型の温度依存性により微小亀裂の発生が抑制されたことが示唆された。

謝辞

本研究を遂行するにあたり、各種実験準備や腐食試験等の実施にあたっては、(株)原子力安全システム研究所 材料グループ 村上公治氏、黒崎登氏の多大な協力があった。この場を借りて謝意を表する。

引用文献

- (1) 実用発電用原子炉の法令報告事象について、原子力安全委員会 原子力事故・故障分析評価専門部会, 事專第 10-6 号, 平成 22 年 12 月 17 日, (2010).
- (2) B. Alexandreanu, Y. Yang, Y. Chen and W.J. Shack, "The Stress Corrosion Cracking Behavior of Alloys 690 and 152 Weld in a PWR Environment," Proc. of 14th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Virginia Beach, VA, August 23-27, (2009).
- (3) M.B. Toloczko, S.M. Bruemmer, "Crack Growth Response of Alloy 690 in Simulated PWR Primary Water," Pacific Northwest National Lab (No. PNNL-SA-72539), Richland, WA, (2009).
- (4) S.M Bruemmer, M.J. Olszta and M.B. Toloczko. "Cold Rolling Effects on Grain Boundary Damage and Stress Corrosion Crack Growth in Alloy 690," Proc. Fontevraud 7, 236, (2010).
- (5) K. Arioka, T. Yamada, T. Miyamoto and T. Terachi, "Dependence of stress corrosion cracking of alloy 690 on temperature, cold work, and carbide precipitation—role of diffusion of vacancies at crack tips," Corrosion, 67(3), (2011).
- (6) D.R. Tice, S.L. Medway, N. Platts and J.W. Stairmand, "Crack Growth Testing on Cold Worked Alloy 690 in Primary Water Environment," Proc. of the 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, pp. 71-89, Colorado US, (2011).
- (7) M.B. Toloczko, M.J. Olszta and S.M. Bruemmer, "One Dimensional Cold Rolling Effects on Stress Corrosion Crack Growth in Alloy 690 Tubing and Plate Materials," Proc. of the 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors pp. 91-107, Colorado US, (2011).

- (8) P. L. Andresen, M.M. Morra, and K. Ahluwalia, "SCC of Alloy 690 and Its Weld Metals," Proc. of the 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, pp. 161-178, Colorado US, (2011).
- (9) T. Moss, D. Morton and Heather Mohr, "Evaluation of the Temperature Dependence of Alloy 690 and Alloy 690 Weld Metal SCC Growth in Hydrogenated Water," Proc. of the 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, Toronto Canada, (2015).
- (10) S.M. Bruemmer, M.J. Olszta, N.R. Overman, and M.B. Toloczko, "Cold Work Effects on Stress Corrosion Crack Growth in Alloy 690 Tubing and Plate Materials," Proc. of the 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, Toronto Canada, (2015).
- (11) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Code Case N-909, Aug.10 2020, (2020).
- (12) T. Terachi, M. Okamoto, T. Yamada and K. Arioka, "Morphology of cavities formed on grain boundary of cracked Alloy TT690," Proc. of the 19th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, pp. 274-285, Boston, MA, (2019).
- (13) Z. Zhai, M. Toloczko, K. Kruska & S. Bruemmer, "Precursor Evolution and Stress Corrosion Cracking Initiation of Cold-Worked Alloy 690 in Simulated Pressurized Water Reactor Primary Water," Corrosion, 73(10), 1224-1236, (2017).
- (14) K. Arioka, "Role of Cavity Formation on Long-Term Stress Corrosion Cracking Initiation: A Review," Corrosion, 76(2), pp. 142-175, (2020).
- (15) K. Arioka, Y. Iijima, T. Miyamoto, "Rapid Nickel Diffusion in Cold-Worked Type 316 Austenitic Steel at 360–500°C," International Journal of Materials Research, 108(10), pp.791-797, (2017).
- (16) 寺地巧, 山田卓陽, 岡本マキエ, 有岡孝司, "PWR1次系模擬水中における TT690 合金冷間加工材の SCC 発生評価," INSS JOURNAL, Vol.26, pp. 118-135, (2019).
- (17) 寺地巧, 山田卓陽, 岡本マキエ, 有岡孝司, "PWR1次系模擬水中における TT690 合金冷間加工材の SCC 発生評価(第2報) - 変形を許容した高応力条件下での亀裂発生挙動 -," INSS JOURNAL, Vol.27, pp. 159-174, (2020).
- (18) 大厩徹, 寺地巧, 山田卓陽, 國谷耕平, 有岡孝司, "TT690 合金冷間加工材の粒界キャビティ生成型による亀裂発生時間の評価," INSS JOURNAL, Vol.28, pp. 121-130, (2021).
- (19) K. Arioka, "2014 W.R. Whitney Award Lecture: Change in Bonding Strength at Grain Boundaries before Long-Term SCC Initiation," Corrosion, 71[4], pp. 403-419, (2015).

照射ステンレス鋼の粒界偏析のTEM-EDS分析における k因子の検討

An examination of k-factor in TEM-EDS analysis for grain boundary segregation
in neutron-irradiated stainless steels

三浦 照光 (Terumitsu Miura)*¹ 瀬戸 仁史 (Hitoshi Seto)*²
藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii)*¹ 福谷 耕司 (Koji Fukuya)*¹

要約 中性子照射によりステンレス鋼に生じる粒界偏析は照射誘起応力腐食割れ (IASCC) の原因の一つと考えられており、精度良い定量評価がIASCC挙動の理解のために求められる。粒界偏析の測定には透過型電子顕微鏡 (TEM) とエネルギー分散型X線分光分析装置 (EDS) が広く用いられ、各元素の濃度は特性X線の強度比と元素の濃度比が比例するとするCliff-Lorimer法により求められるのが一般的である。比例定数であるk因子の決定には複数の方法があるが、粒界偏析の測定値に及ぼす影響の程度については良く調べられていない。本研究では、照射量18.8 dpaのバッフルフォーマボルトの粒界について測定されたTEM-EDSデータに対して、3種類の方法で決定したk因子を用いて算出した濃度を比較し、その影響の程度を調べた。CrとMn、Moについてはk因子の決定法を変えても粒界組成と粒界偏析量の測定値は大きく変わらないが、NiとSiについてはその影響が比較的大きいことが分かった。k因子の決定法の違いによる粒界偏析量の変化は報告されているCrやNiの粒界偏析量のばらつきと比べて小さく、k因子の決定法の違いが粒界偏析の評価結果に及ぼす影響は小さいことが確認された。また、化学組成を用いてk因子を補正する方法が、簡便かつ正確に粒界偏析を定量評価できるk因子の決定法であることが分かった。

キーワード 中性子照射, ステンレス鋼, 照射誘起偏析, 粒界, Cliff-Lorimer法

Abstract Grain boundary (GB) segregation in stainless steels due to neutron irradiations is considered to be one of the factors causing irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC); therefore, accurate quantitative evaluations are required to understand the IASCC behavior. GB segregation is typically evaluated by using transmission electron microscope (TEM) and energy dispersive X-ray spectroscopy (EDS). To quantify the concentration of each element, the Cliff-Lorimer method is generally used, which assumes that the intensity ratio of the characteristic X-rays is proportional to the concentration ratio of the elements. There are some methods for determining the proportionality constant for each element, the "k-factor", however, there are only a few studies about the effect of the difference in k-factor determination methods on quantified values of GB segregations. In the present study, the extent of the effect was investigated by comparing the elemental concentrations quantified with k-factors determined by three methods with respect to TEM-EDS data obtained for a GB of a baffle former bolt that had irradiated to a dose of 18.8 dpa (displacements per atom). For Cr, Mn, and Mo, there was not much difference for the GB composition and the amount of GB segregation even if the k-factor determination methods were different, while for Ni and Si, the effect of the difference in k-factor determination methods was relatively large. The change in the amount of GB segregation due to the difference in the k-factor determination methods was smaller than the reported variation in the amount of GB segregation of Cr and Ni; therefore, the effect of the difference in the k-factor determination methods on the quantified values of GB segregation was confirmed to be small. It was also found that the method to correct each k-factor using the chemical composition of the material being analyzed is the most convenient and the most accurate for quantifying GB segregation among the three k-factor determination methods.

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 日本核燃料開発(株)

Keywords neutron irradiation, stainless steel, radiation-induced segregation, grain boundary, Cliff-Lorimer method

1. はじめに

中性子照射を受けたステンレス鋼では、照射誘起偏析によって結晶粒界でクロム (Cr) とモリブデン (Mo) が欠乏し、ニッケル (Ni) とシリコン (Si) が濃化することが知られている^{(1)~(3)}。特に粒界でのCr欠乏により、照射誘起偏析は軽水炉等の高温水中でステンレス鋼の粒界が優先酸化する原因と考えられており⁽⁴⁾、照射誘起応力腐食割れ (irradiation assisted stress corrosion cracking, IASCC) の発生要因の一つとされている。IASCC挙動の正確な理解には、粒界での照射誘起偏析 (以降、粒界偏析とする) の精度良い定量評価が必要となる。粒界偏析の定量評価には透過型電子顕微鏡 (transmission electron microscope, TEM) あるいは走査透過型電子顕微鏡 (scanning transmission electron microscope, STEM) とエネルギー分散型X線分光分析装置 (energy dispersive X-ray spectroscopy, EDS) を用いた粒界とその近傍の元素濃度の測定が古くから行われており、軽水炉で照射された照射量100 dpa (displacements per atom) までの材料についての評価結果がこれまでに報告されて

いる^{(1)~(3)}。また、近年では3次元アトムプローブ (atom probe tomography, APT) を用いた粒界偏析の定量評価も行われるようになっており、TEM-EDS分析とAPT分析のどちらの方法でも同等な値が得られることが確認されている⁽⁵⁾⁽⁶⁾。照射ステンレス鋼について報告されている粒界偏析量 (粒界とバルクの組成の差) と照射量の関係を図1に示す⁽¹⁾。なお、これらのデータはTEM-EDS分析により評価されたものである。粒界偏析量は照射量とともに増加する傾向にあり、およそ10 dpaまでは急激に増加し、それ以上の照射量では緩やかに増加する。CrやNi, Siについては、IASCCが問題となるバッフルフォーマボルト (baffle former bolt, BFB) で70年間の運転に相当する照射量である70 dpaの中性子照射を受けても、偏析が飽和せずに継続している様子がある⁽¹⁾⁽²⁾。しかし、CrやSi, Moの粒界偏析量には同じ照射量と材料であっても $\pm 1\%$ 程度のばらつきが認められ、Niについては $\pm 3\%$ 程度のばらつきが認められる。このばらつきの範囲は別の報告者あるいは材料による評価結果も含めるとさらに大きくなり、照射量に対する変化が小さくなる高照射量側での粒界偏析の傾向を正確に推定することを

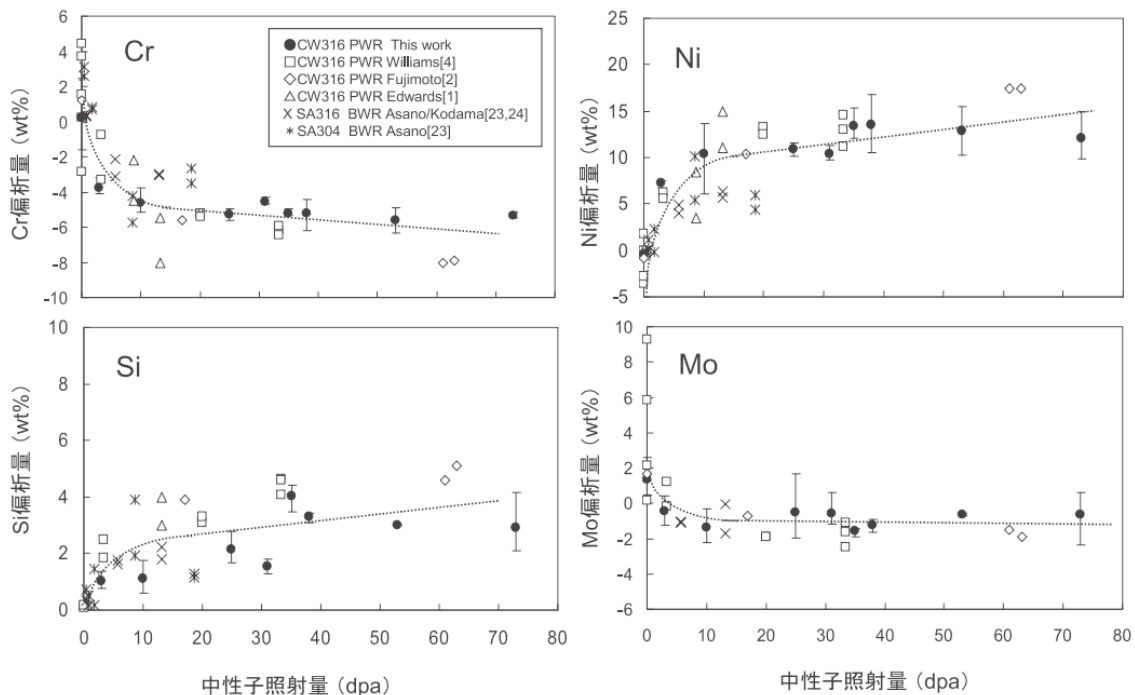


図1 軽水炉照射したステンレス鋼の粒界偏析量⁽¹⁾

難しくさせる。

TEM-EDS分析では分析試料の厚さが数10 nmから数100 nmと薄いことから、次節で述べるCliff-Lorimer法（薄膜近似法）と呼ばれる方法で元素濃度が定量評価されることが一般的である。この方法では、分析試料が薄いことにより特性X線の吸収や蛍光励起の効果を近似的に無視し、特性X線の強度比から比例定数（k因子）を用いて元素濃度が定量評価される。比較的良い精度で定量評価できる方法であるが、k因子の決定については複数の方法があり、研究者により必ずしも統一されていない。k因子決定の任意性が粒界偏析量の報告値に認められるばらつきの一因になっている可能性があるものの、照射ステンレス鋼の粒界偏析についてk因子の決定法の違いが評価結果に及ぼす影響の程度を系統的に調べた例はほとんどない。そこで本研究では、照射量18.8 dpaのBFB材の粒界について測定されたTEM-EDSスペクトルデータに対して、複数の方法で決定したk因子を用いて算出した粒界組成と粒界偏析量を比較し、k因子の決定法の違いが照射ステンレス鋼の粒界偏析の定量評価結果に及ぼす影響の程度を調べた。なお、本研究は、フランス電力（Électricité de France）のMaterial Aging Instituteとの共同研究の一環として行ったものである。

2. TEM-EDSによる元素濃度の定量分析

2.1 定量分析の原理とk因子

電子線を物質に入射すると散乱や励起等の相互作用を経て、二次電子や反跳電子、特性X線等が発生する。このうち、特性X線はそのエネルギーが元素固有の値を示すことから、元素分析に利用することができる。特性X線のスペクトル（X線のエネルギーとその計数）を半導体検出器により測定し、対象物質を構成する元素の特定やその濃度の定量評価を行う方法がEDS分析法である。EDS装置は、一般に走査型電子顕微鏡（scanning electron microscope, SEM）やTEM, STEMと組み合わせて使用される。TEMでは厚さが100 nm以下の薄膜試料を用いることが多く、かつ電子線のプローブ径が1 nm程度と非常に小さいことから、入射電子と相互作用する試料体積がバルク試料を用いるSEMに比べて小さくなり、EDS分析の分解能をnmオーダーにまで小さくすることができる⁽⁷⁾。このため、粒界とその周囲数nmの範囲で生じる偏析による組成変化の評価にはTEM-EDS分析法が用いられる。

ステンレス鋼のTEM-EDSスペクトルの例を図2に示す。図中にはステンレス鋼の構成元素から発生する主要な特性X線の位置（エネルギー）も合わ

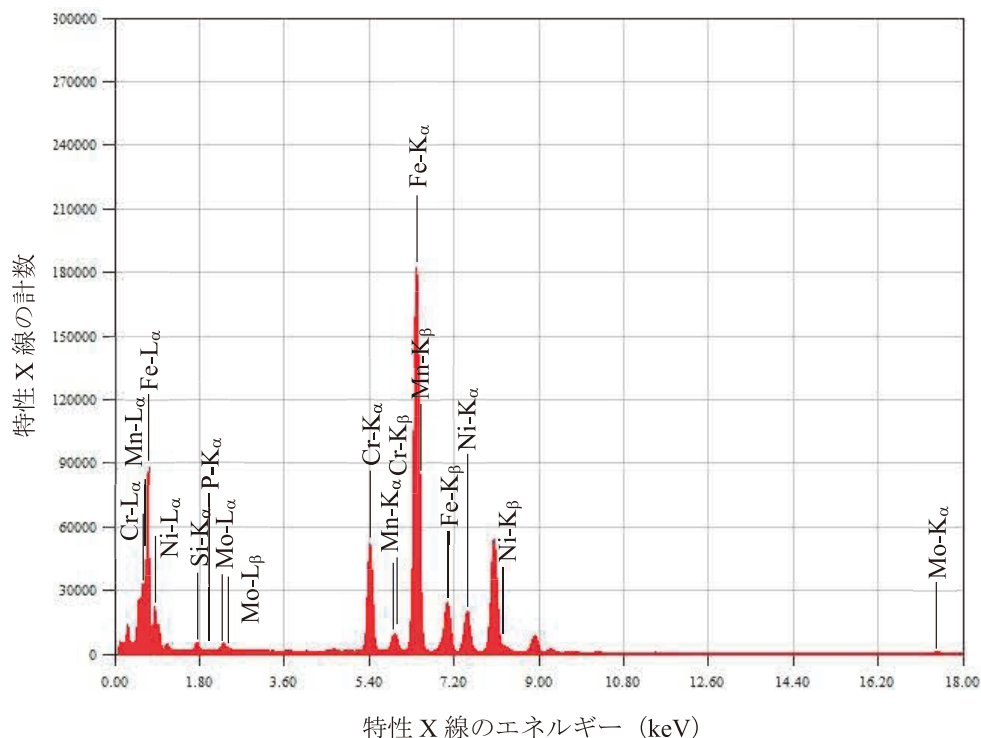


図2 SUS316ステンレス鋼のEDSスペクトルの例

せて示した。複数のピークが生じており、鉄 (Fe) やCr, Ni等からの特性X線と対応している。単一の元素からエネルギーが異なる複数の特性X線が発生しており、それぞれ K_{α} 線や K_{β} 線、 L_{α} 線等に区別されている。特性X線は、電子線等からエネルギーを受けることで原子の内殻電子が放出あるいは高いエネルギー準位の電子軌道へ遷移することにより生じた電子軌道の空席に、よりエネルギーの高い電子軌道から電子が遷移してくる過程で放出されるX線である。特性X線のエネルギーは電子軌道間のエネルギー準位の差に相当し、遷移先と遷移元の電子軌道の組み合わせにより特性X線の種類 (K_{α} 線等) が定義されている。濃度の高い元素ほど特性X線の計数も大きくなるので、主要構成元素であるFeやCr, Niについては対応する特性X線のピークが明確に認められるが、微量元素のSiやマンガン (Mn), Moについてはピークの高さが低く、ほとんど含まれないリン (P) についてはバックグラウンドに近い計数になっている。

EDS分析による元素濃度の定量評価は、原理的には各元素の濃度比が対応する特性X線の強度比と等しくなるとの考えに基づいて行われる。ただし、実際には後述する要因により各元素の濃度比と特性X線の強度比は等しくならず、正確な定量評価には補正が必要になる。なお、特性X線のエネルギーは検出器の分解能に依存して一定の幅をもって検出されるため、濃度の定量評価には特性X線のピーク位置から一定のエネルギー幅の領域について積算された計数が強度として用いられる。バルク試料を対象とするSEM-EDS分析では、対象物質や入射エネルギーにもよるが、試料に入射した電子は入射面直下の数100 nm～数 μ m程度の範囲と相互作用するため、その範囲から発生する特性X線を分析することとなる。この際に、

- 入射電子が対象物質の特性X線を発生させる効率が物質の原子番号により異なることを考慮した原子番号補正 (Atomic number (Z) correction)
- 試料内部で発生した特性X線が検出器に届くまでに試料中の元素によって吸収され、X線の強度が低下してしまう影響を考慮した吸収補正 (Absorption correction)
- 試料中の別の元素から発生したエネルギーの高い特性X線によって二次的に対象元素の特性X

線が発生し、強度が増す影響を考慮した蛍光励起補正 (Fluorescent correction)

を行う必要がある。これらの補正を総称してZAF補正と呼び、SEM-EDS分析においては一般的に用いられる補正法である。

一方、薄膜試料を対象とするTEM-EDS分析では、特性X線の強度に対する吸収効果と蛍光励起効果が小さくなり、近似的に無視できるとされる⁽⁷⁾。CliffとLorimer⁽⁸⁾が報告した次式で示す関係式に基づいて対象物質の元素濃度を評価する方法、Cliff-Lorimer法 (薄膜近似法) がTEM-EDS分析では広く利用されている。

$$\frac{C_A}{C_B} = \frac{M_A Q_B \omega_B a_B \epsilon_B}{M_B Q_A \omega_A a_A \epsilon_A} \cdot \frac{I_A}{I_B} = k_{AB} \cdot \frac{I_A}{I_B}, \quad (1)$$

ここで、 C と I は添え字で示した対象元素 (A, B, ...) の濃度 (wt%) とバックグラウンド強度を差し引いた特性X線 (K_{α} 線) の強度であり、 M は原子量、 Q はイオン化断面積である。 ω は蛍光収率であり、イオン化した原子が特性X線 (K線) を発生する確率である。 a は全K線に対する K_{α} 線の強度比であり、 ϵ はK線に対する検出器効率である。なお、 $C_A + C_B + \dots = 100$ である。また、対象がLまたはM線の場合は、K線の箇所がLまたはM線になる。 k_{AB} は元素Bの特性X線に対する元素Aの特性X線のk因子であり、X線の発生と検出の相対効率を考慮した定数である。

実際の定量評価においては、図2に示したスペクトルにおけるCr- K_{β} 線とMn- K_{α} 線のように、エネルギーの近いX線同士は分離されずに一つのピークを形成しているため、 K_{α} 線の強度を正確に求めるには重なっている特性X線のピークを分離して評価する必要がある。この処理にはdeconvolutionやcurve fittingと呼ばれるスペクトル解析手法⁽⁹⁾が用いられるが、その詳細については本稿では割愛する。

2.2 k因子の決定法

k因子は計算や実測により決定することができ、その決定法は下記の3つに大きく分けられる。

- 計算により求めるスタンダードレス法
- 標準試料で実測するスタンダード法

- 分析対象の化学組成で補正する等の上記以外の方法

スタンダードレス法は、イオン化断面積等の報告値を用いて計算によりk因子を求める方法である。EDSソフトウェアにはメーカーにより設定されたk因子がデフォルトとして用意されており、デフォルトのk因子を用いる方法もスタンダードレス法に含まれる。

スタンダード法は、組成が既知の標準試料を用いてk因子を実測する方法である。k因子を正確に求めるためには、近似的に無視できるとは言え、試料の吸収効果や蛍光励起効果を考慮して分析対象とする材料と可能な限り近い組成の材料を標準試料としてEDSスペクトルを取得し、k因子を決定することが望ましい。

スタンダードレス法とスタンダード法の特徴等は、堀田ら⁽¹⁰⁾の報告によくまとめられている。k因子の計算値と測定値は、重元素のK線については比較的一致するものの、特性X線のエネルギーが比較的低い軽元素や重元素でもL、M線については一致しない傾向にあり、検出器の検出感度が低エネルギー側で敏感に変化するためとされている。また、検出器と試料との位置関係のずれや検出器の冷却能の劣化、検出器ウィンドウのコンタミネーション等によって検出器感度が経時変化し、同型の分析装置であっても装置ごとにk因子が異なる場合や、同じ検出器でも日によってk因子が変化する場合がある。最近のEDS装置では昔に比べて真空度が改善し、コンタミネーションも起り難くなっており、冷却能も安定しているが、これらの要因による検出器感度の変化を完全に無くすことは難しい。TEM-EDS分析で正確に元素濃度を定量評価するためには、分析に用いる装置を用いて、一連の分析ごとに標準試料からEDSスペクトルを取得し、k因子を測定することが望ましいとされる⁽⁷⁾⁽¹⁰⁾。

分析対象の化学組成でk因子を補正する方法は、計算や実測以外でk因子を決定する方法の一つである。この方法は、次式で示すように、デフォルトのk因子を用いて評価した粒内における元素濃度をミルシート値等の化学分析により評価された分析対象の化学組成と同等値となるように補正するものであり、結果的にk因子を補正していることと同義になる。

$$\frac{C_A^*}{C_B^*} = k_{AB} \cdot \frac{I_A}{I_B} \cdot \left(\frac{N_A}{N_B} \frac{\bar{C}_A}{\bar{C}_B} \right) = k_{AB}^* \cdot \frac{I_A}{I_B}, \quad (2)$$

ここで、 C^* は添え字で示した対象元素(A, B, …)の補正後の濃度(wt%)であり、 N は化学組成(wt%)、 \bar{C} はデフォルトのk因子を用いて評価した粒内の平均濃度(wt%)である。なお、 $C_A^* + C_B^* + \dots = 100$ である。また、 k_{AB}^* は見かけ上補正されたk因子である。スタンダード法では分析対象によって標準試料の入手が難しい場合があり、また、正確なk因子の測定には標準試料と分析対象とで試料厚さやビーム電流量等の測定条件がなるべく同等となるように注意する必要があるが、この補正法では標準試料を別途準備する必要がなく、標準試料と分析対象との組成や試料厚さ等の測定条件の違いによる影響も考慮する必要がなく、かつ必要であればスタンダードレス法による評価結果に戻すことができる利便性の高い方法である。当研究所(INSS)では、照射ステンレス鋼の粒界偏析の定量評価には化学組成で補正したk因子を用いている。なお、粒内の平均濃度の算出に用いる測定データについては、粒内の平均的な組成を適切に代表していることに注意する必要がある。析出物等による局所的な組成変化が認められるデータは選定から除外する必要がある。

本研究では、k因子の決定法の違いが照射ステンレス鋼の粒界偏析の定量評価結果に及ぼす影響の程度を、前述の3つの決定法に対応するk因子として、下記の3種類のk因子について調べた。

- デフォルトのk因子
- 標準試料で測定したk因子
- 化学組成で補正したk因子

3. 方法

3.1 BFB材のEDSスペクトルの測定

k因子の決定法の違いが粒界偏析の定量評価結果に及ぼす影響の程度を検討するため、加圧水型軽水炉(pressurized water reactor, PWR)で使用されたBFB材の粒界についてTEM-EDS測定により取得されたスペクトルデータを検討に用いた。ここではデータの測定方法と測定したデータについて述べる。なお、BFB材は原子力安全基盤機構の「照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術」事業⁽¹¹⁾で

使用されたCリング試験片の残材である。BFB材の化学組成を表1に示す。結晶粒径は74 μmであり、冷間加工度は20%である。302°Cで 3.8×10^{-8} dpa/sの照射速度にて、18.8 dpaまで中性子照射を受けている。BFB材の機械的性質やマイクロ組織および粒界組成等はTakakuraら⁽¹¹⁾により報告されている。

日本核燃料開発のホットラボにてBFB材の一部を切断し、研磨により薄板とした後にφ3 mmディスク形状に打ち抜き、ツイングレット電解研磨によりTEM-EDS測定用の薄膜試料を作製した。分析対象としたランダム粒界を図3に示す。なお、粒界面が電子ビームと平行になるように（紙面に対して粒界が垂直に立つように）、薄膜試料の角度を調整した。TEM（日本電子製JEM-F200）とEDS（日本電子製JED-2300T）を用いて、粒界上で3点と粒界に垂直な方向に±1, 2, 3, 4, 5, 10, 20, 50 nm離れた位置において1点ずつ点分析により元素濃度を測定した。なお、加速電圧は200 kVとし、分析対象元素はFe, Cr, Ni, Si, P, Mn, Moの7元素とした。測定視野の試料厚さは100 nm以下である。

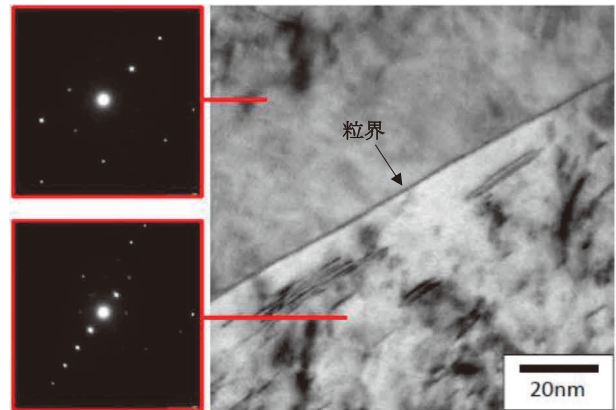


図3 BFB材の粒界のTEM像と隣接粒の回折図形

取得したTEM-EDSスペクトルに対して、デフォルトのk因子を用いて評価した粒界近傍の元素濃度の分布を図4(a)に示す。粒界でのCrとMoの欠乏およびNiとSiの濃縮が明確に確認される。

表1 供試材の化学組成 (wt%)⁽¹¹⁾

C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Fe
0.05	0.55	1.55	0.021	0.025	12.45	17.71	2.26	balance

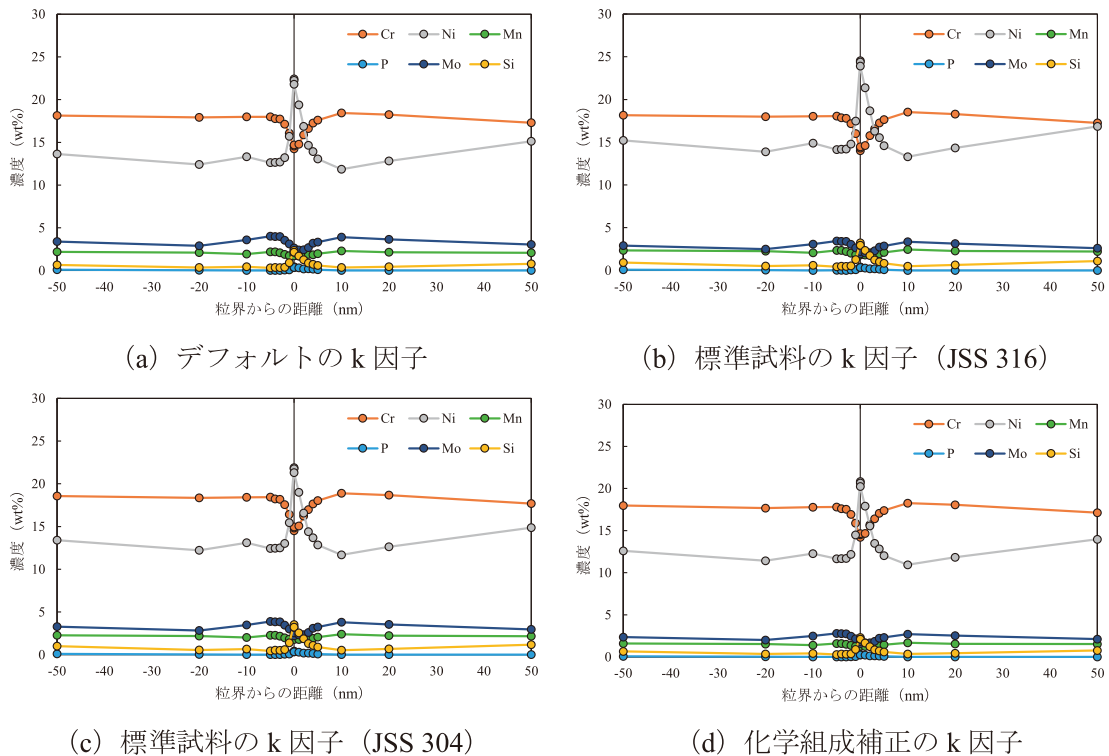


図4 各決定法で求めたk因子により評価したBFB材の粒界近傍の元素分布

3.2 k 因子の決定

3.2.1 デフォルトのk 因子

本研究では、BFB材のTEM-EDS測定に使用したEDSシステム（日本電子製JED-2300T）に内蔵されている各元素のk因子をデフォルトのk因子として使用した。デフォルトのk因子の値を表2に示す。

3.2.2 標準試料で測定したk 因子

ステンレス鋼の標準試料をk因子の測定に用いた。ステンレス鋼についてはTEM-EDS分析用とし

ての標準試料は販売されておらず、本研究では表3に示す化学分析用の標準試料を候補材として調達した。標準試料の化学組成を表4に示す。なお、JSS 316とJSS 304はJIS規格における認証標準物質であり、その化学組成には認証値と不確かさ（ばらつきの範囲）が明示されている。ただし、調達した材料はいずれも化学分析用のため、 μm オーダーの均一性は担保されていない。

一般に、ステンレス鋼は製造過程で析出物が形成されることが珍しくない。析出物が形成している場合、位置によって組成が異なるということであり、TEM-EDS分析を行う場所の組成が化学組成値と異なる可能性がある。そこで、調達した標準試料について、日本核燃料開発の電界放出型走査型電子顕微

表2 各決定法で求めたk因子とばらつきの範囲

k 因子の決定法	k_{CrFe}	k_{NiFe}	k_{SiFe}	k_{PFe}	k_{MnFe}	k_{MoFe}
デフォルト	0.89	1.13	0.61	0.66	0.96	2.47
標準試料 (JSS 316)	0.92	1.29	0.89	0.66 *	1.05	2.21
標準試料 (JSS 304)	0.93	1.12	0.95	0.66 *	1.01	2.47 *
化学組成補正	0.85	1.00	0.57	0.44	0.67	1.64
ばらつきの範囲	0.89 ± 0.04	1.14 ± 0.15	0.76 ± 0.19	0.55 ± 0.11	0.86 ± 0.19	2.06 ± 0.41

* デフォルトの値を使用

表3 本研究で使用した標準試料

名称	略称	鋼種	認証/販売機関
日本鉄鋼認証標準物質 JSS652-16	JSS 316	SUS316	日本鉄鋼連盟
日本鉄鋼認証標準物質 JSS651-16	JSS 304	SUS304	日本鉄鋼連盟
ステンレス鋼標準試料 JSM M205 8-a	JSM 316L	SUS316L	JFEテクノリサーチ
ステンレス鋼標準試料 JSM M205 4-a	JSM 304L	SUS304L	JFEテクノリサーチ

表4 標準試料の化学組成 (wt%)

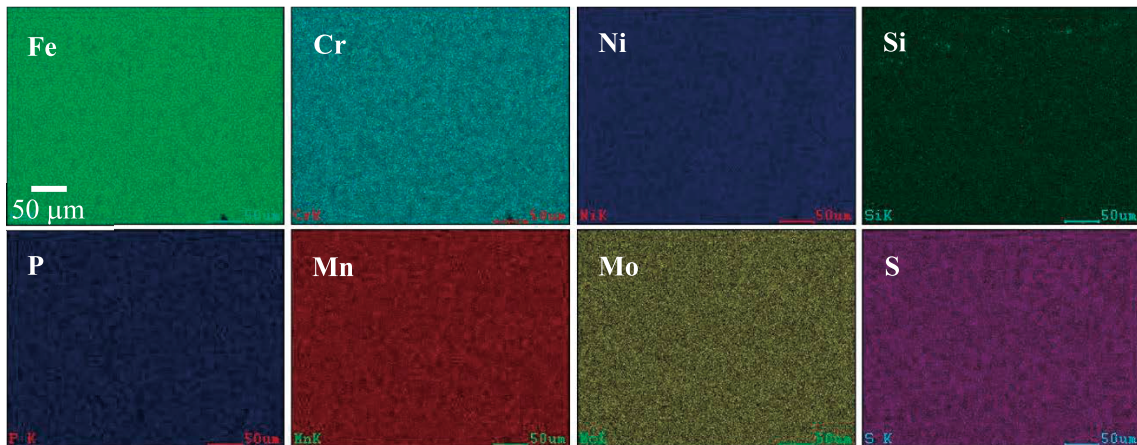
標準試料	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr
JSS 316	0.0369	0.628	0.938	0.0327	0.00148	10.06	16.8
JSS 304	0.0514	0.557	0.925	0.0353	0.00384	8.04	18.12
JSM 316L	0.022	0.51	1.28	0.036	0.017	12.1	17.2
JSM 304L	0.028	0.27	1.85	0.035	0.010	9.09	19.4
標準試料	Mo	Cu	V	Co	Al	N	Fe
JSS 316	2.06	0.272	0.0892	0.209	0.00222	0.0224	balance
JSS 304	0.278	0.3502	0.0746	0.217	0.00172	0.0604	balance
JSM 316L	2.02	0.27	0.046	0.17	<0.005	0.0432	balance
JSM 304L	0.31	0.52	0.10	0.19	<0.005	0.0760	balance

鏡 (field emission scanning electron microscopy, FE-SEM, 日立ハイテクノロジーズ製SU-70) と EDS (AMETEK 製, GENESIS version 6.29J) を用いて面分析により元素分布を調べ, 析出物の有無を評価した. 加速電圧は15 kV, 倍率は300倍とし, 分析対象元素はBFB材の分析対象元素であったFe, Cr, Ni, Si, P, Mn, Moに硫黄 (S) を加えた8元素とした.

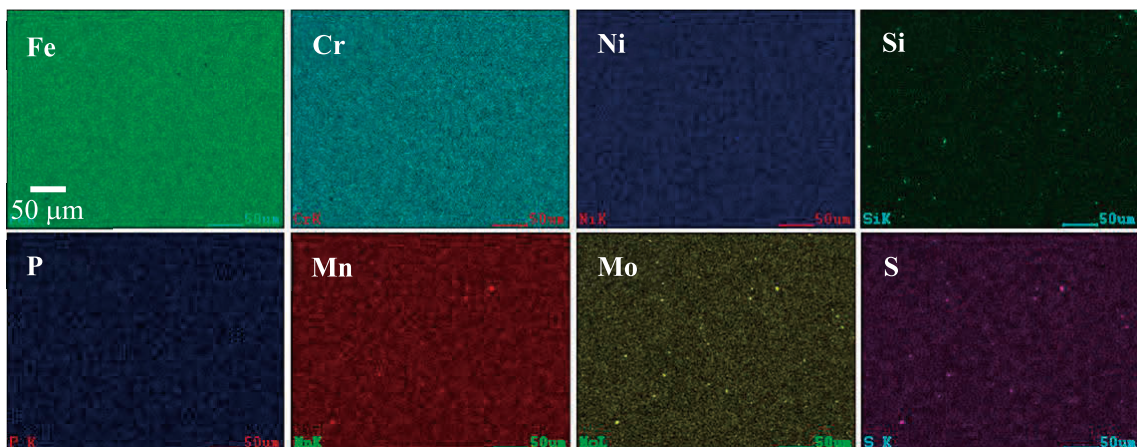
取得したEDSマップの例を図5に示す. JSS 316とJSS 304については, 測定した範囲において明確な元素の濃縮は認められず, 析出物は形成していないものと考えられた. JSM 316LとJSM 304Lについては, MnとSが同じ場所で濃縮しており, Siについても濃縮が認められた. なお, MoもSと同じ場所で濃縮しているが, これはMoとSの特性X線のピークエネルギーが近いためであり, Sの濃縮を示している. これらの標準試料では, MnやS, Si

を含む析出物が形成している可能性が示唆された. 前述のとおり, これらの標準試料は化学分析用であり, SEMやTEMで分析するような微小領域における均一性は担保されていないが, JSS 316とJSS 304についてはTEMレベルの分析における標準試料として使用に耐え得ると考えられた. そこで, k因子測定のための標準試料としてJSS 316とJSS 304を選定した.

選定した2種類の標準試料 (JSS 316, JSS 304) について, 集束イオンビーム加工装置 (focused ion beam, FIB, 日立ハイテクノロジーズ製FB-2100) を用いてk因子測定用の薄膜試料を作製し, TEM-EDS測定を実施した. なお, BFB材のTEM-EDS測定と同一の装置を用い, 電子線照射条件についても可能な限り同じ条件でEDSスペクトルを取得したが, 標準試料の測定はBFB材の測定の3年後に実施している. まず, 観察倍率30万倍で面分析に



(a) JSS 316



(b) JSM 316L

図5 標準試料のSEM-EDSマップの例

より元素分布を調べ、ナノレベルの析出物の有無を確認した。JSS 316について取得したEDSマップを図6に示す。Fe等で輝度が場所によって異なるが、これは試料の膜厚が場所によって異なっているためと考えられ、ナノレベルの析出物は形成していないものと判断した。JSS 304においても同様に明確な元素の濃縮は認められず、ナノレベルの析出物は形成していないものと判断した。

k因子の測定に用いるスペクトルデータは、測定誤差を軽減する観点から、十分な特性X線の計数が得られているものである必要があり、長時間電子ビームを照射し続ける必要がある。粒界分析は点分析で行うが、点分析を長時間行うと、コンタミネーションや試料へのダメージの問題が生じる。そこで、本研究においては面分析でスペクトルデータを取得し、k因子の測定に用いた。分析エリアは図6に例示した領域と同様のものとし、測定時間は1800秒とした。なお、図2に示したEDSスペクトルはJSS 316について取得したものである。

取得したTEM-EDSスペクトルに対して、標準試料の組成情報をEDSソフトウェアに入力し、k因子を求めた。BFB材のTEM-EDSデータにおける対象元素はFe, Cr, Ni, Si, P, Mn, Moであったが、Pについては濃度が小さく、十分な計数が得られないと判断したために対象から除いた。JSS 316についてはFe, Cr, Ni, Si, MnのK線とMoのL線についてk因子を求めた。JSS 304についてはFe, Cr, Ni, Si, MnのK線についてk因子を求めた。標準試料で測

定したk因子の値を表2に示す。なお、JSS 316とJSS 304のPについてはK線のデフォルトの値を、JSS 304のMoについてはL線のデフォルトの値を示した。

3.2.3 化学組成で補正したk因子

化学組成で補正したk因子については、次のとおり求めた。まず、図4(a)に示したデフォルトのk因子を用いて評価したBFB材の粒界近傍の元素分布について、粒界から $\pm 20, 50$ nmの位置の平均濃度をバルク組成(式(2)における \bar{C}_x , $x = \text{Fe, Cr, } \dots$)と定義した。次に、表1に示したBFB材の化学組成の濃度比とバルク組成の濃度比を、式(2)のとおり、デフォルトのk因子にそれぞれ乗算/除算し、化学組成で補正したk因子を求めた。化学組成で補正したk因子の値を表2に示す。なお、 $\pm 20, 50$ nm位置で測定された4点のデータについては、位置によって多少のばらつきは認められるものの、析出物の形成が疑われるような元素濃度の大きな違いは認められず、粒内の平均的な組成を代表するものと判断した。

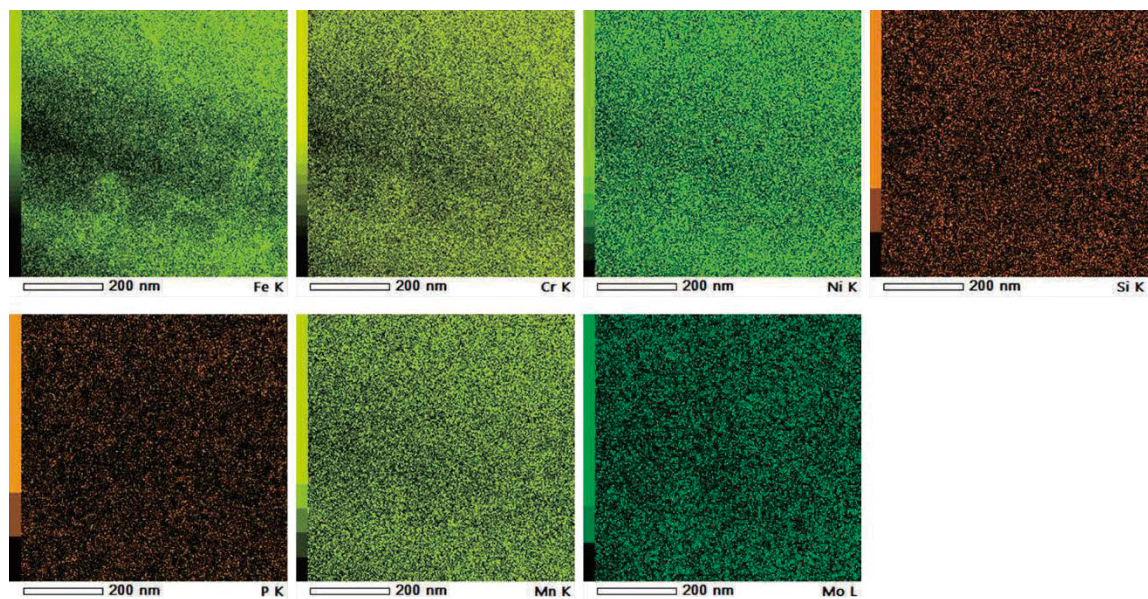


図6 標準試料のTEM-EDSマップ (JSS 316)

4. 結果

4.1 決定されたk因子

各決定法によるk因子の値は表2に示したとおりであり、決定法の違いによる値のばらつきの範囲は、主要元素 (Cr, Ni) では比較的小さく、微量元素 (Si, Mn, Mo) では比較的大きい傾向が認められた。なお、Pについては標準試料で求めておらず、ばらつきの範囲は参考とする。この傾向は元素濃度の大小関係に対応しているように見えるが、より正確には特性X線のスペクトルにおける計数の大小関係 ($\text{Cr-K}_\alpha > \text{Ni-K}_\alpha > \text{Mn-K}_\alpha \approx \text{Si-K}_\alpha \approx \text{Mo-L}_\alpha$) に基づく測定誤差の違いや、近似的に無視できる程度とは言え、特性X線のエネルギーの大小関係による吸収や蛍光励起の効果の受け易さが関係していると考えられる。

Crのk因子については決定法の違いによるばらつきが最も小さく、 0.89 ± 0.04 の範囲に値が認められたが、Siのk因子については、標準試料で測定した値が他の方法での値よりも大きくなっており、最小値を示した化学組成補正の値に比べてJSS 304の値は1.7倍大きくなった。k因子測定の際に標準試料から作製した分析試料がやや厚く (~ 100 nm)、Siからの特性X線の吸収効果が大きくなったことが、標準試料のk因子が他の決定法で求めたk因子よりも大きい一因である可能性がある。Siのk因子は 0.76 ± 0.19 の範囲に値が認められ、決定法の違いによるばらつきの範囲はCrの4倍であった。Moについても、比較的低エネルギーのL線で評価していることから、Siと同様に分析試料の膜厚の影響を受け易いと考えられる。実際に、JSS 316でのMoのk因子は、Siのk因子と同様に化学組成補正のk因子に比べて大きい値を示した。Moのk因子は 2.06 ± 0.41 の範囲に値が認められ、k因子の決定法の違いによるばらつきが最も大きい元素であった。標準試料によるk因子測定においては、作製した分析用試料の状態がk因子については粒界偏析の定量評価におけるばらつきの程度に影響を与え得ることが分かった。

4.2 BFB材の粒界近傍の元素分布

取得したBFB材の粒界のTEM-EDSスペクトルに対して、標準試料により測定したk因子を用い

て評価した粒界近傍の元素濃度の分布を図4 (b)と図4 (c)に、また、化学組成で補正したk因子を用いて評価した粒界近傍の元素濃度の分布を図4 (d)に示す。図4 (a)に示したデフォルトのk因子を用いて評価した結果も含め、k因子による元素濃度の分布形状に違いはないものの、粒界や粒内での元素濃度はk因子の決定法ごとに若干異なり、特にNiやSiでk因子の決定法による違いが比較的大きい傾向が認められた。

4.3 k因子の決定法による粒界組成と粒界偏析量の違い

図4に示した各k因子を用いて評価したBFB材の粒界近傍の元素分布について、粒界上の3点で測定した元素濃度の平均値で定義した粒界組成と粒界から $\pm 20, 50$ nmの位置で測定した元素濃度の平均値で定義したバルク組成、および粒界組成とバルク組成の差で定義した粒界偏析量を表5に示す。なお、Mnについては粒界で偏析する傾向は明確には認められないが、k因子の決定法の違いによる影響の程度を調べるために合わせて示した。

粒界組成については、Crではk因子の決定法による違いはほとんど認められず、 14.50 ± 0.25 wt%の範囲に値が認められた。一方、NiとSiについてはk因子の決定法による違いが比較的大きく、Niでは 22.43 ± 1.85 wt%の範囲で、Siでは 2.74 ± 0.56 wt%の範囲で値が変化した。なお、MnとMoについてはそれぞれ 1.63 ± 0.28 wt%と 2.09 ± 0.37 wt%の範囲で値が変化した。Pについては標準試料による実測は行っていないが、他の元素のk因子が変化することで影響を受けており、 0.318 ± 0.055 wt%の範囲に値が認められた。バルク組成についても同様に、Crではk因子の決定法による違いはほとんど認められないものの、NiとSiおよびMoでは比較的大きな違いが認められた。なお、デフォルトのk因子や標準試料のk因子で評価したバルク組成は、表1に示した化学組成と比較して、Fe以外の全ての元素について濃度が高い傾向が認められた。

粒界偏析量については、Crでは -3.46 ± 0.21 wt%、Mnでは -0.28 ± 0.07 wt%、Moでは -0.67 ± 0.13 wt%の範囲に値があり、これらの元素の偏析量についてはk因子の決定法の違いによるばらつきは小さいことが分かった。一方、NiとSiではそれぞれ 8.67 ± 0.54 wt%と 2.04 ± 0.42 wt%の範囲に値が認めら

表5 各決定法で求めたk因子により評価したBFB材の粒界組成とバルク組成および粒界偏析量 (wt%)

(a) 粒界組成							
k因子の決定法	Fe	Cr	Ni	Si	P	Mn	Mo
デフォルト	56.48	14.50	22.15	2.21	0.373	1.83	2.46
標準試料 (JSS 316)	54.11	14.26	24.28	3.03	0.350	1.91	2.06
標準試料 (JSS 304)	55.67	14.75	21.65	3.30	0.360	1.90	2.37
化学組成補正	59.46	14.46	20.58	2.17	0.263	1.34	1.72
ばらつきの範囲	56.79±2.67	14.50±0.25	22.43±1.85	2.74±0.56	0.318±0.055	1.63±0.28	2.09±0.37

(b) バルク組成							
k因子の決定法	Fe	Cr	Ni	Si	P	Mn	Mo
デフォルト	62.64	17.90	13.50	0.56	0.030	2.13	3.25
標準試料 (JSS 316)	61.15	17.93	15.07	0.79	0.030	2.27	2.78
標準試料 (JSS 304)	62.15	18.32	13.28	0.85	0.030	2.22	3.16
化学組成補正	65.46	17.71	12.45	0.55	0.021	1.55	2.26
ばらつきの範囲	63.30±2.16	18.02±0.30	13.76±1.31	0.70±0.15	0.026±0.004	1.91±0.36	2.76±0.49

(c) 粒界偏析量							
k因子の決定法	Fe	Cr	Ni	Si	P	Mn	Mo
デフォルト	-6.16	-3.39	8.65	1.64	0.343	-0.30	-0.79
標準試料 (JSS 316)	-7.03	-3.67	9.21	2.24	0.320	-0.35	-0.72
標準試料 (JSS 304)	-6.48	-3.57	8.37	2.46	0.330	-0.32	-0.79
化学組成補正	-6.00	-3.25	8.13	1.62	0.242	-0.21	-0.54
ばらつきの範囲	-6.52±0.52	-3.46±0.21	8.67±0.54	2.04±0.42	0.293±0.051	-0.28±0.07	-0.67±0.13

れ、k因子の決定法の違いによるばらつきが比較的大きいことが分かった。なお、Pについては0.293±0.051 wt%の範囲で値が変化した。

5. 考察

k因子の決定法の違いが粒界組成と粒界偏析量の定量評価結果に及ぼす影響をBFB材の粒界について測定されたTEM-EDSスペクトルを用いて調べた結果、粒界組成については、k因子の決定法が違うことによってCrとMn、Moで±0.3~0.4 wt%の範囲で値が変化し、Niでは±2 wt%、Siでは±0.6 wt%の範囲で値が変化した。また、粒界偏析量については、k因子の決定法による変化の範囲はCrやMoでは±0.1~0.2 wt%と小さいものの、NiとSiでは±0.4~0.5 wt%と比較的大きくなることが分かった。

この粒界組成と粒界偏析量のk因子の決定法による違いは、k因子が決定法ごとに異なることに起因する。表2に示したk因子を決定法ごとに比較する

と、デフォルトのk因子は、Si以外は標準試料で測定したk因子と比較的に近い値であり、デフォルトのk因子でもスタンダード法と概ね近い分析結果が得られることが分かる。また、標準試料で測定したk因子については、JSS 316とJSS 304で互いに比較的近い値を示しており、標準試料ごとのk因子の違いは大きくないことが示唆される。一方、化学組成補正によるk因子は、全ての元素について他の決定法による値よりも低い値を示す傾向が認められた。これは、表5(b)に示したデフォルトおよび標準試料のk因子を用いて評価した際のバルク組成が、Feを除いた全ての元素で表1に示した化学組成よりも高い濃度を示したことによる。バルク組成を定義した粒内の4点の測定データが粒内の平均的な組成を適切に代表するものであるならば、デフォルトおよび標準試料のk因子はBFB材の元素濃度を正確に評価できていない可能性がある。

化学組成補正によるk因子が他のk因子、特に標準試料による測定値よりも値が小さくなった原因として、吸収や蛍光励起の効果が標準試料の測定時

とBFB材の測定時とで異なっていた可能性がある。粒界偏析の分析を行う際には粒界面を電子ビームと平行にするために試料を大きく傾斜させる場合が多く、試料を傾斜させずに測定した標準試料と比べて発生した特性X線が検出器に届くまでに試料内を通過する距離が変化する。従って、試料の厚さが異なる場合と同様に吸収や蛍光励起の効果が異なることとなり、傾斜角度や検出器に対するジオメトリによってはより大きな影響を与え得る。さらに、傾斜角が異なると試料ホルダーによって特性X線が遮蔽される程度も変化する、このこともk因子の違いに影響を与える可能性がある。

これらの分析条件の違いについては、標準試料でk因子を測定する際になるべく分析対象と同様の測定条件（傾斜角度等）で行うことでその影響を小さくすることができるが、化学組成によりk因子を補正する方法では、前述の分析試料の厚さの問題も含め、分析条件の不一致を完全に回避することができない。化学組成による補正法での注意すべき点は、バルク組成として評価した平均濃度が粒内の平均的な組成を適切に代表しているかであるが、析出物等の局所的な組成変化に注意することで対応できる。このため、化学組成を用いてk因子を補正する方法が、簡便かつ正確にステンレス鋼の粒界偏析を定量評価できるk因子の決定法であると考えられる。

図1に示した照射ステンレス鋼の粒界偏析量の報告値には、同じ照射量でも報告者や材料によってCrとSi, Moで $\pm 1\%$ 程度、Niで $\pm 2\%$ 程度の違いが認められた。報告者ごとのk因子決定の任意性がこのばらつきの一因となっている可能性があったが、本研究で評価したk因子の決定法の違いによる粒界偏析量のばらつきの範囲は報告値に認められるばらつきの半分以下であり、k因子の決定法の違いが粒界偏析の定量評価結果に及ぼす影響は小さいことが確認された。

6. まとめ

BFB材の粒界について測定されたTEM-EDSスペクトルデータに対して、(1)デフォルトのk因子と(2)標準試料で測定したk因子、および(3)化学組成で補正したk因子の3種類のk因子を用いて評価した粒界組成と粒界偏析量を比較し、k因子の決定法の違いが照射ステンレス鋼の粒界偏析の定量評価結果に及ぼす影響の程度を調べた。

- 粒界組成については、k因子の決定法によってCrとMn, Moで $\pm 0.3 \sim 0.4$ wt%の範囲で値が変化し、Niでは ± 2 wt%, Siでは ± 0.6 wt%の範囲で値が変化した。また、粒界偏析量については、k因子の決定法による変化の範囲はCrやMoでは $\pm 0.1 \sim 0.2$ wt%と小さいものの、NiとSiでは $\pm 0.4 \sim 0.5$ wt%と比較的大きくなることが分かった。
- 照射ステンレス鋼の粒界偏析量の報告値には、同じ照射量でも報告者や材料によってCrとSi, Moで $\pm 1\%$ 程度、Niで $\pm 2\%$ 程度の違いが認められた。報告者ごとのk因子決定の任意性がこのばらつきの一因となっている可能性があったが、本研究で評価したk因子の決定法による粒界偏析量の違いは報告値に認められるばらつきの半分以下であり、k因子の決定法の違いが粒界偏析の定量評価結果に及ぼす影響は小さいことが確認された。
- 化学組成を用いてk因子を補正する方法は、標準試料でk因子を測定する際の分析対象との測定条件の不一致による影響を完全に回避することができることから、簡便かつ正確にステンレス鋼の粒界偏析を定量評価できるk因子の決定法であることが分かった。

文献

- (1) 福谷耕司, 西岡弘雅, 藤井克彦, ステンレス鋼の軽水炉照射挙動, INSS MONOGRAPHS No.4, 株式会社原子力安全システム研究所, (2009).
- (2) K. Fukuya, K. Fujii, H. Nishioka, Y. Kitsunai, Evolution of Microstructure and Microchemistry in Cold-work 316 Stainless Steels under PWR Irradiation, J. Nucl. Sci. Technol. 43 (2006) 159-173.
- (3) M. Song, K. Field, R. Cox, G. Was, Microstructural characterization of cold-worked 316 stainless steel flux thimble tubes irradiated up to 100 dpa in a commercial Pressurized Water Reactor, J. Nucl. Mater. 541 (2020) 152400.
- (4) 福村卓也, 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, 橋内裕寿, 照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動, INSS JOURNAL, 27 (2020) NT-8.
- (5) 福谷耕司, 藤井克彦, F. Sefta, B. Allouch, C. Pokor, フランスのPWR炉内構造物の照射後ミクロ組織の分析, INSS JOURNAL, 26 (2019) NT-8.
- (6) T.G. Lach, M.J. Olszta, S.D. Taylor, K.H. Yano, D.J. Edwards, T.S. Byun, P.H. Chou, D.K. Schreiber, Correlative STEM-APT characterization of radiation-induced segregation and precipitation of in-service BWR 304 stainless steel, J. Nucl. Mater. 549 (2021) 152894.
- (7) 第20回電子顕微鏡大学講義テキスト, 日本顕微鏡学会 (2010).
- (8) G. Cliff and G.W. Lorimer, "The quantitative analysis of thin specimens," J. Microscopy, 103 (1975) 203-207.
- (9) Energy Dispersive X-ray Microanalysis An Introduction, Thermo Fisher Scientific Inc. (2008).
- (10) 堀田善治, 佐野毅, 根本実, 分析電子顕微鏡エネルギー分散型X線定量分析の手法と応用, 日本金属学会会報, 28 (1989) 742-752.
- (11) K. Takakura, K. Nakata, K. Fujimoto, K. Sakima, N. Kubo, IASCC Properties of Cold Worked 316 Stainless Steel in PWR Primary Water, in: Proc. 14th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Virginia Beach, VA, August 23-27, 2009.

PWR1 次系模擬水中におけるステライト材の腐食挙動に 及ぼす溶存水素濃度と温度の影響

Influences of dissolved hydrogen and temperature on corrosion behavior of
Stellite Alloy in a simulated PWR primary water condition

笹岡 孝裕 (Takahiro Sasaoka)*¹

山田 卓陽 (Takuyo Yamada)*²

有岡 孝司 (Koji Arioka)*²

要約 PWR1 次系模擬水環境下においてステライト材の腐食挙動に及ぼす溶存水素 (DH) 濃度と温度の影響を調べた。内層酸化皮膜の厚さと試験時間から放物線速度定数 k_p [m^2/s] を求めた結果、DH 濃度影響として 290°C では 15 から 45 cm^3/kg の DH 濃度範囲では腐食に顕著な変化は確認されず、DH 濃度はステライト材の腐食に大きな影響を及ぼさない可能性が示唆された。温度の影響を DH 濃度 30 cm^3/kg で 250, 290, 320°C の温度範囲で調べた結果、低温の 250°C で内層酸化皮膜厚さが大きくなる傾向が確認された。これはステライト材の腐食挙動に酸素等の拡散律速反応以外の腐食機構が関係することを示唆する。

キーワード PWR1 次系, ステライト材, 溶存水素濃度, 酸化皮膜厚さ

Abstract The effects of dissolved hydrogen (DH) concentration and temperature on the corrosion behavior of Stellite Alloy in the simulated PWR primary water system were investigated. As a result of determining the parabolic rate constants k_p [m^2/s] from the oxide film thickness and the test time, it was found that dissolved hydrogen concentration has no significant impact to corrosion rate from 15 to 45 cm^3/kg at 290°C. From this result, it was suggested that dissolved hydrogen concentration has no significant impacts to corrosion behavior in PWR primary water condition at 290°C. As for the effects of temperature of 250, 290, 320 °C at 30 cm^3/kg , it was found that the oxide film thickness tended to increase at a low temperature of 250°C. This suggests that the corrosion behavior of Stellite Alloy is related to a corrosion mechanism other than a diffusion-controlled reaction such as for oxygen.

Keywords PWR primary water system, Stellite alloy, dissolved hydrogen, oxide film thickness

1. はじめに

軽水炉原子力発電所における1次系水質管理は、燃料の反応度制御、構造材の劣化抑制、腐食抑制による系統線量低減等を目的としており、より良い水質管理を達成するための検討がされてきた⁽¹⁾。加圧水型原子力発電 (PWR) プラントにおいては、系統線量上昇に寄与する主要な放射性核種として、⁵⁸Co や ⁶⁰Co がある⁽²⁾。⁵⁸Co は蒸気発生器 (SG) 伝熱管として用いられている Ni 基合金から ⁵⁸Ni が溶出し、1 次冷却材により原子炉内へ持ち込まれ、放射化されることにより生成される。⁶⁰Co は ⁵⁹Co が放射化されることで生成される。⁵⁹Co の主要な放出元はステライト材 (主要組成: 30Cr-4W-Ba1. Co) であるが、優れた耐摩耗性と耐食性を持った材料で、プラントの弁やポンプの摺動部等に用いられる。⁵⁸Co は系統線量への寄与が大きく、これまでに材料

面や水質環境面での種々の低減対策が検討・実施されてきた⁽³⁾。一方で ⁶⁰Co については、⁵⁸Co と比べ系統線量への寄与は小さいが、放出される γ 線のエネルギーが大きいこと (⁵⁸Co: 0.810 MeV, ⁶⁰Co: 1.173 MeV + 1.333 MeV) や半減期が長い (⁵⁸Co: 71.3 d, ⁶⁰Co: 5.27 y) ことから長期的にはその影響は無視できない可能性がある。Terachi ら⁽⁴⁾ は系統線量に対する ⁵⁸Co と ⁶⁰Co の寄与を運転年数で評価し、10 年を超えるプラントで ⁶⁰Co の寄与が ⁵⁸Co よりも大きくなる結果を報告している。長期の供用を想定すれば、⁶⁰Co の低減も系統線量低減に対して必要である。SG 伝熱管からの Ni の溶出の観点から、690 合金からの Ni の溶出挙動に関して研究を開始して、その成果を前報にて報告した⁽⁵⁾。一方で、PWR 1 次系環境下におけるステライト材の腐食挙動に関する報告例^{(6)~(8)} は少なく、温度や DH 濃度の影響についての検討は十分ではない。なお、1 次冷却材の水質

*1 元(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現 関西電力(株)

*2 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

管理においては、DH濃度が燃料被覆管や構造材の腐食挙動に影響を与えることが従来から知られており、腐食生成物の発生および炉心への移行抑制に関係している⁽⁹⁾。このため、最適DH濃度の検討がこれまでもされており、米国電力研究所(EPRI)の報告⁽¹⁰⁾では高DH濃度側での管理が検討されており、国内の一部事業者においては低DH濃度側での管理を検討している⁽¹¹⁾。系統全体でDH濃度の最適化を検討する上でも有効な知見と考えられる。

本研究では、被ばく低減と材料劣化抑制を目指したより良い水質条件策定に資することを目的に、PWR 1次系環境下におけるDH濃度と温度の水質条件の違いによるステライト材の腐食挙動の変化を調べた。主な試材には入手が容易な鍛造ステライト材を主に用いたが、実機プラントではステライト材は肉盛溶接されており、腐食挙動に対する金属組織の影響を確認するために、実機取替え弁から採取した肉盛溶接材についても試験を行った。

2. 実験方法

2.1 供試材

腐食試験には表1に化学組成を示すステライト6B材(AMS5894)(MMCスーパーアロイ(株)製)(以降、鍛造材とする)および実機PWRプラント2次系主給水ライン系統逆止弁より採取した肉盛溶接材(以降、溶金材とする)を用いた。溶金材の化学組成は採取した試験片を組成分析した結果であり、母材側の炭素鋼の影響

によりFe濃度が高くなっていると考えられる。それぞれの試験片については、亀裂進展試験に供された0.5TCT試験片の底面サンプルや腐食試験用に製作したクーポン試験片(15×15×2 mm)であり、表面はDP3 μm研磨仕上げとした。

2.2 腐食試験

試験水は標準的なPWR1次系模擬水環境中(B:500 ppm, Li:2 ppm)で、DH濃度は15, 30, 45 cm³/kg条件とし、試験温度はプラント1次系の高温側を模擬した290℃と320℃に加え、温度傾向を調べるために少し低温側となる250℃について試験した。試験時間は501~3,488 hとした。試験条件の一覧を表2に示す。

2.3 酸化皮膜観察

腐食試験後の試験片については、電界放射型走査電子顕微鏡(FE-SEM, 以下SEMと略す)(Carl Zeiss製ULTRA55)を用いた表面皮膜観察と皮膜断面観察を実施した。またエネルギー分散型X線分光法(以下EDSと略す)と、オージェ電子分光分析装置(以下AESと略す)(ULVAC-PHI製SAM-680型)を用いた組成分析を実施した。なお、AES分析のスパッタ条件は加速電圧2kV、入射角30°、ラスターサイズ1 mm×1 mmでスパッタレートは約15 nm/minとした。

皮膜断面方向からのSEM観察は、クロスセクションポリッシャー(CP)により断面試料を作製して行った。

表1 鍛造材および溶金材の化学組成 (wt%)

材料		Ni	Fe	Mn	C	Si	Cr	W	Mo	Co
鍛造材	規格値 (Min)	—	—	—	0.70	—	28.00	3.50	—	balance
	規格値 (Max)	3.00	3.00	2.00	1.50	2.00	32.00	5.50	—	
	供試材	2.41	2.71	1.47	1.04	0.59	29.84	3.98	—	balance
溶金材	供試材	0.52	7.77	0.18	0.89	1.57	28.88	4.17	0.03	balance

表2 腐食試験条件

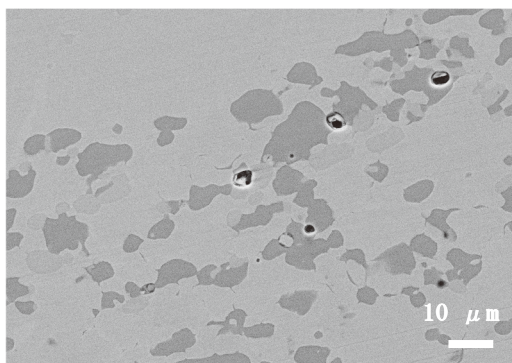
DH濃度 [cm ³ /kg]	250℃		290℃		320℃	
	鍛造材	溶金材	鍛造材	溶金材	鍛造材	溶金材
15	—	—	815 h	—	—	—
30	2,183 h	762 h	3,488 h	3,376 h	2,010 h	3,376 h
	762 h		815 h		501 h	501 h
45	—	—	817 h	—	—	—

3. 実験結果

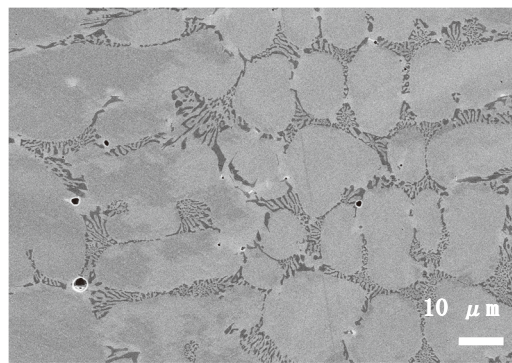
3.1 鍛造材と溶金材の金属組織

図 1 に鍛造材と溶金材の腐食試験前の試験片の表面を SEM 観察した結果を示す。ステライト材の金属組織の特徴として、試料全体に析出物が形成されていた。また、鍛造材と溶金材では析出物の形態が異なり、鍛造材では粒形をしているのに対し、溶金材では樹枝状であった。これらの析出物は Cr 炭化物であることが知られている⁽¹²⁾。

図 2 に溶金材の母材と、輝度の異なる炭化物を EDS で組成分析した結果として C を除いた元素の組成比 (Wt%) を示す。なお、全体としては暗い見た目の炭化物 1 が多く析出していた。炭化物 1 は、Cr の組成比が高いのに対し、炭化物 2 では Cr が減り、代わりに W の割合が増加していた。炭化物 1 は M_7C_3 や $M_{23}C_6$ の組成をした Cr が主体の炭化物であるのに対し、炭化物 2 は M_6C の組成をした W の割合が高い炭化物であると考えられる。

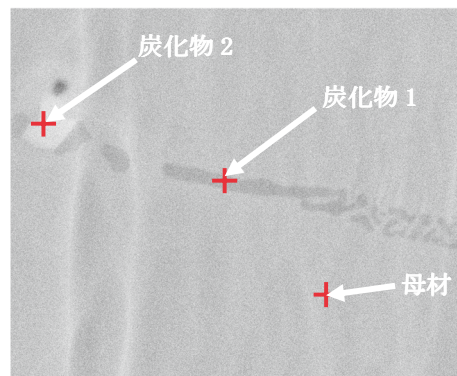


(a) 鍛造材



(b) 溶金材

図 1 ステライト材金属組織 SEM 観察結果



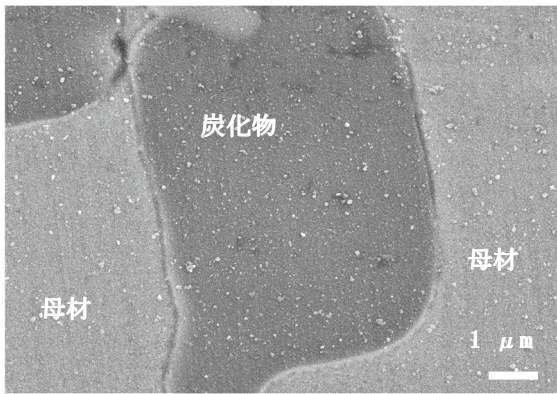
元素	組成比 Wt%		
	母材	炭化物 1	炭化物 2
Cr	23.9	55.9	24.1
Co	60.0	29.3	28.4
Fe	8.0	4.7	3.8
Ni	2.2	0.9	0.9
Si	1.5	0.9	2.4
W	4.4	8.3	40.4

図 2 ステライト材組成分析結果

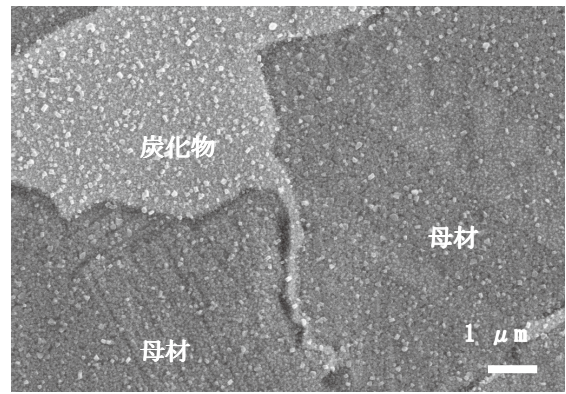
3.2 外層腐食生成物

図 3 に 290°C で DH 濃度を変えた鍛造材の表面皮膜を SEM 観察した結果を示す。いずれも母材表面は数十 nm サイズの小さな粒径の酸化物で覆われており、表面全体には 100 nm 程度の大きさの多角形の酸化物が点在する形で形成されていた。試験した 290°C、DH 濃度 15, 30, 45 cm^3/kg 条件では、SEM 観察において表面皮膜の形態に大きな違いは認められなかった。

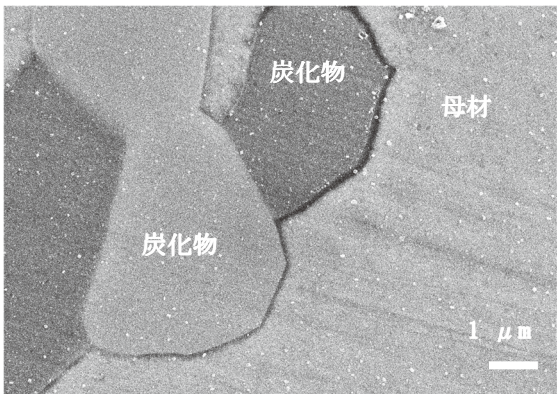
図 4 に DH30 cm^3/kg 条件で温度を変えた鍛造材の表面皮膜を SEM 観察した結果を示す。最も低温条件の 250°C と、290°C と 320°C 条件では、表面皮膜の様子に僅かに違いが見られた。290°C と 320°C 条件では 100 nm 程度の大きさの粒状の酸化物が炭化物上では多く観察されたが、母材表面では同様の酸化物はほとんど形成されておらず、10 nm 程度の小さな粒径の酸化物で覆われていた。一方で、250°C 条件では母材表面にも 100 nm 程度の大きさの酸化物が多く形成されており、母材表面でより酸化物が形成されている様子が観察された。これは 250°C で腐食生成物の形成が多いことを示唆する。



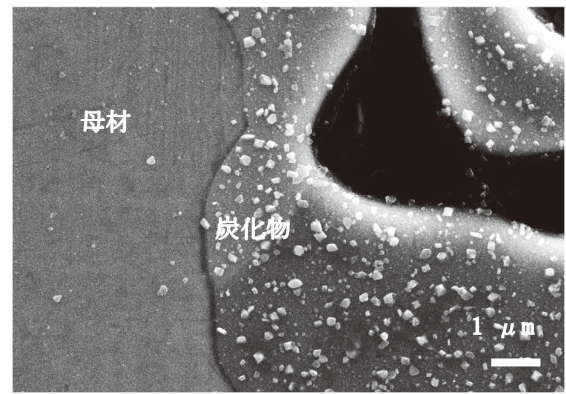
(a)DH15 cm³/kg, 815 h



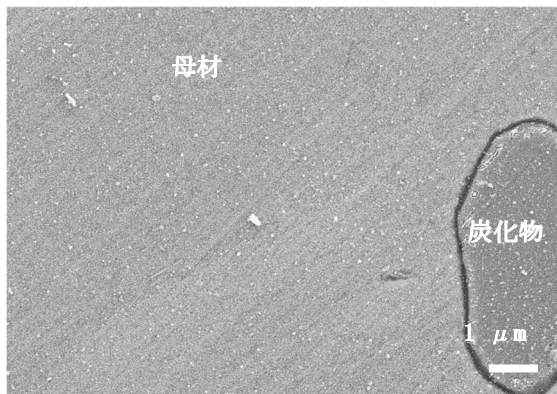
(a)250°C, 2,183 h



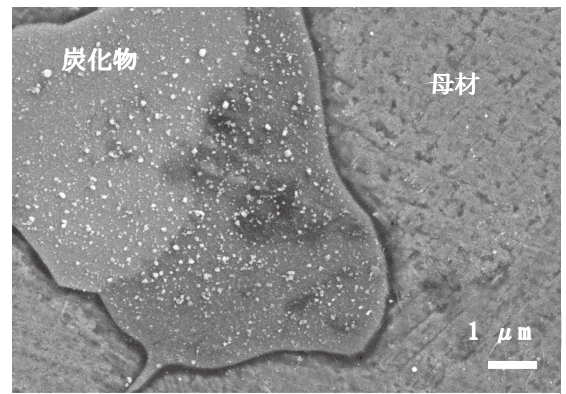
(b)DH30 cm³/kg, 815 h



(b)290°C, 3,488 h



(c)DH45 cm³/kg, 817 h



(c)320°C, 2,010 h

図3 ステライト鍛造材表面皮膜 SEM 観察結果 (DH 濃度変化)

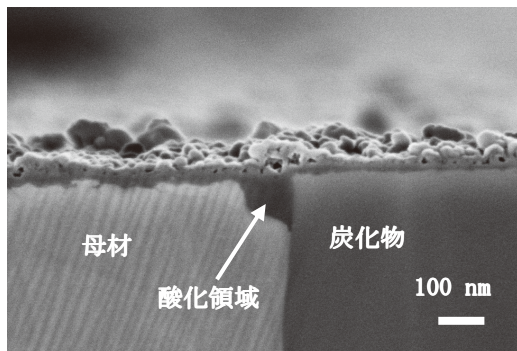
図4 ステライト鍛造材表面皮膜 SEM 観察結果 (温度変化)

3.3 内層酸化皮膜

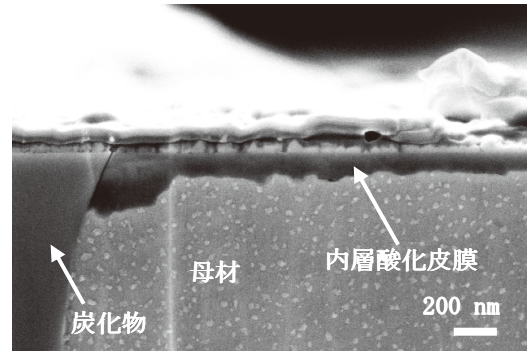
試験環境による内層酸化皮膜の違いについて、断面方向からの観察結果として図5に290°CでDH濃度15と30と45 cm³/kg条件の鍛造材の観察結果を示す。母材と炭化物では母材側で酸化が進行しており、薄く均一な内層酸化皮膜が形成されていた。また、母材/炭化物境界面の母材側で酸化が深くまで進行している様子が

観察された。290°Cでは内層酸化皮膜厚さや酸化の様子など、DH濃度による腐食挙動に大きな違いは見られなかった。

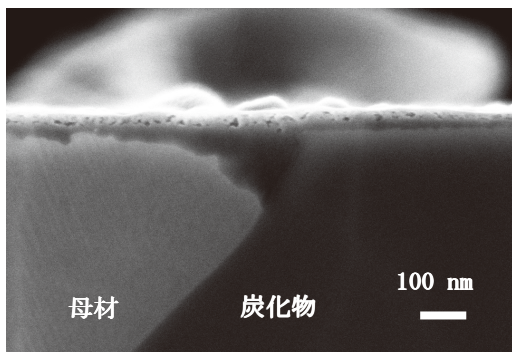
図6にDH濃度30 cm³/kg条件における250, 290, 320°Cでの鍛造材の観察結果を示す。最も低温条件の250°Cではより酸化が進行し母材側に厚い内層酸化皮膜が形成されていた。290°Cと320°Cでは腐食挙動に大きな違いは認められなかった。



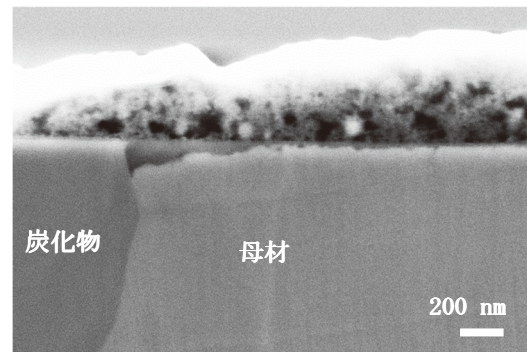
(a) DH15 cm³/kg, 815 h



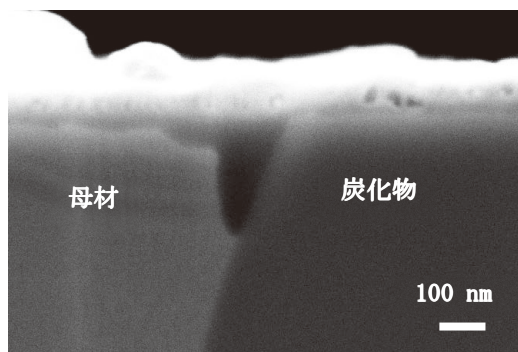
(a) 250°C, 2,183 h



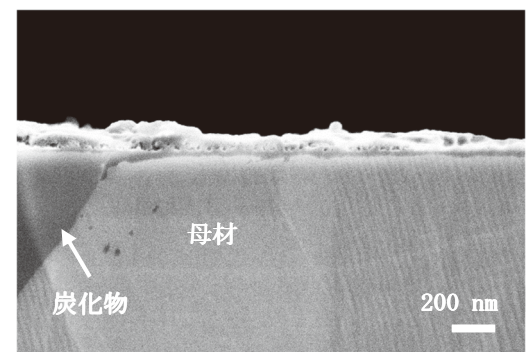
(b) DH30 cm³/kg, 815 h



(b) 290°C, 3,488 h



(c) DH45 cm³/kg, 817 h



(c) 320°C, 2,010 h

図5 ステライト鍛造材皮膜断面 SEM 観察結果 (DH 濃度変化) (290°C)

図6 ステライト鍛造材皮膜断面 SEM 観察結果 (温度変化) (DH30 cm³/kg)

また、溶金材の皮膜断面観察結果として、図7の様な炭化物が密集し、母材が炭化物に囲まれている領域でより酸化が進行している様子が認められた。

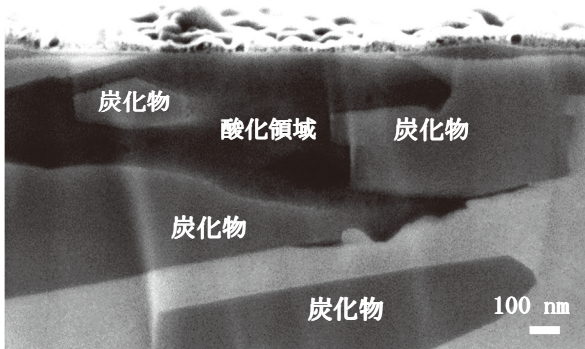


図7 溶金材の特徴的な酸化の様子
(320°C, DH30 cm³/kg, 3, 376 h)

皮膜断面観察結果から、母材表面の内層酸化皮膜厚さおよび母材/炭化物境界での酸化深さをSEMにより測定した結果を表3に示す。測定結果は、皮膜断面を観察した約500 μm程度の範囲の測定結果の平均値である。

3.4 AES酸化皮膜組成分析

図8に鍛造材の320°C, DH30 cm³/kg条件の試験片をAESにより深さ方向に組成分析した結果を示す。測定範囲は炭化物と母材を含んだ約200 μm四方の領域

であり、横軸はスパッタ時間、縦軸は各元素の検出強度でスパッタ時間が増える程より深さ方向の結果となる。分析結果から、スパッタ初期はOとCrのピークが大きく、時間経過と共にCoやFeのピークが緩やかに上昇しており、試料表面にはCrを主体とした酸化皮膜が形成されていると考えられる。その後、Oのピークが減少すると共にCoのピークが上昇しており、表層付近の酸化皮膜中ではCo濃度が低下していると考えられる。NiとCはピーク変化が小さかった。

図9に250°C, DH30 cm³/kg条件の試験片を45°にトレンチ加工した断面を、AESにより組成マッピングした結果を示す。内層酸化皮膜中のOの検出位置とCoが検出されていない位置が良く一致していた。また母材側よりもCrが強く検出されている位置も同様の位置であり、この結果から内層酸化皮膜中ではCoが欠乏し、Crが濃化している様子が分かる。またFeについてもCoと同様に低下していた。

図10に内層酸化皮膜の母材側から表面への組成変化をAESによりライン組成分析した結果を示す。内層酸化皮膜中ではOとCrは表層付近程強度が高く、一方でCoとFeは表面に向かうに従い強度が低下しており、逆の傾向が見られた。Coが溶出し濃度が低下した部分でCrの濃化が起きている結果と考えられる。なお、ステライト中においてFeはCoの1/20程度の組成比にも関わらず、Coと同程度の強度が検出された。この理由として、FeとCoのピークエネルギーが上手く分離できておらず、Coのピークカウントを含んだ結果となっている可能性が考えられる。

表3 ステライト材の母材と母材/炭化物境界の内層酸化皮膜厚さ測定結果 [nm]

DH濃度 [cm ³ /kg]	250°C		290°C		320°C	
	鍛造材	溶金材	鍛造材	溶金材	鍛造材	溶金材
15	—	—	36 109.3 (815 h)	—	—	—
30	102 475 (2183 h)	40 332 (762 h)	38 222 (3488 h)	43 275 (3376 h)	41 305 (2010 h)	38 281 (3376 h)
	43 81 (762 h)		28 113 (815 h)		43 135 (501 h)	44 170 (501 h)
45	—	—	32 308 (817 h)	—	—	—

上段/中段/下段：内層酸化皮膜厚さ/母材/炭化物境界酸化深さ/試験時間

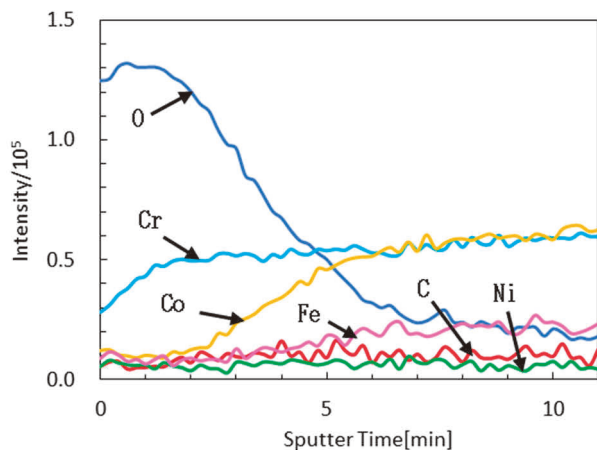


図8 AES深さ方向組成分析結果(320°C, DH30 cm³/kg, 2, 010 h)

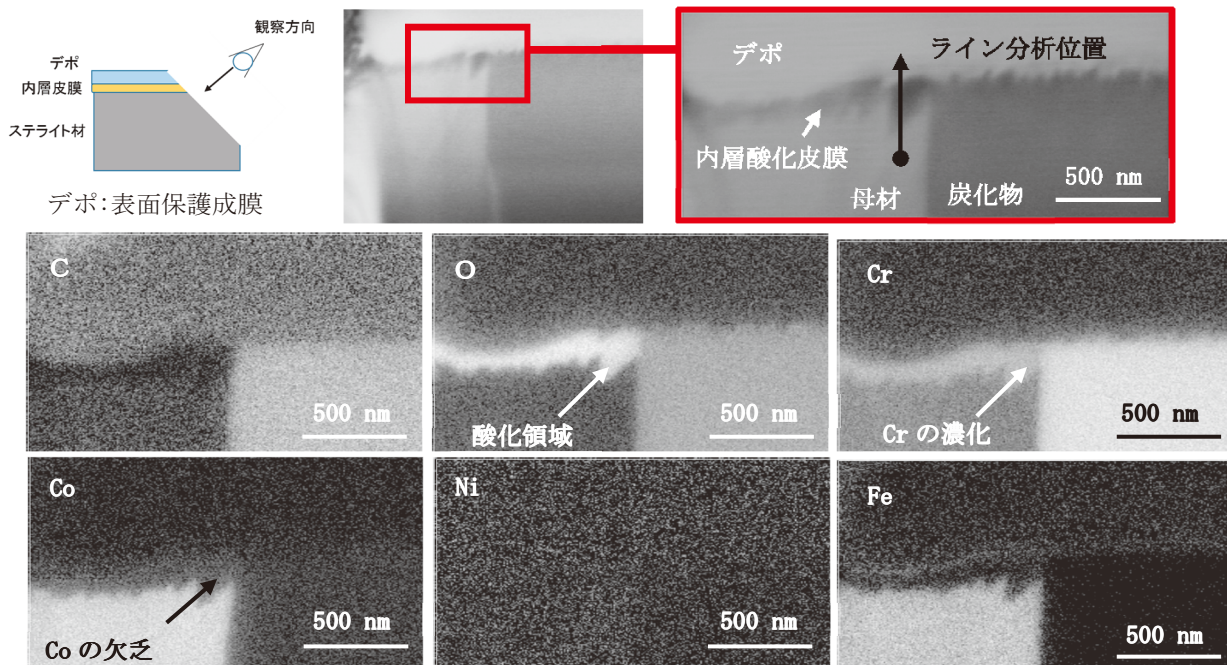


図9 トレンチ断面AES組成マッピング結果(250°C, DH30 cm³/kg, 2, 183 h)

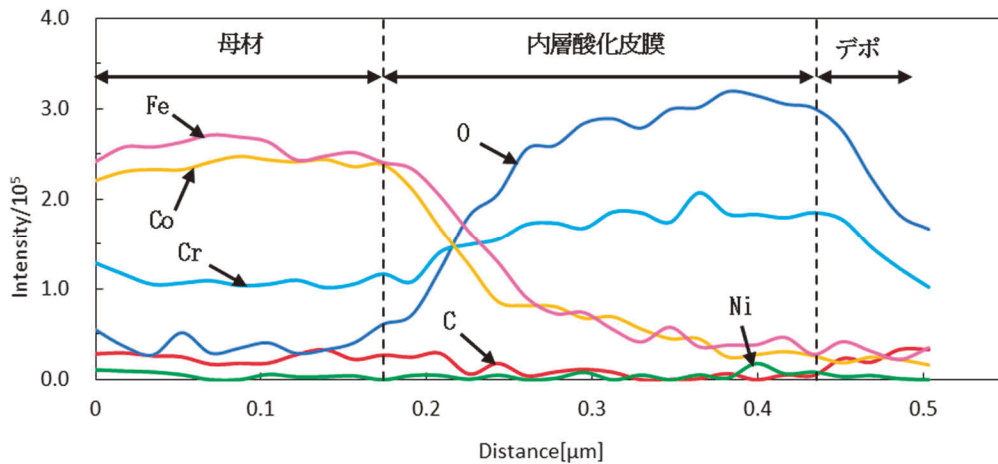


図10 図9に示した分析位置のAES組成ライン分析結果

4. 考察

4.1 ステライト材の腐食挙動

腐食試験後のステライト材の酸化皮膜断面を観察した結果として、母材表面と母材/炭化物境界の母材側で優先的に酸化が起こっており、図9および10で示したAESによる酸化皮膜の組成分析結果から、内層酸化皮膜中ではCo濃度の低下とCr濃度の増加が確認された。同様の結果がHockingら^[7]により報告されており、PWR1次系模擬環境下(300°C, DH18 cm³/kg, pH 10.3)でStellite-6サンプル(52.1-58.6% Co, 27-31% Cr, 3.5-5.5% W, 3% Ni, 3% Fe, 1% Mn, 0.9-1.4% C, 1.5% Si, 1.5% Mo)に形成された表面酸化皮膜をXPS(X線光電子分光法)による深さ方向組成分析した結果として、時間経過に伴い表面酸化皮膜中でのCo濃度の低下とCr濃度の上昇を確認しており、Coの溶出が起きた結果としている。Hockingらは酸化皮膜の成長はCoの酸化皮膜中での体拡散によるものとしており、Maffiotteら^[8]も同様に体拡散による材料中からのCoの外方拡散と、環境中からの酸素の内方拡散によりCoが酸素と置き換わる結果、酸化皮膜が成長する機構を提案している。またCrの濃化については、酸化皮膜-溶液界面における酸化皮膜中から溶液中へのCoの優先的な溶出が母材中から酸化皮膜中へのCoの拡散よりも速く、酸化皮膜中のCoが欠乏する結果として相対的にCrの濃化が起こるためとしている。

4.2 鍛造材と溶金材の違い

鍛造材と溶金材の金属組織の違いとして炭化物の析出形態が異なっているが、表面皮膜観察と皮膜断面観察から内層と外層の腐食形態は良く似ていた。また表3で示した母材表面の酸化皮膜厚さ測定結果も、同じ水質条件では両者は良く似た酸化皮膜厚さの傾向を示した。また、母材/炭化物境界の母材側で優先酸化する傾向も両者で類似していたが、酸化深さの測定結果の比較ではかなりバラつきが大きい結果であった。図11に鍛造材と溶金材の母材/炭化物境界の酸化深さの測定結果を示す。比較対象はなるべく試験時間が近いものを選定した。平均酸化深さは溶金材の方が鍛造材よりも大きい傾向であった。この理由として鍛造材と溶金材の炭化物の析出形態の違いが関係していると考えられる。酸化は母材/炭化物境界の母材側で進

行し、溶金材は炭化物が樹枝状のため母材と炭化物が接している範囲が広いことが、溶金材でより酸化が進行した理由と考えられる。

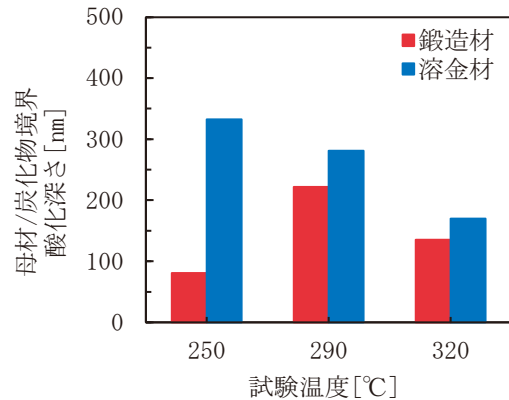


図 11 鍛造材と溶金材の母材/炭化物境界酸化深さの比較(DH30 cm³/kg)

母材/炭化物境界で酸化が進行する明確な理由については分かっていないが、Hussainら^[13]は炭化物の種類によって腐食挙動が変化することを報告している。彼らはM₇C₃タイプのCrリッチ炭化物では境界部で腐食が起こるが、それ以外の例えばM₁₂CタイプのWリッチな炭化物(Co₆W₆C)では腐食は起こらず、M₇C₃タイプのCrリッチ炭化物とCo母材の境界で優先的な腐食が起こる理由について、ステンレスの鋭敏化の様にCr炭化物境界の母材中でのCrの欠乏が影響していると報告している。しかし彼らの分析結果からは境界部でのCrの欠乏を確認できておらず、直接的なエビデンスは無いとしている。

Hussainらはその他に母材/炭化物境界部で腐食が生じた理由として、電気化学影響についても考察している。M₇C₃やM₂₃C₆タイプの炭化物はM₁₂Cタイプの炭化物よりも貴な電位を持ち(M₁₂C-type carbide, $\Delta G^\circ = -130 \text{ kJ mol}^{-1}$ at 1150 °C, M₇C₃-type carbide, $\Delta G^\circ = -226 \text{ kJ mol}^{-1}$ at 1127 °C), 母材との電位差が大きくなることで腐食が起こると報告している。

母材/炭化物境界では腐食が起こりやすく、また溶金材では鍛造材よりも母材と炭化物が接する境界部の範囲が広くより影響を受けた結果として、酸化領域が深くなったと考えられる。一方で炭化物がステライト中に占める割合は5%程度と少なく^[7], 系統線量に影響するCoの溶出には母材表面での腐食が大きく関係していると考えられることから、鍛造材と溶金材ではCo溶出量に大きな違いはないと考えられる。

4.3 試験時間と酸化皮膜厚さの関係

図12に鍛造材と溶金材の試験時間と酸化皮膜厚さの関係について示す。類似の先行研究との比較のため、Taylorら⁽⁶⁾とHockingら⁽⁷⁾との腐食試験結果を合わせて示す。HockingらはAESにより酸化皮膜厚さを測定し、Taylorらは放射性Coの溶出量を腐食溶出量 $[\text{mg} \cdot \text{dm}^{-2} \cdot \text{month}^{-1}]$ として測定している。Taylorらの結果から酸化により皮膜が成長している部分と腐食溶出している部分が同じと仮定し、腐食溶出量をステライト材中のCoの密度(ステライト材密度 \times Coの存在比(wt%))で割ることにより皮膜成長量を概算し、試験時間当たりの酸化皮膜厚さを求めた。

290°Cと320°C条件における試験時間と酸化皮膜厚さの試験結果はそれぞれ放物線則に則った成長曲線と良い相関関係が見られた。この結果については酸化の初期段階で安定な保護皮膜が形成され以降の腐食を抑制しているためであり、AESによる酸化皮膜分析結果からも母材表面にはCr酸化物の保護皮膜が形成されていると考えられる。保護皮膜が形成され緻密で均一に表面を覆っている場合、腐食反応は抑制され以降の反応はこの保護皮膜を通しての物質輸送(金属イオンの外方拡散、または酸素イオンの内方拡散)により律速されることが知られている⁽¹⁴⁾。金属の拡散速度はFickの第一法則と拡散係数の温度依存性を表す式により計算でき、高温条件下ほど拡散速度が増加する

アレニウス型の温度依存性を示すと考えられる⁽¹⁵⁾⁽¹⁶⁾。そのため、290°Cよりも320°C条件でよりCoイオンの拡散に伴う腐食溶出と母材の酸化が進行した結果、より厚い内層酸化皮膜が形成されたと考えられる。

赤丸で示した最も低温条件の250°C、DH濃度30 cm^3/kg 条件の試験結果は、他の試験条件と比べ試験時間に対する酸化皮膜厚さが大きく、放物線則を示さなかった。保護性の低い不完全な保護皮膜の形成や、形成された保護皮膜の破壊が起こることにより拡散律速に則った酸化皮膜の成長ではなく、直線則に則った酸化皮膜の成長が起こった可能性が考えられる。

一方で250°C、高DH濃度条件のTaylorらの結果は酸化皮膜厚さの算出方法が異なるが、290°C、320°Cの試験データに近く、放物線則に則った酸化皮膜の成長傾向が見られた。明確な理由は分からないが、DH濃度が50 cm^3/kg 付近と高い条件であることが関係している可能性が考えられる。同様にTaylorらの250°Cの試験結果として、DH濃度4.5 ~ 6 cm^3/kg の低DH濃度条件では、高DH濃度条件と比べ酸化皮膜厚さが1.5倍程度大きくなっており、250°C条件ではDH濃度により腐食挙動が変化し、高DH濃度側で腐食が抑制される可能性が示唆された。

ステライト材の腐食挙動には形成される酸化皮膜の保護性が強く関係していると考えられるため、酸化皮膜の組成や形態等の詳細な性状分析を今後検討していく。

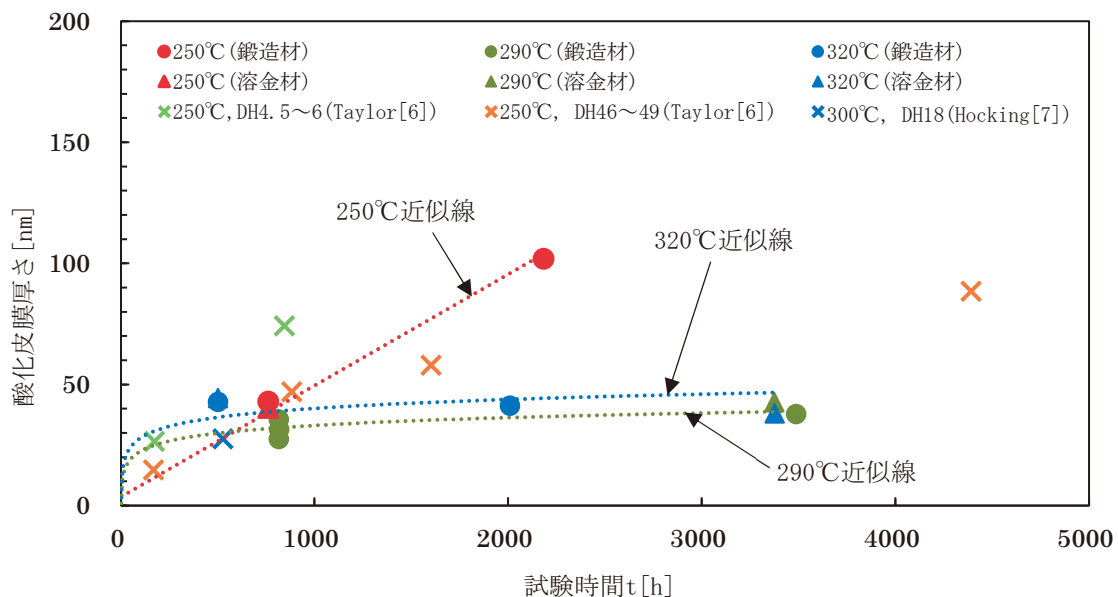


図12 試験時間と酸化皮膜厚さの関係

4.4 腐食挙動へのDH濃度と温度の影響

表3に示した酸化皮膜厚さ測定結果から、試験時間の異なる試験片について次式により放物線速度定数 k_p [m^2/s]を求めた。

$$X^2 = 2k_p t \quad (1)$$

ここで、 X は酸化皮膜厚さ[m]、 k_p は放物線速度定数 [m^2/s]、 t は時間[s]である。内層酸化皮膜の成長が保護皮膜を通したイオンの拡散に律速であると仮定し、酸化皮膜厚さのデータから(1)式により k_p を求めることで試験時間の異なる試験片の腐食影響を相対的に評価した。温度依存性については、250℃条件が保護皮膜を通した拡散律速ではない酸化皮膜の成長過程である可能性が考えられることから比較から除外した。なお、290℃と320℃の k_p は図12に示した酸化皮膜厚さの傾向からも分かるように320℃が290℃よりも大きく、約1.5倍大きかった。

図13に290℃での鍛造材の k_p 平均値のDH濃度依存性を示す。標準偏差をエラーバーとして示した。DH濃度影響として、わずかに15 cm^3/kg 条件で大きい傾向があるが、 k_p に及ぼすDH濃度依存性は大きくないことがわかった。

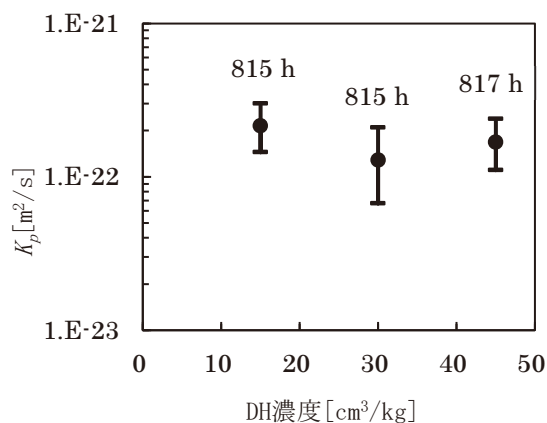


図13 鍛造材の k_p に対する DH 濃度の影響 (290℃)

5. まとめ

PWR1次系模擬環境下におけるステライト材の腐食挙動について調べた結果、以下のことが分かった。

- (1) ステライト材の腐食は主として母材表面と母材/炭化物境界の母材側で起こり、酸化皮膜中では

Coが溶出しCrが濃化する。

- (2) 鍛造材と溶金材では金属組織の違いとして炭化物の析出形態が異なっているが、表面皮膜観察と皮膜断面観察から内層と外層の腐食形態は良く似ていた。また、母材表面の酸化皮膜厚さ測定結果も同じ水質条件では両者は良く似た傾向を示した。一方で母材/炭化物境界の酸化深さは鍛造材よりも溶金材で平均的な酸化深さが大きい傾向が見られた。母材/炭化物境界での優先酸化には母材中でのCrの欠乏や、炭化物と母材との電位差による電気化学影響等が考えられ、環境条件や試験時間とはあまり相関関係がなかった。
- (3) 試験時間と酸化皮膜厚さの関係から、250℃条件を除き290℃と320℃条件では酸化皮膜厚さは放物線則に則った皮膜の成長曲線と良い相関関係が見られた。酸化の初期段階で保護性を持った皮膜が形成され、以降の酸化を抑制した結果と考えられる。一方で250℃の試験結果は直線則の様な酸化皮膜の成長が見られ、温度条件が保護皮膜の形成や安定性へ影響した結果、酸化が進行した可能性が考えられる。
- (4) 内層酸化皮膜厚さから k_p を求め、腐食挙動に及ぼすDH濃度の影響を評価した結果、290℃でDH濃度15, 30, 45 cm^3/kg の範囲では k_p に及ぼすDH濃度依存性は大きくないことがわかった。320℃についても290℃と同様に放物線則に則った皮膜の成長が見られたことから、DH濃度の影響は少ない可能性が考えられる。一方で250℃条件ではDH濃度により腐食挙動が変化し、高DH濃度側で腐食が抑制される可能性が示唆された。

謝辞

本研究の実施にあたり多大な協力を頂いた関電プラント(株)の村上 公治氏、黒崎 登氏に深く感謝いたします。

文献

- (1) 乙葉啓一、石樽頭吉、内田俊介、原口和之、塚本雅昭、平野秀郎、塚田隆、山崎健治、布施元正、西村孝夫、磯部毅、瀧口英樹、“原子力の安全と信頼を支える水化学の役割と課題 軽水炉時代の技術課題への取組み、” 第 巻Vol. 49,

- pp. 365-370, 2007.
- (2) 目黒芳紀, 赤川吉寛, “軽水炉一次冷却材における放射線量率低減対策,” *保険物理*, 第 巻19, pp. 51-57, 1984.
- (3) 近江正, 庄司浩之, 今井俊郎, “国内原子力発電所における線量低減活動の現状と今後の線量見通しについて,” *Jpn. J. Health Phys*, 第 巻46, p. 132~139, 2011.
- (4) Terachi, Kuge, Nakano, Yamaguchi, Nakagawa, Murashita, Tanabe, Okada, Iwaki, Sakata, Nishimura, Umehara, Shimizu, “Dose Rate Determining Factors of PWR Primary Water,” *Proc. NPC SAPPORO*, 2014.
- (5) 笹岡孝裕, 山田卓陽, 有岡孝司, TT690合金のPWR1次系模擬水中の腐食挙動への溶存水素濃度と温度の影響, 第 巻28, INSS JOURNAL, 2021.
- (6) N. K. TAYLOR, A. Harwell, I. ARMSON, “Corrosion product release from stellites and stainless steel in high pressure, high temperature lithiated water,” *Water chemistry* 3, 1983.
- (7) W. H. Hocking, F. W. Stanchell, E. McAlpine, D. H. Lister, “MECHANISM OF CORROSION OF STELLITE-6 IN LITHIATED HIGH TEMPERATURE WATER,” *Corrosion Science*, 第 巻25, 第 7, pp. 531-557, 1985.
- (8) C. Maffiotte, M. Navas, M. L. Castano, A. M. Lancha, “XPS characterization of oxide films formed in cobalt-based alloys during corrosion tests at high temperature.,” *SURFACE AND INTERFACE ANALYSIS*, 第 巻30, pp. 161-166, 2000.
- (9) EPRI, “Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines,” 2014.
- (10) EPRI, “Material Reliability Program Mitigation of PWSCC in Nickel-Base Alloys by Optimizing Hydrogen in the Primary Water(MRP-213),” 2007.
- (11) K. Hisamune, M. Sekiguchi, H. Takiguchi, “New Aspect of DH Control in PWR Primary Water Chemistry,” JAIF, 1998.
- (12) L. Almstrom, G. Soderstrom, “Alternative materials for high-temperature and high-pressure valves,” *Mechanical Engineering, Specialisation in Materials Engineering*, 2010.
- (13) G. N. Karimi, P. H. Shipway, D. A. Stewart, T. Hussain, Corrosion of cast Stellite-3 analogue in simulated PWR conditions, 第 巻140, *Corrosion Science*, 2018, pp. 402-411.
- (14) 新居和嘉, “金属・合金の高温腐食,” *National Research Institute for Metals*, 1980.
- (15) 野口学, 八鍬浩, “「腐食防食講座—高温腐食の基礎と対策技術—」第一報: 高温腐食の基礎 I (基礎となる気論),” *エバラ時報*, 第 巻252, p. 31-39, 2016.
- (16) 新居和嘉, “合金の高温酸化,” *防食技術*, 第 巻26, pp. 389-400, 1977.

米国原子力発電所の異常事象報告書（LER）に関する テキストマイニングによるデータ分析の試行

A trial analysis of license event reports (LERs) of U.S. nuclear power plants by text mining

新崎 雅志 (Masashi Shinzaki)*¹

山口 浩司 (Hiroshi Yamaguchi)*²

要約 海外原子力発電所で発生した事故・故障には、わが国の原子力発電所の安全性や安定運転の向上に参考となる事象がある。原子力安全システム研究所では、米国を中心に欧州、アジアを含む海外の事故・故障情報を入手して分析評価し、類似の不具合事象が国内の加圧水型軽水炉（PWR）発電所で発生することを防止するための改善提言を行ってきた。

本稿では、米国原子力発電所の異常事象報告（LER：License Event Report）を用い、不具合事象関連の用語などに注目して、テキストマイニングによるデータ分析を試行し、その結果をまとめた。

キーワード 米国原子力発電所, 異常事象報告, テキストマイニング

Abstract Accidents and failures that have occurred at overseas nuclear power plants can serve as a reference for improving the safety and stable operation of nuclear power plants in Japan. The Institute of Nuclear Safety System, Inc. (INSS) has obtained and analyzed information on accidents and failures in the United States and other countries, including Europe and Asia, and has made recommendations for improvements to prevent similar failure events from occurring at pressurized water reactor (PWR) power plants in Japan.

In this paper, we made a trial analysis by text mining of license event reports (LERs) of U.S. nuclear power plants in which we focused on terms related to failure events and other information, and we summarized the results herein.

Keywords U.S. nuclear power plants, license event reports, text mining

1. はじめに

原子力安全システム研究所では、米国を中心に欧州、アジアを含む海外の事故・故障情報を入手して分析評価し、類似の不具合事象が国内のPWR発電所で発生することを防止するための改善提言を行っている。

これら個別の事故・故障情報の分析に加えて、テキストマイニングによるデータ分析すなわち計量テキスト分析を活用することにより、更に有効な教訓・提言等を引き出せる可能性がある。

本稿では、海外の事故・故障情報の分析データを基に、不具合事象関連の用語などに注目して、テキストマイニングによるデータ分析を試行し、その結果をまとめた。

本分析に用いる情報ソースは、①公開情報であること、②国内の商用原子力発電所と型式（PWR およびBWR）が同じであること、③記載内容が充実していることから、米国原子力発電所の異常事象報告（LER）

を採用した。なお、LERは、米国連邦規則10CFR50.73 “License event report system” に定める報告基準に基づき事業者から米国原子規制委員会（NRC）に提出される異常事象報告である。

また、テキストマイニングによるデータ分析用のソフトウェアには、KH Coder（樋口，2019）を用いた。

2. 原子力関連の専門用語の辞書作成

KH Coder では、テキスト型データの中から一般的な単語は自動的に取り出せるが、原子力関連の専門用語は自動的に取り出せない。そのため、まず始めに、機器名や不具合事象名などの辞書を作成した。辞書の作成に当たって、KH Coder を用いて2010年から2018年のLER分析データ（2,779件）より自動的に取り出した単語約24,000語から、出現回数が少ない単語を除き、「原子+炉→原子炉」、「運転+不能→運転不能」などを複合語として指定して、2,400語を抽出・整理

*1 元 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現(公財)原子力環境整備促進・資金管理センター

*2 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

した。

なお、原子力関連の専門用語の抽出・整理にはかなりの作業量を要した。

3. どのような不具合事象が多いか

2010年から2018年のLER分析データのうち事象概要，原因および対策を対象に，テキストマイニングによるデータ分析を行い，不具合事象関連の用語を抽出した。表1に，不具合事象関連の抽出語を降順に示す。

「トリップ」，「漏えい」，「故障」，「運転不能」，「喪失」，「逸脱」，「損傷」等の出現回数が多かった。

なお，「漏えい」の出現回数は，「漏洩」，「漏れ」または「リーク」の各出現回数も含め合算している。

4. どのような不具合事象が増えたか

前項で抽出した不具合事象関連の用語を，年別（2010年，2011年 … 2018年）に再抽出した。表2に，年別の不具合事象関連の抽出語を降順に示す。

表1 不具合事象関連の抽出語
[2010~2018年]

出現順位	不具合事象	出現回数
1	トリップ	1,697
2	漏えい	1,036
3	故障	912
4	運転不能	555
5	喪失	516
6	逸脱	481
7	損傷	446
8	振動	303
9	劣化	293
10	失敗	248
11	欠陥	233
12	超過	207
13	不足	200
14	作動不能	189
15	地絡	183

表2 年別の不具合事象関連の抽出語

[2010年]

出現頻度	不具合事象	出現回数
1	トリップ	231
2	漏えい	155
3	故障	139
4	運転不能	70
5	喪失	60
6	損傷	54
7	不良	48
8	不足	43
9	スクラム	39
9	逸脱	39
11	腐食	36
11	劣化	36
13	事故	33
13	超過	33
15	失敗	32

[2011年]

出現頻度	不具合事象	出現回数
1	トリップ	243
2	漏えい	158
3	故障	129
4	運転不能	91
5	損傷	90
6	喪失	72
7	逸脱	67
8	不良	49
9	不備	36
10	振動	34
10	劣化	34
12	接触	33
13	不足	32
14	失敗	31
15	腐食	30

....

[2018年]

出現頻度	不具合事象	出現回数
1	トリップ	142
2	故障	120
3	漏えい	96
4	運転不能	47
5	喪失	45
6	逸脱	36
6	損傷	36
8	不良	27
9	不足	26
10	作動不能	25
11	振動	24
11	劣化	24
13	スクラム	23
14	欠陥	21
14	不備	21

全期間[2010～2018年]と同様に、各年とも出現回数の上位をほぼ「トリップ」、「漏えい」、「故障」、「運転不能」、「喪失」、「逸脱」、「損傷」で占めている。2010年から2018年の9年間の各年において、出現回数の上位については、出現回数は年毎に異なるが、出現順位に大きな変化はなく、特定の不具合事象関連の抽出語に増加傾向や減少傾向は見られなかった。

5. 共起ネットワークの作成

更に、KH Coder を用いて、出現回数上位の「漏えい」と関連する抽出語が共通に出現する関係（共起関係）を円と線で示す共起ネットワークを作成した。結果を図1に示す。

共起ネットワークの作成に先立ち、「漏えい」、「漏洩」、

「漏れ」、「リーク」のいずれかが含まれている不具合事象を集計できるようにコーディングルール・ファイルを作成した。このような用語のばらつきは、発電所で慣例的に使用されていたり、分析担当者による翻訳の仕方の違い等によるもので、分析に当って、ここまで細かく用語の翻訳の仕方をルール化していないことから、テキストマイニングによるデータ分析では、このような手間をかける必要が生じる。

このコーディングルール・ファイルを読み込んで検索した結果、「漏えい」、「漏洩」、「漏れ」または「リーク」を含む不具合事象において、図中に赤太一点鎖線で囲ったように「点検で○○配管溶接部からの漏れを確認」、「シール部からのリーク発生」、「漏えい試験実施時の△△弁からの漏えい」などの出現回数が高いことが分かった。

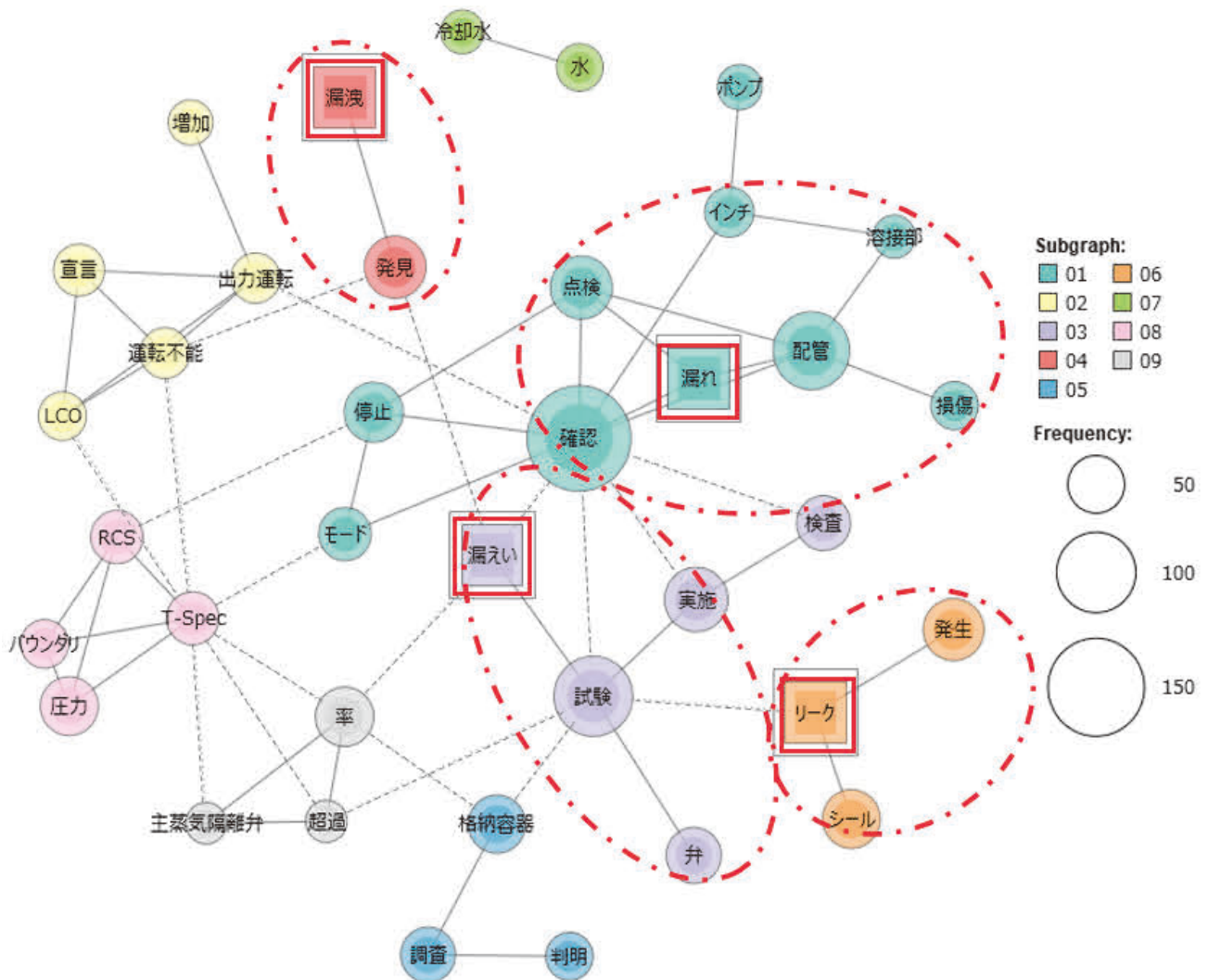


図1 「漏えい」と関連する抽出語との関係を示す共起ネットワーク

6. 機械学習による原因分類

次に、KH Coder を用いた機械学習によって、不具合事象の原因分類を検討させることで、分析者の行う分析評価の作業量の低減につながる方策が得られるのではないかと考えた。

2010年から2018年のLER分析データ(事象の件名、概要、原因および対策に、原因分類、国内PWRプラントへの対策の要否などの分析評価を加えたもの)のうち原因と原因分類を対象に、KH Coder を用いて原因分類のルールを学習させ、学習対象外の原因に対して原因分類を行い、原因分類の一致率を測定した。測定結果を表3に示す。

表3 原因分類の一致率の測定結果

原因分類	原因分類の一致率	異なる分類先
保守不良	60%	設計不良、運転不良、不明
設計不良	63%	保守不良
施工不良	42%	保守不良、製造不良
製造不良	64%	保守不良
管理不良	100%	—
外部事象	100%	—
運転不良	66%	保守不良
不明	43%	保守不良

管理不良および外部事象の原因分類の一致率は100%となったが、保守不良、設計不良、施工不良、製造不良、運転不良および不明の原因分類の一致率は40~60%程度となった。

7. まとめ

海外の事故・故障情報の分析データを基に、不具合事象関連の用語などに注目して、2010年から2018年のLER分析データを対象に、KH Coder を用いたテキストマイニングによるデータ分析を試行した。

その結果、全期間[2010~2018年]と同様に、各年も出現回数の上位をほぼ「トリップ」、「漏えい」、「故障」、「運転不能」、「喪失」、「逸脱」、「損傷」で占めていた。また、出現回数の上位については、出現回数は年毎に異なるが、出現順位に大きな変化はなく、特定の不具合事象関連の抽出語に増加傾向や減少傾向は見られなかった。

また、出現回数上位の「漏えい」について共起ネットワークを作成したところ、「点検で〇〇配管溶接部からの漏れを確認」、「シール部からのリーク発生」、「漏えい試験実施時の△△弁からの漏えい」などの出現回数が高いことが分かった。

更に、機械学習によって原因に対する原因分類を行い、原因分類の一致率を測定したところ、管理不良および外部事象の原因分類の一致率は100%となったが、保守不良、設計不良、施工不良、製造不良、運転不良および不明の原因分類の一致率は40~60%程度となった。

現状では、保守不良、設計不良、施工不良、製造不良、運転不良および不明の原因分類の一致率はそれほど高いとは言えない。

テキストマイニングによるデータ分析を活用することにより、有効な教訓・提言等を引き出したり、分析者の行う分析評価の作業量の低減につながる方策を得るには、漏えい、漏れ等の翻訳のゆらぎを排除するために原文(英単語)を使ってデータ分析するなど、更なる検討が必要と思われる。

また、分析に入る前の原子力関連の専門用語の辞書の作成にかなりの作業量を要しており、分析内容に応じた辞書を作成するなど、専門用語の辞書の作成に当たって作業量がかからないようにするなどの工夫が必要である。なお、作成された辞書は今後の事象分析に大きく役立つと考えられる。

引用文献

- 永山 統啓 (2020). 米国原子力発電所の異常事象報告書 (LER) に関する傾向分析 INSS JOURNAL, Vol. 27, 211.
- 樋口 耕一 (2019). KH Coder 3 リファレンス・マニュアル 2019年9月17日版.

ロッドバンドルにおける気液対向流での流動特性

Flow characteristics in a rod bundle under gas-liquid counter-current flows

村瀬 道雄 (Michio Murase)*¹ 西田 浩二 (Koji Nishida)*¹

高木 俊弥 (Toshiya Takaki)*¹ 富山 明男 (Akio Tomiyama)*²

要約 ロッドバンドルにおける気液対向流条件での流動特性は、落水制限 (CCFL) を除いて、ほとんど評価されていない。そこで、これまでに、3×3 ロッドバンドルで空気・水対向流実験を行い、CCFL (上昇気相速度 J_G に対する落下液速度 J_L) および圧力勾配 dP/dz とボイド率 α を測定し、液膜流モデルを用いて壁面と気液界面での摩擦係数 (f_w と f_i) を求めた。CCFL 特性は、上部格子板での速度を用いると従来データと一致せず、バンドル内での速度を用いると従来データとよく一致し、バンドル内での速度を用いて CCFL 相関式を作成した。本報告では、原子炉の事故解析で α と dP/dz を計算するための相関式について検討した。その結果、 J_G が大きくなると多次元流れの影響により f_w が負になるため、相対的に不確かさが小さい f_i と液膜厚さ δ の相関式を作成した。 f_w の値が必要な場合には液膜流モデルおよび f_i と δ の相関式から求めるのがよいことを明らかにした。 f_i と δ の相関式から f_w を求めると、負の値を含めて f_w の測定値とよく一致した。

キーワード ロッドバンドル, 気液対向流, ボイド率, 壁面摩擦係数, 界面摩擦係数

Abstract Flow characteristics in rod bundles under counter-current gas liquid flows have not been well evaluated except for counter-current flow limitation (CCFL). In our previous studies, we had measured CCFL (falling liquid velocity J_L for updraft gas velocity J_G), pressure gradient dP/dz and void fraction α , and we obtained the wall and interfacial friction factors (f_w and f_i). The measured CCFL characteristics differed with the existing data arranged according to the gas and liquid velocities at the upper grid plate, but agreed with them when arranged according to the velocities in the rod bundle, and a CCFL correlation was obtained by using the velocities in the rod bundles. In this study, we evaluated correlations to compute α and dP/dz in an accident analysis for a nuclear reactor. As a result, we found the f_w value became negative due to multi-dimensional flows in the region of large J_G , hence correlations were obtained for f_i and the liquid film thickness δ (whose uncertainties were relatively small). When the f_w value was needed, we found that it could be computed by using the liquid film model with the f_i and δ correlations. The f_w values obtained from the f_i and δ correlations agreed well with the measured f_w including negative values.

Keywords rod bundle, gas-liquid counter-current flow, void fraction, wall friction factor, interfacial friction factor

1. はじめに

原子炉の事故解析では一次元気液二相流モデルが広く使用されており、壁面摩擦係数 f_w と界面摩擦係数 f_i を用いてボイド率 α と圧力勾配 dP/dz を計算する。事故条件では、ポンプによる冷却水の循環が停止して、停滞水や気液対向流が生じやすい。停滞水の状態は長く続くことから、炉心の燃料棒を模擬するロッドバンドルでの α の測定例⁽¹⁾⁻⁽³⁾は多い。一方、炉心冷却に直接影響する気液対向流での落水制限 (CCFL) に対する測定例⁽⁴⁾⁻⁽⁶⁾は多いが、気液対向流の状態は短いこともあり α の測定例は見当たらない。しかし、 α や dP/dz は燃料棒の冷却に影響する気液二相水位や炉心

圧力に影響する圧力損失の評価に重要である。

著者らの研究グループでは、直径 20 mm と 40 mm の鉛直管を使用して空気と水での気液対向流実験を行い、CCFL および dP/dz と α を測定し、環状流モデルを用いて f_w と f_i を求めた⁽⁷⁾。また、3×3 ロッドバンドルを使用して空気と水での気液対向流実験を行い、鉛直管と同じ方法を用いて CCFL および dP/dz と α を測定し、液膜流モデルを用いて f_w と f_i を求めた⁽⁸⁾。 α の測定値は停滞水でのデータ⁽¹⁾⁻⁽³⁾との相違が大きく、CCFL 特性は従来データ⁽⁴⁾⁻⁽⁵⁾との相違が大きかった。CCFL 特性は流路面積が狭い上部格子板での速度で整理されていたが、ロッドバンドル内での速度で整理すると、3×3 ロッドバンドルでの CCFL 特性が従来デ

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 神戸大学

ータとよく一致することを明らかにした⁽⁹⁾。

3×3ロッドバンドルでの α の測定値と停滞水での α の測定値⁽¹⁾⁽³⁾との相違が大きい原因は明らかでない。また、原子炉の事故解析に活用するには、 f_w と f_i もしくは α を相関式化する必要がある。そこで、本報告では、液膜流モデルを用いて f_w と f_i および α の相互関係と相関式化について検討した。

2. 実験装置と実験結果の概要

2.1 実験装置

実験装置⁽⁸⁾を図1に示す。実験装置は、圧縮機から流量計を経由して下部タンクに空気を供給する空気供給系、蓄水タンクからポンプと流量計を経由して上部タンクに給水する給水系、および3×3ロッドバンドルで構成されている。燃料棒を模擬するロッドの直径は10 mm、正方格子配列のピッチは12.6 mmであり、チャンネル寸法は37.8 mm×37.8 mmである。ロッドの下端を格子板で支持し、上端をスペーサーで支持している。格子板とスペーサーは、形状が同じで流路面積はバンドル内の流路面積の93.5%である。格子板の下方とスペーサーの上方には α 測定用の縮切弁が設置されている。上下の縮切弁の間隔は1.2 mである。液相には水道

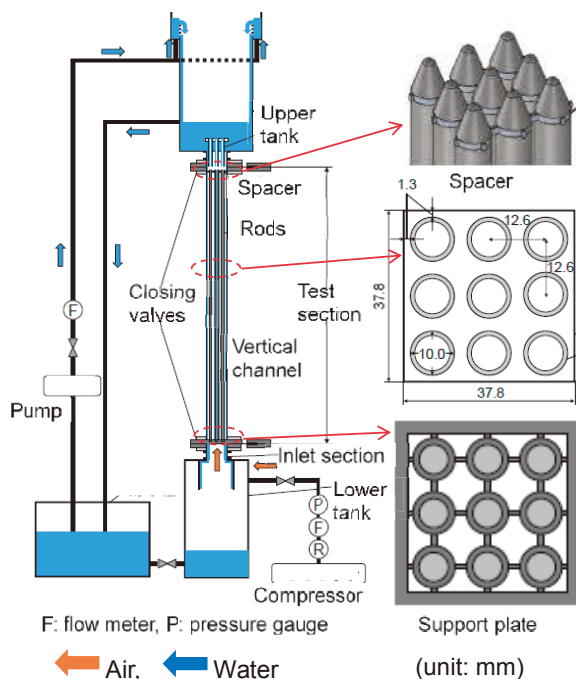


図1 ロッドバンドル気液対向流の実験装置⁽⁸⁾

水 (25±5 °C) を使用し、CCFLで落下しない水はオーバーフロー管を経由して蓄水タンクに戻した。

上部タンクの水位は、オーバーフロー管の位置により100 mmにした。気相の見かけ速度 $J_G=1.6\sim 12.6$ m/sの範囲でCCFLおよび dP/dz と α を測定した。空気と水の流量計の測定誤差はフルスケール (FS) の±2.5%である。落下水量 (見かけ速度 J_L) は、下部タンクの水位上昇から求め、不確かさは95%信頼区間で±3.3%である。 dP/dz は、0.8 mの区間で、間隔1 msで50,000点を収録して平均値を使用した。差圧計の測定誤差は8.6 kPaのFSに対して±0.25%である。縮切時間1/30秒の縮切弁を用いて区間1.2 mでの液量 (液相体積率 $\alpha_L=1-\alpha$) を測定し、1.6 m/s< J_G <7.0 m/sでは60回の測定の平均値を、変動が小さい $J_G\geq 7.0$ m/sでは30回の測定の平均値を使用した。 $J_G=2.4, 7.0, 11.8$ m/sでの α_L の測定値の標準偏差は、それぞれ0.0056, 0.0037, 0.0009である。

2.2 液膜流モデル

鉛直管での気液対向流には環状流モデルが使用される^{(7),(10)}。ロッドバンドルでは、チャンネル表面とロッド表面で液膜厚さが等しいと仮定する液膜流モデル⁽⁸⁾を使用するが、基本は環状流モデルと同じである。気相に作用する力と全流体に作用する力の釣り合いは次式で表される。

$$\frac{dP}{dz} + \rho_G g + \frac{f_i}{2} \rho_G \left(\frac{J_G}{\alpha} - \frac{J_L}{\alpha_L} \right)^2 \frac{Pe_i}{\alpha A_{cs}} = 0 \quad (1)$$

$$\frac{dP}{dz} + (\rho_L \alpha_L + \rho_G \alpha) g - \frac{f_w}{2} \rho_L \left(\frac{J_L}{\alpha_L} \right)^2 \frac{Pe_w}{A_{cs}} = 0 \quad (2)$$

A_{cs} はバンドル内の流路面積、 g は重力加速度、 Pe_i は水平断面での気液界面の長さ、 Pe_w は水平断面での構造物表面の長さ (濡れ縁長さ)、 ρ は密度であり、添字の G と L は気相と液相を示す。

式(1)と(2)は鉛直管の環状流モデルでも同じであり、ロッドバンドルと鉛直管では A_{cs} および Pe_i と Pe_w が異なる。CCFL (J_G と J_L の関係) および dP/dz と α を測定すれば、式(1)から f_i が、式(2)から f_w が得られる。

2.3 実験結果

実験結果⁽⁸⁾として、 J_G に対する J_L および α_L と式(3)で定義される無次元圧力勾配(dP/dz)*を図2に示す。

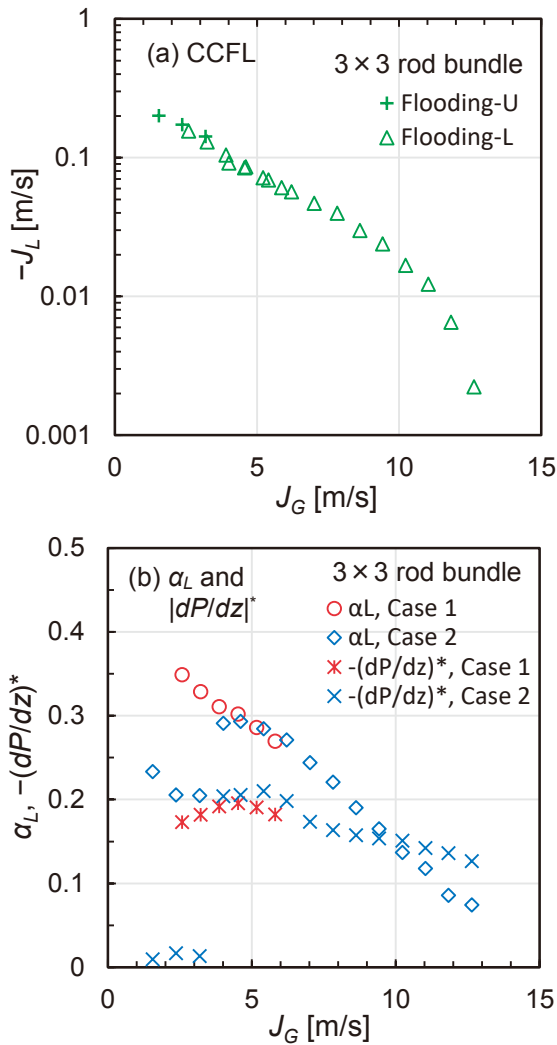


図2 3x3ロッドバンドルでの測定値⁽⁸⁾

$$\left(\frac{dP}{dz}\right)^* = \frac{dP/dz}{(\rho_L - \rho_G)g} \quad (3)$$

z 軸は上向きが正であり、 J_L と dP/dz の値は負になる。Case 1とCase 2は、測定年度は異なるが、測定方法は同じである。液相の落下は、低 J_G では上部で制限され (Flooding-U)、高 J_G では下部で制限された (Flooding-L)。上部での落下水制限から下部での落下水制限への変化は $-dP/dz$ と α_L に顕著に表れ、下部での落下水制限になると $-dP/dz$ と α_L が急増する。この変化は、鉛直管での変化⁽⁷⁾と同様であるが、Case 2で変化が生じた J_G の範囲を含むCase 1では生じていない (変化が生じる J_G の値には不確かさが大きい)。落下水制限位置が J_L に及ぼす影響は小さい。

式(1)と(2)および図2の測定値から、以下の事項が分かる。上部での落下水制限では、界面摩擦項と無次元

圧力勾配が小さく、重力項と壁面摩擦項が釣り合っている。下部での落下水制限では、界面摩擦項が増加して壁面摩擦項が相対的に小さくなる。BharathanとWallis⁽¹¹⁾は、鉛直管での気液対向流における下部での落下水制限に対し、壁面摩擦項を無視 ($f_w = 0$) して f_i を求めたが、図2では壁面摩擦項を無視できない。

3. 落下水制限

3.1 従来の相関式

気液二相流の計算では、式(1)と(2)およびCCFL相関式 (J_G と J_L の関係)、 f_w と f_i の相関式を用いて未知量である α と dP/dz を求める。Wallis⁽¹²⁾によるエンベロップ法 ($\partial J_L / \partial \alpha = 0$) を用いると J_L を過大に計算⁽¹¹⁾するため、 J_L の計算にはCCFL相関式を用いるのが一般的である。

流路の形状と寸法、上下端の形状に対応して多くのCCFL相関式が提案されている⁽¹³⁾。鉛直管では気液の無次元速度にWallisパラメータ (J_G^* と J_L^*) を用いたWallis相関式⁽¹²⁾が使用され、大口径管では代表長さを直径 D からラプラス長さ L に変更したKutateladzeパラメータ (K_G^* と K_L^*) を用いた相関式が使用される。Sun⁽⁵⁾は沸騰水型原子炉 (BWR) の燃料集合体に対するCCFL相関式にKutateladzeパラメータを使用した。

表1 水平多孔板に対するCCFL相関式

Ref.	Correlation	Eq.
Sun ⁽⁵⁾	$K_G^{*1/2} + K_L^{*1/2} = 1.79$	(4)
	$K_k^* = \left\{ \frac{\rho_k}{g L (\rho_L - \rho_L)} \right\}^{1/2} J_k$	(5)
	$(k = G \text{ or } L)$	
	$L = \left\{ \frac{\sigma}{g (\rho_L - \rho_G)} \right\}^{1/2}$	(6)
Bankoff et al. ⁽¹⁴⁾	$H_G^{*1/2} + m H_L^{*1/2} = C, m = 1$	(7)
	$H_k^* = \left\{ \frac{\rho_k}{g w (\rho_L - \rho_L)} \right\}^{1/2} J_k$	(8)
	$(k = G \text{ or } L)$	
	$w = D^{1-\beta} L^\beta \quad (0 \leq \beta \leq 1)$	(9)
	$C = \min(1.07 + 0.00433L^*, 2.0)$	(10)
	$L^* = n\pi D/L, \beta = \tanh(\gamma \kappa D), \kappa = 2\pi/t_p$	(11)

D : 直径 (孔径), n : 孔数, t_p : 水平板の厚さ, γ : 孔の面積比, σ : 表面張力

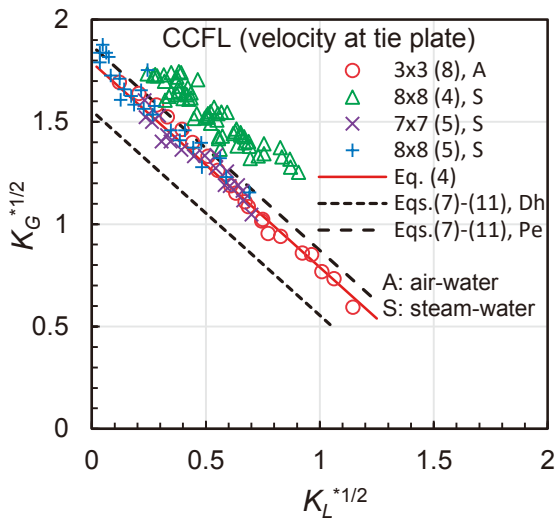


図3 CCFLデータと従来相関式との比較

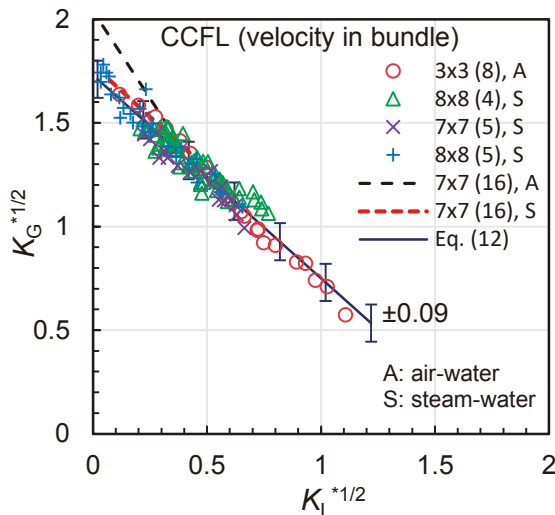


図4 バンドル内の速度で整理したCCFL

Bankoffら⁽¹⁴⁾は、水平多孔板でのCCFLデータと上部格子板でのCCFLデータを用いて汎用的な相関式を提案した。これらの相関式を表1に示す。

表1のCCFL相関式では、 J_L は下向きが前提にされており、 $-J_L$ や $|J_L|$ の表示は使用されていない。式(5)で代表長さをラプラス長さ L から直径 D に変更すると、Kutateladzeパラメータ K_k^* がWallisパラメータ J_k^* になる。式(4)は大口径の鉛直管に対するCCFL相関式⁽¹⁵⁾と同じである。Bankoffら⁽¹⁴⁾による式(8)と(9)では、 $\beta=0$ で H_k^* が J_k^* に、 $\beta=1$ で H_k^* が K_k^* になる。

3.2 従来データとの比較

3×3ロッドバンドルでのCCFLデータ⁽⁸⁾を従来デー

タ⁽⁴⁾⁽⁵⁾および表1に示した従来相関式と比較して図3に示す。従来相関式では、流路面積が最も狭い上部格子板での速度を用いてCCFL特性を整理する。Naitohら⁽⁴⁾による8×8およびSun⁽⁵⁾による7×7と8×8での測定値は、BWRの燃料集合体を模擬した蒸気・水実験による。3×3でのCCFLデータ⁽⁸⁾は、Sun⁽⁵⁾による7×7と8×8でのデータおよび式(4)とよく一致するが、Naitohら⁽⁴⁾による8×8でのデータとの一致はよくない。式(7)~(11)による計算値は、3×3での空気・水実験を対象にしており、式(11)の L^* に上下のスペーサーもしくは格子板での水力等価直径 $D_h = 5.6 \text{ mm}$ と孔数 $n = 16$ を用いると J_L を過小に計算し、濡れ縁長さ $L^* = Pe/L$ を用いると J_L を若干過大に計算する。Bankoffら⁽¹⁴⁾の実験における孔形状は円であり、円形では $Pe = n\pi D_h$ である。図1に示すスペーサーや格子板の孔形状では、 $n\pi D_h$ より Pe を用いるのが合理的である。3×3では、 $L^* = n\pi D_h/L$ より $L^* = Pe/L$ を用いる方が J_L の計算値と測定値との一致がよい。式(7)~(11)をBWRの燃料集合体に適用すると、 n が大きいため式(10)で $C = 2.0$ になり、 J_L の計算値はNaitohら⁽⁴⁾による測定値とよく一致する。Naitohら⁽⁴⁾による燃料集合体の上部格子板は模擬燃料棒の加熱電極を兼用しており、上部格子板での流路面積 A_{ugp} はバンドルでの流路面積 A_{cs} の72%である。流路面積比 A_{ugp}/A_{cs} は、Sun⁽⁵⁾による実験では約90%、3×3⁽⁸⁾では93.5%である。

3.3 バンドル内速度での整理

図3に示したCCFLデータの実験では上部格子板での流路面積比 A_{ugp}/A_{cs} が異なり、上部格子板での速度ではなくバンドル内の速度を用いるとデータ相互の一致がよくなる可能性がある。バンドル内の速度で整理したCCFLデータを図4に示す。図3では相違が大きいNaitohら⁽⁴⁾による測定値を含めて、図4ではデータ相互の一致がよい。そこで、Naitohら⁽⁴⁾とSun⁽⁵⁾および著者ら⁽⁸⁾による測定値を用いて最小二乗法で次式を求めた⁽⁹⁾。

$$K_G^{*1/2} + 0.98K_L^{*1/2} = 1.73 \pm 0.09 \quad (12)$$

± 0.09 は125点の測定値の95%を含む不確かさである。笹川ら⁽¹⁶⁾による最近の測定値は、データフィット式が公表されており、測定範囲に対して破線で示した。蒸気・水データは式(12)とよく一致し、空気・水データ

は高 J_G で式(12)より J_L が大きい。

CCFL特性は、上部格子板、バンドル内、下部格子板で異なり、制限される J_L が最も小さい位置で顕在化する。図2 (a)では上部と下部で J_L に顕著な相違はなく、位置によるCCFL特性の相違は小さいと判断される。

4. 壁面摩擦と界面摩擦

流動特性の測定で最も大変なのは α であり、最も容易なのは dP/dz である。信頼性が高い f_w の相関式を作成しておけば、 dP/dz データと式(2)を用いて α を評価できる。鉛直管の気液対向流評価では、この方法を用いて dP/dz の従来データを活用して α を求め、 δ の相関式を作成した⁽¹⁰⁾。したがって、 f_w の相関式は流動特性の評価で重要である。 α を計算で求めるには、 f_w と f_i の相関式が必要になる。ロッドバンドルでの気液対向流に対する f_w と f_i の相関式は見当たらないため、鉛直管での気液対向流に対する f_w と f_i の相関式を表2に示す。鉛直管では f_w の相関式に見かけレイノルズ数 Re_L が使用されているが、ロッドバンドルに適用するため液膜レイノルズ数 $Re_{L,\delta}$ に変換して示す。

$$Re_{L,\delta} = \frac{J_L \delta}{\alpha_L \nu_L} \doteq \frac{Re_L}{4}, Re_L = \frac{J_L D}{\nu_L} \tag{13}$$

ν_L は液相の動粘度である。上部での落下水制限による滑らかな液膜 (SF) と下部での落下水制限による粗い液膜 (RF) で相関式が異なる。 f_i の相関式では、変数

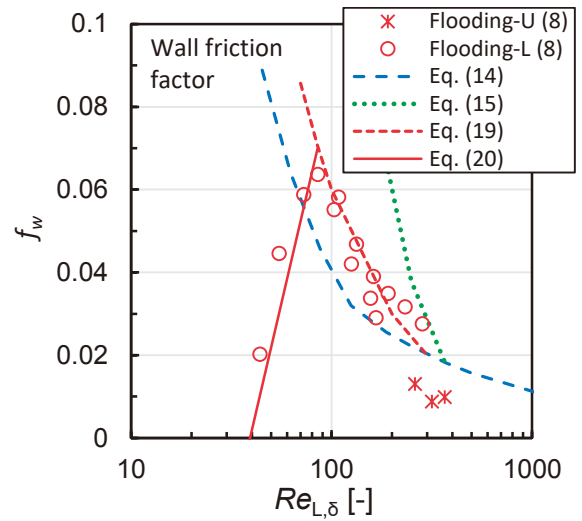


図5 壁面摩擦係数 f_w

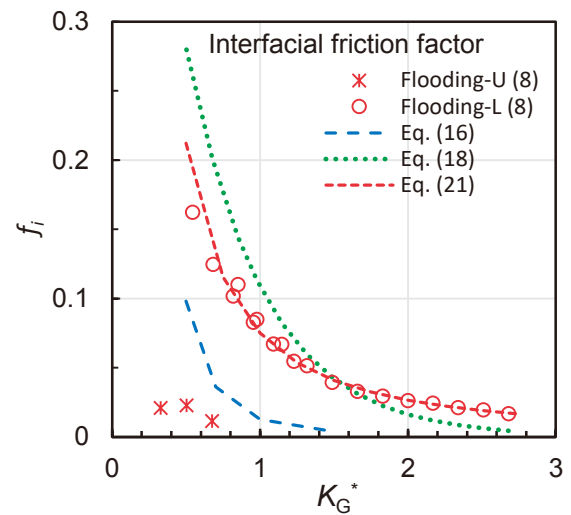


図6 界面摩擦係数 f_i

表2 鉛直管の壁面と界面での摩擦係数の相関式

Ref.	Correlation	Eq.
Takaki et al. ⁽¹⁰⁾	For smooth film (SF): $f_w = \min \left(\frac{4.0}{Re_{L,\delta}}, \frac{0.35}{Re_{L,\delta}^{0.50}}, \frac{0.056}{Re_{L,\delta}^{0.25}} \right)$	(14)
Goda et al. ⁽⁷⁾	For rough film (RF): $f_w = \frac{1900}{Re_{L,\delta}^{1.96}}$	(15)
Takaki et al. ⁽¹⁰⁾	For smooth film (SF): $f_i = A K_G^{*B},$ $A = 0.0051, B = -4.64/D^{*0.5}$ $D^* = D/L$	(16) (17)
Sano et al. ⁽¹⁷⁾	For rough film (RF): $f_i = 0.30 D^* \exp(-1.90 K_G^*)$	(18)

に δ を用いる式 ($f_i = A(\delta/L)^B$) が多いが、RFに対しては δ より適切な K_G^* を変数にした相関式(16)と(18)を使用した。文献^{(10),(17)}における式(16)と(18)の元の式では、係数と指数は気液密度比の関数であるが、表2では空気と水の気液密度比を用いて定数で表示した。

4.1 壁面摩擦係数

f_w の測定値を相関式と比較して図5に示す。式(14)は層流、遷移域、乱流に対する式であり、測定値は層流から遷移域の範囲である。ロッドバンドルでは濡れ縁長さが鉛直管より長く δ が薄いため、上部での落下水制限 (Flooding-U) では f_w が小さい。下部での落下水制限 (Flooding-L) における f_w の測定値は式(14)と(15)の間にあり、低 $Re_{L,\delta}$ (<80) で f_w が小さくなっている。こ

れは図2 (b)の高 J_G で α_L と $-(dP/dz)^*$ の差が小さくなっていることにより、 $-(dP/dz)^* > \alpha_L$ で f_w は負の値になる。 $f_w < 0$ は、バンドル内の一部で気液上昇流が生じ、気液上昇流による圧力損失が大きいことを示す。 f_w の測定値からフィット式を作成すると次のようになる。

$$f_w = 6/Re_{L,\delta} \quad (19)$$

$$f_w = 0.09 \ln(Re_{L,\delta}) - 0.33 \quad (20)$$

式(19)と(20)は、 f_w が α の評価に及ぼす影響を検討するために作成した式であり、一般的な使用は推奨しない。

4.2 界面摩擦係数

f_i の測定値を相関式と比較して図6に示す。 f_i の相関式には、BharathanとWallis⁽¹¹⁾のように $f_i = A(\delta/L)^B$ が用いられるが、佐野ら⁽¹⁷⁾は気相のKutateladzeパラメータ K_G^* を用いるのがよいことを示した。ロッドバンドルでは鉛直管より δ が薄いため、上部での落下水制限(Flooding-U)では f_i が式(16)より小さい。下部での落下水制限(Flooding-L)に対しては、ロッドバンドルでは鉛直管より f_i の K_G^* への依存性が小さく、最小二乗法を用いて次式を作成した。

$$f_i = 0.075/K_G^{*1.5} \quad (21)$$

5. ボイド率

5.1 ボイド率データ

ロッドバンドルでの気液対向流におけるボイド率 α のデータは見当たらないため、 α の測定値を停滞水($J_L = 0$)での α と比較して図7に示す。 $J_L = 0$ では、式(2)において壁面摩擦項がゼロになるため、 dP/dz の測定値から α が得られる。測定値は全て空気・水系である。Kameiら⁽¹⁾とChenら⁽²⁾は dP/dz の測定値から α を求め、Araiら⁽³⁾は気液二相の上昇水位から α を求めた。

Flooding-Uでは α が $J_L = 0$ での測定値より大きい、Flooding-Lでは α が $J_L = 0$ での測定値と比較的よく一致している。Chenら⁽²⁾による $J_G = 0.38$ m/sで $\alpha = 0.43$ から $J_G = 0.65$ m/sで $\alpha = 0.30$ への変化は気泡流からスラグ流への変化によるが、他の測定では α の急激な変化は見られない。 $J_L = 0$ での α の測定値は実験により最大で0.11異なる。気液対向流での α の測定値は $J_L = 0$ での測

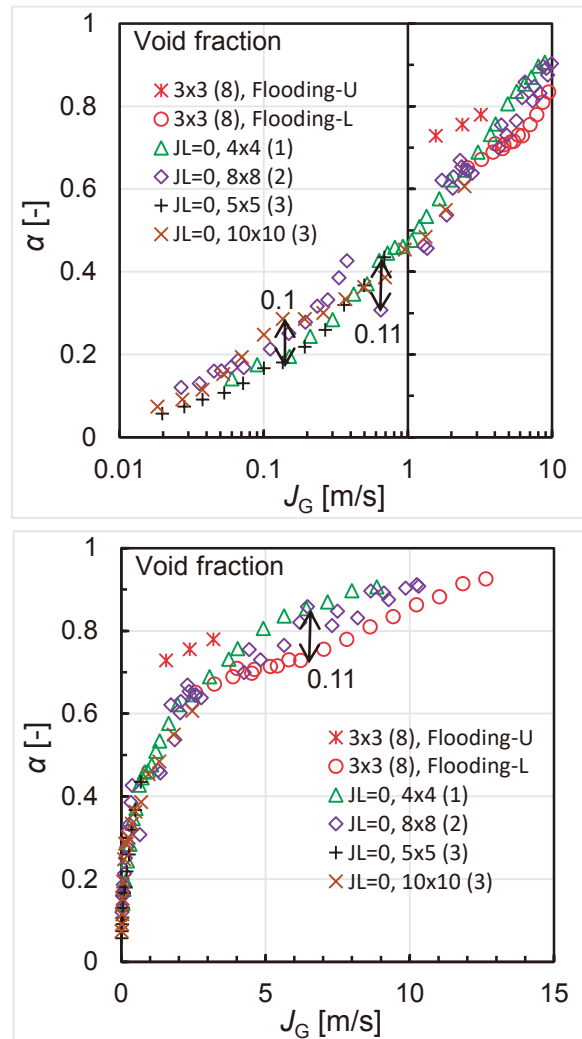


図7 停滞水 ($J_L = 0$) でのボイド率 α との比較

定値と最大で0.11異なる。 α で0.1の相違は一般的であるが、気液対向流 ($\alpha_L = 1 - \alpha = 0.07 \sim 0.35$) では0.1の相違は大きい。したがって、気液対向流での α の測定値と $J_L = 0$ での α の測定値との相違の原因を明らかにすることが望ましい。

5.2 圧力勾配によるボイド率の計算

流動特性 (CCFL, dP/dz , α) の測定で最も大変なのは α であり、 α の測定例は少ない。 α の測定値と式(2)から f_w を求め、信頼性がある f_w の相関式を作成しておけば、式(2)および dP/dz データと f_w の相関式から α を求めることができる⁽¹⁰⁾。

式(2)および dP/dz データと f_w の相関式(19)を用いて計算した α_{cal} と測定値 α_{exp} の比較を図8に示す。図5に示したように $Re_{L,\delta} < 80$ ($J_G > 7.5$ m/s) で f_w が急激に小さ

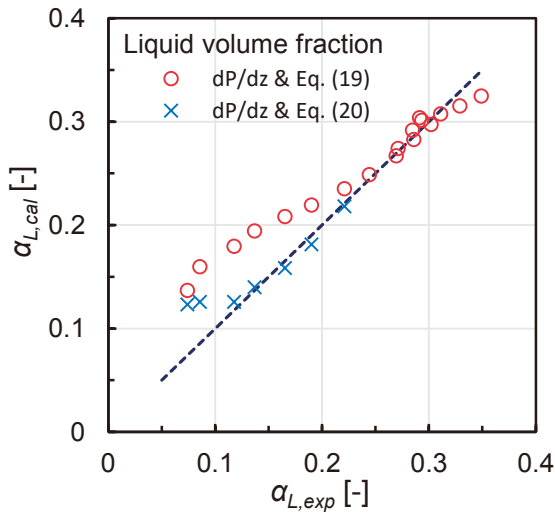


図8 dP/dz データと f_w の相関式による α の計算値

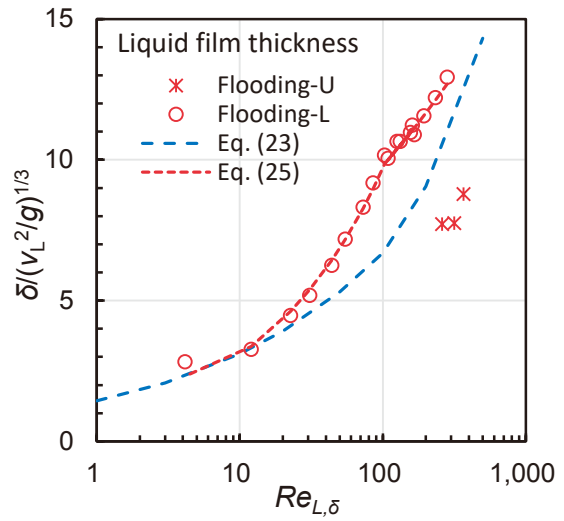


図10 液膜厚さ δ

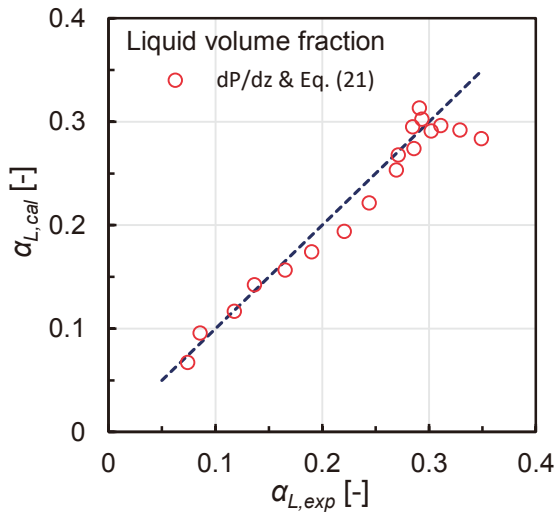


図9 dP/dz データと f_i の相関式による α の計算値

5.3 液膜厚さ

液膜流モデルでは、 α と δ には一定の関係がある。

$$\alpha = \frac{A_G}{A_{cs}} = \frac{(W - 2\delta)^2 - n_r(\pi/4)(d + 2\delta)^2}{W^2 - n_r(\pi/4)d^2} \quad (22)$$

A_G は気相の流路面積、 d はロッド径、 n_r はロッド数、 W はチャンネルの幅である。

Takakiら⁽¹⁰⁾は、鉛直管の上端での落下水制限における δ の相関式として次式を作成した。

$$\delta^* = \max \left\{ (3Re_{L,\delta})^{\frac{1}{3}}, 0.64Re_{L,\delta}^{\frac{1}{2}}, 0.19Re_{L,\delta}^{\frac{2}{3}} \right\} \quad (23)$$

$$\delta^* = \frac{\delta}{(v_L^2/g)^{1/3}} \quad (24)$$

式(23)では、式(13)を使用して Re_L を $Re_{L,\delta}$ に変換した。式(23)の3式は、液膜が層流、遷移域、乱流に対する式であり、層流に対する式はNusseltの式である。

式(22)を用いて α の測定値を δ に変換したものを式(23)と比較して図10に示す。Flooding-Uでは、図7に示したように α が大きく、 δ が式(23)より小さい。一方、Flooding-Lでは、 δ は低 $Re_{L,\delta}$ でNusseltの式にほぼ一致するが、 $Re_{L,\delta}$ が大きくなると層流条件でも δ はNusseltの式より大きくなる。 δ の測定値に対するフィット式を作成すると式(23)と同様に3式が必要になるが、液膜の層流、遷移域、乱流には対応していない。

くなるため、 $\alpha_L < 0.23$ で $\alpha_{L,cal}$ が $\alpha_{L,exp}$ より大きくなっている。 $Re_{L,\delta} < 80$ で f_w の予測値を改善するために式(20)を用いると、 $20 < Re_{L,\delta} < 80$ ($11.5 \text{ m/s} > J_G > 7.5 \text{ m/s}$)は改善されるが、 $Re_{L,\delta} < 20$ ($\alpha_{L,exp} < 0.1$)に対しては別の f_w の相関式が必要になる。図8は適切な f_w の相関式を作成すれば式(2)と dP/dz データから α を予測できることを示すが、 f_w の測定値と相関式の汎用性が重要であり、図5に示した f_w の測定値 ($Re_{L,\delta}$ に対する急激な変化)の汎用性には疑問がある。

式(1)と dP/dz データおよび f_i の相関式(21)から計算した α_{cal} と測定値 α_{exp} の比較を図9に示す。 $\alpha_{exp} > 0.32$ の2点を除いて、 α_{cal} は α_{exp} と比較的よく一致している。 $\alpha_{exp} > 0.2$ では f_w の相関式(19)がよく、 $\alpha_{exp} < 0.2$ では f_i の相関式(21)がよく、 f_w と f_i のデータフィット式の精度が α の計算値に影響する。

$$\delta^* = \max \left\{ (3Re_{L,\delta})^{\frac{1}{3}}, \min \left(0.97Re_{L,\delta}^{\frac{1}{2}}, 3.1Re_{L,\delta}^{\frac{1}{4}} \right) \right\} \quad (25)$$

式(23)は鉛直管の上端での落下水制限に対する式、式(25)はロッドバンドルの下部での落下水制限に対する式である。 $Re_{L,\delta}$ が大きくなると、式(25)による δ は式(23)による δ と交差するが、 $Re_{L,\delta}$ がさらに大きくなると δ がどのように変化するかは明らかでない。

5.4 液膜流モデルでの計算

式(1)と(2)から dP/dz を消去すると次式が得られる。

$$\frac{f_w}{2} \frac{\rho_L}{\rho_L - \rho_G} \frac{Pe_w}{gA_{cs}} \left(\frac{J_L}{\alpha_L} \right)^2 + \frac{f_i}{2} \frac{\rho_G}{\rho_L - \rho_G} \frac{Pe_i}{gA_{cs}} \left(\frac{J_G}{\alpha} - \frac{J_L}{\alpha_L} \right)^2 - \alpha_L = 0 \quad (26)$$

上式は壁面摩擦と界面摩擦の和が重力と釣り合っていることを示す。 J_G と J_L はCCFL相関式で関係付けられる。 f_w と f_i の相関式を用いれば、式(26)から α が求まる。逆に、 α の相関式から f_w もしくは f_i を求めることができる。 f_i の相関式(21)は、図6に示したように、鉛直管の下端での落下水制限での f_i の相関式(18)と類似している。式(22)で α と1対1に対応する δ の相関式(25)は、図10に示したように、鉛直管の上端での落下水制限に対する δ の相関式(23)と類似している。一方、 f_w の相関式(20)は、図5に示したように、鉛直管での f_w の相関式(14)や(15)と大きく異なる。そこで、式(26)および f_i の相関式(21)と δ の相関式(25)を用いて f_w を計算し、測定値 $f_{w,exp}$ と比較した。

式(26)および f_i の相関式(21)と δ の相関式(25)を用いて計算した $f_{w,cal}$ を測定値 $f_{w,exp}$ と比較して図11に示す。 $f_{w,cal}$ は、負の値($-f_w$)を含めて $f_{w,exp}$ とよく一致している。 $f_w < 0$ は、バンドルの一部で気液上昇流が生じ、気液上昇流での圧力損失が大きいことを示す。つまり、 f_i と δ に対する適切な相関式を使用すれば、一次元の液膜流モデルを用いて正から負への f_w の変化(気液対向流から部分的な気液上昇流の発生)を適切に計算できる。これは、基礎式(1)と(2)は気液対向流($J_L < 0$)だけでなく気液上昇流($J_L > 0$)にも適用できることによる。しかし、壁面摩擦項がゼロになる停滞水($J_L = 0$)では、式(2)が成立しない可能性がある。

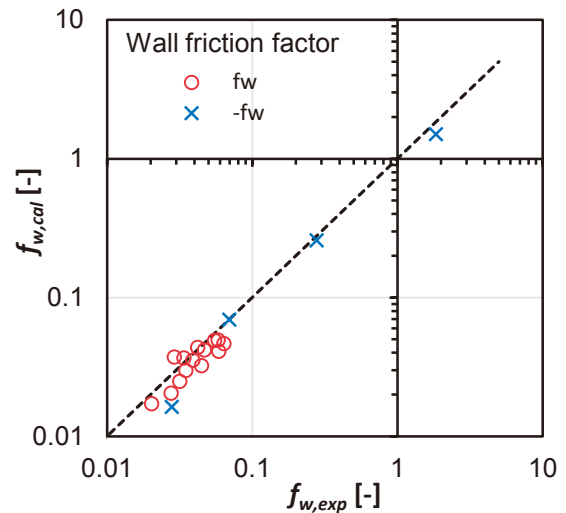


図11 式(26)による計算値 $f_{w,cal}$ と測定値 $f_{w,exp}$ の比較

f_w と f_i および α (もしくは δ) は、式(26)を介して相互に関連している。このため、 f_w と f_i および α の全てを簡便な相関式で表すことは難しい。鉛直管については、上端での落下水制限では f_i を相関式化しにくく、下端での落下水制限では α を相関式化しにくい。ロッドバンドルにおける下端での落下水制限では f_w を相関式化しにくい。相関式化しにくい変数については、図11に示したように、式(26)および他の変数の相関式を用いて計算するのがよい。

図7に示した 3×3 での α と 4×4 や 8×8 での α との相違の原因が、 α の測定方法の相違によるか、気液対向流($J_L < 0$)と停滞水($J_L = 0$)の相違によるか明らかでない。気液対向流における高 J_G (> 10 m/s) での $f_w < 0$ は、多次元流動(部分的な気液上昇流の発生)による。停滞水では、式(2)において壁面摩擦項がゼロになり、圧力勾配が重力項と等しくなる。一方、高 J_G では圧力勾配と重力項が一致せず、式(2)が成立しなくなる可能性がある。このため、 3×3 ロッドバンドルでの停滞水条件でCCFLおよび dP/dz と α を測定し、 f_w と f_i を評価することが望まれる。

6. まとめ

本報告では、 3×3 ロッドバンドルでの流動特性(CCFLおよび圧力勾配 dP/dz とボイド率 α)の測定値⁽⁸⁾および液膜流モデルとこれらの測定値から求めた界面摩擦係数 f_w と壁面摩擦係数 f_i について概説した。また、CCFL相関式では、流路面積が狭い上部格子板での気

液速度を用いるよりバンドル内での気液速度を用いる方が従来データを含む測定値を適切に整理⁽⁹⁾できることを概説した。原子炉の事故解析に活用するには、 f_w と f_i もしくは α を相関式化する必要があるため、本報告では、液膜流モデルを用いて f_w と f_i および α の相互関係と相関式化について検討した。なお、上部での落下水制限は測定値が3点しかないため、下部での落下水制限について検討した。

f_w は、液膜レイノルズ数 $Re_{L,\delta}$ の関数として表せるが、高 J_G （低 $Re_{L,\delta}$ ）で値が負になるため、相関式化しにくい。 f_i は、鉛直管の下端での落下水制限と同様に、気相 Kutateladze パラメータ K_G^* の累乗関数で表せる。 α と1対1に対応する液膜厚さ δ は、鉛直管の上端での落下水制限と同様に、 $Re_{L,\delta}$ の累乗関数で表せる。液膜流モデルおよび f_i と δ の相関式を用いて計算した $f_{w,cal}$ は、低 $Re_{L,\delta}$ での負の値を含めて、測定値 $f_{w,exp}$ とよく一致した。

f_w と f_i および α は、液膜流モデルで相互に関連しており、これらの全てを合理的な形で相関式化することは難しい。したがって、 f_w と f_i および α の2つを相関式化し、残りの1つは液膜流モデルおよび2つの相関式を用いて計算で求めるのがよい。

記号

A	流路面積 (m ²)
C	Wallis 相関式の定数 (-)
D	直径 (m)
D^*	無次元直径 (-)
d	ロッド径 (m)
dP/dz	圧力勾配 (Pa/m)
f_i	界面摩擦係数 (-)
f_w	壁面摩擦係数 (-)
g	重力加速度 (m/s ²)
H^*	無次元速度 (-)
J	見かけ速度 (m/s)
J^*	Wallis パラメータ (-)
K^*	Kutateladze パラメータ (-)
L	ラプラス長さ (m)
m	Wallis 相関式の勾配 (-)
n	孔数 (-)
n_r	ロッド数 (-)

Pe_i	気液界面の濡れ縁長さ (m)
Pe_w	構造物表面の濡れ縁長さ (m)
Re_L	見かけレイノルズ数 (-)
$Re_{L,\delta}$	液膜レイノルズ数 (-)
W	チャンネルの幅 (m)
w	代表長さ (m)
z	鉛直方向座標 (m)

ギリシャ文字

α	ボイド率 (-)
α_L	液相体積率 (-)
β	指数 (-)
δ	液膜厚さ (m)
ν	動粘度 (m ² /s)
ρ	密度 (kg/m ³)
σ	表面張力 (N/m)

添字

cal	計算値
cs	流路断面
exp	測定値
G	気相
i	気液界面
k	G もしくは L
L	液相
w	壁面
δ	液膜厚さ
*	無次元量

文献

- (1) Kamei, A., Hosokawa, S., Tomiyama, A., Kinoshita, I., Murase, M., Void Fraction in a Four by Four Rod Bundle under a Stagnant Condition, J. Power Energy Systems, Vol. 4 (2), pp. 315-326 (2010).
- (2) Chen, S. W., Liu, Y., Hibiki, T., Ishii, M., Yoshida, Y., Kinoshita, I., Murase, M., Mishima, K., Experimental

- Study of Two-Phase Flow in an 8×8 Rod Bundle under Pool Conditions, *Int. J. Heat and Fluid Flow*, Vol. 33 (1), pp. 168-181 (2012).
- (3) Arai, T., Furuya, M., Shirakawa, K., Effect of Channel Geometries on Two-Phase Mixture Level Swell and Its Fluctuation Amplitude, *Mechanical Eng. J.*, Vol. 7 (3), 13 pages (2020).
- (4) Naitoh, M., Chino, K., Kawabe, R., Restrictive Effect of Ascending Steam on Falling Water Flow during Top Spray Emergency Core Cooling, *J. Nuclear Sci. Technology*, Vol. 15 (11), pp. 806-815 (1978).
- (5) Sun, K. H., Flooding Correlations for BWR Bundle Upper Tie Plates and Bottom Side-Entry Orifice, Second Multi-Phase Flow and Heat Transfer Symposium-Workshop, Miami Beach, Florida (1979).
- (6) Glaeser, H., Downcomer and Tie Plate Countercurrent Flow in the Upper Plenum Test Facility (UPTF), *Nuclear Eng. Design*, Vol. 133, pp. 259-283 (1992).
- (7) Goda, R., Hayashi, K., Murase, M., Hosokawa, S., Tomiyama, A., Experimental Study on Interfacial and Wall Friction Factors under Counter-Current Flow Limitation in Vertical Pipes with Sharp-Edged Lower Ends, *Nuclear Eng. Design*, Vol. 353, 110223, 11 pages (2019).
- (8) 村瀬道雄, 佐野直樹, 高木俊弥, 合田頼人, 林公祐, 富山明男, 3×3ロッドバンドルにおけるフラッディング状態での流動特性, *混相流*, Vol. 35 (1), pp. 159-167 (2021).
- (9) Murase, M., Takaki, T., Nishida, K., Tomiyama, A., Counter-Current Flow Limitation and Void Fraction in a Rod Bundle under Flooding Conditions, *Proc. of The 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19)*, No. 33993, online, March 6 - 11, 2022.
- (10) Takaki, T., Murase, M., Hayashi, K. and Tomiyama, A., Void Fraction and Interfacial Friction in Vertical Circular Pipes with the Square Top End under Flooding Conditions, *Nuclear Technology*, Vol. 208 (3), pp. 503-519 (2022).
- (11) Bharathan, D., Wallis, G. B., Air-Water Countercurrent Annular Flow, *Int. J. Multiphase Flow*, Vol. 9 (4), pp. 349-366 (1983).
- (12) Wallis, G. B., One-Dimensional Two-Phase Flow, pp. 320-345, McGraw-Hill, New York (1969).
- (13) Bankoff, S. G., Lee, S. C., A Critical Review of the Flooding Literature, NUREG/CR-3060, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C. (1983).
- (14) Bankoff, S. G., Tankin, R. S., Yuen, M. C., Hsieh, C. L., Countercurrent Flow of Air/Water and Steam/Water through a Horizontal Perforated Plate, *Int. J. Heat Mass Transfer*, Vol. 24 (8), pp. 1381-1395 (1981).
- (15) Wallis, G. B., Makkenchery, S., The Hanging Film Phenomenon in Vertical Annular Two-Phase Flow, *J. Fluids Eng.*, Vol. 96 (3), pp. 297-298 (1974).
- (16) 笹川達也, 水谷義隆, 奥井翔太, 河野智美, 久保雄一郎, 片岡勲, 冷却機能喪失時の使用済み燃料プールのスプレイ流入とクエンチ特性, *混相流*, Vol. 35 (1), pp. 142-149 (2021).
- (17) 佐野直樹, 高木俊弥, 西田浩二, 村瀬道雄, 合田頼人, 富山明男, 下端フラッディング状態での鉛直円管内における界面摩擦係数, *混相流*, Vol. 34 (1), pp. 82-92 (2020).

シビアアクシデント時の炉心燃料の被覆管温度挙動

Fuel cladding temperature behavior in a reactor core during severe accident

西田 浩二 (Koji Nishida)*¹ 佐野 直樹 (Naoki Sano)*¹

楠木 貴世志 (Takayoshi Kusunoki)*² 村瀬 道雄 (Michio Murase)*¹

要約 本研究では、過酷事故を模擬した LOFT LP-FP-2 試験における炉心内の燃料被覆管温度に対する過酷事故解析コード MAAP5 の模擬性について検討した。LOFT LP-FP-2 試験設備の 1 次系および炉心を対象に MAAP5 解析モデルを作成し、1 次系の圧力、冷却材の保有水量の模擬性について検討した。MAAP5 の 1 次系の保有水量の計算値をシステム解析コード RELAP5 の文献値に合わせることで、1 次系の圧力、冷却材の保有水量の計算値が LOFT LP-FP-2 試験の測定値とほぼ一致することがわかった。次に、MAAP5 のダウンカマ気液二相流の層状化条件を検討した。層状化条件のボイド率閾値を 0.85 にすることで、炉心の沸騰遷移発生時刻から過酷事故初期の炉心水位の計算値が LOFT LP-FP-2 試験の測定値を再現することができた。更に、水位近くを除く炉心内の燃料被覆管温度の計算値が測定値をほぼ再現できることがわかった。今後、過酷事故時の炉心損傷、リロケーションに関わる評価モデルを検討できる見通しを得た。

キーワード 過酷事故, 炉心損傷, リロケーション, 燃料被覆管温度, MAAP5

Abstract The calculated fuel cladding temperatures of the severe accident analysis code MAAP5 were compared to the measured temperatures in the core of the LOFT LP-FP-2 Test, which simulates a severe accident. The calculated values of the primary water mass in MAAP5 were adjusted to the reported values of the RELAP5 analysis. The calculated pressure and water mass of the primary system in MAAP5 were found to be almost in agreement with the LOFT LP-FP-2 Test measured values. Next, the gas-liquid stratification condition of two-phase flow in the downcomer of the reactor pressure vessel were discussed. By setting the void fraction of the stratification condition to 0.85, the MAAP5 calculated core water levels from the onset of the boiling transition to the beginning of the severe accident reproduced the LOFT LP-FP-2 Test measured values. Furthermore, the calculated fuel cladding temperatures in the reactor core, except for the region near the core water level, almost reproduced the measured values. These results indicate a promising possibility to improve the analytical models for core degradation and relocation during severe accidents.

Keywords severe accident, core degradation, relocation, fuel cladding temperature, MAAP5

1. はじめに

原子力発電プラントでの過酷事故(SA)の防止、緩和策を検討するためには、確率論的リスク評価等でプラント特性を把握すると共に、SA 時の現象を理解することが重要である。福島第一原子力発電所事故の後、米国では炉心損傷に関わる研究の重要性が指摘されている⁽¹⁾。更に、SA 解析コード MAAP5⁽²⁾と MELCOR⁽³⁾の福島第一原子力発電所 1 号機の損傷炉心の流路閉塞の差異により、原子炉圧力容器の損傷挙動が異なる

ことが報告⁽⁴⁾されており、炉心損傷、リロケーションの評価モデルの検討が望まれる。

MAAP5 による SFD 試験 1-4⁽⁵⁾、Phebus FPT0 および FPT1 試験⁽⁶⁾の燃料被覆管温度、水素発生量の検証結果については報告⁽⁷⁾されているが、燃料体構成材料のリロケーション後の流路閉塞率については報告されていない。

著者らの研究グループでは SFD 試験 1-4 の試験結果を検討し、ジルカロイ-水蒸気酸化発熱時に生じる被覆管外表面の水素濃度境界層の酸化反応への影響を

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 元 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現 関西電力(株)

モデル化することで、MAAP5で燃料被覆管の温度と試験後の流路閉塞率を模擬できることを明らかにした⁽⁸⁾。

実機の炉心では、リロケーションにより燃料体の流路閉塞率が大きくなると冷却材の流動抵抗が増大し、その燃料体の冷却材流量が低下する可能性がある。SFD試験1-4は6×6配列燃料体で実施された小規模の試験体系であり、より実機サイズに近いSA試験で炉心損傷、リロケーションに関わる評価モデルを検討することが望まれる。

LOFT(Loss-of-Fluid Test) LP-FP-2試験⁽⁹⁾⁻⁽¹¹⁾は、燃料体数は実機の1/30程度であるが、原子炉圧力容器、蒸気発生器、加圧器等のPWRシステム・機器を模擬しており、炉心には1体の中央燃料体と8体の周囲燃料体が配置されている。中央燃料体の被覆管温度を高くして燃料損傷、リロケーションを促進させるため、中央燃料体の周囲を断熱材でおり、このような炉心構成でのMAAP5の検討結果についての報告は少ない。

本研究では、LOFT LP-FP-2試験設備および炉心を対象にMAAP5の解析モデルを作成し、1次系の圧力、冷却材の保有水量の模擬性について検討した。次に、MAAP5のダウンコマ気液二相流の層状化条件を検討し、炉心水位、燃料被覆管温度の模擬性を向上させた結果について報告する。

2. LOFT LP-FP-2試験

2.1 試験設備と炉心構成

経済協力開発機構 (OECD: Organization for Economic Co-operation and Development) のLOFT計画⁽¹²⁾では、原子炉圧力容器、加圧器、蒸気発生器、ポンプ等のPWRの機器・システム構成を模擬して計8回の試験が実施された。6回が事故および異常な過渡時の安全設備の有効性を確認するための試験、2回がSA時の核分裂生成物の移行挙動を明らかにするための試験であった。LOFT LP-FP-2試験は最後に実施された試験で、OECDのLOFT計画の中で最も炉心損傷の大きな試験である。

LOFT LP-FP-2試験設備の機器・システム構成を図1に示す。SAを模擬したLP-FP-2試験のためにLOFT設備の健全ループ側のコールドレグに新たに健全側コールドレグ (ILCL: Intact Loop Cold Leg) 破断ラインを設け、更に破断ループ側の低圧注水システム (LPIS: Low Pressure Injection System) ラインを設け、サプレッション容器に冷却材を流出させる様に改造した。試

験では、これらのラインから冷却材を流出させ、1次系の保有水量を低下させ、炉心を蒸気中に露出させて崩壊熱でSAに至らせた。

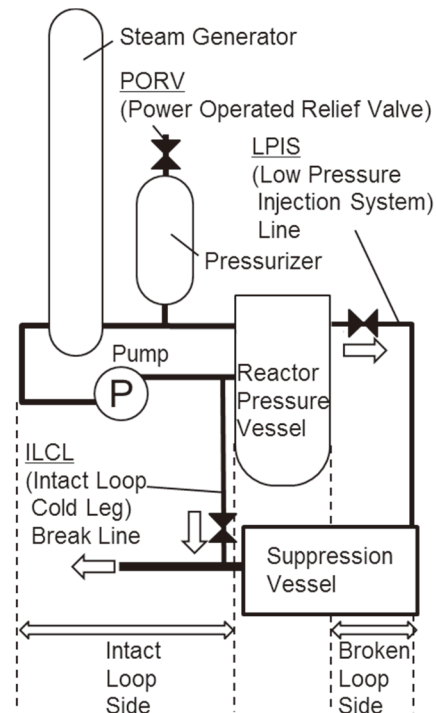


図1 LOFT LP-FP-2試験設備の機器・システム構成

LOFT LP-FP-2試験設備の炉心構成を図2に示す。炉心は中央燃料体と周囲燃料体から構成される。図3に示す中央燃料体は11×11正方配列であり、15×15配列燃料体の外周2層の燃料棒部分をジルカロイ内側ライナとジルカロイシュラウドに挟まれた酸化ジルコニウム (ZrO₂) 断熱材にしている。これにより、中央燃料体の燃料被覆管温度を周囲燃料体より高くして燃料損傷、リロケーションを促進させる。中央燃料体はUO₂燃料棒、制御棒案内管、制御棒、中性子検出管から構成されている。

周囲燃料体は4体の15×15正方配列燃料体と4体の12×12正方配列の三角型燃料体から構成されている。中央燃料体および周囲燃料体にはインコネル製のスペーサが軸方向に5個設けられている。燃料棒径は10.7mmであり、燃料発熱長は約1.67mである。燃料被覆管はジルカロイ-4製であり、厚さは0.62mmである。制御棒案内管はジルカロイ-4製であり、外径が13.84mm、内径が12.98mmである。Ag-In-Cd制御棒の外径は11.23mmでSUS304製被覆管の厚みは0.51mmである。

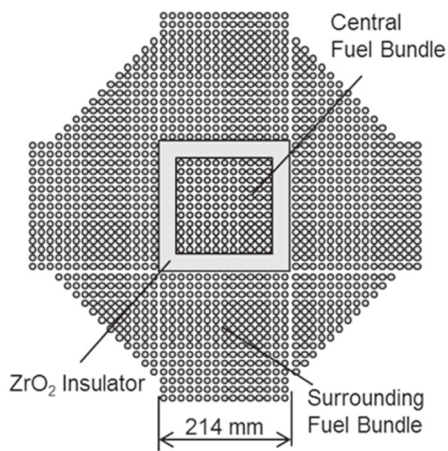


図2 炉心構成

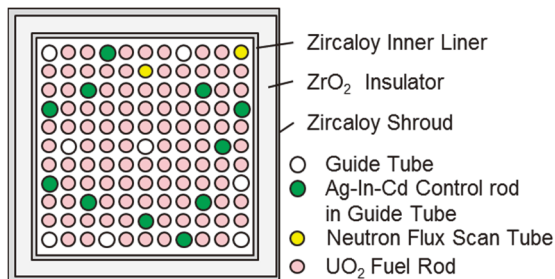


図3 中央燃料体の構成

2.2 試験の概要

試験時の1次系圧力の変化を図4に示す。スクラム(0s)後、周囲燃料体の制御棒、中央燃料体の制御棒が順次挿入されて、33sに健全側コールドレグILCL破断ラインが開口された。それに伴い1次系圧力は2次系圧力近くまで低下する。その後、2次系の安全弁を開き、低圧注水システムLPISラインが222sで開口されると圧力の低下速度が大きくなる。中央燃料体、周囲燃料体で燃料被覆管の温度上昇を検出した後、736sで一旦ILCLが閉じられるが、878sでILCLを再び開くと共に、882sで加圧器逃し弁(PORV)を開いて冷却材を1次系から流出させて燃料体の被覆管温度を上昇させる。被覆管温度が2100Kを超えた時点で非常用炉心冷却系を作動させて注水すると、1次系圧力は3MPa程度まで大きくなる。試験は注水により炉心を再冠水させてから終了する。

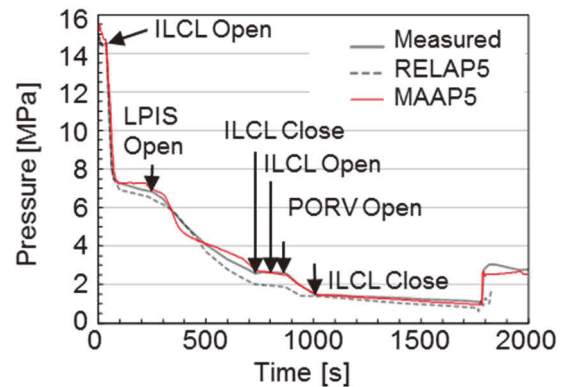


図4 試験時の1次系圧力の変化

3. MAAP5解析及び考察

3.1 解析モデル

MAAP5は軽水炉のSA時の炉心損傷、リロケーション、原子炉圧力容器破損、格納容器破損、水素の発生、核分裂生成物の発生、移行、環境への放出を評価できるSA解析コードである。燃料損傷は燃料体構成材料の温度に依存する。MAAP5では燃料体構成材料間の熱伝達、燃料体構成材料から水、水蒸気、ガスへの熱伝達を計算して燃料体構成材料の温度を計算できる。MAAP5は燃料被覆管のジルカロイ-水蒸気の酸化発熱反応、 UO_2 とジルカロイ中の熔融ジルコニウムによるU-Zr-O混合物の化学反応のモデルが組み込まれている。

MAAP5の計算で用いたLOFT LP-FP-2試験設備の1次系ノーディングを図5に示す。実機PWRのノーディングを参考に作成しており、LOFT LP-FP-2試験での原子炉圧力容器、蒸気発生器、加圧器等の1次系の機器・システムを模擬した。原子炉圧力容器内は炉心、上部プレナム、ダウンカム、下部プレナムのノードで構成している。

MAAP5では炉心を2次元軸対称にノード分割することができ、本研究での炉心の軸方向分割数は下部非加熱部1ノード、加熱部6ノード、上部非加熱部1ノードとした。炉心の径方向分割数は、中央の燃料体を断熱材で囲んでいるLOFT LP-FP-2試験特有の構成(図2参照)を模擬するため、中央燃料体と周囲燃料体領域

の2分割とした。燃料棒，制御棒を囲むZrO₂断熱材の周囲燃料体への放熱抑制効果は，BWRチャンネルボックスのモデルを用い，材料物性をZrO₂断熱材相当に置換えて模擬した。

本研究では以上の解析モデルを用いて，LOFT LP-FP-2試験の1次系の圧力，保有水量の模擬性について次節で検討する。

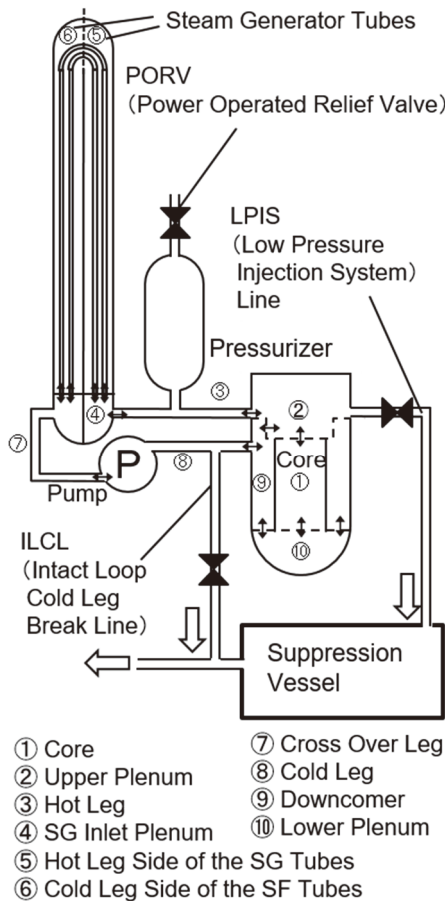


図5 1次系のノーディング

3.2 1次系の圧力，保有水量の模擬性

LOFT LP-FP-2試験の報告⁽⁹⁾⁻⁽¹¹⁾では，1次系の冷却材の流出流量が測定されていない。LOFT LP-FP-2試験の試験結果をRELAP5で解析した報告⁽¹¹⁾があることから，本研究ではMAAP5での1次系の保有水質量がRELAP5の計算値とほぼ一致する様に流出流量を設定した。1次系の保有水質量の測定値，RELAP5およびMAAP5の計算値の比較を図6に示す。RELAP5とMAAP5の保有水量の計算値は燃料体での沸騰遷移が発生する約700sから非常用炉心冷却系を作動させて1次系の保有

水量が急増するまでの時間帯ではほぼ一致している。

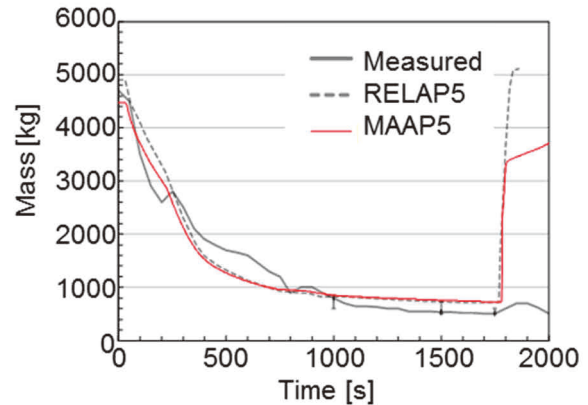


図6 1次系の保有水量の測定値と計算値の比較

この時の1次系圧力の測定値と計算値の比較を図7に示す。ILCL，LPIS，PORVのバルブの開閉で1次系の圧力は変化するが，沸騰遷移が発生する約700s以降のMAAP5の計算値はRELAP5と同レベルで測定値をよく模擬していることがわかる。

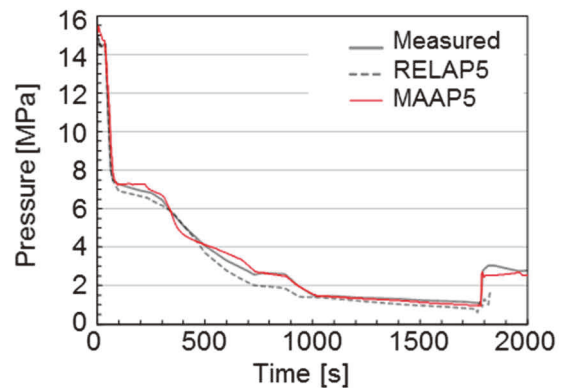


図7 1次系圧力の測定値と計算値の比較

この時の炉心水位の測定値と計算値の比較を図8に示す。中央燃料体および周囲燃料体の水位は差圧計で測定したコラプス水位である。図中にはコラプス水位と二相水位のMAAP5の計算値を示している。計算値は差圧計測定区間の約2m以下の水位についてプロットしており，コラプス水位と二相水位に大きな差がないことがわかる。図中には参考にRELAP5のコラプス水位の計算値も示している。

MAAP5の炉心のコラプス水位の計算値は，測定値がある約700sから750sまでの時間帯でRELAP5の計算値に近いが，測定値を過小評価している。

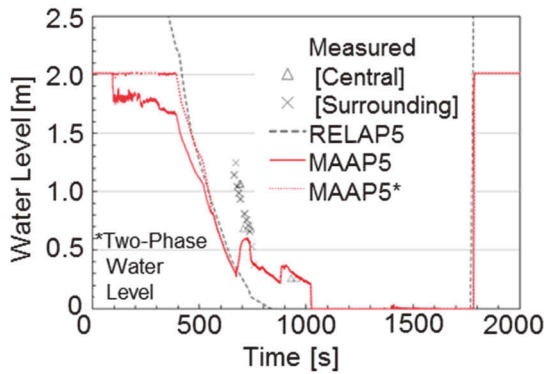


図8 炉心水位の測定値と計算値の比較

この時の中央燃料体の高さ1.07mでの被覆管温度の測定値と計算値（高さ0.95-1.23mのノード平均）の比較を図9に示す。熱電対で計測した被覆管温度の測定値は炉心水位の低下に伴って約700sで沸騰遷移が発生して、崩壊熱により被覆管温度が上昇している。約1500Kに達するとジルカロイ-水蒸気酸化発熱反応により急激に被覆管温度が上昇し、その後はリロケーションに起因する温度変動が見られる。MAAP5では1875K以上でBaker-Just式、1850K以下ではCathcart式、その間の温度では両式を内挿した酸化反応式を用いている⁽¹³⁾。再冠水時には最高温度が約3000Kに達しており、ジルカロイ-水酸化反応発熱により温度が上昇したと考える。MAAP5の沸騰遷移時刻の計算値は測定値より早く、2500K以上の高温の時間は長くなっている。一方、RELAP5の計算値⁽¹¹⁾は沸騰遷移発生時刻とその後の被覆管温度をMAAP5より再現している。

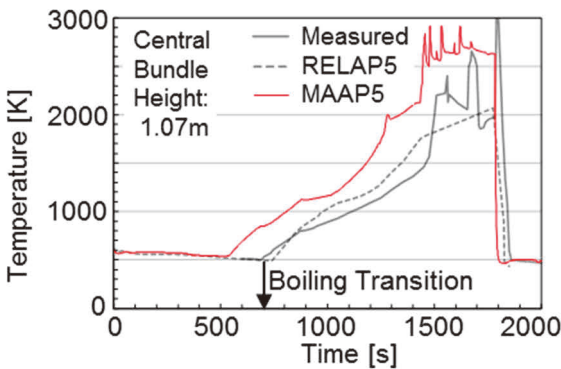


図9 被覆管温度の測定値と計算値の比較 (高さ1.07m)

炉心の水位が早く低下する原因として、ILCL破断口の二相流出状態が関与していると考えられる。ダウンカマが層状化することで、ダウンカマからコールドドラッグおよびILCLへの二相流出が蒸気リッチとなる。ILCLの二相流出が蒸気リッチになると、1次系の圧力は下がりやすくなり、ダウンカマの減圧沸騰量が増える。これにより、ダウンカマの差圧が大きくなり、炉心との水頭バランスから炉心水位の低下が抑制されるものと考えられる。

図8の計算では、ダウンカマ-下部プレナム間パスのボイド率が閾値0.90を超えること等の条件で層状化するものとして評価されている。このボイド率閾値0.90は不確かさを有し、例えば燃料体内の断面平均ボイド率の測定値と計算値（ドリフトフラックスモデル）の偏差は ± 0.10 である⁽¹⁴⁾。これを参考に、ボイド率による閾値0.90を ± 0.05 の範囲で振った感度解析を実施した。沸騰遷移時刻に及ぼすボイド率の影響を図10に示す。ボイド率が0.88から0.95までは沸騰遷移時刻に変化はない。ボイド率が0.88より小さくなると沸騰遷移時刻の計算値が測定値に近づき、ボイド率0.85と0.86では大きな差はない。

ダウンカマ気液二相流の層状化条件のボイド率閾値を0.85にした時の炉心水位の計算値と測定値の比較を図11に示す。MAAP5の炉心水位の計算値は沸騰遷移発生初期の約750sまでの測定値をほぼ再現している。

以上の考察より、1次系の保有水量の計算値をRELAP5⁽¹¹⁾に合わせることで、MAAP5の1次系の圧力、保有水量の計算値が測定値とほぼ一致したことがわかった。更に、ダウンカマ気液二相流の層状化条件のボイド率閾値を0.85とすることで、沸騰遷移初期の炉心水位の計算値が測定値をほぼ再現できることがわかった。

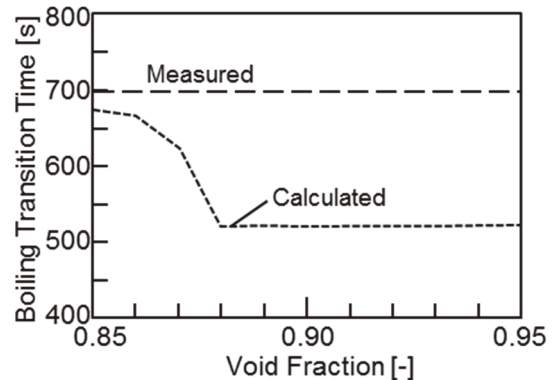


図10 沸騰遷移時刻に及ぼすボイド率の影響

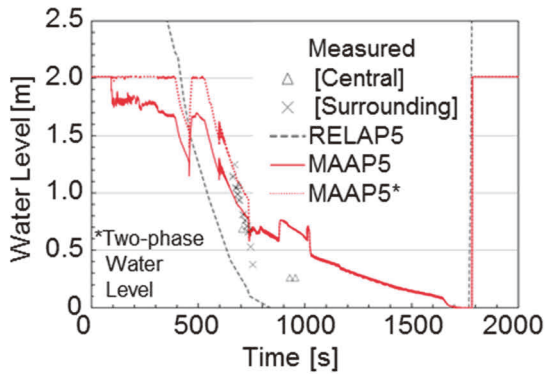


図11 炉心水位の測定値と計算値の比較
(層状化条件：ボイド率 85%)

3.3 燃料被覆管温度の再現性

本節では炉心で測定された中央燃料体、周囲燃料体の被覆管温度について検討する。中央燃料体の被覆管温度の測定値とMAAP5の計算値の比較を図12～14に示す。各図は熱電対で測定した高さが異なり、図中にはRELAP5の計算値⁽¹⁾も参考に示している。

中央燃料体の高さ1.07mでの被覆管温度の測定値と計算値（高さ0.95-1.23mのノード平均）の比較を図12に示す。MAAP5の被覆管温度の計算値は再冠水時の温度上昇量を再現していないが、沸騰遷移の発生時刻、その後の被覆管温度の挙動をRELAP5より良好に再現している。

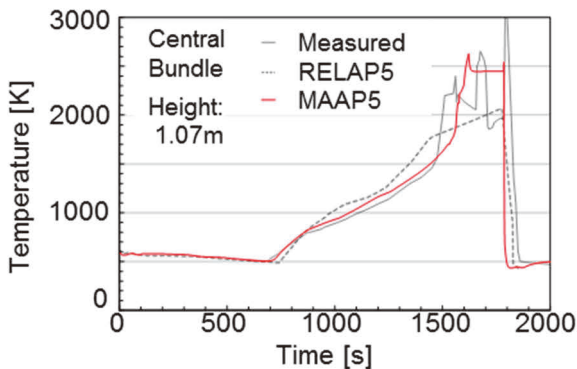


図12 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(中央燃料体、高さ1.07m)

中央燃料体の高さ0.69mでの被覆管温度の測定値と計算値（高さ0.67-0.95mのノード平均）の比較を図

13に示す。MAAP5の計算値は、沸騰遷移時刻、被覆管温度挙動をRELAP5よりも良好に再現している。

中央燃料体の最下方の高さ0.25mでの被覆管温度の測定値と計算値（高さ0.11-0.39mのノード平均）の比較を図14に示す。MAAP5の計算は、RELAP5と比較して沸騰遷移が明確でないが、燃料体の上方からの高温燃料体構成材料のリロケーションによる急激な温度上昇、最高被覆管温度を再現している。

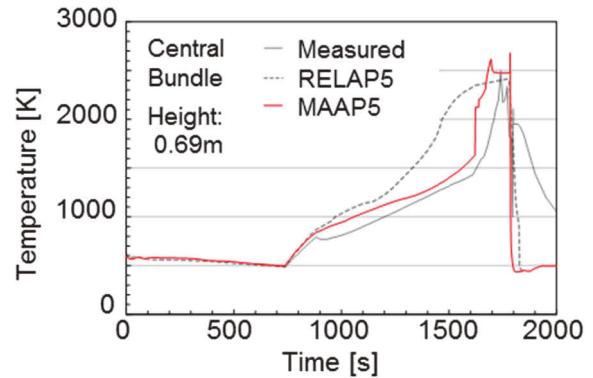


図13 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(中央燃料体、高さ0.69m)

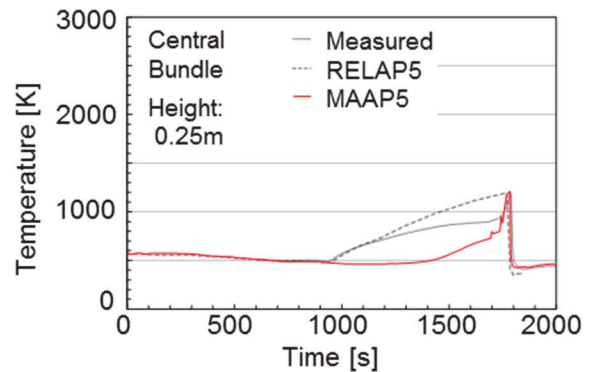


図14 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(中央燃料体、高さ0.25m)

次に周囲燃料体の被覆管温度の測定値とMAAP5の計算値の比較を図15～17に示す。各図は熱電対で測定した高さが異なり、図中にはRELAP5の計算値⁽¹⁾も参考に示している。

周囲燃料体の高さ1.07mでの被覆管温度の測定値と計算値（高さ0.95-1.23mのノード平均）の比較を図15に示す。周囲燃料体の被覆管温度は中央燃料体よりも低く、燃料被覆管のジルコイ-水蒸気酸化反応

発熱が顕著になる1500Kには至っていない。MAAP5の計算では、中央燃料体から周囲燃料体への放熱を抑制するZrO₂断熱材をBWRチャンネルボックスのモデルで模擬しており、周囲燃料体での沸騰遷移発生時刻はRELAP5と同レベルで予測している。被覆管最高温度は、RELAP5の計算値より若干低いが、沸騰遷移後の被覆管温度挙動をほぼ再現している。

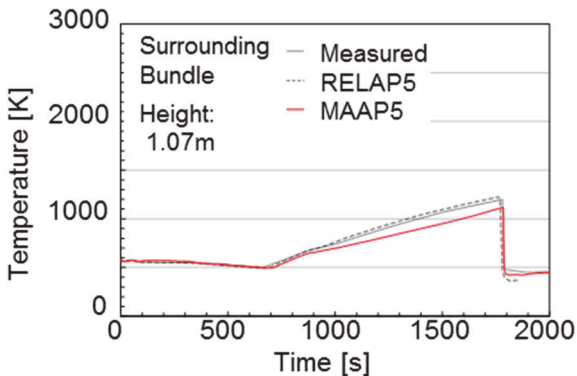


図15 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(周囲燃料体, 高さ1.07m)

周囲燃料体の高さ0.69mでの被覆管温度の測定値と計算値(高さ0.67-0.95mのノード平均)の比較を図16に示す。MAAP5の被覆管温度の計算は沸騰遷移発生時刻をRELAP5と同レベルで予測している。沸騰遷移後の被覆管温度挙動は、最高被覆管温度を除くと、RELAP5の計算値と同レベルで再現している。

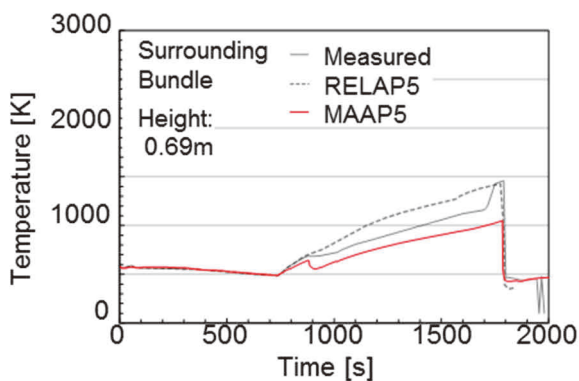


図16 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(周囲燃料体, 高さ0.69m)

周囲燃料体の最下方の高さ0.25mでの被覆管温度の測定値と計算値(高さ0.11-0.39mのノード平均)の比較を図17に示す。被覆管温度の測定値は注水直前に

急激に大きくなっている。MAAP5の被覆管温度の計算値は、測定値およびRELAP5の計算値よりも低くなっている。約1000sから注水するまでの時間帯の周囲燃料体の水位の測定値が示されていない(図11参照)が、燃料体の水位を若干高く評価している可能性がある。

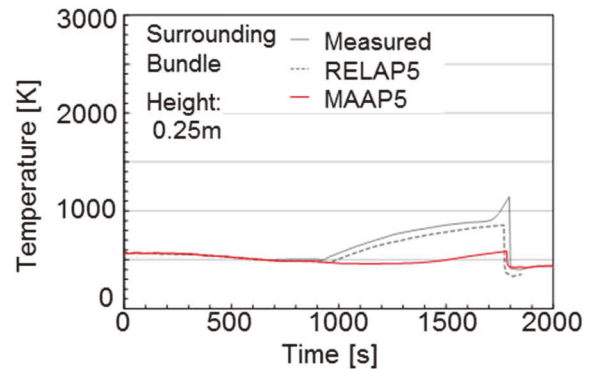


図17 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(周囲燃料体, 高さ0.25m)

以上、LOFT LP-FP-2試験を対象にMAAP5のダウンカマ気液二相流の層状化条件のボイド率閾値を0.85とすることで、炉心水位近くを除く中央燃料体および周囲燃料体の被覆管温度の計算値が測定値をほぼ再現できることを明らかにした。以上の検討結果により、今後、SA時の炉心損傷、リロケーションに関わる評価モデルを検討できる見通しを得た。

4. まとめ

本研究では、LOFT LP-FP-2試験を対象にMAAP5の解析モデルを作成し、1次系の圧力、冷却材の保有水量の模擬性について検討した。次に、MAAP5のダウンカマ気液二相流の層状化条件を検討し、炉心水位、炉心内の燃料被覆管温度の模擬性を向上させた結果について報告した。LOFT LP-F-2試験の炉心では、中央燃料体の被覆管温度を高くして炉心損傷、リロケーションを促進させるため、中央燃料体の周囲を断熱材で囲んでおり、この断熱材による放熱を抑制する効果はBWRチャンネルボックスのモデルで模擬した。本研究で得られた主な結論を以下に示す。

(1) LOFT LP-FP-2試験では1次系からの冷却材流出量の測定値が示されておらず、本研究ではMAAP5

の1次系からの冷却材の流出量を計算するために、1次系の保有水量の計算値をRELAP5の文献値に合わせた。これにより、MAAP5の1次系の圧力、保有水量の計算値が測定値とほぼ一致した。

- (2) ダウンカマ気液二相流の層状化条件のボイド率閾値を0.85にすることで、炉心の沸騰遷移発生時刻から過酷事故初期の炉心水位の計算値が測定値を再現した。
 - (3) ダウンカマ気液二相流の層状化条件のボイド率閾値を0.85とすることで、水位近くを除く炉心内の燃料被覆管温度の計算値が測定値をほぼ再現できることを明らかにした。
- ## 文献
- (1) Edited by Famer, M., Research Safety Gap Evaluation of Accident Tolerant Components and Severe Accident Analysis, ANL/NE-15/4 (2015).
 - (2) Electric Power Research Institute, Use of Modular Accident Analysis Program (MAAP) in Support of Post-Fukushima Applications, 3002001785.
 - (3) Gauntt, R., Kalinich, D., Cardoni, J., Phillips, J., MELCOR Simulations of the Severe Accident at the Fukushima Daiichi Unit 1 Reactor, 186, 161-178 (2014).
 - (4) Luxat, D. L., Kalanich, D. A., Hanophy, J. T., Gauntt, R. O., Wachowiak, R. M., MAAP-MELCOR crosswalk phase 1 study, Nuclear Technology, 196, 684-697 (2016).
 - (5) Petit, D. A., Martinson, Z. R., Hobbins, R. R., Allison, C. M., Carlson, E. R., Hagrman, D. L., Cheng, T. C., Hartwell, J. K., Vinjamuri, K., Seifken, L. J., Power Burst Facility (PBF) Severe Fuel Test 1-4, Test Result Report, NUREG/CR-5163, EGG-2542 (1989).
 - (6) Jacquemain, D., Bourdon, S., de Bramaeker, A., FPT1 Final Report (Final Version), IPSN/DRS/SEA/PEPT report SEA1/00, IP/00/479 (2000).
 - (7) Paik, C. Y., McMinn, P., Henry C., Luangdilok, W., Validation Status of MAAP5 Core Melt Progression Model, ICONE22-30405, Prague, Czech Republic (2014).
 - (8) Nishida, K., Sano, N., Kusunoki, T., Murase, M., Evaluation of Temperature and Flow Area Variations through the Fuel Degradation and Relocation of the SFD Test 1-4, Nuclear Engineering and Design, 392 (2022).
 - (9) P. Adams, J. P., Birchley, J. C., Newman, N., Coryell, E. W., Carboneau, M. L., Guntay, S., Siefken, L. J., Quick-Look Report on OECD LOFT Experiment LP-FP-2, OECD LOFT-T-3804(1985).
 - (10) Pena, J. J., Enciso, S., Reventos, F., Thermal-Hydraulic Post-Test Analysis of OECD-LOFT LP-FP-2 Experiment, NUREG/IA-0049 ICSP-LP-FP-2 (1992).
 - (11) Coryell, E. W., Akers, D. W., Allison, C. M., Carboneau, M. L., Hobbins, R. R., Hohorst, J. K., Jensen, S. M., Modro, S. M., Summary of Important Results and SCDAP/RELAP5 Analysis for OECD LOFT Experiment LP-FP-2, NUREG/CR-6160 NEA-CSNI-R(94)3 EGG-2721 (1994).
 - (12) J. Fell and S. M. Modro, An Account of the OECD LOFT Project, OECD LOFT-T-3907 (1990).
 - (13) Electric Power Research Institute, Modular Accident Analysis Program (MAAP)-MELCOR Crosswalk Phase 1 Study, 3002004449.
 - (14) 原子力発電技術機構, 発電設備技術検査協会, 原子力発電設備 信頼性実証試験の現状 (1992).

鉛直管内での落下液膜に対する壁面摩擦係数相関式の検証

Verification on correlation of wall friction factor for falling liquid film in vertical pipes

高木 俊弥 (Toshiya Takaki)*¹ 村瀬 道雄 (Michio Murase)*¹

要約 筆者らは原子炉の事故時における配管系を対象に、鉛直管内気液対向流条件における流動特性（対向流制限、ボイド率、壁面摩擦係数、界面摩擦係数）に関する相関式の不確かさの縮小を目的とし、特に上端フラッシングにおける流動特性に関する相関式を作成している。壁面摩擦係数 f_w を求めるには圧力勾配 dP/dz とボイド率 α_G の測定値が必要である。これらのデータから f_w 相関式を作成し、その相関式を用いれば dP/dz データから環状流モデルでの α_G と δ を計算できる。しかし、 f_w 相関式の信頼性が重要であるのに対し気液対向流での α_G データは極めて少なく、フラッシング状態における f_w についての検証データも少ない。そこで本報では、作成した f_w 相関式から自由落下液膜厚さ δ_f に対する新たな検証用の相関式を算出し、測定例が多い δ_f に関する既存データと比較することにより f_w 相関式の妥当性を間接的に検証した。

キーワード 鉛直管, 気液対向流, 液膜厚さ, 壁面摩擦係数, 自由落下液膜

Abstract The authors have developed correlations for flow characteristics (counter-current flow limitation, void fraction, wall friction factor, interfacial friction factor) in vertical pipes under flooding at the top end to reduce uncertainty of a correlation for flow characteristics in vertical pipes under gas-liquid counter-current flow conditions in a nuclear reactor accident. Measurements of the pressure gradient dP/dz and the void fraction α_G are required in order to obtain f_w . Once the correlation is obtained, α_G and δ can be obtained by using the annular flow model, the f_w correlation, and the dP/dz data. Therefore, the reliability of the f_w correlation is important, but there are very few α_G data under gas-liquid counter-current flows and few validation data for the f_w correlation for flooding conditions. In this paper, a new correlation for the free-falling liquid film thickness δ_f was derived from the f_w correlation, and validity of the f_w correlation was indirectly verified by comparing it with the existing δ_f data, for which a wide range of data may exist.

Keywords vertical pipe, gas-liquid counter-current flow, liquid film thickness, wall friction factor, free falling liquid film

1. はじめに

加圧水型原子力発電所では加圧器により一次冷却材の圧力が高圧に保たれ、通常運転中は一次冷却系が液体の水で満たされるように制御される。ところが小破断冷却材喪失事故の条件下などにおいては、炉心で発生した蒸気がホットレグや加圧器サージ管などの一次冷却材配管や蒸気発生器 (SG) の伝熱管に流入し、放熱によって発生する凝縮水が蒸気の流れに対向して重力落下する気液対向流が発生する。蒸気速度が大きくなると、落下水制限 (CCFL) が生じてフラッシング状態となる。その際の原子炉の事故解析では一次元気液二相流モデルが広く使用されている。本研究で

は原子炉の事故時における配管系での流動特性を対象とし、気液対向流条件における鉛直管内での流動状態に関する相関式の不確かさの縮小を目的としている。

CCFL は、炉心内の冷却水量や燃料棒の冷却に直接影響することから、多くの研究⁽¹⁾⁽²⁾が行われているが、ボイド率 α_G 、壁面摩擦係数 f_w 、界面摩擦係数 f_i などの流動特性に関する研究は少ない。鉛直管における気液対向流は Wallis らにより多くの実験が行われ⁽¹⁾⁽³⁻⁶⁾、流動状態を滑らかな液膜 (SF: smooth film) と粗い液膜 (RF: rough film) に区分し⁽⁵⁾⁽⁶⁾、環状流モデルを用いて f_w と f_i が評価された。Wallis らは RF に対して $f_w = 0$ と近似して圧力勾配 dP/dz の測定値から f_i を求め、

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

f_i 相関式を提案した。一方, Goda ら⁽⁷⁾は, 主に下端フラッシングによるRFを対象として, 直径 $D=20$ mmと40 mmの鉛直管を用いて空気・水系実験を行い, 弁締切法を用いた α_G 測定値と dP/dz 測定値から f_w と f_i を求め, f_w を無視することができないことを示した。Takakiら⁽⁸⁾⁽⁹⁾は, 上端フラッシングによるSFを対象として, 直径 $D=20$ mmと40 mmでの測定値を用いて液膜厚さ δ および f_w と f_i を評価した。また, 上端フラッシングでは上部タンクの水位 h_{ur} がCCFL特性に影響するとの報告⁽¹⁰⁻¹²⁾を踏まえ, $D=40$ mmの鉛直管を使用し, $h_{ur}=0.1, 0.2, 0.3$ mでのCCFL特性および dP/dz と α_G 測定から環状流モデルを用いて f_w と f_i を求めた。これらの結果から, h_{ur} がCCFL特性, δ , および f_w と f_i に及ぼす影響を評価した⁽¹³⁾。

本報では, これまでに作成した f_w 相関式⁽⁹⁾を用いて自由落下液膜の厚さ δ_f に対する相関式を算出し, δ_f の既存データと比較することにより, f_w 相関式の妥当性を間接的に検証した。

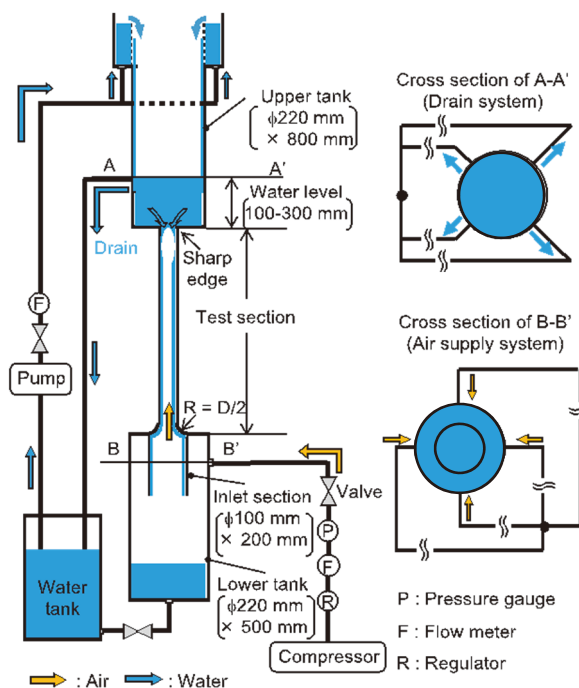


図1 実験装置の全体図

2. 実験装置と環状流モデル

2.1 実験装置

鉛直管での空気・水フラッシング実験装置を図1に示す。装置は既報⁽⁸⁾⁽⁹⁾⁽¹³⁾で説明のとおり, 試験部である鉛直管は直径 $D=20$ mmあるいは40 mm, 長さ800 mm, 上端はシャープ, 下端は曲率 $R=D/2$ のラウンドで, 上部タンク, 鉛直円管(試験部), 気相助走部, 下部タンク, 貯水槽, および気液供給系で構成されている。

実験では, 下部タンク側面の4箇所の孔から常温・常圧の空気を, 上部タンクに水(25±5°C)を供給し, 気液対向流を形成させた。鉛直管から落下した水は下部タンクに溜め, 上部タンク内の余剰水は排出ラインを通して貯水槽へ戻した。落下水の流量は下部タンクの水位上昇率から求めた。圧力勾配 dP/dz は鉛直管側面の上部と下部に設けたタップに微差圧トランスデューサを取り付け, 測定した。測定範囲は540 mm, サンプリング周期は1 ms, サンプル数は50000点で1条件あたり9回測定し, 平均値を使用した。平均値の95%信頼区間における不確かさは12.5%以内であった。

α_G の測定については, 弁締切法を用いた。弁締切後の水位を測定して液相体積率を求め, 60回測定した平均値を使用した。

2.2 環状流モデル

環状流モデルを用いると, 鉛直管内気液対向流での気相と全流体に作用する力の釣り合い式は次式で表せる⁽⁶⁻⁹⁾。

$$\frac{dP}{dz} + \rho_G g + \frac{f_i}{2} \rho_G \left[\frac{J_G}{\alpha_G} - \frac{J_L}{1-\alpha_G} \right]^2 \frac{4}{D\sqrt{\alpha_G}} = 0 \quad (1)$$

$$\frac{dP}{dz} + [\rho_G \alpha_G g + \rho_L (1-\alpha_G) g] - \frac{f_w}{2} \rho_L \left(\frac{J_L}{1-\alpha_G} \right)^2 \frac{4}{D} = 0 \quad (2)$$

ここで添字 G と L はそれぞれ気相と液相を示し, g [m/s²]は重力加速度, J [m/s]は体積流束, P [Pa]は圧力, z [m]は鉛直座標, ρ [kg/m³]は密度である。Bharathan and Wallis⁽⁶⁾は, 式(1)で $J_L/(1-\alpha_G) \ll J_G/\alpha_G$ を仮定した。しかし, この仮定は J_G が小さく J_L が大きい場合に評価誤差を大きくする。 J_G に対する J_L , dP/dz , α_G を測定すると, 式(1)から f_i が求まり, 式(2)から f_w が求まる。

3. 実験結果

3.1 圧力勾配とポイド率

鉛直管の上端/下端がシャープ/ラウンドで $D=20$ mmと40 mmでの液相体積率 $\alpha_L (=1-\alpha_G)$ と無次元圧力

勾配 $-(dP/dz)^*$ を図2に示す。 $(dP/dz)^*$ は次式で定義した.

$$\left(\frac{dP}{dz}\right)^* = \frac{dP}{(\rho_L - \rho_G)g} \quad (3)$$

低 J_G ではフラッディングが上端で発生して SF になり, 中 J_G ではフラッディングが上端と下端で同時に発生して TR (Transition) となった. $D=20\text{ mm}^{(14)}$ では高 J_G になると RF になったが, $D=40\text{ mm}^{(9)}$ では $J_G=9.6\text{ m/s}$ でも RF への変化を確認できなかった. α_L と $-(dP/dz)^*$ の差は式(2)で示されるように壁面摩擦項にほぼ等しく, $-(dP/dz)^*$ は式(1)で示されるように界面摩擦項にほぼ等しい. SF では f_w 項が大きく, f_i 項が小さい. 一方, RF では f_w 項が小さく, f_i 項が大きい. なお $D=20\text{ mm}$ の RF では, 落下水なし ($J_L=0$) となった.

SF の範囲では, $D=20\text{ mm}$ と 40 mm で α_L に顕著な相違はなく, J_G の増加に伴い液膜厚さが薄くなり α_L が減少する. SF の範囲で $-(dP/dz)^*$ が微増し始めており, 鉛直管の下部で液溜りが生じ始め流動抵抗が増加したことによると推定される. この液溜りが TR での擾乱波の発生源になる. このため, SF と TR の境界は, $(dP/dz)^*$ の極小点より α_L の極小点に近い. α_L の極小値にならないのは, 締切弁の下方での α_L の増加を検出していないことによると推定する. TR では下部が RF で上部が SF の状態であり, J_G の増加に伴い RF と SF の境界が上昇するため, J_G の増加に伴い α_L と $-(dP/dz)^*$ が増加する. RF では SF と同様に J_G の増加に伴い液膜厚さが薄くなり α_L が減少する.

$D=40\text{ mm}$ では 20 mm より低 J_G で SF から TR に遷移し, 測定範囲の $J_G=9.6\text{ m/s}$ まで RF への変化を確認できず, TR の範囲が広い. また, $D=40\text{ mm}$ では高 J_G で α_L と $-(dP/dz)^*$ の差である壁面摩擦項が小さくなっているが, 20 mm では RF でも壁面摩擦項が比較的大きい. $D=40\text{ mm}$ で TR の範囲が広い原因として, 下部での液溜りの形成, 擾乱波の発生と形状が考えられる. Wallis and Makkenchery⁽¹⁵⁾ は, $D=6.4\sim 140\text{ mm}$ で空気・水系実験を行い, 水が落下しない条件 ($J_L=0$) への直径の影響を評価した. この実験で彼らは, 鉛直管内に水が存在しない状態から J_G を徐々に減少して液が管内に流下して管内に気液界面が存在する状態を観察した. 液膜の下端が静止して管内に存在する状態での形状を図3に示す. 小口径では液膜下端に液溜りが形成され, 擾乱波に成長しやすく, J_G の増加で擾乱波が上昇しやすい. 一方, 大口径では明確な液溜りが形成され

にくく, 周方向の擾乱波の高さの相違が拡大しやすいため上昇する擾乱波が部分的に落下しやすくなる. このような直径による擾乱波の形状の相違が $D=20\text{ mm}$ と 40 mm で TR の範囲が大きく異なった原因と推察される.

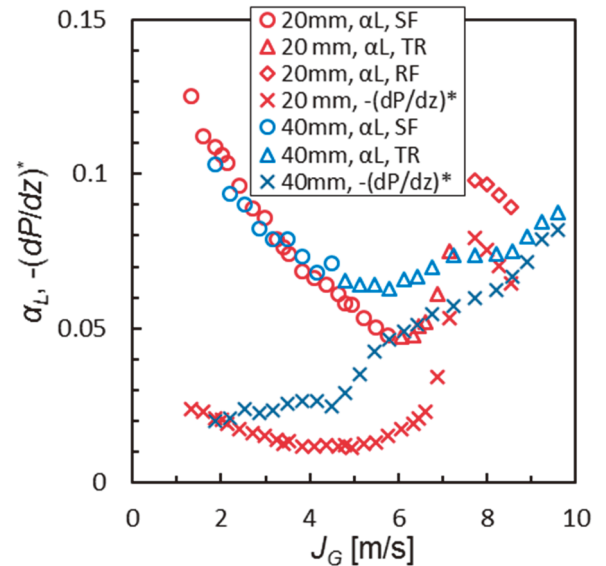


図2 上端シャープ下端ラウンドでの $D=20\text{ mm}^{(14)}$ と $40\text{ mm}^{(9)}$ における液相体積率 α_L および無次元圧力勾配 $-(dP/dz)^*$

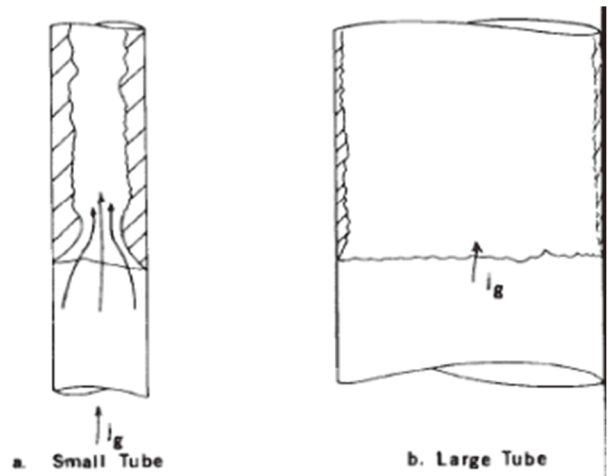


図3 液膜の下端が静止状態での形状⁽¹⁵⁾

図4 は $D=40\text{ mm}$ 実験での α_L および $-(dP/dz)^*$ を上端シャープ/下端ラウンド(S/R)⁽⁹⁾と上端ラウンド/下端シャープ(R/S)⁽⁷⁾とで比較して示している. R/Sでも低 J_G では上端フラッディングによるSFが生じており, R/SではS/Rより落下水速度 J_L が大きく液膜厚さが厚いため, α_L と $-(dP/dz)^*$ がS/Rより大きい. R/Sでは下端フ

ラッディングが生じやすいためS/Rより小さい J_G でSFからTRおよびRFに遷移する。RFの特徴は α_L と $-(dP/dz)^*$ の差である壁面摩擦項が小さいことであり、Bharathan and Wallis⁽⁶⁾は $f_w = 0$ と近似してRFでの界面摩擦係数の相関式を作成した。S/Rでの高 J_G では壁面摩擦項が小さく、 α_L と $-(dP/dz)^*$ がR/Sでの α_L と $-(dP/dz)^*$ より大きくなっており、RFの状態と判断してもよいと思われる。TRでは下部がRFで上部がSFであり、 J_G の増加に伴いRFの範囲が広がりRFに変化する。このRFとSFの範囲は時間的に変動するためTRとRFを明確に区分することは難しい。

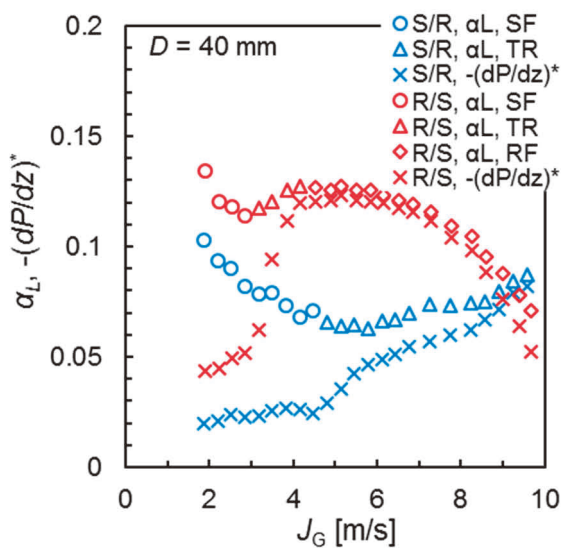


図4 直径40 mmでの液相体積率 α_L および無次元圧力勾配 $-(dP/dz)^*$

3.2 壁面摩擦

壁面摩擦係数 f_w を求めるには、式(2)においてCCFL特性 (J_G と J_L の関係)、 dP/dz および α_G の測定値が必要である。しかし、フラッディング条件下での α_G データは限られており、SFに対する信頼できる f_w は得られていない。このため、SFに対する f_w に単相流の相関式が使用されている⁽¹⁶⁾。

$$f_w = \max\left(\frac{16}{Re_L}, \frac{0.079}{Re_L^{0.25}}\right), Re_L = \frac{J_L D}{\nu_L} \quad (4)$$

ここで、 Re_L は液相レイノルズ数、 ν_L は動粘度である。Godaら⁽⁷⁾はRFに対して次式を提案している。

$$f_w = \frac{2.86 \times 10^4}{Re_L^{1.96}} \quad (5)$$

上端シャープ/下端ラウンド(S/R)での f_w の測定値⁽⁹⁾⁽¹⁴⁾を式(4)および(5)と比較して図5に示す。 f_w の測定値は式(2)および J_G に対する J_L , dP/dz と α_G の測定値から求めた。SFについては $D = 40$ mmでの一点を除いて式(4)で近似できるが、層流から乱流への遷移域で測定値が式(4)より大きい。

TR では下部でフラッディングが生じて部分的に液膜厚さが厚くなり f_w が大きくなる。 $D = 20$ mm と 40 mm で TR への変化点が異なるが、 f_w の Re_L への依存性 (累乗関数の指数) は類似している。 $D = 40$ mm の TR では f_w を式(5)で近似できる。

α_G の測定値がない場合、式(2)および dP/dz の測定値と f_w の相関式から α_G を計算できるため、4.1節で f_w の相関式について検討する。

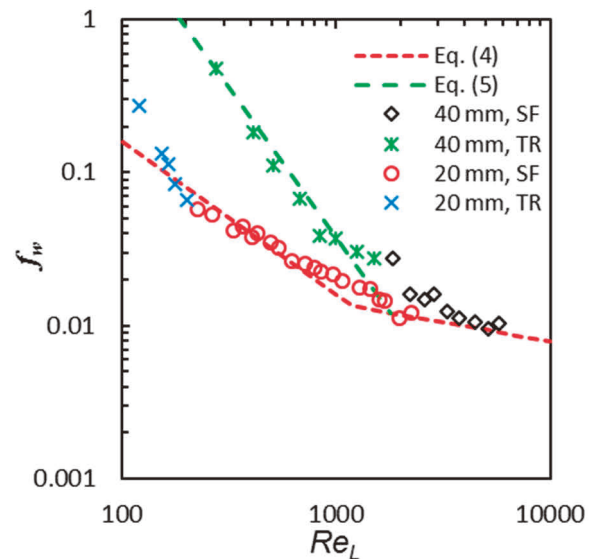


図5 壁面摩擦係数 f_w ($D = 20$ mm⁽¹⁴⁾, 40 mm⁽⁹⁾)

3.3 界面摩擦

事故解析コードでは、 f_i の相関式が使用される場合があることから、Bharathan and Wallis⁽⁶⁾は、Bharathanら⁽⁶⁾によるRF に対する dP/dz データと $f_w = 0$ の仮定を用いて f_i を求め、次の相関式を提案した。

$$f_i = 0.005 + A \left(\frac{\delta}{L}\right)^B, \log_{10} A = -0.56 + \frac{9.07}{D^*},$$

$$B = 1.63 + \frac{4.74}{D^*} \quad (6)$$

数式⁽¹⁶⁾は、エンベロープ法⁽¹⁾を用いた J_L の計算値が Richter⁽¹⁷⁾によって報告された CCFL データと一致

する f_i を求め、式(6)を改良した相関式を提案した。しかし、Richter⁽¹⁷⁾の報告による CCFL は主として上端フラッシングであり、式(6)は下端フラッシングによる RF を対象としている。また、Bharathan and Wallis⁽⁶⁾ は、エンベロープ法では J_L を過大に計算することを示している。

Goda ら⁽⁷⁾は、 $D=20\text{ mm}$ と 40 mm で dP/dz と α_G を測定し、式(1)を用いて f_i を求め、RF に対する f_i の相関式を提案した。また、彼らは式(2)を用いて f_w を求め、 f_w の相関式を提案した。

佐野ら⁽¹⁸⁾は、Goda ら⁽⁷⁾による f_w の相関式を Ilyukhin ら⁽¹⁹⁾の $D=20\text{ mm}$ 、 $P=0.6\sim 4.1\text{ MPa}$ での dP/dz データおよび Bharathan ら⁽⁶⁾の $D=6.6\sim 152\text{ mm}$ での dP/dz データに適用して f_i を求め、RF に対する f_i の相関式として次式を提案した。

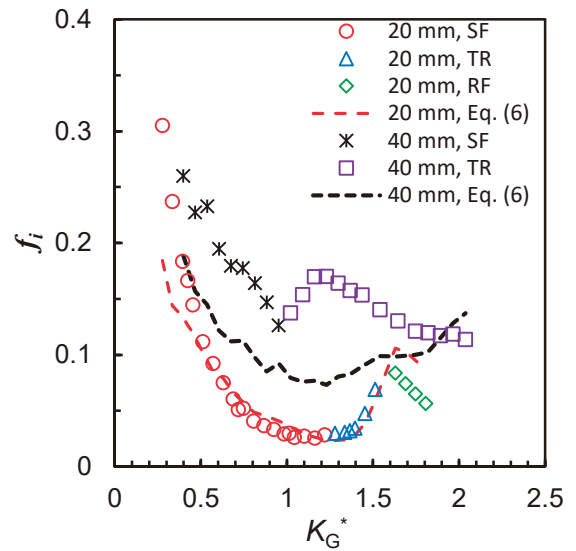
$$f_i = 0.157 \left(\frac{\mu_G}{\mu_L} \right)^{-0.166} D^* \exp \left\{ -1.14 \left(\frac{\mu_G}{\mu_L} \right)^{-0.133} K_G^* \right\} \quad (7)$$

式(6)と(7)は、下端フラッシングによる RF に対する f_i の相関式である。一方、上端フラッシングによる SF に対して、Wallis⁽¹⁾は $f_i = 0.005$ を推奨しているが、 f_i の相関式は見当たらない。

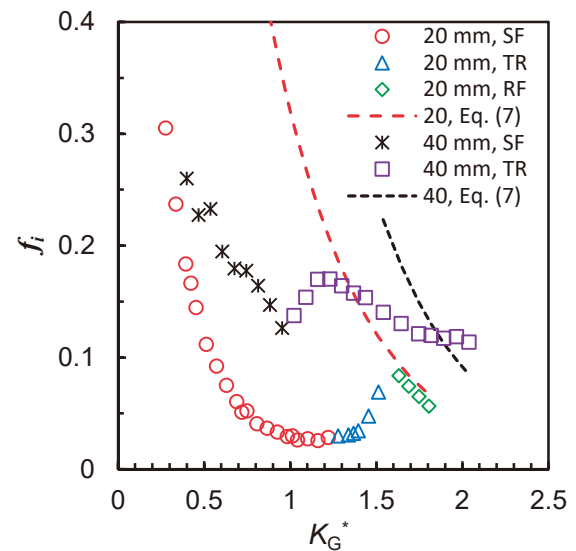
図 6 に界面摩擦係数 f_i の測定値と相関式の比較を示す。 K_G^* の増加に伴い、 f_i は SF 領域で減少し、TR 領域に入ると増加した後に再び減少した。この傾向は $D=20\text{ mm}$ の場合にはっきりと確認でき、 f_i データは TR 領域では増加し RF 領域で再び減少した。 $D=40\text{ mm}$ では、 f_i データは K_G^* の増加に伴って TR 領域で一旦増加した後に減少した。

式(6)は RF 用であるが、低 J_G^* 領域を除いて $D=20\text{ mm}$ の f_i データとよく一致する。一方、 $D=40\text{ mm}$ では高 K_G^* を除いて f_i を過小評価する。式(7)は RF を対象とする相関式であり、 f_i の計算値は SF と TR の領域では測定値より大きくなるが、高 K_G^* では測定値とほぼ一致している。 $D=40\text{ mm}$ の実験では K_G^* の増加に伴い TR から RF に変化しきらないまま RF 状態に近づき、 f_i の測定値が計算値より大きい領域では RF と見なしてよいと判断される。

図6から明らかなように、 f_i の既存相関式は SF 領域に対する測定値を評価できず、SF に対する f_i 相関式の提案が望まれる。信頼性のある f_w の相関式を作成すれば、Bharathan ら⁽⁴⁾や Ilyukhin ら⁽¹⁹⁾による dP/dz の測定値および式(2)から α_G を求め、式(1)から f_i を評価できる。



(a) 相関式(6)との比較



(b) 相関式(7)との比較

図6 界面摩擦係数 f_i の測定値と相関式の比較

4. フラッシング状態での壁面摩擦と液膜厚さ

4.1 壁面摩擦

フラッシング条件下での α_G データは限られており、SF に対する信頼できる f_w は得られていない。このため、SF に対する f_w に単相流の相関式である式(4)が使用されている⁽¹⁶⁾。

既存研究による圧力勾配 dP/dz の測定値を活用してボイド率 α_G や界面摩擦係数 f_i を求めてデータベースを

拡充するには、信頼できる壁面摩擦係数 f_w の相関式が必要である。しかし、 f_w を求めるには α_G データが必要であり、信頼できる α_G データはGodaら⁽⁷⁾と島村ら⁽¹⁴⁾およびTakakiら⁽⁹⁾に限られる。

3章で述べたように、Smooth film (SF) に対する f_w は単相流の f_w 相関式で近似できること、 f_w の測定値は層流と乱流の遷移域で単相流の f_w 相関式より大きいことを明らかにした。そこで、Godaら⁽⁷⁾と島村ら⁽¹⁴⁾およびTakakiら⁽⁹⁾によるSFに対する f_w の測定値を用いて遷移域に対する f_w の相関式を作成した⁽⁹⁾。

上端フラッディングによるSFでの f_w の測定値を図7に示す。鉛直管の上端と下端がシャープとラウンド(S/R)でのSFにおける f_w データを対象として、 $Re_L = 440 \sim 5770$ の範囲での測定値から最小二乗法を用いて $f_w = 0.70/Re_L^{0.50}$ を得た。 f_w の測定値が式(4)より大きい範囲の f_w データを用いて最小二乗法を適用したことから、 $Re_L = 440 \sim 5770$ は一般的な遷移域より範囲が広い。 $f_w = 0.70/Re_L^{0.50}$ と式(4)を組み合わせて次式を作成した⁽⁹⁾。

$$f_w = \max\left(\frac{16}{Re_L}, \frac{0.70}{Re_L^{0.50}}, \frac{0.079}{Re_L^{0.25}}\right) \quad (8)$$

式(8)において不確かさ $\pm 22\%$ の中に測定値の95%を含む。なお、S/Rの $D = 40\text{ mm}$ で式(8)の不確かさ範囲から大きく異なる1点については、Transition (TR) 領域と判断し、式(8)の作成には使用しなかった。作成した $f_w = 0.70/Re_L^{0.50}$ は、Wallis⁽¹⁾が報告したHewittによる解析評価(未公表, 1967年)とほぼ一致している。

S/Rの $D = 20\text{ mm}$ を除いて、TRとRFに対する f_w の測定値に最小二乗法を適用して $f_w = 1.37 \times 10^4 / Re_L^{1.85}$ を得た。式(8)の $16/Re_L$ を $1.37 \times 10^4 / Re_L^{1.85}$ に変更すると次式が得られる。

$$f_w = \max\left(\frac{1.37 \times 10^4}{Re_L^{1.85}}, \frac{0.70}{Re_L^{0.50}}, \frac{0.079}{Re_L^{0.25}}\right) \quad (9)$$

式(9)と f_w の測定値を比較して図8に示す。図には、島村ら⁽¹⁴⁾によるS/Rの $D = 20\text{ mm}$ を除き、Godaら⁽⁷⁾とTakakiら⁽⁹⁾による f_w の測定値を示す。式(9)は、図示していないS/Rの $D = 20\text{ mm}$ を除いて適用できる。ただし、 $Re_L = 1000 \sim 2000$ の範囲で不確かさが大きい。

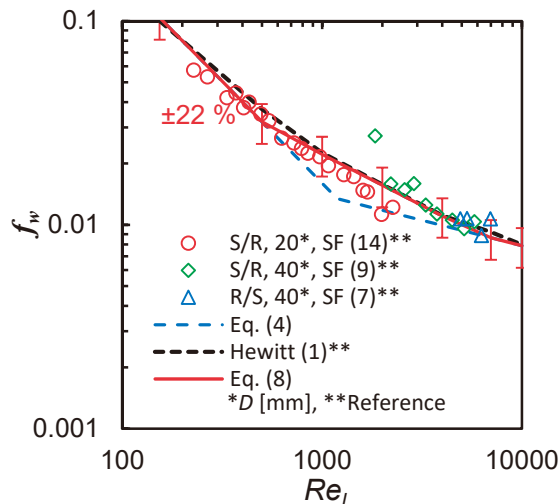


図7 上端フラッディングによるSFでの壁面摩擦係数 f_w

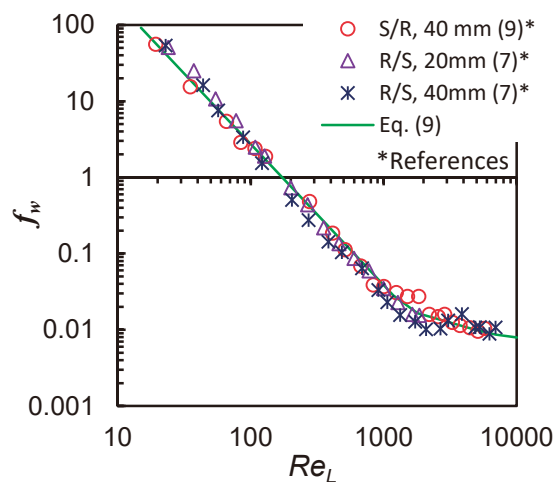


図8 式(9)と壁面摩擦係数 f_w の測定値との比較

4.2 液膜厚さ

気液対向流条件でのボイド率 α_G に関する研究は少ない。環状流モデルでは α_G と液膜厚さ δ の関係は次式で表せる。

$$\alpha_G = \left(1 - \frac{2\delta}{D}\right)^2 \quad \text{or} \quad \frac{\delta}{D} = \frac{1 - \alpha_G^{1/2}}{2} \quad (10)$$

SFは自由落下液膜に近いので、層流に対してはNusseltの式⁽²⁰⁾が広く使用されている^(1,6,21)。

$$\frac{\delta}{L_v} = \left(\frac{3Re_L}{4}\right)^{1/3} \quad (\text{層流}) \quad (11)$$

$$L_v = \left(\frac{v_L^2}{g} \right)^{1/3} \quad (12)$$

v_L [m²/s]は液相の動粘度である。Imuraら⁽²¹⁾は乱流に対してFeind⁽²²⁾による次式を用いて α_G を評価した。

$$\frac{\delta}{L_v} = 0.266 Re_L^{1/2} \quad (\text{乱流}) \quad (13)$$

式(11)と(13)を組み合わせると次式が得られる。

$$\frac{\delta}{L_v} = \max \left\{ \left(\frac{3 Re_L}{4} \right)^{1/3}, 0.266 Re_L^{1/2} \right\} \quad (14)$$

液膜厚さ δ の相関式の作成に用いた実験データを表1に示す。 δ は測定値ではなく、Godaら⁽⁷⁾、島村ら⁽¹⁴⁾、およびTakakiら⁽⁹⁾は α_L を測定し、式(10)を用いて求めた。これらの他、Bharathanら⁽⁴⁾およびIlyukhinら⁽¹⁹⁾による dP/dz の測定値と f_w の相関式(8)を用いて δ を求めた。

Godaら⁽⁷⁾、島村ら⁽¹⁴⁾、およびTakakiら⁽⁹⁾による δ を式(14)と比較して図9に示す。また、Bharathanら⁽⁴⁾による dP/dz データから求めた δ を式(14)と比較して図10に、Ilyukhinら⁽¹⁹⁾による dP/dz データから求めた δ を式(14)と比較して図11に示す。低 Re_L での δ は式(14)と一致しているが、 Re_L が増加すると δ は式(14)より厚くなっている。SFに限定して考えた時、鉛直管の上端と下端の形状は δ に影響しない。図11に示した蒸気・水系⁽¹⁹⁾では、 L_v が小さいため δ/L_v が大きくなる。

上端フラッシングによるSFでの δ を図12に示す。 $Re_L \leq 500$ では式(14)と一致しているが、 $Re_L > 1000$ では δ は式(14)より有意に厚くなっている。そこで、図12の δ データを用いて相関式を作成した⁽²³⁾。

δ 相関式作成に際しては、多くの既存研究例がある自由落下での液膜厚さ δ_f に対する相関式を参考にした。 δ_f は $\delta_f/L_v = a Re_L^n$ で表され、乱流に対する指数 n には0.6と2/3⁽¹⁾、2/3⁽²⁴⁾、8/15⁽²⁵⁾、1/2⁽²²⁾がある。指数 n を2区分で表すと層流から乱流への遷移域で相関式は δ を過小評価した。そこで、層流、遷移域、乱流の3区分とし、層流にはNusselt⁽²⁰⁾による式(11)を使用した。遷移域を $1000 < Re_L < 3000$ 、乱流域を $Re_L > 3000$ とし、図12に示した δ を用いて最小二乗法により $\delta/L_v = a Re_L^n$ の係数 a と指数 n を求めた。得られた n の値と自由落下液膜に対する既存研究による n の値から、遷移域で $n = 1/2$ 、乱流域で $n = 2/3$ を選定し、 $n = 1/2$ と $n = 2/3$ に対する平均値として係数 $a = 0.32$ と $a = 0.076$ を求めた。以上より、SFに対する δ の相関式として次式を作成した⁽²³⁾。

$$\frac{\delta}{L_v} = \max \left\{ \left(\frac{3 Re_L}{4} \right)^{1/3}, 0.32 Re_L^{1/2}, 0.076 Re_L^{2/3} \right\} \quad (15)$$

式(15)は δ の測定値をよく表している。

表1 液膜厚さ δ の評価に用いた実験の条件

References	D (mm)	Top/Bottom	Fluids	P (MPa)	dH(m) for dP	Data
Goda et al. ⁽⁷⁾	40	R/S	Air-Water	0.1	0.54	$\alpha_G, dP/dz$
Shimamura et al. ⁽¹⁴⁾	20	S/R	Air-Water	0.1	0.6	$\alpha_G, dP/dz$
Takaki et al. ⁽⁹⁾	40	S/R	Air-Water	0.1	0.54	$\alpha_G, dP/dz$
Bharathan et al. ⁽⁴⁾	50.8	S/R, S/S	Air-Water	0.1	0.9	dP/dz
Ilyukhin et al. ⁽¹⁹⁾	20	S/S	Steam-Water	0.6-4.1	0.2	dP/dz

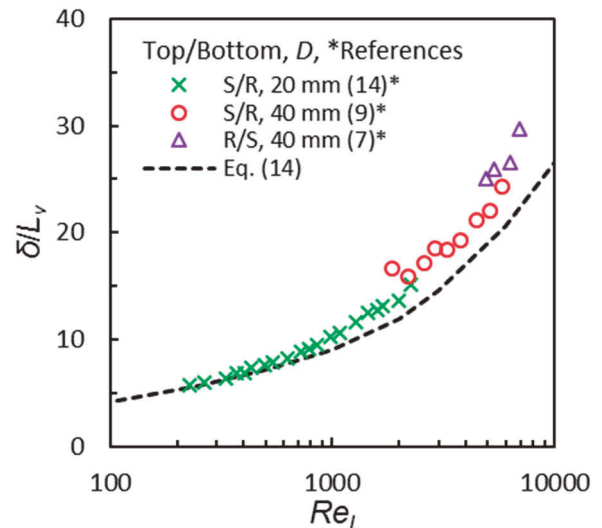


図9 ボイド率の測定値に基づく液膜厚さ δ ($L_v = (v_L^2/g)^{1/3}$)

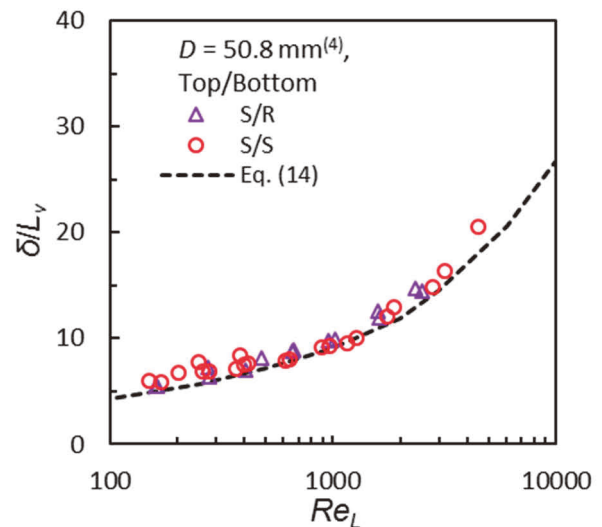


図10 圧力勾配データ⁽⁴⁾に基づく液膜厚さ δ

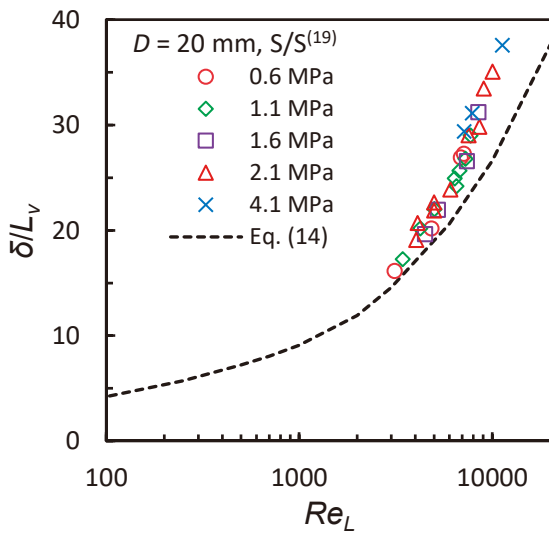


図11 蒸気・水系での圧力勾配データ⁽¹⁹⁾に基づく液膜厚さ δ ($L_v = (v_L^2/g)^{1/3}$)

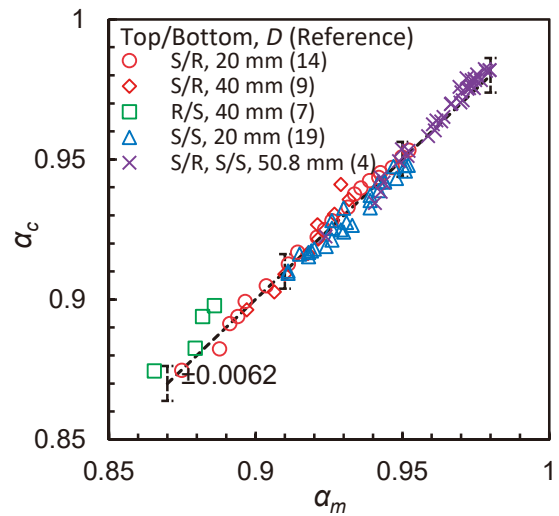


図13 式(15)によるボイド率の計算値 α_c と測定値 α_m の比較

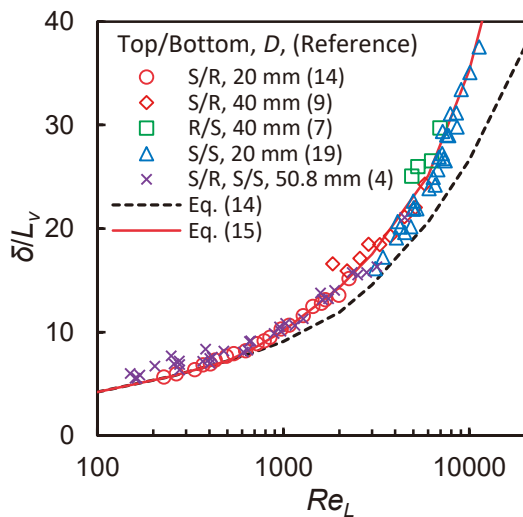


図12 上端フラッシングによるSFでの液膜厚さ δ ($L_v = (v_L^2/g)^{1/3}$)

式(15)によるボイド率の計算値 α_c と測定値 α_m の比較を図13に示す。 α_c は α_m とよく一致し、 $\alpha_m = 0.87 \sim 0.98$ の範囲で α_m の95%が含まれる不確かさの幅は ± 0.0062 と小さい。

信頼性が高い f_w の相関式(8)と dP/dz データを用いると、図12や図13に示したように、式(2)を用いて α_G や δ が求まる。しかし、 α_G の測定値は少なく測定範囲が狭いため、 f_w の相関式(8)の作成に用いた測定値は $Re_L < 7000$ の範囲である。一方、自由落下液膜では $Re_L \leq 30000$ まで液膜厚さ δ_f の測定値がある。そこで、 f_w の相関式(8)の検証に δ_f データを活用できないか検討した。

5. 壁面摩擦係数相関式の検証

5.1 自由落下での液膜厚さ

ここでは、環状流モデルに基づく全流体に対する運動量式(2)と f_w の相関式(8)を用いて、自由落下液膜の厚さ δ_f の相関式を導出する。式(2)を無次元化すると、以下のとおりとなる。

$$\left(\frac{dP}{dz}\right)^* + \left\{ (1 - \alpha_G) + \frac{\rho_G}{\rho_L - \rho_G} \right\} - 2f_w \left(\frac{J_L^*}{1 - \alpha_G} \right)^2 = 0 \quad (16)$$

$(dP/dz)^*$ は式(3)で定義される。 J_L^* は、液相に対するWallisパラメータであり、以下の式で定義される。

$$J_k^* = J_k \left\{ \frac{\rho_k}{gD(\rho_L - \rho_G)} \right\}^{1/2} \quad (k = G \text{ or } L) \quad (17)$$

自由落下液膜においては、 $J_G = 0$ であり、 $(dP/dz) \doteq -\rho_G g$ であることから、

$$\left(\frac{dP}{dz}\right)^* \doteq -\frac{\rho_G}{\rho_L - \rho_G} \quad (18)$$

となる。式(16)、(18)および $(1 - \alpha_G) = \alpha_L$ から、次式が得られる。

$$\alpha_L^3 \doteq 2f_w J_L^{*2} \quad (19)$$

環状流モデルでは、式(10)のとおり $\alpha_G = (1 - 2\delta/D)^2$ の関

係があり、 $D \gg \delta$ より、式(19)の左辺は $\alpha_L = 1 - \alpha_G \doteq 4\delta/D$ と近似できる。式(19)の右辺に式(17)を適用して、 $\rho_L(\rho_L - \rho_G) \doteq 1$ とすると、次式が得られる。

$$\frac{4\delta_f}{D} \doteq \left(\frac{2f_w J_L^2}{gD} \right)^{1/3} \quad (20)$$

式(20)では、式(19)が自由落下に対する式であるため、液膜厚さを δ_f で区分した。レイノルズ数 $Re_L (= J_L D / \nu_L)$ と代表長さ $L_v (= (\nu_L^2 / g)^{1/3})$ を用いて式(20)を変換すると、次のようになる。

$$\frac{\delta_f}{L_v} = \frac{(2f_w Re_L^2)^{1/3}}{4} \quad (21)$$

f_w の相関式(8)を式(21)に代入すると、次式が得られる。

$$\frac{\delta_f}{L_v} = \max \left\{ \left(\frac{Re_L}{2} \right)^{1/3}, 0.28 Re_L^{1/2}, 0.135 Re_L^{7/12} \right\} \quad (22)$$

以上で、自由落下液膜厚さ δ_f の相関式が得られた。既存研究では乱流部分の指数として、1/2, 8/15, 0.6, 2/3は見られるが、7/12は見られない。

5.2 測定値との比較

4.2節にてフラッディング状態に対するSFに関して、層流はNusseltの式から、遷移域と乱流は実験データおよび既往データから最小二乗法により求めた液膜厚さ δ の相関式(15)⁽²³⁾について述べた。また、5.1節にて自由落下液膜に関して、環状流モデルと自由落下条件および f_w の相関式(8)を用いて液膜厚さ δ_f の相関式(22)を算出した。

算出した δ_f の相関式(22)の妥当性を確認するために、既存データと比較した。相関式(22)と測定値との比較を図14に示す。比較用として、フラッディング状態($J_G > 0$)に対する δ の相関式(15)と測定値⁽⁷⁾⁽⁹⁾⁽¹⁴⁾を示す。 δ_f には、鈴木と植田⁽²⁶⁾および $Re_L \geq 8000$ の結果を有するBelkinら⁽²⁷⁾による測定値を使用した。鈴木と植田⁽²⁶⁾は、 $D = 28.8 \text{ mm}$ で気液対向流を含む管内ボイド率を弁締切法で測定したが、図14では $J_G = 0$ での測定値を表示した。Belkinら⁽²⁷⁾は、 $D = 24 \text{ mm}$ の鉛直管外面を自由落下する液膜を高速度カメラで測定し、aはシルエット法で、bは直接光で撮影した。

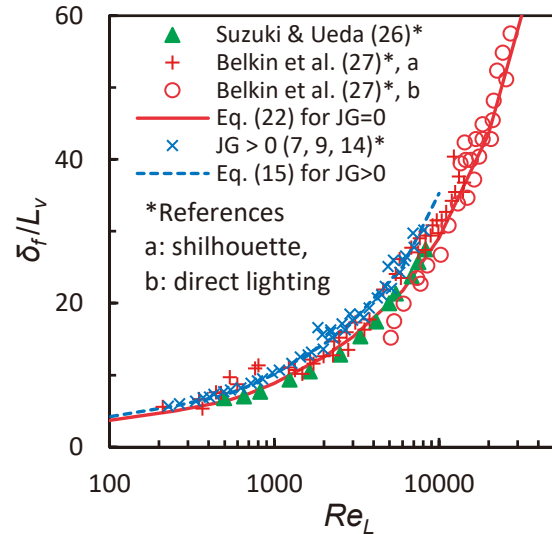


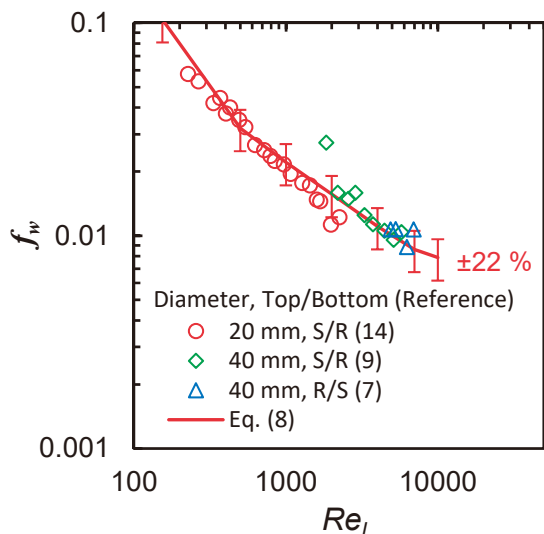
図14 自由落下液膜厚さ f_w の相関式(22)と測定値との比較

図14より自由落下液膜厚さ δ_f の相関式(22)は高レイノルズ数 Re_L の領域を含め実験データと概ね一致していることを確認できた。このことは、自由落下液膜に対して f_w の相関式(8)が高 Re_L の領域を含めて適切であることを示し、気液対向流に対しても高 Re_L の領域に適用できることを示唆する。

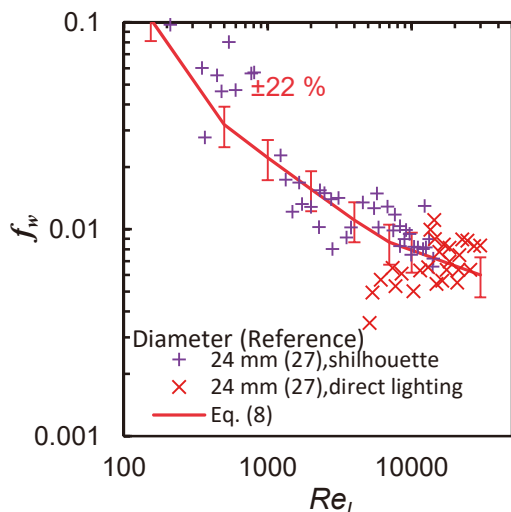
5.3 考察

5.2節では、 f_w の相関式(8)を用いて導出した δ_f の相関式(22)を δ_f の測定値と比較し、式(22)の妥当性を介して式(8)の妥当性を確認した。一方、 δ_f の測定値から f_w を求めて式(8)の妥当性を確認することができる。

α_L もしくは δ_f の測定値から求めた f_w を相関式(8)と比較して図15に示す。図15 (a)に示すフラッディング条件では、測定値⁽⁷⁾⁽⁹⁾⁽¹⁴⁾に対する相関式の不確かさは±22%と小さい。これは、 α_L の測定値に60回測定した平均値を用いており、測定値の不確かさが小さいことによる。一方、図15 (b)に示す自由落下液膜では、測定値 δ_f ⁽²⁷⁾の不確かさが大きいため、 δ_f の測定値から求めた f_w のバラツキが大きい。図15は、不確かさが小さく信頼性のある f_w を求めるには、 α_L もしくは δ_f の測定の不確かさを小さくする必要があることを示す。



(a) フラッディング条件



(b) 自由落下液膜

図15 液相体積率 α_L もしくは液膜厚さ δ_f の測定値から求めた f_w と相関式(8)との比較

6. まとめ

本研究では、原子炉の事故時における配管系での流動特性を対象とし、気液対向流条件における鉛直管内での流動状態に関する相関式の不確かさの縮小を目的としている。本報告では、上端フラッディングによる滑らかな液膜 (SF) を対象として、壁面摩擦係数 f_w と液膜厚さ δ に関するこれまでの研究成果を紹介した。また、 f_w の相関式を自由落下液膜に適用して液膜厚さ δ_f の相関式を導出し、既存研究による δ_f の測定値を用いて検証し、液相レイノルズ数 Re_L が大きい範囲に対して f_w の相関式を間接的に検証した。今回は以下の結

論を得た。

鉛直管の上端フラッディングによる落下液膜に対する f_w の相関式を用いて自由落下液膜の δ_f に関する検証用の相関式を作ることができた。高 Re_L 領域も含め、既存研究による δ_f データと概ね一致したことから、提案済みの f_w の相関式の妥当性を間接的に確認することができた。

なお、液相体積率 α_L や液膜厚さ δ の測定値から f_w を求める場合には、 α_L や δ の測定の不確かさが f_w の不確かさに大きな影響を及ぼす。したがって、信頼性のある f_w を求めて相関式を算出するためには、高精度な α_L や δ の測定値が必要となる。

謝辞

鉛直管でのフラッディング実験については、神戸大学の富山研究室にて実施していただいた。高精度で有用なデータを取得していただいたことに対し、深く謝意を表す。

記号

D	管直径(m)
D^*	無次元直径(-)
dH	圧力差測定の間隔(m)
dP/dz	圧力勾配(Pa/m)
$(dP/dz)^*$	無次元圧力勾配(-)
f_i	界面摩擦係数(-)
f_w	壁面摩擦係数(-)
g	重力加速度(m/s ²)
h_{ut}	上部タンク水位(m)
J	体積流束(m/s)
J^*	Wallis パラメータ(-)
K^*	Kutateladze パラメータ(-)
L_V	代表長さ(m)
P	圧力(Pa)
R	曲率半径(m)
Re_L	液相レイノルズ数(-)
z	鉛直方向座標(m)

ギリシャ記号

α	体積率(-)
δ	液膜厚さ(m)
δ_f	自由落下液膜厚さ(m)
μ	粘性係数(Pa·s)
ν	動粘度(m ² /s)
ρ	密度(kg/m ³)

添字

G	気相
L	液相

引用文献

- (1) Wallis, G. B., One-Dimensional Two-Phase Flow, 320-345, McGraw-Hill, New York (1969).
- (2) Bankoff, S. G. and Lee, S. C., A Critical Review of the Flooding Literature, NUREG/CR-3060, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C. (1983).
- (3) Wallis, G. B. and Kuo, J. T., The Behavior of Gas-Liquid Interfaces in Vertical Tubes, Int. J. Multiphase Flow, Vol. 2, 521-536 (1976).
- (4) Bharathan, D., Wallis, G. B. and Richter, H. J., Air-Water Countercurrent Annular Flow in Vertical Tubes, EPRI NP-786, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California (1978).
- (5) Bharathan, D., Wallis, G. B. and Richter, H. J., Air-Water Countercurrent Annular Flow, EPRI NP-1165, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California (1979).
- (6) Bharathan, D. and Wallis, G. B., Air-Water Countercurrent Annular Flow, Int. J. Multiphase Flow, Vol. 9(4), 349-366 (1983).
- (7) Goda, R., Hayashi, K., Murase, M., Hosokawa, S. and Tomiyama, A., Experimental Study on Interfacial and Wall Friction Factors under Counter-Current Flow Limitation in Vertical Pipes with Sharp-Edged Lower Ends, Nucl. Eng. Des., Vol. 353, 110223, 11 pages (2019).
- (8) Takaki, T., Murase, M., Nishida, K., Goda, R., Shimamura, T. and Tomiyama, A., Liquid Film Thickness in Vertical Circular Pipes under Flooding Conditions at the Top End, Nuclear Technology, Vol. 206(3), 389-400 (2020).
- (9) Takaki, T., Goda, R., Hayashi, K., Murase, M. and Tomiyama, A., Flow Characteristics in Vertical Circular Pipes with the Square Top End under Flooding Conditions, Nucl. Eng. Des., Vol. 371, 110951, 9 pages (2021).
- (10) Doi, T., Futatsugi, T., Murase, M., Hayashi, K., Hosokawa, S. and Tomiyama, A., Countercurrent Flow Limitation at the Junction between the Surge Line and the Pressurizer of a PWR, Sci. Technol. Nucl. Installations, Vol. 2012, ID754724, 9 pages (2012).
- (11) Yu, J., Zhang, D., Shi, L., Wang, Z., Yan, S., Dong, B., Tian, W., Su, G. and Qiu, S., Experimental Investigation of Air-Water CCFL in the Pressurizer Surge Line of AP1000, Nucl. Technol. Vol. 196, 614-640 (2016).
- (12) Yu, J., Zhang, D., Shi, L., Wang, Z., Tian, W., Su, G. and Qiu, S., Experimental Research on the Characteristics of Steam-Water Counter-Current Flow in the Pressurizer Surge Line Assembly, Exp. Therm. Fluid Sci. Vol. 96, 180-191 (2018).
- (13) 高木俊弥, 合田頼人, 栗本遼, 林公祐, 村瀬道雄, 富山明男, 鉛直管上端フラッシングでの流動特性に対する上部タンク水位の影響, 混相流, Vol. 35(3), 463-472 (2021).
- (14) 島村長幸, 合田頼人, 林公祐, 細川茂雄, 富山明男, 村瀬道雄, 西田浩二, 上端シャープエッジ鉛直管における気液二相対向流の界面及び壁面摩擦係数, 混相流シンポジウム2018, D212 (2018).
- (15) Wallis, G. B. and Makkenchery, S., The Hanging Film Phenomenon in Vertical Annular Two-Phase Flow, J. Fluids Eng., Vol. 96(3), 297-298 (1974).
- (16) 数土幸夫, 垂直円管の対向二相流における落下水制限に関する研究, 日本機械学会論文集B編, Vol. 60, 2566-2572 (1994).
- (17) Richter, H. J., Flooding in Tubes and Annuli, Int. J. Multiphase Flow, Vol. 7(6), 647-658 (1981).
- (18) 佐野直樹, 高木俊弥, 西田浩二, 村瀬道雄, 合田頼人, 富山明男, 下端フラッシング状態での鉛直円管内における界面摩擦係数, 混相流, Vol. 34(1), 82-92 (2020).
- (19) Ilyukhin, Yu. N., Balunov, B. F., Smirnov, E. L. and Gotovskii, M. A., Hydrodynamic Characteristics of Annular Counter Flows in Vertical Channels. Teplofiz Vys Temp. Vol. 26 (5), 923-931, (1988). (in Russian)
- (20) Nusselt, W., Die Oberflächenkondensation des

- Wasserdampfes, Z. Ver. Deut. Ing., Vol. 60, 569, (1916).
- (21) Imura, H., Kusuda, H. and Funatsu, S., Flooding Velocity in a Counter-current Annular Two-Phase Flow, Chemical Eng. Science, Vol. 32, 79-87, (1977).
- (22) Feind, K., Strömungsuntersuchungen bei Gegenstrom von Rieselfilmen und Gas in Lotrechten Röhren, VDI-Forschungsheft, 481 (1960). (in German)
- (23) Takaki, T., Murase, M., Hayashi, K. and Tomiyama, A., Void Fraction and Interfacial Friction in Vertical Pipes with the Square Top End under Flooding Conditions, Nuclear Technology, Vol. 208(3), 503-519 (2022).
- (24) Brötz, W., Über die Vorausberechnung der Absorptionsgeschwindigkeit von Gasen in Strömenden Flüssigkeitsschichten, Chemie. Ing. Techn., Vol. 26, 470-478 (1954). (in German)
- (25) Brauer, H., Strömungsuntersuchungen und Wärmeübergang bei Rieselfilmen, VDI Forschungsheft, (B22), 457 (1956). (in German)
- (26) 鈴木新一, 植田辰洋, 日本機械学会論文集(第2部), 対向気液二相流における液膜挙動とフラッディング(第1報, 円管内流の場合), Vol. 44(377), 164-173 (1978).
- (27) Belkin, H. H., Macleod, A. A., Monarad, C. C. and Rothfus, R. R., Turbulent Liquid Flow Down Vertical Walls, A.I.Ch.E Journal, Vol. 5(2), 245-248 (1978).

統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (Stan による不確かさ解析のベイズ推定)

Application of surrogate models for statistical safety evaluation
(Bayesian modeling and inference for uncertainty analysis using Stan)

木下 郁男 (Ikuo Kinoshita)*¹

要約 加圧水型原子炉の小破断冷却材喪失事故模擬実験を対象とした最適評価コード RELAP5 による統計的安全評価に対して、確率的プログラミング言語 Stan を用いて不確かさ解析のベイズ推定を行った。代替統計モデルによる不確かさ解析に対して、安全評価パラメータのベイズ予測区間を算出し、RELAP5 解析結果と比較した。その結果、予測区間はその信頼度に応じた確率で RELAP5 による解析結果を含むことを確認した。また、ベイズ推定により算出した 95% 値の 95% 累積確率値を順序統計法による評価結果と比較した。順序統計法では、サンプリングケースごとに評価結果が大きく変動し、RELAP5 解析に対して非保守的な評価となる場合がある。一方、ベイズ推定による評価は、その変動は順序統計法よりも小さく、その変動を考慮しても RELAP5 解析結果に対して安全側の評価となることを確認した。以上より、統計的安全評価に代替統計モデルを適用するにあたっては、不確かさ解析のベイズ推定を行うことにより、安全評価パラメータの評価の不確かさをベイズ予測区間として定量的に、順序統計法よりも精度良く評価できると言える。

キーワード 統計的安全評価, 代替統計モデル, 不確かさ解析, ベイズ推定

Abstract The present paper discusses application of a surrogate model for a best estimate plus uncertainty (BEPU) analysis of a safety evaluation parameter on Bayesian modeling and inference using a probabilistic programming language Stan for the RELAP5 uncertainty analysis of a PWR small break LOCA experiment. The Bayesian prediction intervals for the uncertainty analysis were estimated and compared with the RELAP5 uncertainty analysis. The prediction intervals were verified to include the RELAP5 analysis results with the probability corresponding to the prediction intervals. The 95% values of the cumulative probability for the 95% upper limits of the Bayesian prediction intervals for the uncertainty analysis were calculated and compared with the estimations by the order statistics method. The estimated values by the order statistic method varied widely depending on the sampling cases, which caused the cases of non-conservative evaluations compared with the RELAP5 analysis results with 5% probability. On the other hand, the estimated values by the Bayesian inference showed small fluctuations among the sampling cases, and the values were on the safe side evaluation compared with the RELAP5 analysis results even if the fluctuations were included. Therefore, the recommendation was made that the Bayesian modeling and inference should be used for the BEPU analysis which produced the prediction intervals representing the uncertainty in the evaluation of the safety parameter quantitatively and more accurately than the order statistics method.

Keywords Best estimate plus uncertainty (BEPU), Statistical surrogate model, Uncertainty analysis, Bayesian inference

1. 緒言

原子力プラントの安全性について十分な精度での議論を行うためには、詳細な核熱水力計算モデルを用いる最適評価コードとその不確かさを評価する統計手法を組み合わせた統計的安全評価手法 (Best Estimate Plus Uncertainty, BEPU)⁽¹⁾が必要である。

原子力プラントのような大規模複雑系を模擬するために、最適評価コードは、階層的二層スケールリング⁽²⁾等の方法に基づき、システムを階層分解して要素ごとに物理現象をモデル化し、それに対応する検証実験に

基づきモデルの不確かさを定量化する。統計的安全評価手法は、これらの不確かさをモンテカルロ・サンプリングにより統合し、コード全体の不確かさを評価する。本手法の適用により、最適評価結果に対する不確かさが定量的に評価され、過度の保守性を排した信頼性の高い評価結果を得ることができる。統計的安全評価手法は、米国、韓国、スペインなどの国で規制に採用されており、日本でも採用が検討されている。日本では、日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準」⁽³⁾が 2008 年に策定され、2021 年に本手法の最新知見を反映した改訂版が発行された。

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

統計的安全評価では、最適評価コードを用いた多数回のモンテカルロ計算により統計的安全評価値を求める。最適解析コードは計算コストが大きいため、これを実施可能な計算時間で行うためには、最適評価コードよりも計算コストの小さな代替統計モデル^{(4) (5)}の適用が有効である。代替統計モデルは、解析コードの入力と計算結果との間の関係を近似するモデルである。一般に、パラメータを含んだ形式で定式化され、各パラメータはデータに適合するように定められる。

代替統計モデルは、必ずしも最適評価コードのように現象を忠実に模擬することを目的としているのではなく、評価しようとしている観点からシステムの特徴をとらえてモデルを構築し、システムの予測や最適化に活用することを目的とする。したがって、統計的安全評価に代替統計モデルを適用するにあたっては、統計的安全評価において重要な95%累積確率値（以下95%値とも言う）の計算精度についての検討が必要である。特に、代替統計モデルによる学習データ以外のデータに対する計算精度（汎化性能）の確認が必要である。

2020年の本誌論文⁽⁶⁾では、日本原子力研究開発機構のROSA計画大型非定常試験装置(LSTF)における小破断LOCA（冷却材喪失事故）模擬実験^{(7) (8)}を対象に、代替統計モデルによる不確かさ解析において、交差検証法を適用することにより95%値の計算精度を推定できることを示した。また、2021年の本誌論文⁽⁹⁾では、実機プラントにおける小破断LOCA事象を対象に、代替統計モデルによる不確かさ解析における95%値の計算精度の向上のために、適応的サンプリング法が有効であること、交差検証法を適用することにより95%値の計算精度を推定できることを示した。しかし、95%値の計算精度についての定量的な検討は不十分であった。

本論文では、2020年の本誌論文で実施したROSA/LSTFにおける小破断LOCA模擬実験の不確かさ解析を対象に、不確かさ解析の代替統計モデルに対してベイズ推定^{(10) (11)}を適用する。これにより、95%値の計算精度について、ベイズ予測区間を用いて定量的な評価を行う。

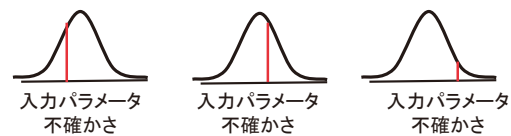
2. 統計的安全評価と代替統計モデル

統計的安全評価手法^{(1) (3)}では、着目する事象に対し、まず重要度ランク表(PIRT)を作成して安全評価パラメータに及ぼす影響の大きい重要現象を抽出し、次いで、抽出した重要現象に対応する計算モデルや入力データの不確かさを定量化したうえで、これらの不確か

さが安全評価パラメータの解析結果に及ぼす影響を評価する。

図1は、統計的安全評価における不確かさ評価の概要を示す。統計的安全評価は以下の手順で実施する。①最適評価コードの入力パラメータの不確かさを特定し、確率分布として定量化する。②入力パラメータの不確かさ分布からサンプリングを行って最適評価コードによる解析を行い（図中の赤字で示す）、これらの解析結果を集計して出力パラメータの不確かさ分布を求める。③出力パラメータの不確かさ分布から統計的安全

①入力パラメータの不確かさの特定と定量化



②入力パラメータの不確かさの組合せ 最適評価コードによる解析

③解析結果に対する不確かさ評価

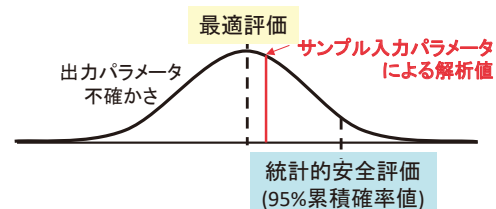


図1 統計的安全評価における不確かさ評価

評価値を求める。通常、統計的安全評価値は95%累積確率値で与えられる。

統計的安全評価においては、95%累積確率値は最適評価コードの直接計算で得られた確率分布から直接評価するのが厳密であるが、これでは計算コストが大きくなる。計算コストを削減するために、代替統計モデルを適用して95%累積確率値の評価が行われている。

図2に、代替統計モデルの概念図を示す。代替統計モデルは、最適評価コードの入力と出力との関係を近似するように少数のサンプル（学習データ）から学習された計算コストの小さいモデルである。米国原子力規制委員会(NRC)がNUREG/CR-5249⁽¹⁾において提唱した、多項式関数で計算結果をフィッティングする方法

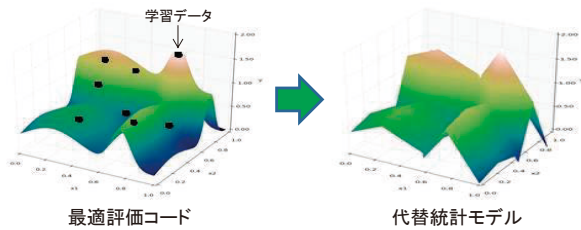


図2 代替統計モデル

も代替統計モデルの一種である。また、近年の機械学習手法の進展により、より高度な機械学習モデルを用いた代替統計モデルの研究も行われている⁽¹²⁾⁽¹³⁾。

代替統計モデルを統計的安全評価に適用するにあたっては、学習データ以外のデータに対するモデルの計算精度の確認が必要である。統計学や機械学習では、代替統計モデルが、学習データに対しては適合しているが、未知のデータに対しては適合できていないことを、そのモデルが過学習（または過剰適合）していると言う。一般に、過学習の要因としては、モデルの自由度が大きすぎることで、学習データが少なすぎるものが考えられる。代替統計モデルを単純で自由度を小さいものとするれば過学習を抑制できるが、あまり単純なモデルでは、代替統計モデル自体の精度が悪いものになる可能性がある。一方、学習データを多くすれば過学習を抑制できるが、代替統計モデルの構築のために多くの最適評価コードによる計算が必要となる。統計的安全評価に代替統計モデルを適用するにあたっては、解析対象の複雑度と利用できる学習データ数に応じて適切な代替統計モデルを構築することが必要である。

このように、代替統計モデルは、最適評価コードの計算を近似するモデルであるので、統計的安全評価に代替統計モデルを適用するにあたっては、代替統計モデルによる計算の不確かさを定量的に評価する必要がある。代替統計モデルによる計算の不確かさは、ベイズ統計学⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾の方法により定量的に評価できる。ベイズ統計学の方法では、代替統計モデルに使用されるパラメータを確率変数として扱い、不確かさを考慮した予測を行うことができる。

本研究では、統計的安全評価に代替統計モデルを適用するにあたり、代替統計モデルによる計算の不確かさをベイズ推定による予測分布として定量化する。2020年度の本誌論文では、ROSA/LSTFにおける小破断LOCA模擬実験の不確かさ解析に対して、線形2次

回帰等による代替統計モデルを適用した。本論文では、この不確かさ解析を対象にベイズ推定を行い、95%値の評価の不確かさをベイズ予測区間として定量的に評価する。この結果をRELAP5計算と比較して妥当性について検討するとともに、その評価精度を順序統計法による評価と比較する。

3. 代替統計モデルによる不確かさ解析

3.1 RELAP5 コードによる不確かさ解析

日本原子力研究開発機構（旧日本原子力研究所）のROSAプロジェクトにおいて、大型非定常実験装置LSTFを用いて、PWRプラントの小破断LOCA時の再冠水過程に関する実験が実施されている。LSTFにおける2次側強制減圧関連試験⁽⁷⁾⁽⁸⁾を対象に実施した不確かさ解析⁽¹⁴⁾の概要を以下に示す。

図3に、LSTF装置の概観図を示す。LSTF装置はウェスチングハウス社製4ループPWRプラントを同じ高さ、体積を1/48で模擬し、1次系冷却材配管の小破断によるLOCAや異常な過渡変化を、実炉と同じ圧力、温度、時間経過で模擬することができるよう設計されている。原子炉容器、1次系ループ、ECCS注水系から構成されており、4つのループを2つの等体積（2/48スケール）ループにより模擬している。

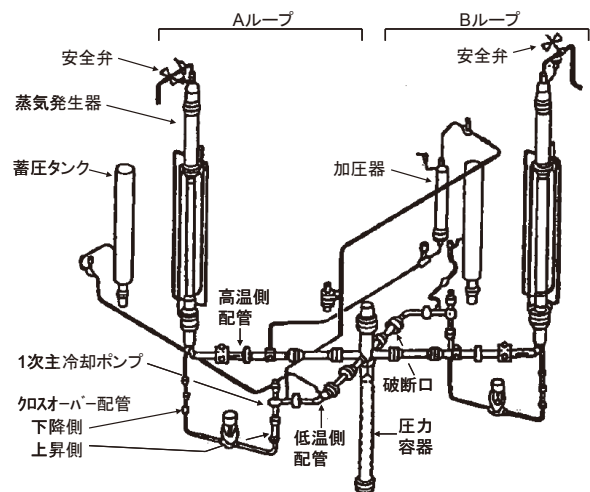
図3 LSTFの概観図⁽⁸⁾

表1に解析対象としたSB-CL-32試験の試験条件を示す。破断位置は加圧器非接続ループ低温側配管である。破断サイズは低温側配管断面積の1.0%であり、実機4ループPWRの3インチ破断に相当する。SB-CL-32試

表1 試験条件／解析条件

項目	SB-CL-32
破断サイズ	低温側配管断面積の 1.0%
破断場所	加圧器非接続低温側配管
破断向き	横向き
原子炉トリップ	加圧器圧力低
主給水停止	原子炉トリップと同時
主蒸気隔離	原子炉トリップと同時
SG2 次側強制減圧	破断後 600 秒, 減温率 200K/h (全ループ)
補助給水	強制減圧開始と同時 (全ループ)
高圧注入	不作動
蓄圧注入	作動 (全ループ)
低圧注入	作動前に試験終了

験は、高圧注入系の機能喪失を仮定している。蒸気発生器の逃し弁の開放による 1 次系の減圧は、破断後 600 秒に全ループで減温率 200 K/h で行い、同時に全ループ

で補助給水を行っている。蓄圧注入は全ループで作動する条件である。

本実験を対象に、RELAP5/MOD3.2 コード⁽¹⁵⁾を用いて、安全評価パラメータを燃料被覆管最高温度 (PCT) とした不確かさ解析を実施した。

不確かさ解析は、日本原子力学会標準⁽³⁾に則って実施した。まず、本実験が対象とする事故時の熱水力挙動を 1 次系のコンポーネントごとに詳細に分析し、PCT を安全評価パラメータとした重要度ランク表 (PIRT) を作成して、不確かさを考慮すべき重要現象を抽出した⁽¹⁶⁾⁽¹⁷⁾。次いで、抽出した重要現象に対応する RELAP5 コードの計算モデルを特定し、各計算モデルに対して、関連する実験データとの比較を行って不確かさを定量化した⁽¹⁸⁾⁻⁽²⁴⁾。表 2 に、抽出した重要現象と、対応する計算モデルに対して定量化した不確かさ分布を示す。

以上より、各計算モデルのパラメータの不確かさを変化させた統計解析を実施した。入力パラメータのサンプリングはランダム・サンプリング法により行い、全 1024 ケースの解析を実施して PCT の分布を求めた。図 4 に、全 1024 ケースに対する PCT のヒストグラムを示す。

表2 抽出した重要現象と入力パラメータの不確かさ

重要現象	RELAP5 モデル	不確かさパラメータ	最小	最大	ヒストグラム
露出炉心熱伝達 ⁽¹⁸⁾	Dittus-Boelter 相関式	熱伝達係数乗数	0.58	1.88	
炉心内相間摩擦 ⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾	EPRI 相関式	相間摩擦係数乗数	0.13	3.00	
伝熱管凝縮熱伝達 (層流) ⁽²¹⁾	Nusselt 相関式	熱伝達係数乗数	0.56	1.44	
伝熱管凝縮熱伝達 (乱流) ⁽²¹⁾	Shah 相関式	熱伝達係数乗数	0.64	1.66	
伝熱管入口 CCFL ⁽²²⁾	CCFL 相関式	CCFL 定数	0.70	0.80	一様分布
低温側配管水平層状化 ⁽²³⁾	Taitel-Dukler 式	水平層状化判定乗数	0.20	4.63	
ダウンコマ相間摩擦 ⁽²⁴⁾	Kataoka-Ishii 相関式	相間摩擦係数乗数	0.58	1.60	

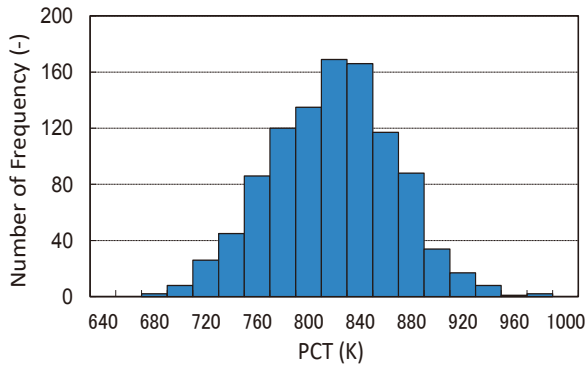


図4 PCTのヒストグラム⁽¹⁴⁾

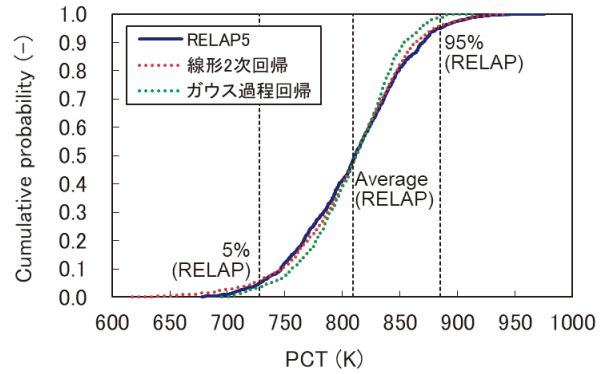


図5 PCTの累積確率分布⁽⁶⁾

3.2 代替統計モデルの適用

3.1節のRELAP5による不確かさ解析を対象に行った代替統計モデルの適用⁽⁶⁾についての概要を以下に示す。

RELAP5による不確かさ解析(1024サンプル)から、無作為に59サンプル抽出し、これを学習データとして入力パラメータとPCTとの関係を近似する代替統計モデルを構築した。学習モデルには、線形2次回帰(交互作用項あり)、ガウス過程回帰(指数カーネル)を用いた。これらの代替統計モデルを用いてRELAP5解析と同じ乱数により統計解析を行い、PCTの不確かさをRELAP5解析と比較した。

図5に、全データ(1024サンプル)に対して代替統計モデルで計算したPCTの累積確率分布を示す。線形2次回帰がRELAP5計算と良い一致を示した。ガウス過程回帰は、学習データをよく再現したものの、全データに対しては95%値を過小評価した。ガウス過程回帰は学習データに対し過学習をしていると評価される。

図6に、無作為に抽出した100ケースのデータセットに対して、PCTの95%値を代替統計モデル(線形2次回帰)と順序統計法で評価した結果を比較して示す。赤実線はRELAP5不確かさ解析(1024サンプル)の95%累積確率値、青破線はRELAP5不確かさ解析の平均値を示している。

順序統計法は、統計理論から所定の確信度を有する評価を得るために必要なサンプル数(解析ケース数)を定めて不確かさを評価する方法である。必要なサンプル数はWilksの式で⁽²⁵⁾⁽²⁶⁾与えられる。これによると、安全評価パラメータのサンプルを大きい順に並べた場合、95%信頼水準で95%累積確率値が上位1位、2位、3位、4位に位置するために必要なサンプル数は、それぞれ59サンプル、93サンプル、124サンプル、153サンプルである。

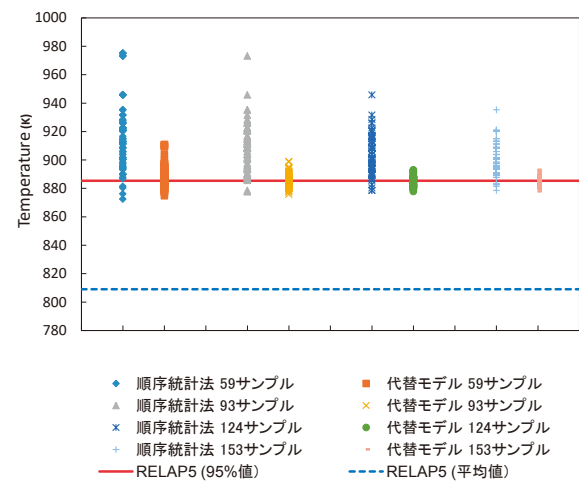


図6 95%値の順序統計法との比較(100ケース)⁽⁶⁾

図6から分かるように、順序統計法による95%値の評価はサンプリングケースごとのバラツキが大きい。特に、サンプル数が少ない場合には、RELAP5不確かさ解析の平均値との差異以上に、95%値を高めに評価する場合がある。また、順序統計法による95%の評価は95%信頼水準の評価であることから、統計的に5%の割合でRELAP5計算値よりも低くなるケースが生じる。一方、代替統計モデルによる95%値の評価は、順序統計法よりもサンプリングケースごとのバラツキが小さく、サンプリングケースに涉って平均した値は、RELAP5不確かさ解析とほぼ一致する結果が得られた。ただし、代替統計モデルによる95%値の評価は、約50%の割合でRELAP5計算値よりも低くなるケースがある。これについて、2020年の本誌論文⁽⁶⁾では、交差検証法によって95%値の評価の誤差を推定できることを数値計算により確認した。しかし、95%値の評価の誤差の定量的な検討は不十分であった。本研究では、不確かさ解析のバイズ推定を行い、95%値の評価の定量的な検討を行う。

4. 不確かさ解析のベイズ推定

4.1 ベイズ推定の適用

本節では、3節で説明した不確かさ解析を対象に、確率的プログラミング言語 Stan⁽²⁷⁾を用いて、不確かさ解析のベイズ推定を行う。

ベイズ統計学の方法では、代替統計モデルに使用されるパラメータを確率変数として扱い、不確かさを考慮した予測を行う。一般に、代替統計モデルは特定のパラメータ θ からどのようにしてデータ Y が発生するかを表現する確率分布 $p(Y|\theta)$ としてモデル化される。ベイズ推定は、データ Y に基づきパラメータ θ の確率分布 $p(\theta|Y)$ を推定する手続きであり、以下のベイズの定理に基づいて計算される。

$$p(\theta|Y) = \frac{p(Y|\theta)p(\theta)}{p(Y)}$$

ここで $p(\theta)$ を事前分布、 $p(\theta|Y)$ を事後分布という。また、データ Y が与えられたときの、新たなデータ y^* が従う確率分布は、 $p(y^*|\theta)$ を $p(\theta|Y)$ で重みづけした積分として、次式で計算される。

$$p(y^*|Y) = \int p(y^*|\theta)p(\theta|Y)d\theta$$

この $p(y^*|Y)$ を予測分布という。

ここで、事後分布 $p(\theta|Y)$ は一般に解析的に求めることができないため、 $p(\theta|Y)$ を定常分布に持つような乱数を発生させて数值的に計算することが行われる。具体的には、マルコフ連鎖を活用して $p(Y|\theta)$ $p(\theta)$ に従う乱数を生成する種々のアルゴリズムが開発されており、これらの手法を総称してマルコフ連鎖モンテカルロ法 (MCMC 法) という。MCMC 法の代表的なものとして、ギブスサンプリングやハミルトニアン・モンテカルロ法などがある。Stan はハミルトニアン・モンテカルロ法の実装の一つである No-U-Turn Sampler (NUTS) を使用している。

本研究では、3節の不確かさ解析を対象に、Stan によるモデル化を行った。2020 年の本誌論文⁽⁴⁾と同様に、回帰モデルとして7変数2次多項式を用いた線形回帰、および入力7次元、出力1次元のガウス過程回帰を適用し、これらを Stan によりモデル化した。さらに、2021 年の本誌論文⁽⁶⁾と同様に、2次多項式による線形回帰と、それと RELAP5 計算との誤差を評価するガウス過程回帰との和で表される回帰モデルについても Stan によりモデル化した。

学習データは、3節で説明した不確かさ解析と同様のデータとし、サンプルサイズは 59 と 93 とした。テストデー

タは、RELAP5 計算による 1024 のデータセットの中から学習データとは別に無作為に選んだ 500 サンプルとした。

Stan による MCMC の実行は以下のように行った⁽²⁸⁾⁽²⁹⁾。統計モデルの各パラメータの事前分布は、無情報事前分布 (一様分布) で与えた。MCMC サンプリングの繰り返し数およびバーンイン期間は、2000 および 500、または 2500 および 1000 とし、マルコフ連鎖の数を 3 に指定した。MCMC の実行後には収束の判定指標である \hat{R} が 1.1 以下となることを確認した。

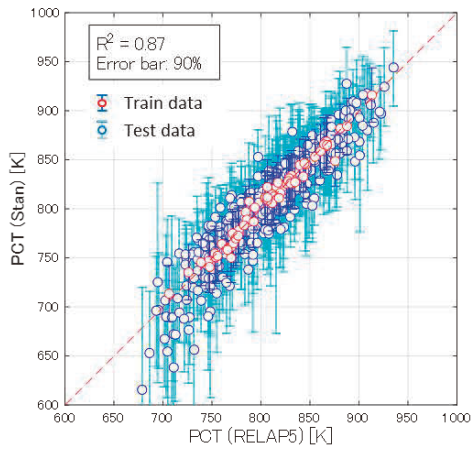
4.2. ベイズ予測区間の算出

図 7~12 および表 3 に、Stan による PCT のベイズ推定の結果を示す。

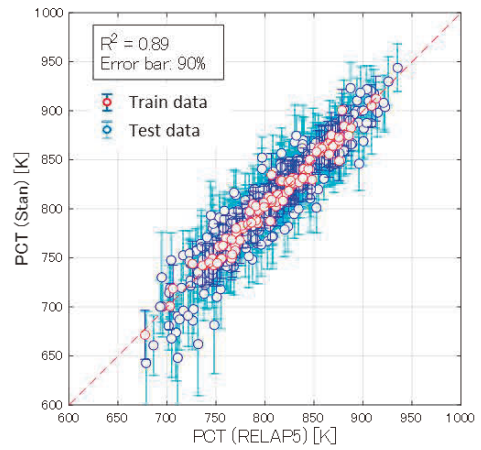
図 7, 図 8, 図 9 に、それぞれ線形 2 次回帰、ガウス過程回帰、線形 2 次回帰+誤差のガウス過程回帰による PCT の 90%ベイズ予測区間を示す。横軸は RELAP5 による PCT の計算値、縦軸は Stan による PCT の 90%ベイズ予測区間である。丸印は PCT の平均値であり、赤丸および青丸は、それぞれ学習データおよびテストデータに対する平均値を示す。青線および水色線は、それぞれ学習データおよびテストデータに対するベイズ予測区間を示す。学習データの方がテストデータよりも PCT の予測精度がよく、ベイズ予測区間も小さくなっている。

PCT の予測精度は、いずれの回帰モデルも、学習データ数 59 よりも学習データ数 93 の予測精度が向上している。PCT のベイズ予測区間は、学習データ数 59 の線形 2 次回帰が他の回帰モデルよりも大きい。線形 2 次回帰+誤差のガウス過程回帰は、学習データ数 59 に対して、PCT の予測精度は線形 2 次回帰と同程度であり、PCT のベイズ予測区間はガウス過程回帰と同程度となっている。これより、本回帰モデルの有効性が示されている。

表 3 には、テストデータ (500 点) に対して RELAP5 による計算結果が 90%ベイズ予測区間に含まれる割合を示している。学習データ数 59 の線形 2 次回帰では約 95% となっているものの、他の回帰モデルは約 90%となっている。したがって、代替統計モデルによる PCT の評価における不確かさは、ベイズ予測区間によって定量的に評価できると言える。

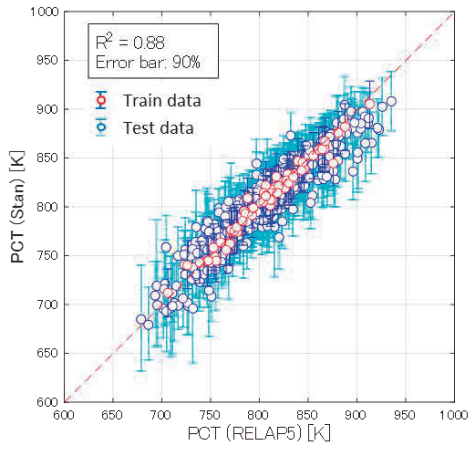


(a) 学習データ数 59

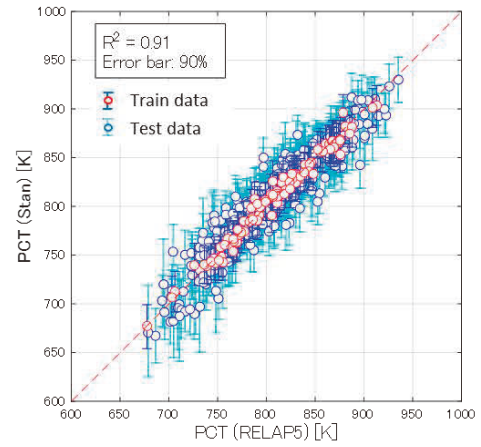


(b) 学習データ数 93

図7 線形2次回帰 ベイズ予測区間

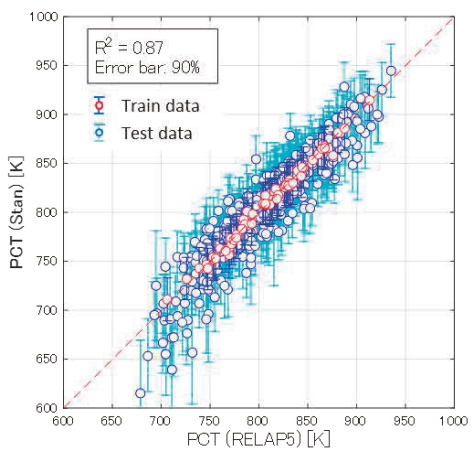


(a) 学習データ数 59

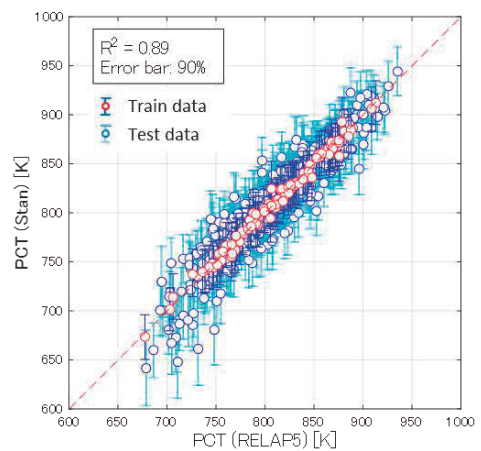


(b) 学習データ数 93

図8 ガウス過程回帰 ベイズ予測区間



(a) 学習データ数 59



(b) 学習データ数 93

図9 線形2次回帰+誤差のガウス過程回帰 ベイズ予測区間

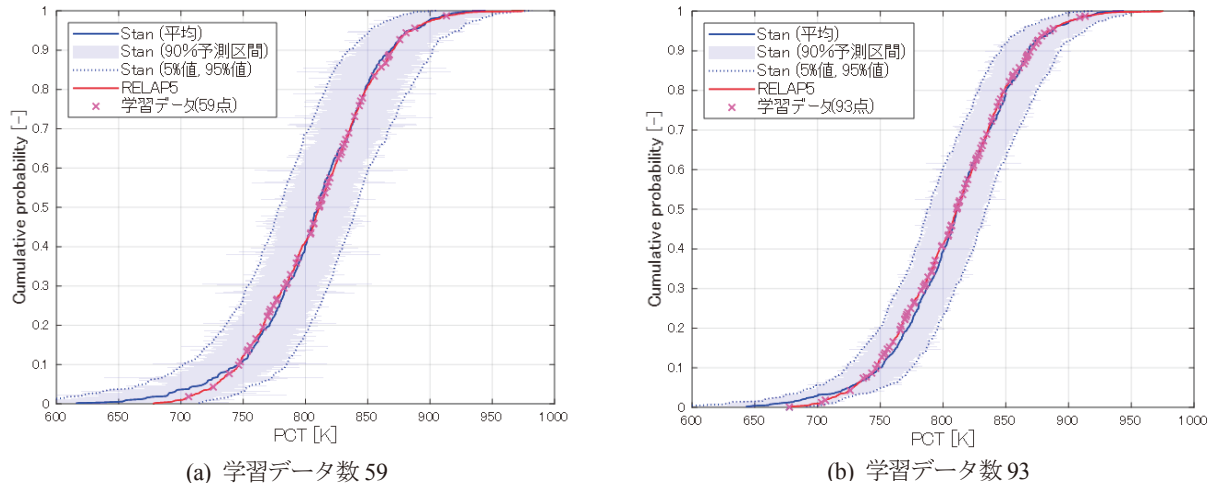


図 10 線形 2 次回帰 累積確率分布

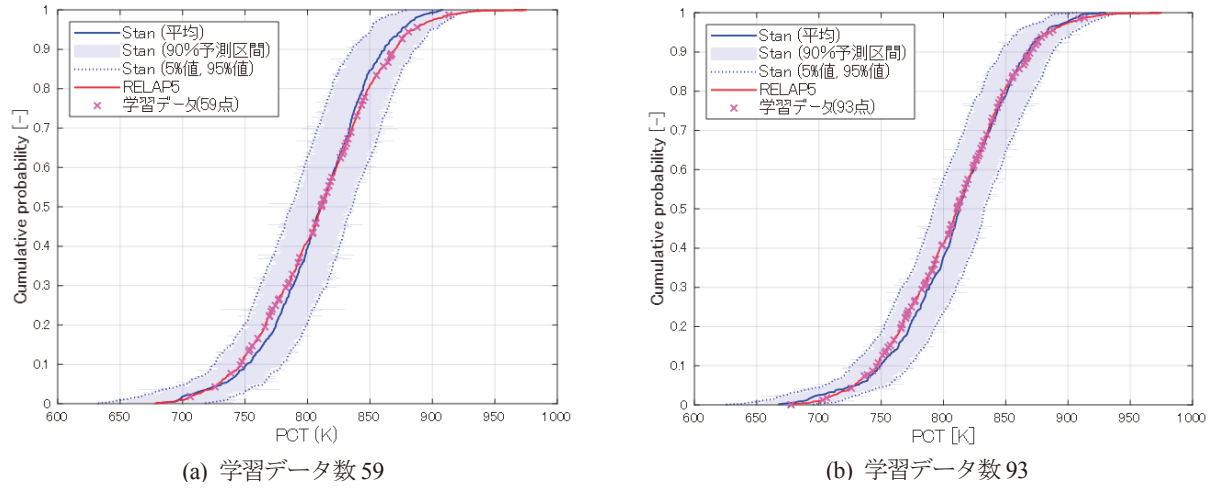


図 11 ガウス過程回帰 累積確率分布

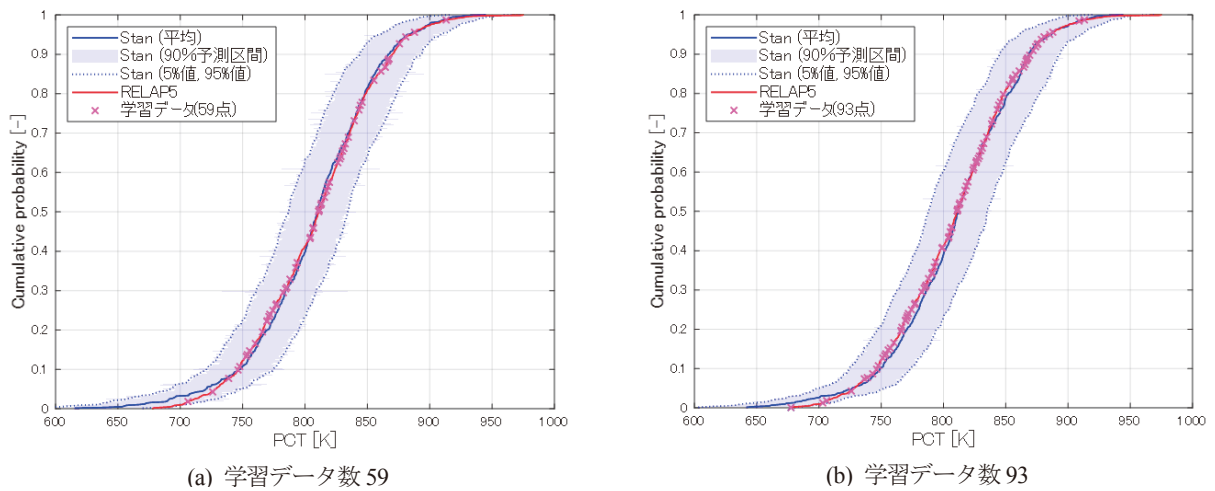


図 12 線形 2 次回帰+誤差のガウス過程回帰 累積確率分布

表3 Stan による PCT のベイズ推定

回帰モデル	線形 2 次回帰		ガウス過程回帰		線形 2 次回帰+ 誤差のガウス過程回帰	
	59	93	59	93	59	93
学習データ数	59	93	59	93	59	93
決定係数 R^2	0.87	0.89	0.88	0.91	0.87	0.89
90%区間に含まれる割合 [%]	95.0	88.0	89.8	87.4	87.3	88.5
95%累積確率値 [K]	884.3	887.5	875.2	883.2	883.2	886.9
95%/95%値 [K]	923.6	913.3	898.6	903.3	908.9	911.2

図 10, 図 11, 図 12 に, それぞれ線形 2 次回帰, ガウス過程回帰, 線形 2 次回帰+誤差のガウス過程回帰による PCT の累積確率分布を示す. 図には, 90%ベイズ予測区間を合わせて示している. 赤線は, 全 1024 データに対する RELAP5 計算値の累積確率分布であり, 学習データを \times 印で示している. また, 破線は, 各データのベイズ推定による 5%点および 95%点についての累積確率分布を示している.

図 10~図 12 からわかるように, 90%ベイズ予測区間は, データ点ごとの変動が大きい. そこで本研究では, 各データのベイズ推定による 95%点に関する 95%累積確率値を求めて, これを 95%/95%値として不確かさ解析の指標とした.

線形 2 次回帰による PCT の累積確率分布は, 2020 年の論文と同様に, RELAP5 計算による PCT の累積確率分布とよく一致し, 95%累積確率値も RELAP5 計算値(888.4K)とよく一致する結果が得られた. しかし, 学習データ数 59 の場合, 90%ベイズ予測区間が大きい評価となり, 95%/95%値はその分大きな評価となった.

ガウス過程回帰による PCT の累積確率分布は, 学習データ数 59 の場合, RELAP5 計算の累積確率分布と比較して, PCT 高温領域で過大評価, PCT 低温領域で過小評価の傾向となった. これは, 3.2 節の結果(2020 年の本誌論文)と同様の結果である. このため, ガウス過程回帰による PCT の 95%値は RELAP5 計算値よりも約 13.2K の過小評価となった. したがって, 95%/95%値の評価も同程度の過小評価となる.

線形 2 次回帰+誤差のガウス過程回帰による PCT の累積確率分布は, 線形 2 次回帰とほぼ同じであり, PCT の 95%値も RELAP5 計算値とよく一致する結果が得られた. また, 学習データ数 59 の場合, 線形 2 次回帰と比較して 90%ベイズ予測区間が小さいため, 95%/95%値の評価は線形 2 次回帰よりも約 14.7K 低い結果が得られた. これより, 本研究の解析対象に対しては, 不確かさ解析の代替統計モデルとして線形 2 次回帰+誤差のガウス過程回帰を使用することが適切であると言える.

学習データ数 93 の場合は, ベイズ推定の結果は, どの回帰モデルに対してもほぼ同様な結果が得られた.

4.3 順序統計法との比較

順序統計法は, 統計理論から所定の確信度を有する評価を得るために必要なサンプル数(解析ケース数)を定めて不確かさを評価する方法である. 安全評価パラメータのサンプルを大きい順に並べた場合, 95%信頼水準で 95%累積確率値が上位 1 位, 2 位に位置するために必要なサンプル数は, それぞれ 59 サンプル, 93 サンプルである.

本節では, 4.2 節で検討した代替統計モデルによる 95%/95%値の評価を順序統計法による 95%/95%値(95%信頼水準/95%累積確率値)の評価と比較した. 具体的には, RELAP5 による不確かさ解析(1024 サンプル)から, 59 サンプル, 93 サンプルのデータセットを無作為にそれぞれ 100 ケースずつ抽出し, 各々のケースに対して, 順序統計法により PCT の 95%信頼水準/95%累積確率値を求めた. また, 各々のケースに対して, これを学習データとして Stan により不確かさ解析のベイズ推定を行い, 95%/95%値を算出した. 代替統計モデルとしては, 4.2 節で不確かさ解析の計算精度を確認した線形 2 次回帰+誤差のガウス過程回帰を使用した.

表 4 に, 無作為に抽出した 100 ケースのデータセットに対して, PCT の 95%/95%値を代替統計モデル(ベイズ推定)と順序統計法で評価した結果を示す. 代替統計モデルについては, 95%値の評価結果も併せて示している. 図 13 に, 100 ケースの解析結果を要約した箱ひげ図を示す. これには RELAP5 計算による 95%値も併せて示している.

ベイズ推定による 95%値の 100 ケースの平均値は, 学習サンプル数 59 で 890.1 K, 学習サンプル数 93 で 887.2 K あり, RELAP5 計算による 95%値(888.4K)とよく一致する結果が得られた.

順序統計法による 95%/95%値はサンプルケースごとの変動が大きい。また、RELAP5 計算の 95%値よりも小さくなるケースがある（統計的に 5%の割合で生じる）。一方、代替統計モデル（ベイズ推定）による 95%/95%値は、平均値は順序統計法による評価と同程度であるが、その変動は順序統計法よりも小さい。また、最小値は RELAP5 計算の 95%値よりも大きい。したがって、代替統計モデルによる 95%/95%値は、RELAP5 計算の 95%値を安全側に評価することが確認できた。

以上のように、統計的安全評価に代替統計モデルを適用するにあたっては、安全評価パラメータの 95%累積確率値の評価における不確かさは、ベイズ推定によって定量的な評価が可能である。具体的には、ベイズ推定による 95%/95%値を用いることにより、その統計的変動は順序統計法による評価の変動よりも小さく、またその変動を考慮しても RELAP5 計算の 95%値よりも安全側の評価を得ることができる。

表4 Stan による PCT のベイズ推定 (100 ケースの集計)

学習データ数	59 サンプル (100 ケース)			93 サンプル (100 ケース)		
	代替統計モデル		順序統計法	代替統計モデル		順序統計法
統計量	95%値	95%/95%値	95%/95%値	95%値	95%/95%値	95%/95%値
平均値 [K]	890.3	915.6	917.0	887.4	913.3	910.6
標準偏差 [K]	6.0	7.8	22.8	4.5	5.5	13.8
最大値 [K]	909.4	937.0	975.1	900.0	926.1	945.8
最小値 [K]	871.7	894.9	873.1	877.6	897.3	873.1

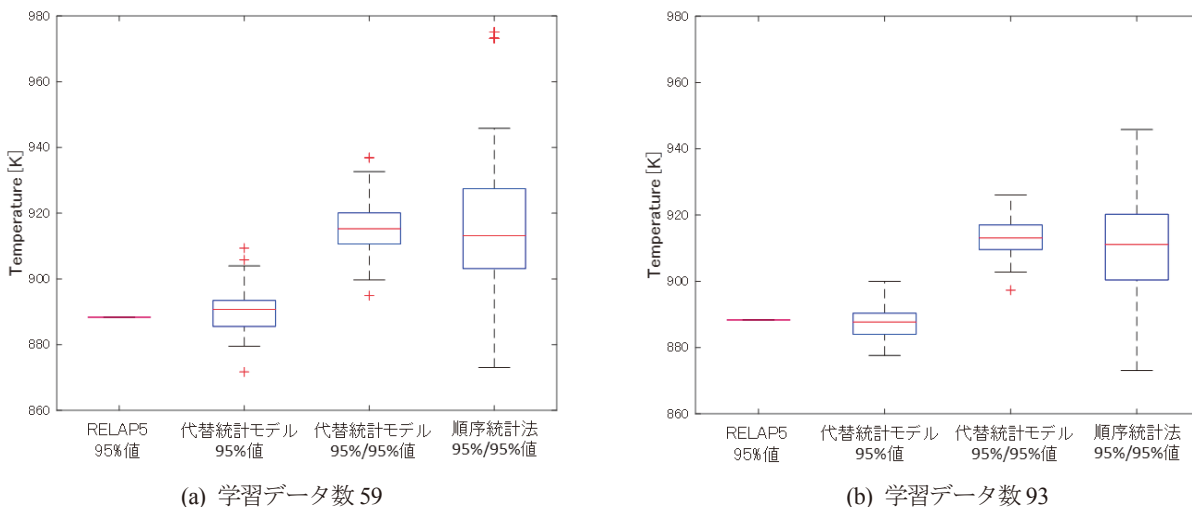


図 13 95%/95%値の分布 (100 ケースの集計)

5. 結言

統計的安全評価では、安全解析コードを用いた多数回のモンテカルロ計算により統計的安全評価値を求める。これを実施可能な計算時間で行うためには、安全解析コードよりも計算コストの小さな代替統計モデルの適用が有効である。

本論文では、最適評価コード RELAP5 による小破断 LOCA 模擬実験に対する統計的安全評価を対象に、確率的

プログラミング言語 Stan を用いて代替統計モデルによる不確かさ解析のベイズ推定を行い、安全評価パラメータ (PCT) の評価の不確かさを、RELAP5 による解析結果と比較検討した。

ベイズ推定により算出した不確かさ解析の予測区間を RELAP5 解析結果と比較した。その結果、予測区間はその信頼度に応じた確率で RELAP5 による解析結果を含むことを確認した。

また、ベイズ推定により算出した95%値の95%累積確率値を順序統計法による評価結果と比較した。順序統計法では、サンプリングケースごとに評価結果が大きく変動し、RELAP5解析に対して非保守的な評価を与える場合がある。一方、ベイズ推定による評価は、その変動は順序統計法よりも小さく、その変動を考慮してもRELAP5解析に対して安全側の評価を与えることを確認した。

以上より、統計的安全評価に代替統計モデルを適用するにあたっては、不確かさ解析のベイズ推定を行うことにより、安全評価パラメータの評価の不確かさをベイズ推定による予測区間として、順序統計法よりも精度良く定量的に評価できると言える。

参考文献

- (1) B. Boyack, R. Duffey, G. Wilson, P. Griffith, G. Lellouche, S. Levy, U. Rohatgi, W. Wulff, N. Zuber, "Quantifying reactor safety margins: application of code scaling, applicability, and uncertainty (CSAU) evaluation methodology to a large break, loss-of-coolant accident," NUREG/CR-5249 (1989).
- (2) N. Zuber, "An integrated structure and scaling methodology for severe accident technical issue resolution, Appendix-D: A hierarchical, two-tiered scaling analysis," NUREG/CR-5809 (1991).
- (3) 日本原子力学会, "統計的安全評価の実施基準:2021", AESJ-SC-S001:2021 (2021).
- (4) A.C. Davison, "Statistical Models," Cambridge University Press (2008).
- (5) M. Drton, S. Sullivant, "Algebraic statistical models", *Statistica Sinica*, Vol.17, pp.1273-1297 (2007)
- (6) 木下郁男, "統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (不確かさ解析への適用性に関する検討)", INSS JOURNAL, Vol.27, pp.219-230 (2020).
- (7) H. Asaka, I. Ohtsu, Y. Anoda, Y. Kukita, A. Ohnuki, "Core liquid level responses due to secondary-side depressurization during PWR small break LOCA," *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 35, No. 2, pp.113-119 (1998).
- (8) H. Asaka, Y. Anoda, Y. Kukita, I. Ohtsu, "Secondary-side depressurization during PWR cold-leg small break LOCAs based on ROSA-V/LSTF experiments and analyses," *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 35, No. 12, pp.905-915 (1998).
- (9) 木下郁男, "統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (実機条件の不確かさ解析に対する適用性の検討)", INSS JOURNAL, Vol.28, pp.151-162 (2021).
- (10) A. Gelman, J.B. Carlin, H.S. Stern, D.B. Dunson, A. Vehtari, D.B. Rubin, "Bayesian Data Analysis, Third edition," Chapman and Hall/CRC (2013).
- (11) 久保拓弥, "データ解析のための統計モデリング入門", 岩波書店 (2012).
- (12) D. Mandelli, C. Smith, A. Alfonsi, C. Rabiti, J. Cogliati, H. Zhao, I. Rinaldi, D. Maljovec, P. Talbot, B. Wang, V. Pascucci, "Reduced order model implementation in the risk-informed safety margin characterization toolkit," INL/EXT-15-36649, Idaho National Laboratory (2015).
- (13) A. Alfonsi, C. Wang, J. Cogliati, D. Mandelli, C. Rabiti, "Status of Adaptive Surrogates within the RAVEN framework," INL/EXT-17-43438, Idaho National Laboratory (2017).
- (14) I. Kinoshita et al., "RELAP5 Code Analysis of LSTF small break LOCA tests with steam generator intentional depressurization and its uncertainty quantification by Monte Carlo method and Wilks formula approach," Proceedings of the ASME 2016 International Mechanical Engineering Congress & Exposition (IMECE2016), IMECE2016-66638, Phenix, Arizona, November 11-17 (2016).
- (15) The RELAP5 code development team, "RELAP5/MOD3 code manual", NUREG/CR-5535 (1995).
- (16) 山田実, 南雲宏一, 木下郁男, 村瀬道雄, 吉田至孝, 川崎郁夫, "小破断 LOCA 時高圧注入系不動作事象の PIRT 作成および重要現象の感度解析", INSS JOURNAL, Vol.18, pp.294-309 (2011).
- (17) M.J. Griffiths, J.P. Schlegel, T. Hibiki, M. Ishii, I. Kinoshita, Y. Yoshida, "Phenomena identification and ranking table for thermal-hydraulic phenomena during a small-break LOCA with loss of high pressure injection," *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 73, pp.51-63 (2014).
- (18) T. Torige, I. Kinoshita, "Application of the statistical safety evaluation method to the small break LOCA with high pressure injection failure (Quantification of the uncertainty of uncovered core heat transfer model)," Proceedings of the ASME 2013 International Mechanical Engineering Congress & Exposition (IMECE2013), IMECE2013-64305, San Diego, CA, November 13-21 (2013).

- (19) 木下郁男, 鳥毛俊秀, 山田実, "炉心内相間摩擦にかかる RELAP5 モデルの不確かさの定量化", INSS JOURNAL, Vol.24, pp.201-210 (2017).
- (20) I. Kinoshita, T. Torige, M. Yamada, "Uncertainty quantification of the RELAP5 interfacial friction model in the rod bundle geometry," Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, Vol.2, No.2, 021003 (2016)
- (21) 鳥毛俊秀, 木下郁男, 山田実, "小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象への統計的手法適用 ～被覆管酸化, 崩壊熱, 被覆管変形および伝熱管凝縮に係る RELAP5 モデルの不確かさの定量化", INSS JOURNAL, Vol.21, pp.213-222 (2014).
- (22) 楠木貴世志, 村瀬道雄, 富山明男, "蒸気発生器に伝熱管下端における気液対向流制限に関する研究のレビュー", INSS JOURNAL, Vol.24, pp.211-220 (2017).
- (23) 鳥毛俊秀, 木下郁男, 山田実, "小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象への統計的手法の適用 ; (9) 重要現象に係るモデル不確かさの定量化 (伝熱管凝縮熱伝達, 低温側配管水平層状化) ", 日本原子力学会 2014 春の大会, L24 (2014).
- (24) C. Clark, J.P. Schlegel, T. Hibiki, M. Ishii, I. Kinoshita, "Uncertainty in RELAP5/MOD3.2 calculations for interfacial drag in downward two-phase flow," Annals of Nuclear Energy, Vol. 94, pp.230-240 (2016).
- (25) S.S. Wilks, "Statistical Prediction with Special Reference to the Problem of Tolerance Limit," Annals of Mathematical Statistics, 13, pp.400-409 (1942).
- (26) A. Guba, M. Makai, P. Lenard, "Statistical Aspects of Best Estimate Method-I," Reliability Engineering and System Safety, 80, 217-232 (2003).
- (27) Stan Development Team, "Stan Modeling Language Users Guide and Reference Manual," Ver. 2.29, <https://mc-stan.org>, (2022).
- (28) 松浦健太郎, "Stan と R でベイズ統計モデリング", 共立出版 (2016).
- (29) 馬場真哉, "R と Stan ではじめるベイズ統計モデリングによるデータ分析入門", 講談社 (2019).

2021 年度 関西電力美浜発電所原子力防災訓練の プラント事象進展シナリオ解析

Plant incident progress scenario analysis for Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2021

川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki)*¹ 高木 俊弥 (Toshiya Takaki)*¹ 山本 治宗 (Yoshinori Yamamoto)*²
山崎 強 (Tsuyoshi Yamazaki)*² 池田 浩之 (Hiroyuki Ikeda)*² 武部 創 (Hajime Takebe)*²

要約 2021 年度に実施された関西電力美浜発電所原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析を実施した。事象発生とその後の工学的安全設備の多重故障、緊急安全対策等を想定した解析を実施し、得られた結果から原子力災害対策特別措置法（原災法）に基づく特定事象発生時刻やプラント応答等の事象進展の評価を実施した。その結果、(1) 事象発生からの時間は、原災法第 10 条通報事象まで 50 分、原災法第 15 条該当事象まで 1 時間 20 分であった。(2) 炉心損傷後に、選定したアクシデントマネジメント (AM) 策によるキャビティ直接注水、代替炉心注水および代替格納容器スプレイを実施することにより、炉心出口温度、格納容器圧力および温度の上昇が抑制され、原子炉容器破損および格納容器破損に至らず事象が収束することを確認した。(3) 緊急事態事象 GE21 発信後に AM 策が実施できなかった場合の MAAP 解析を実施した結果、事象発生から炉心損傷までの時間は 2 時間 16 分、格納容器の圧力が最高使用圧力の 2 倍に到達するまでの時間は 62 時間 37 分であった。

キーワード 原子力防災訓練、シビアアクシデント、アクシデントマネジメント、原子力災害対策特別措置法、MAAP

Abstract A scenario analysis that assumed a severe accident phenomena progression scenario was carried out in FY2021 for the Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. The analysis assumed event occurrence and subsequent multiple failures of engineering safety equipment, emergency safety measures, etc. From the obtained results, progression of events, such as information of the specific event occurrence time and the corresponding plant response, was identified based on the Nuclear Emergency Response Special Measures Act Evaluation. The following points were seen. (1) It was 50 minutes from the start of the event as defined by Article 10 of the Nuclear Disaster Act, and 1 hour and 20 minutes from the start of the event to the time of declaration of a nuclear emergency situation under the provisions of Article 15 of the Act on Special Measures Concerning Nuclear Emergency Preparedness. (2) It was confirmed that direct cavity water injection and alternative core injection and alternative containment spray, which were the selected accident management (AM) measures, were carried out after core damage, and the rises in core temperature, containment pressure and temperature were suppressed and the events converged without causing damage to the reactor vessel and containment vessel. (3) As a result of performing MAAP analysis when AM measures could not be implemented after GE21 dispatch, the time from event occurrence to core damage was 2 hours and 34 minutes, and the time to reach double the maximum working pressure was 32 hours and 35 minutes.

Keywords nuclear emergency exercise, severe accident, accident management, Act on Special Measures Concerning Nuclear Emergency Preparedness, MAAP (Modular Accident Analysis Program)

1. はじめに

原子力安全の基本的な目的は、放射性物質に起因する危険性を顕在化させない、すなわち放射線による有害な影響から人と環境を守ることであり、その目的は 5 層からなる深層防護の考え方により達成される⁽¹⁾。

その第 5 層にあたる災害対応については訓練が実施されなければならないとされる。

原子力事業者においては、原子力災害対策特別措置法（以下、原災法という）⁽²⁾ 第 7 条第 1 項の規定に基づき、原子力施設ごとに原子力事業者防災業務計画⁽³⁾を作成し、その第 2 章第 7 節では、原子力事業者の原

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 関西電力 (株)

子力防災訓練の実施を規定し、発電所における訓練として、原子力防災管理者は原子力防災要員等に対し、シビアアクシデントを想定した原子力防災訓練を実施するとしている。

関西電力美浜発電所 3 号機の具体的な防災訓練シナリオを作成するにあたっては、美浜発電所原子力事業者防災業務計画、美浜発電所原子力防災訓練中期計画および原子力事業本部原子力防災訓練中期計画を踏まえた。関西電力および協力会社の原子力防災訓練関係者による原子力防災訓練シナリオワーキングにおいては、安全機器の故障と災害事象の影響を緩和するための措置（以下、アクシデントマネジメント策、AM 策という）を考慮し、事象発生から事象収束へのプロセスが検討された。

今回の事象進展シナリオは、関西電力美浜発電所 3 号機において、地震により全交流電源喪失、1 次冷却材漏洩および原子炉冷却機能の喪失が発生し、炉心損傷に至るものの、その後の AM 策により事象が収束するとされた。

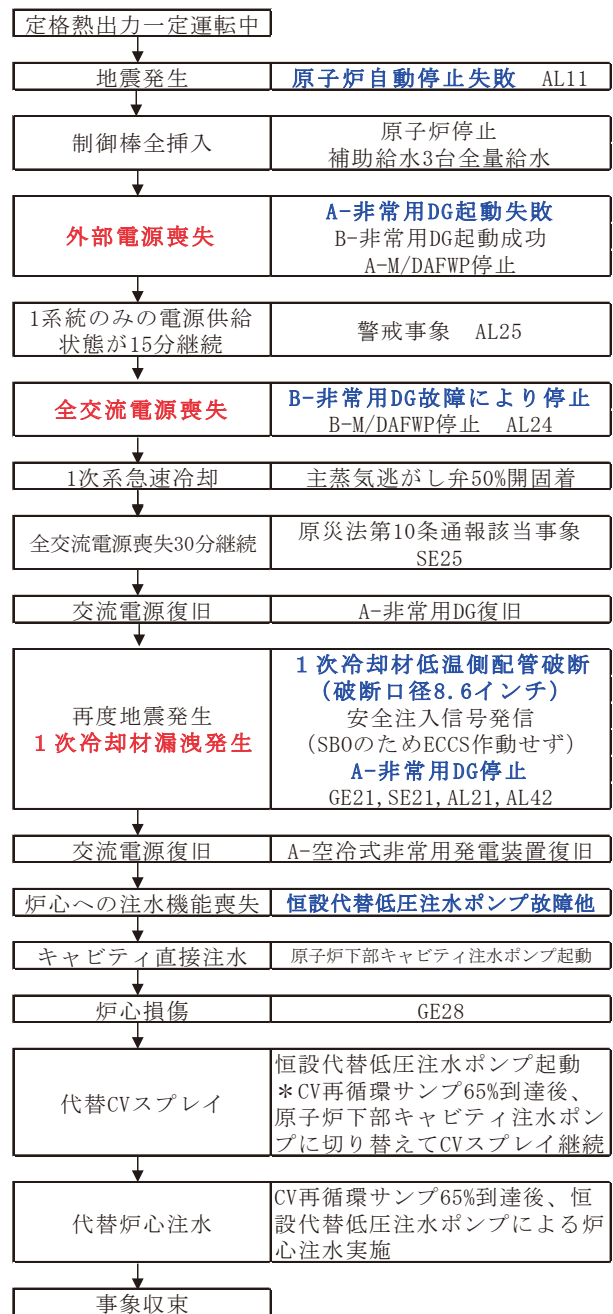
原子力安全システム研究所では、原子力防災訓練シナリオワーキングで決定した訓練シナリオおよび解析条件に基づいて、シビアアクシデント解析コード MAAP4⁽⁴⁾を用いて解析を実施しプラント事象進展評価を行った。

本報では、関西電力美浜発電所 3 号機を対象として実施された事象進展シナリオの結果から、AM 策を講じた場合のプラント事象進展の評価および緊急事態事象 (GE) 発信後に AM 策を講じなかった場合のプラント事象進展の評価について報告する。

2. 事象進展シナリオの作成

関西電力より提示された事象進展シナリオの条件は、起因事象は地震による外部電源喪失、その後全交流電源喪失に至るものであった。また、実践的な訓練を実施するため、工学的安全設備の多重故障および全交流電源喪失による充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプ等の不作動を仮定し、炉心損傷に至るものの AM 策を実施することにより事象が収束することを想定した。これらの条件を基に MAAP4 コードを用いて解析を実施した。

図 1 に訓練想定の概要を示す。訓練は、美浜発電所 3 号機定格熱出力一定運転中のところ地震により原子炉自動停止しようとするも失敗し警戒事象 (AL11) となるが、その後制御棒全挿入により原子炉停止となることを想定した。



- 略語 SG : 蒸気発生器
 DG : ディーゼル発電機
 M/DAFWP : 電動補助給水ポンプ
 SBO : 全交流電源喪失
 ECCS : 非常用炉心冷却装置
 CV : 格納容器
 原災法 : 原子力災害対策特別措置法
 AL : 警戒事象に相当する事象
 SE : 施設敷地緊急事態に相当する事象
 GE : 全面緊急事態に相当する事象

図 1 訓練想定概要

外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機が1台起動するが、もう1台は起動に失敗し、1系統のみの電源供給状態が15分継続したことにより警戒事象 (AL25) となる。

運転中の非常用ディーゼル発電機が故障により停止することで、全交流電源喪失となり、運転中の電動補助給水ポンプが停止したことにより警戒事象 (AL24) となるため、主蒸気逃がし弁を開放したが、50%開固着の状態での1次系急速冷却を開始する。

全交流電源喪失30分継続により原災法第10条事象 (SE25) となる。

A 非常用ディーゼル発電機電源が復旧するが、その後再度地震が発生し、1次冷却系統低温側配管 (コールドレグ) において1次冷却材漏洩が発生する。また、A 非常用ディーゼル発電機が停止することで、全交流電源喪失による安全注入不可となるため、原災法第15条事象 (GE21) となる。

その後交流電源が復旧するものの、炉心への注水機能が喪失しているため、炉心損傷に至る。

その後炉心への注水および格納容器スプレー手段が回復し、原子炉容器破損および格納容器破損に至らず事象が収束するという想定である。赤字は起因事象、青字は失敗 (故障) を想定した設備である。

3. 事象進展シナリオの解析結果

MAAP4コードを用いて事象進展シナリオ解析を実施した結果、主要事象の発生時刻は表1の通りであり、以下解析結果の概要を説明する。

表1 主要事象の発生時刻

経過時間	主要事象
事象発生前	定格熱出力一定運転中
-10分	地震発生 (震度6弱) 原子炉自動停止失敗 (AL11)
0分	制御棒全挿入 補助給水3台全量給水 *ここからMAAP解析実施
5分	外部電源喪失 A 非常用DG自動起動失敗 B 非常用DG自動起動成功
20分	1系統のみの電源供給状態15分継続 (AL25) B 非常用DG故障により停止 (全交流電源喪失) B-M/DAFWP停止 (AL24) 1次系急速冷却開始 (主蒸気逃がし弁50%開固着)
50分	全交流電源喪失30分継続 (SE25) 原災法第10条通報該当事象
1時間00分	A 非常用DG復旧

1時間20分	地震発生 (震度5弱) 1次冷却材漏洩発生 (コールドレグ8.6インチ) 安全注入信号発信 (SBOのためECCS作動せず) A 非常用DG故障停止 (GE21, SE21, AL21, AL42) 原災法第15条該当事象
1時間40分	A 空冷式非常用発電装置復旧 恒設代替低圧注水ポンプ故障他
1時間48分	炉心露出
1時間59分	炉心出口温度350℃超過 (SE42)
2時間08分	炉心出口温度650℃超過
2時間09分	燃料被覆管破損
2時間10分	原子炉下部キャビティ注水ポンプ起動 (キャビティ直接注水120m ³ /h)
2時間20分	炉心損傷 (格納容器エリアモニタ (高レンジ) が1×10 ⁵ mSv/hを超過) (GE28)
2時間45分	恒設代替低圧注水ポンプ復旧 恒設代替低圧注水ポンプによる代替CVスプレー開始
2時間57分	タービン動補助給水ポンプ停止
3時間19分	下部ヘッドへの溶融物移動開始
4時間20分	CV再循環サンプル65%到達 原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先: 下部直接注水→代替CVスプレー 恒設代替低圧注水ポンプの注水先: 代替CVスプレー→代替炉心注水
—	事象収束

- 略語 SG : 蒸気発生器
- DG : ディーゼル発電機
- M/DAFWP : 電動補助給水ポンプ
- SBO : 全交流電源喪失
- ECCS : 非常用炉心冷却装置
- CV : 格納容器
- 原災法 : 原子力災害対策特別措置法
- AL : 警戒事象に相当する事象
- SE : 施設敷地緊急事態に相当する事象
- GE : 全面緊急事態に相当する事象

3.1 解析結果の概要

関西電力美浜発電所3号機定格熱出力一定運転中のところ地震が発生したが、原子炉自動停止が失敗し、制御棒全挿入不能となり警戒事象 (AL11) となった。10分後に原子炉トリップしゃ断器開放により制御棒全挿入となった。ここまでは関西電力にてシミュレータを用いた事象把握が行われた。そのアウトプットを用いて、ここから原子力安全システム研究所にてMAAP解析を行った。

制御棒全挿入から5分後に外部電源が喪失した。この時、A 非常用ディーゼル発電機の起動に失敗、B 非常用ディーゼル発電機の起動に成功した。B 電動補助給水ポンプおよびタービン動補助給水ポンプにて各蒸

気発生器へ 100m³/h で給水を開始した。

解析開始 20 分時点で、1 系統のみの電源供給状態が 15 分継続したことにより警戒事象 (AL25) となった。B 非常用ディーゼル発電機が故障停止したことにより、全交流電源喪失となり、B 電動補助給水ポンプが停止したことにより警戒事象 (AL24) となった。また、主蒸気逃がし弁を開放したが 50%開固着の状態での 1 次系急速冷却を開始した。

解析開始 50 分時点で、全交流電源喪失 30 分継続したことにより原災法第 10 条通報該当事象 (SE25) となった。

1 時間後に A 非常用ディーゼル発電機電源が復旧した。

1 時間 20 分後に地震が発生し、1 次冷却系統低温側配管 (コールドレグ) において 1 次冷却材漏洩 (漏洩口径 8.6 インチ) が発生した。また、A 非常用ディーゼル発電機が故障停止し、再度全交流電源喪失となった。安全注入 (SI) 信号が発信したが、全交流電源喪失のため非常用炉心冷却装置が作動せず、原災法第 15 条該当事象 (GE21) となった。

1 時間 40 分後に A 空冷式非常用ディーゼル発電機が復旧したが、恒設代替低圧注水ポンプ故障等により炉心への注水が不可となった。

2 時間 10 分後に原子炉下部キャビティ注水ポンプを起動し、キャビティへの直接注水を開始した。

2 時間 20 分後に炉心損傷に至り、原災法第 15 条該当事象 (GE28) となった。

2 時間 45 分後に恒設代替低圧注水ポンプが復旧し、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始した。

格納容器再循環サンプル 65%到達後、キャビティへの注水が完了したため、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始し、溶融炉心への直接注水を開始した。これにより、炉心出口温度、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度が低下傾向となり事象は収束した。

プラント主要パラメータである 1 次冷却材圧力の経時変化を図 2 に、炉心出口温度の経時変化を図 3 に、格納容器圧力の経時変化を図 4 に、格納容器雰囲気温度の経時変化を図 5 に示す。

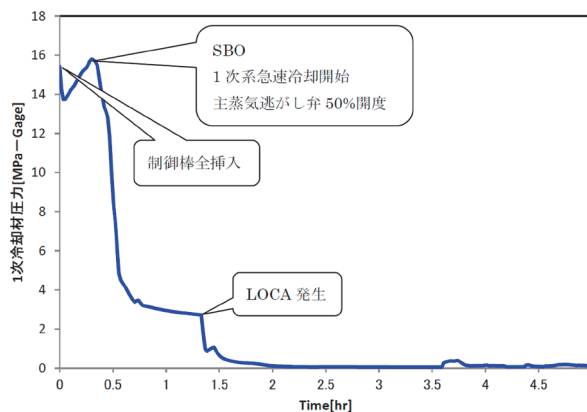


図 2 1 次冷却材圧力の経時変化

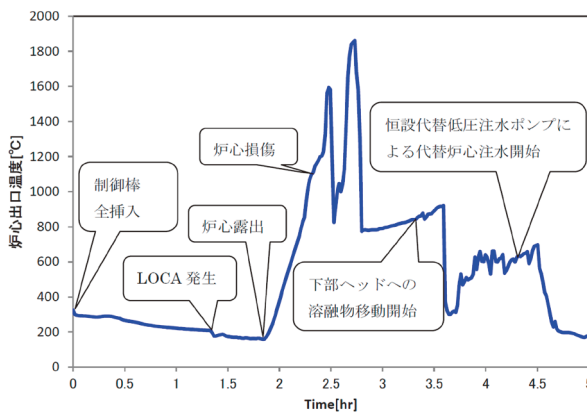


図 3 炉心出口温度の経時変化

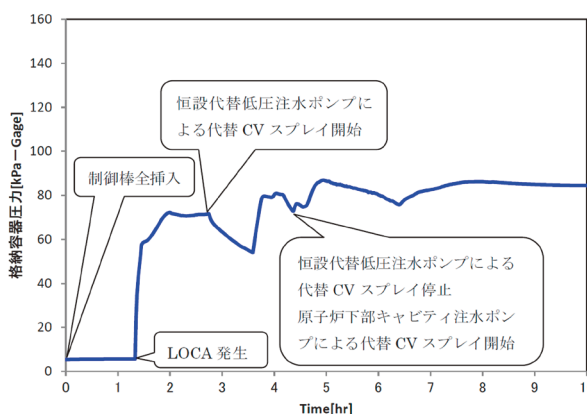


図 4 格納容器圧力の経時変化

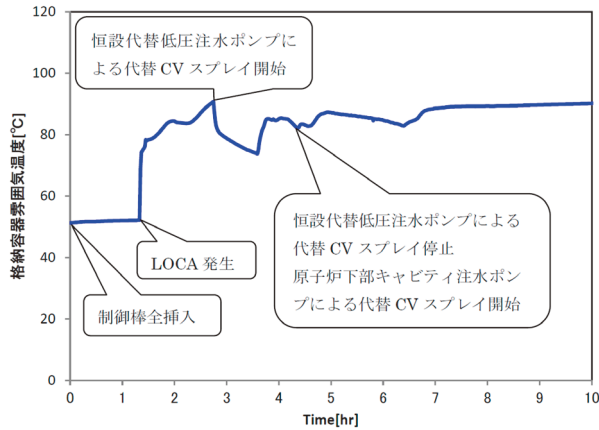


図5 格納容器雰囲気温度の経時変化

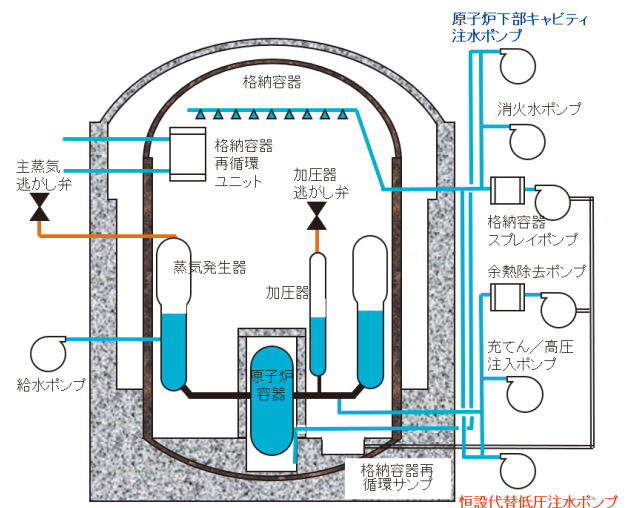


図6 AM策に用いられる設備の模式図

3.2 選定したAM策の妥当性評価

今回の訓練シナリオでは、1次冷却材漏洩発生以降AM策が間に合わず炉心損傷に至るものの、その後のAM策により原子炉容器および格納容器は損傷しない想定である。

そのため、炉心損傷後に溶融物がコンクリートを侵食し、可燃性ガスを発生するとともに、床を貫通する恐れがある溶融炉心コンクリート相互作用(以下、MCCIという)防止を目的として、原子炉下部キャビティ注水ポンプの優先用途をキャビティ直接注水側で実施し、原子炉容器破損までにキャビティへの直接注水を最優先としている。

また、キャビティへの直接注水完了後、代替炉心注水による原子炉容器破損防止、代替格納容器スプレイによる格納容器破損防止に移行している。

なお、非常用ディーゼル発電機故障による非常用炉心冷却装置および格納容器スプレイの使用不能を想定したことにより、今回用いられたAM策は、空冷式非常用発電装置を起動して交流電源を復旧して、原子炉下部キャビティ注水ポンプによるキャビティ直接注水、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水および代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施することである。

図6にAM策に用いられる設備の模式図を示す。図中の赤字で示した設備が恒設代替低圧注水ポンプ、青字で示した設備が原子炉下部キャビティ注水ポンプである。

【キャビティ直接注水】

キャビティ直接注水は、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンクから原子炉下部キャビティに注水を実施し、原子炉容器破損時にMCCIを防止するものである。

このAM策で期待される正の効果は、キャビティへの注水によるMCCIの防止および原子炉容器の冷却である。

一方、懸念される負の効果は、注水に伴い重要な設備・機器・計器類が水没する可能性である。

事象発生から1時間40分後に空冷式非常用発電装置によって交流電源が復旧し、2時間10分後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる注水を開始した。その後4時間20分後に規定水位である格納容器再循環サンプル水位65%に到達したので、注水を停止した。これにより原子炉容器破損時のMCCIを防止した。

【代替炉心注水】

代替炉心注水は、高低圧注入系に接続した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンクから1次冷却系統へ注水し、原子炉容器を冷却し、炉心溶融進展を抑制するものである。

このAM策で期待される正の効果は、1次冷却系統への注水による原子炉容器および炉心の冷却である。

一方、懸念される負の効果は、注水継続による1次冷却材の漏えいとそれに伴う格納容器内圧力の上昇である。

事象発生から1時間40分後に空冷式非常用発電装

置によって交流電源が復旧し、4 時間 20 分後に格納容器再循環サンプル水位が 65%に到達後、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施した。これにより、原子炉容器水位は回復し、炉心出口温度は 200°C 以下で安定した。

【代替格納容器スプレイ】

代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイ系に接続した恒設代替低圧注水ポンプおよび原子炉下部キャビティ注水ポンプにより格納容器上部からスプレイを実施するものである。

この AM 策で期待される正の効果は、原子炉容器の冷却、格納容器圧力および温度上昇の抑制である。

一方、懸念される負の効果は、スプレイ実施に伴い重要な設備・機器・計器類が水没する可能性である。

事象発生から 1 時間 40 分後に空冷式非常用発電装置によって交流電源が復旧し、2 時間 45 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイを実施した。また、4 時間 20 分後に格納容器再循環サンプル水位が 65%に到達後、恒設代替低圧注水ポンプから原子炉下部キャビティ注水ポンプに切り替えて、格納容器スプレイを継続し、格納容器圧力および格納容器雰囲気温度の上昇が抑制された。

4. AM策なしのケースの解析結果

今回の訓練シナリオでは、1 次冷却材漏洩発生以降 AM 策が間に合わず炉心損傷に至るものの、その後の AM 策により原子炉容器および格納容器は損傷しないシナリオとしているが、訓練時には緊急事態事象 (GE) の発生を受けて、このまま AM 策が実施できなかった場合の炉心損傷予測、格納容器最高使用圧力の 2 倍到達予測が求められる。そのため、AM 策が実施できなかった場合について MAAP 解析を実施した。

事象発生から 1 時間 20 分後、1 次冷却材漏洩発生により GE21 が発信する (表 1 参照)。この後、全ての AM 策が実施できないという想定で MAAP 解析を実施した結果について、プラント主要パラメータである 1 次冷却材圧力の経時変化を図 7 に、炉心出口温度の経時変化を図 8 に、格納容器圧力の経時変化を図 9 に、格納容器雰囲気温度の経時変化を図 10 に示す。

また、GE21 以降の主要事象の発生時刻は表 2 の通りであり、事象発生から炉心損傷までの時間は 2 時間 16 分、格納容器の圧力が最高使用圧力の 2 倍に到達するまでの時間は 62 時間 37 分であった。

表 2 主要事象の発生時刻 (GE21 発信後 AM 策なし)

経過時間	主要事象
1 時間 20 分	1 次冷却材漏洩発生 (GE21)
1 時間 48 分	炉心露出
1 時間 59 分	炉心出口温度 350°C 超過
2 時間 08 分	炉心出口温度 650°C 超過
2 時間 09 分	燃料被覆管破損
2 時間 16 分	炉心損傷
3 時間 28 分	下部ヘッドへの溶融物移動開始
5 時間 18 分	原子炉容器破損
10 時間 46 分	CV スプレイ作動設定値到達
27 時間 38 分	CV 最高使用圧力到達
62 時間 37 分	CV 最高使用圧力 2 倍到達

略語 GE：全面緊急事態に相当する事象
CV：格納容器

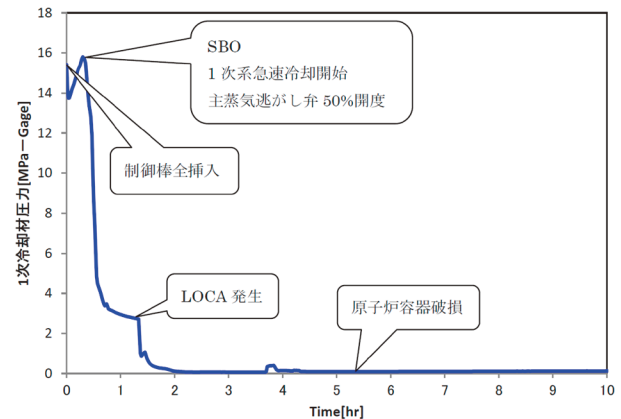


図 7 1 次冷却材圧力の経時変化

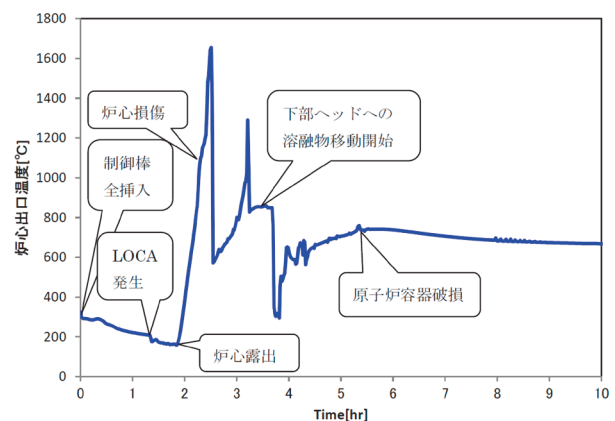


図 8 炉心出口温度の経時変化

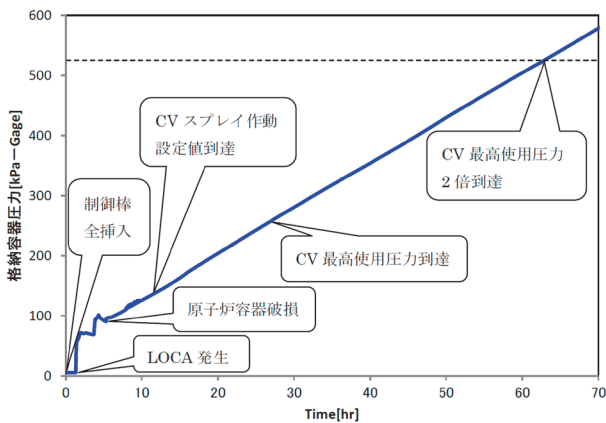


図9 格納容器圧力の経時変化

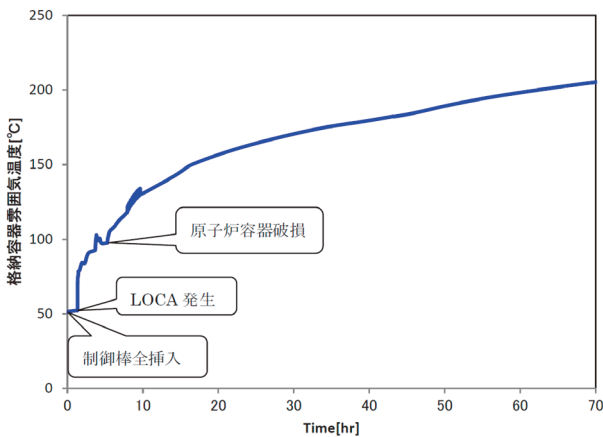


図10 格納容器雰囲気温度の経時変化

5. 結論

2021年度に実施された関西電力美浜発電所3号機を対象とした訓練シナリオ解析の結果から、災害事象進展ならびにAM策が実施できなかった場合のプラント応答について評価を実施した。その結果、以下に示す知見が得られた。

- (1) 事象発生からの時間は、原災法第10条通報事象まで50分、原災法第15条該当事象まで1時間20分であった。
- (2) 炉心損傷後に、限られた設備状況の中、MCCI防止の観点からキャビティへの注水を最優先に対応し、その後代替炉心注水および代替格納容器スプレイを実施することにより、炉心出口温度、格納容器の圧力と温度の上昇も抑制され、原子炉容器破損および格納容器破損に至らず事象が収束することを確認した。
- (3) GE21発信後にAM策が実施できなかった場合の

MAAP解析を実施した結果、事象発生から炉心損傷までの時間は2時間16分、格納容器の圧力が最高使用圧力の2倍に到達するまでの時間は62時間37分であった。

引用文献

- (1) IAEA, "Basic Safety Principles Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1", INSAG-12, (1999).
- (2) 内閣府ホームページ, "原子力災害対策特別措置法", <http://www.bousai.go.jp/shiryou/houritsu/002-1.html>.
- (3) 関西電力㈱, "美浜発電所 原子力事業者防災業務計画", (2021).
- (4) Electric Power Research Institute (EPRI), "Modular Accident Analysis Program, MAAP4 User's Manual", (2007).

新型コロナウイルス感染症流行下でのテレワークの実態に関する調査動向(2) — テレワークからハイブリッドワークへ —

Trends in Surveys about Home Teleworking During the COVID-19 Pandemic in Japan (2)
— From Teleworking to Hybrid Working —

後藤 学 (Manabu Goto)*¹ 濱野 和佳 (Waka Hamano)*¹

要約 コロナ禍におけるテレワークの定着状況を、14の継続調査の結果について検討した。テレワークの定着状況は、最初の緊急事態宣言時に大きく高まったものの、解除後に低下し、それ以降は概ね横ばいとなっている。企業のテレワーク導入率、個人のテレワーク実施率に加えて、各社でテレワークを行っている社員の割合、個人の人あたりのテレワーク回数について検討した。テレワーク割合も、テレワーク回数も、現在は低くなっており、テレワークとオフィスワークを組み合わせたハイブリッド型の働き方が定着してきている。コロナ後を見据え、ハイブリッドワークの今後のあり方について考察した。

キーワード テレワーク (在宅勤務), コロナ禍, ハイブリッドワーク

Abstract The penetration of teleworking in the COVID-19 pandemic was examined in the results of 14 continuous surveys. The penetration of teleworking increased significantly when the state of emergency was first declared, declined after the emergency was lifted, and has generally leveled off since then. In addition to the rate of telework adoption by companies and the rate of telework implementation by individuals, we examined the percentage of employees who telework at each company and the number of times each individual teleworks per week. Both the percentage of teleworkers and the number of times they telework are currently low, and hybrid work styles that combine teleworking and office working are becoming established. The future of hybrid working is discussed with a view to the post-Corona era.

Keywords teleworking from home, COVID-19 pandemic, hybrid working

1. 問題・目的

2020年初頭からの新型コロナウイルス感染症の流行は、2年半を経過した現在(2022年8月)にあっても収束が見通せない。その間に、第1波～第7波に及ぶ新規感染者の増減が繰り返され、多くの人命が失われた。NHK(2022a)によれば、これまでの累積の感染者数は、2050万人にのぼり、死亡者数は4万3382人を数える(いずれも9月15日現在、クルーズ船除く)。

最初に日本で感染者が確認された2020年1月15日の約3か月後には1日の新規感染者数が500人を突破し、のちに第1波と呼ばれる局面に入った。当時の安倍総理は、新型コロナ特措法に基づき、大

都市部に緊急事態宣言を発出、その後、宣言は全国に拡大され、国民生活は多大な影響を受けた。感染拡大防止のための外出自粛の要請や学校の休校、人々が多く集まる施設の使用制限、臨時の医療施設の整備などが行われた。

初の緊急事態宣言発出を受けて、外出する人々は急減、テレワークやWeb会議、テイクアウトや宅配など、さまざまな新しい生活様式が普及した。一方、食品スーパー、生活用品店などを除く多数の飲食店、百貨店、商業施設が一斉に休業することになったため、2020年4-6月期の実質GDP(国内総生産)は年率換算で前期比マイナス29.3%という過去最大の落ち込みとなった(NHK, 2021)。

2020年4月の政府による基本的対処方針では、

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

企業に対して「出勤者の4割減少」が要請された（内閣官房，2020a）。翌5月には「出勤者の7割削減を目指し，在宅勤務（テレワーク）や，出勤が必要となる職場でもローテーション勤務等を強力に推進する」と明記された（内閣官房，2020b）。また，厚生労働省（2020）は，新しい生活様式の実践例として，働き方の新しいスタイルを提案した。テレワークやローテーション勤務，時差通勤，ひろびろとしたオフィス利用，オンライン会議，対面で行う打合せでの換気とマスクの徹底といった項目があげられている。通勤や仕事上の社会的距離をとるよう一貫した対策が掲げられており，これらは第7波に至った現在でも継続した方針となっている。

コロナ禍に入るまで，日本国内では，テレワーク導入の動きは決して活発とはいえなかった。総務省（2019）の調査では，コロナ禍前のテレワーク導入率は20%程度，実施率は10%にも届いていなかった。その中で，働き方改革と2020年夏に予定されていた東京五輪に向けた交通渋滞等の改善を主な目的に，テレワーク実施への協力が叫ばれていた。そこに奇しくも直面したのがコロナ禍であった。最初の緊急事態宣言により，突然，出勤者の削減を要請された企業各社は，対応に追われた。多くの企業が，テレワークの制度化・導入を進め，従業員にテレワークを命令・推奨し，実際に多くの労働者がテレワークを行った。

後藤・濱野（2020，2021）は，テレワーク実施率が第1回緊急事態宣言で30%ほど一気に高まったこと，また，その直後にやや低下して，それ以降は2回目以降の緊急事態宣言中であっても1回目ほどには高まらなかったことを指摘している。後藤・濱野（2021）の報告以降，第5波～第7波に直面して緊急事態宣言やまん延防止等重点措置が発出・実施され，その間も日本国民は行動制限や感染拡大防止のための行動を強いられてきた。こうした事情により，日本におけるテレワークの定着状況は，緊急事態宣言やまん延防止等重点措置（ならびにそれを受けた地方自治体の方針）に強く影響されるだろうと推測される。本稿では，テレワークの定着状況が，約2年半のコロナ禍においてどのように推移してきたのかを確認することを目的とする。特に，この一年の定着状況（導入・実施）を注視したい。

本稿では，テレワークとは，「在宅勤務，モバイル勤務，サテライトオフィス勤務」を包含する用語である（厚生労働省，2019）という定義にしたがう

が，コロナ禍において実施されたテレワークのほとんどは，本来の職場に出勤せず，自宅で仕事を行う在宅勤務に該当すると思われる。また，昨今はリモートワークという言葉もよく用いられるが，本稿におけるテレワークはそれと区別せず使っている。

2. 方法

コロナ禍におけるテレワークの定着状況を調べた調査は多く行われている（後藤・濱野，2020）が，コロナ禍を通じた継続調査は数が限られる（後藤・濱野，2021）。ここでは，コロナ禍でのテレワーク定着状況に関する継続調査のうち，最新回の調査が1年以内（2021年7月以降）に行われ，過去の調査結果との比較が可能とみなせる，14の調査（表1）を対象に結果を整理・概観した。なお，ここでいう継続調査とは，同一の回答者に繰り返し回答を求めるパネル調査だけでなく，同じ母集団から毎回同条件で対象者を選定し直す調査を含む。

3. 結果と考察

3.1 テレワークの定着度に関する指標

各種調査では，テレワークの定着度を測定するために多様な質問をしている。それらは，各調査の関心や調査対象に応じて使い分けられており（後藤・濱野，2020），本稿では，以下の4種類（導入率，推奨率，経験率，実施率）に区分した。

「貴社では，テレワーク制度を導入している」「あなたの勤務先では，テレワークが行われている」といった質問を肯定した割合を，本稿ではテレワーク「導入率」と呼ぶ。

また「勤務先がテレワークを命令／推奨している」「勤務先では，テレワークが許可・推奨されている」といった質問を肯定した割合を，テレワーク「推奨率」と呼ぶ。

導入率，推奨率とも，企業がテレワークの推進に積極的なのかどうかを尋ねたものであるが，推奨率は，導入率よりもその時点でのコロナ感染状況等をセンシティブに反映するものと推測される。

これに対し「あなた（回答者自身）は，ある時点にテレワークを実施していた」「ある期間内にテレワークを実施した」といった質問を肯定した割合を，テレワーク「実施率」と呼ぶ。

表1 テレワークの定着状況を調べた14の調査

No.	調査主体	調査名	調査対象		測定している指標			
			企業	個人	導入率	推奨率	実施率	経験率
1	国土交通省	テレワーク人口実態調査		○	○	○		○
2	内閣府	新型コロナウイルス感染症の影響下における生活意識・行動の変化に関する調査		○			○	
3	日本生産性本部	働く人の意識に関する調査		○			○	
4	大久保・NIRA	テレワークに関する就業者実態調査		○			○	
5	パーソル総合研究所	新型コロナウイルス対策によるテレワークへの影響に関する緊急調査		○		○	○	
6	LINEリサーチ	新型コロナウイルスに関する調査		○		○		
7	リクルートワークス研究所	全国就業実態パネル調査（JPSED）		○			○	
8	総務省	通信利用動向調査 企業調査	○		○			
9	総務省	通信利用動向調査 世帯調査		○				○
10	東京商工リサーチ	新型コロナウイルスに関するアンケート	○		○			
11	東京都	多様な働き方に関する実態調査 企業編（常用雇用者規模30人以上）	○		○			
12	東京都	多様な働き方に関する実態調査 従業員編		○			○	
13	東京都	多様な働き方に関する実態調査 企業編（常用雇用者規模30人未満）	○		○			
14	東京都	テレワーク実施率調査	○		○			

表2 テレワークの定着度を測る4つの指標

指標	質問内容	対象
導入率	「貴社では、テレワーク制度を導入している」	企業
	「あなたの勤務先では、テレワークが行われている」	
推奨率	「勤務先が、テレワークを命令／推奨している」	企業
	「勤務先では、テレワークが許可・推奨されている」	
実施率	「〇年〇月時点でテレワークを実施していた」	個人
	「この一年間にテレワークを実施した」	
経験率	「あなたは、これまでにテレワークをしたことがある」	個人
	「現在の仕事において、テレワークを経験したことがある」	

また「あなた(回答者自身)は、これまでにテレワークをしたことがある」「現在の仕事において、テレワークを経験したことがある」といった質問を肯定した割合を、テレワーク「経験率」と呼ぶ。

経験率は一度でもテレワーク経験があれば「あり」と回答され、実施率よりも高い値になりやすい。加えて、時系列的な変化をみる場合、経験率は同じ対象者を継続的に調査した場合には、値が下がること

はなく、横ばいか上昇を続けると考えられるが、実施率はその時々状況に応じて上下する。したがって、コロナ禍における感染状況や、緊急事態宣言の発出・まん延防止等重点措置の実施によるテレワークの影響を見ることを目的とする場合には、経験率よりも実施率を把握・確認するのがより適切と思われる。

3.2 テレワーク導入率／推奨率の推移

企業のテレワーク推進への姿勢を問う「導入率／推奨率」の推移を図1に示した。9つの調査結果のうち、毎月や四半期程度の比較的短い間隔で行われている調査では、第1回目の緊急事態宣言に伴って導入率／推奨率が一気に上昇したが、その後は、10～30%程度下がって推移していることが確認できる。導入率の推移を測定した6つの調査をみると、うち3つの調査（総務省、2022a；東京都、2022a；東京都、2022d）については、最新の調査でも50%を上回る高い回答割合を示した。これらは、東京都を対象とした調査と、企業規模が従業員100人以上の調査（総務省、2022a）であった。東京都や大規模な企業を対象とした調査では、テレワーク導入率が高い（後藤・濱野、2020）。一方、それ以外の

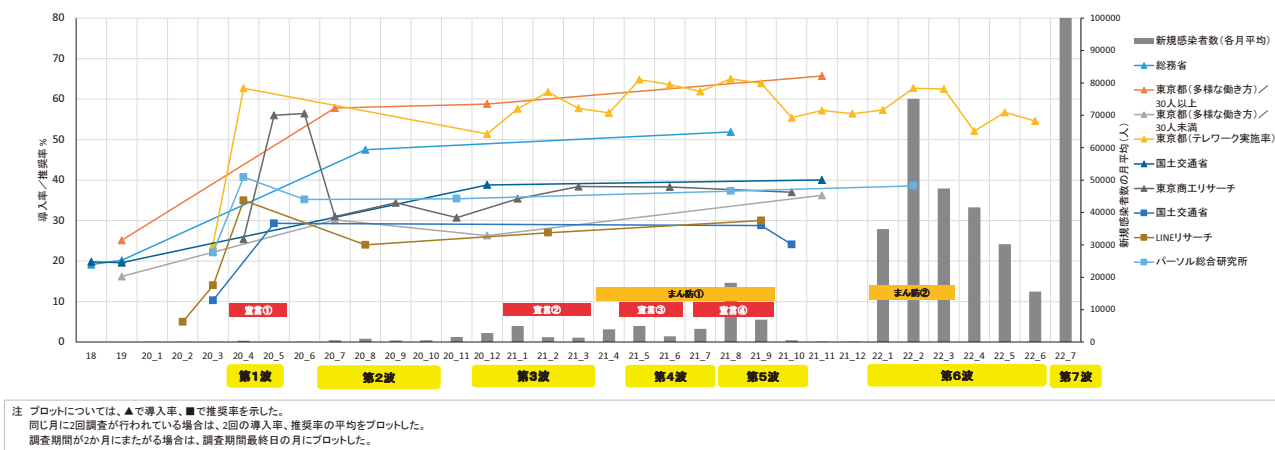


図1 コロナ禍における、企業のテレワーク導入率／推奨率の推移

3調査（東京都，2022c；国土交通省，2022；東京商工リサーチ，2022）については，最新の導入率が30～40%の範囲におさまっており，第2波以降は，回答割合の変動が小さかった。

推奨率を測定した3つの調査（国土交通省，2022；LINEリサーチ，2021；パーソル総合研究所，2022）でも，最初の緊急事態宣言時にテレワークが強く奨励されたと思われるが，第二波以降の推奨率は20～30%台で落ち着いている。

導入率／推奨率の推移と，新規感染者数の変化，緊急事態宣言やまん延防止等重点措置などの行動制限に関わる出来事との関連で見ると，コロナ禍における各企業のテレワーク導入状況を毎月調査している東京都（東京都，2022d）の導入率は，新規感染者数と連動して小刻みに変化しているように見える。新規感染者数が増えればテレワークを行う企業が増え，新規感染者数が減ればテレワークを行う企業が減る動きは，この調査で実際に認められた。一部の企業では，新規感染者数やそれに伴う国や地方

自治体の対応をみながら，テレワークの導入・推奨具合を決めている可能性がある。

3.3 テレワーク実施率／経験率の推移

「実施率／経験率」は，コロナ禍において，企業の方針のもとでの，個人のテレワークへの取り組み度合を問うものである。この推移状況を図2に示した。8つの調査結果のうち，短い間隔で行われている調査では，コロナ禍に入るまで，実施率は10%程度であったが，第1波に伴う最初の緊急事態宣言で30%程度までいったん上昇し，第1波が収束した後は10%台後半～20%強で停滞している。例外的に，東京都（2019-2022b）については50%を上回る高い回答割合を示した。東京都の調査（東京都，2022b）は，他の調査と違って都内の企業のみを対象としていることに加え，従業員が30人以上の企業が対象となっている。通勤ラッシュが深刻であり，大企業を中心に東京五輪に向けてテレワーク実施へ

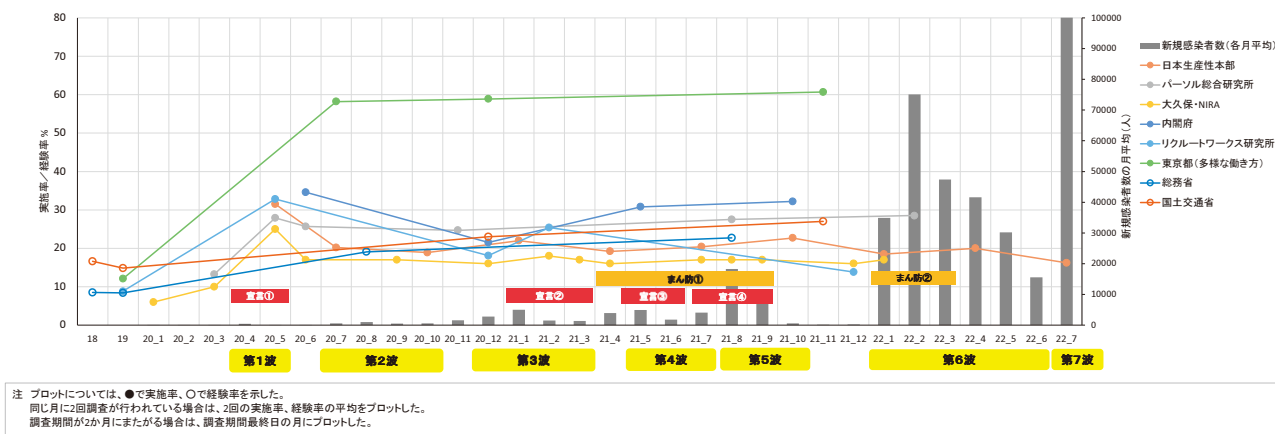


図2 コロナ禍における、従業員のテレワーク実施率／経験率の推移

の協力が呼びかけられていたこと、感染者数が多く行動制限が継続して行われたこと、テレワークをしやすいIT系の企業が多いこと、などが複合的に影響して実施率を押し上げていると推測される。それ以外の7調査については、最新の実施率は10～30%強の範囲におさまっており、第2波以降は実施率の変動が少なかった。

経験率を測定した2調査（総務省、2022b; 国土交通省、2022）では、第1波から第5波にかけてゆるやかな上昇傾向は認められるものの、全体的に変動は小さかった。このことは、コロナ禍の第2波以降では、テレワークに新たに取り組んだ人は多くないことを示唆している。これまでテレワークを経験してきた人が、感染状況や企業からの指示・推奨などを受けて、引き続きテレワークを実施しているという見方ができる。

3.4 テレワーク割合とテレワーク日数

企業の導入率／推奨率と、従業員個人の実施率／経験率に注目して、テレワークの定着状況を概観してきたが、これらの指標だけで定着状況を十分把握できたとはいえない。なぜなら、企業において、テレワーク制度が導入されていても、全従業員のうちのどのくらいの人がテレワークを行っているかは明確でないからである。同様に、個々の従業員がテレワークを実施しているとしても、やはりどのくらいの頻度でテレワークを行っているのかは定かでない。

い。そこで、14の継続調査において、企業の中でテレワークをしている人の割合と、個々がテレワークをしている頻度について加えて検討した。

企業を対象とした調査のうち4調査（総務省、2022a; 東京商工リサーチ、2021; 東京都、2022a; 東京都、2022c）では、企業にテレワークを導入しているかを問うた上で、「導入している」と回答した企業に、テレワークを実施している従業員の割合（以下、テレワーク割合）を問うている。この結果を整理したものを表3に示した。ただし、各調査で従業員の割合を問う聞き方や選択肢は異なるため、直接的な比較が難しい。ここではテレワーク割合の大まかな傾向を確認するに留まる。

テレワーク割合の質問を行った4調査において、最も多く選ばれた選択肢と2番目に多く選ばれた選択肢を示した（表3）。従業員数が少ない企業を対象に含まない調査（総務省、2022a; 東京都、2022a）の場合、最も多く選ばれた選択肢は、5%未満、10%未満とテレワーク割合が低かった。これに対し、従業員数が少ない企業のみを対象とした調査（東京都、2022c）では、最も多く選ばれた選択肢は100%、80%と高かった。また、東京商工リサーチ（2021）のように、従業員数が多い企業、少ない企業とも対象とした調査では、最も多く選ばれた選択肢は「従業員の1割」で、2番目に多く選ばれた選択肢が「従業員の10割」と、両極端の選択肢が多く選ばれていた。したがって、従業員数が多い企業では、テレワーク割合は1割未満～3割と全体

表3 テレワークを利用・実施している従業員の割合

調査主体	調査時期	調査対象	テレワーク割合に関する質問	この質問に回答した企業	選択肢	最も多く選ばれた選択肢	2番目に多く選ばれた選択肢
総務省	R3.8末	5,966社 100人以上企業	テレワークを利用する従業員の割合	テレワーク導入企業からの回答1,325社	5%未満, 5～10%未満, 10～30%未満, 30～50%未満, 50～80%未満, 80%以上	5%未満 (26.9%)	10-30%未満 (24.0%)
東京商工リサーチ	R3.10/1-10/11	10,286社 中小企業の割合が多い。 資本金1億円以上1.674社、1億円未満8,612社	従業員の何割がテレワークを実施していると思うか	在宅勤務を「現在、実施している」企業3,256社（中小企業2,368社／大企業888社）	1割、2割、3割、4割、5割、6割、7割、8割、9割、10割	1割 (20.55%)	10割 (15.79%)
東京都	R3.11	2,204社 東京都内に所在する常用雇用者規模30人以上の企業を無作為に抽出した。その際、業種に偏りが生じないように抽出することとする。	テレワークを実施している従業員の割合	テレワークを導入している企業1,449社	10%未満、20%、40%、60%、80%、100%、無回答	10%未満 (29.4%)	20% (18.7%)
東京都	R3.11	1,639社 東京都内に所在する常用雇用者規模2人以上30人未満の企業を無作為に抽出した。その際、業種に偏りが生じないように抽出することとする。	テレワークを実施している従業員の割合	テレワークを導入している企業594社	10%未満、20%、40%、60%、80%、100%、無回答	100% (22.9%)	80% (18.5%)

として低いのに対し、従業員数が少ない企業では、テレワーク割合が高く、企業全体でテレワークに取り組んでいるところが多いといえる。

従業員を対象とした調査のうち3調査（日本生産性本部、2022；大久保・NIRA、2022；東京都、2022b）では、テレワークを実施しているかを問うた上で、テレワーカーに対して、テレワーク（もしくは出勤）の週あたりの日数（以下、テレワーク日数／出勤日数）を問う質問を行っている。この結果を整理したものが表4である。ここでも同様に、各調査で従業員のテレワーク日数を問う聞き方や選択肢が異なるため、直接的な比較は難しいことから、大まかな傾向を確認するに留まる。

テレワーク日数の質問を行った3件の調査において、1週間当たりのテレワーク週5日以上（出勤0日）の割合は、16.9%、25.0%、4.9%であった。必ずしも結果は一致していないが、テレワーカー（テレワーク経験者）のうち、出社をせずに完全にテレワークに専念している人は、多くても1/4程度であるといえる。反対に、テレワーカー（テレワーク経験者）であっても、現在はテレワークをほぼしていない（出勤週5日以上／テレワーク週1日以下／週0日）人も、20.2%、20.0%、27.2%いた。かつてはテレワークを経験したものの、新規感染者数が落ち着き、重症化率が下がったこと等もあり、出社に戻る動きが進んでいるものと考えられる。したがって、それ以外の中間的な回答をした人（62.9%、

54.0%、56.8%）は、テレワークとオフィスワークを混ぜて実施していることがわかる。多くのテレワーカー（テレワーク経験者）は、現在はハイブリッド型の勤務を行っているものと推測される。

4. 考察

本稿は、後藤・濱野（2020, 2021）に続き、コロナ禍におけるテレワークの定着状況を、各種調査結果から整理したものである。企業によるテレワーク制度の導入、社内での適用、推奨（導入率／推奨率）については、2020年4－5月の最初の緊急事態宣言時に大きな伸びを示した。そして、宣言解除後に低下して以降は、大きな変動は認められていない。東京都では50%以上の企業が、全国では30～40%の企業が、テレワーク制度を導入している。また、東京都で毎月実施している調査結果からは、新規感染者数とそれによる政府や地方自治体の対応によってテレワークの適用が狭められたり、広げられたりしている現状もうかがえた。全体として導入率／推奨率の変動は大きくないことから、一部の企業の敏感な反応が調査結果に反映されたものと考えられる。

従業員個人の実施率／経験率についても、2020年4－5月の最初の緊急事態宣言前後で大きく伸び、宣言解除後にやや低下して以降は、大きな変動は認められていない。東京都のみを対象とした調

表4 テレワークを実施している頻度

調査主体	調査時期	調査対象	テレワークに関する質問	この質問に回答した人	選択肢1	選択肢2	選択肢3	選択肢4	選択肢5	選択肢6
日本生産性本部	2022.7/4-7/5	1,100名 20歳以上のわが国の企業・団体に雇用されている者（雇用者＝就業者から自営業者、家族従業者等を除いたもの）性・年代別にサンプルを割り当てて回収	直近1週間（営業日ベース）の週あたり出勤日数	テレワークを行っている人178名	出勤日数0日 16.9%	出勤日数1～2日 32.6%	出勤日数3～4日 30.3%	出勤日数5日以上 20.2%		
大久保・NIRA	2022.2/3-2/14	10,113件 第1回調査（全国の15歳以上の就業者を母集団とし、株式会社日経リサーチの提携モニターを対象にスクリーニング調査を実施し、就業者に該当する者のみが回答した。）からの継続回答（9,085件）と、新規回答（1,028件）。	あなたは以下の時期（2022年1月4週目）に、通常の職場に出勤しての勤務とテレワーク勤務を、どのくらいの頻度で行いましたか。 ※ここに示したのはテレワーク勤務	テレワーク利用者1,693名	テレワーク週5日以上 25%	テレワーク週4日 14%	テレワーク週3日 19%	テレワーク週2日 21%	テレワーク週1日以下 20%	
東京都	2021.11	3,900名 （無作為に抽出した）東京都内に所在する常用雇用者規模30人以上の企業に勤務する従業員のうち2名を対象とし、性別・年齢・職級に偏らないこととする	10月の1週間のテレワーク実施日数	過去1年のテレワーク実施経験者2,380名	テレワーク週5日以上 4.9%	テレワーク週4日 7.9%	テレワーク週3日 13.1%	テレワーク週2日 20.8%	テレワーク週1日 25.0%	テレワーク0日 27.2%

査を除けば、実施率は10%台～30%強の間で安定して推移している。一部の調査（日本生産性本部、2022）では、最新回（2022年7月調査）で実施率に低下傾向があることが指摘されている。コロナ禍が長期化し、死者や重症者が抑えられ、行動制限が出されていない状況の中であって、出社に回帰する方向にある企業もあるとみられる。

さらに、テレワーク割合やテレワーク日数について検討したところ、中小企業では、企業全体でテレワークに取り組んでいる会社も見られるものの、大きな企業では、従業員の10～20%程度の人テレワークをしている状況にあった。また、テレワーク日数についても、毎日テレワークをしている人、毎日出社している人が多数派であるとは考えにくく、テレワークとオフィスワークを併用するハイブリッド型の働き方に移行している人が多いことがうかがえる結果であった。

テレワークは、コロナ禍以前から、働き方改革や、災害時・テロ時等のBCP（事業継続計画）の観点で推進が進められてきた。出社するのが当たり前という価値観が根強い中ではなかなか定着しなかったが、皮肉なことに、コロナ禍でテレワークの普及は一気に進んだ。政府はテレワークの普及に関するKPI（重要業績評価指標）として、2020年にテレワーク導入企業を30%強（平成24年度比で3倍）に、雇用型テレワーカーの割合を15%強（平成28年度比で2倍）になどの数値目標を掲げていた（首相官邸、2017）が、これらの値についてはまず達成できたものと思われる。

その一方で、コロナ禍が長期化するにつれて、テレワークを行っている人は確実に減ってきている。武藤（2020）は、テレワークから出社に戻る理由として、5つの壁と題して、日本企業の問題点を指摘している。（1）経営層がテレワークにメリットがないと考えている。（2）業務を切り分けられないという思い込みがある。（3）上司と部下のコミュニケーションに負荷がかかっている。（4）IT化、モバイルツールが未整備である。（5）社員を一人の大人として扱っていない。という壁があるという。（2）～（4）については、多くの調査でも既に指摘された課題であるが、（1）と（5）については、現場や個々の従業員の問題にとどまらない、トップの姿勢や企業風土に関わる次元の問題といえる。テレワークは、すべての仕事（業種、職種、業務）、すべての働き手にとって等しく活用しやすいものではないが、少な

くとも多くの働き手にメリットが認識され、継続意欲も高いことがわかっている（後藤・濱野、2020）。しかしながら、経営層にとってみれば、いくら社員のワークライフバランスが高まるとしても、企業経営に直接効くようなテレワークの効果は実感しにくいと考えられる。このことは、テレワークが仕事を行う面でオフィスワークに勝る面を持つのかを、より精緻に検討する必要があることとも関連する。

また（5）は、日本企業において上司が部下の自律性を認めていないという論考である。上司が部下に対して過保護であったり、部下を信頼していなかったりするため、テレワーク下で部下が働き過ぎていないか、部下がさぼっていないかなどを必要以上に気にして管理してしまう。このように、問題として顕在化しやすい課題（業務との相性、コミュニケーション、技術的整備）にとどまらず、顕在化しにくく、つかみどころのない、企業・組織風土に関わる課題もあることを十分に踏まえる必要がある。

Withコロナ、Afterコロナを見据えて、昨年頃からは、大企業が新しい働き方について、特色ある企業方針を次々に発信しはじめている。このことは、テレワークとオフィスワークの間でどのように折り合いをつけるかを見定める時期が来ていることを示唆している。

主要企業の発信した、新しい働き方を概観してみる（表5）。日立製作所（2020）、NTT（2022）、ヤフー（2020）、富士通（2020）、東芝（NHK、2022b）、クックパッド（2021）、グーグル（ビジネスインサイダー、2021）など、電機・情報通信系の企業では、テレワークを維持・継続しながらの働き方が模索されている。どの企業もコロナ禍で一時は、業務のほぼすべてをテレワークで行うことになったが、その中で、テレワークのメリットだけでなく、デメリット（例えば、物理的な人間関係の激減、業務効率やエンゲージメントの低下）にも直面した。また、オフィスワークと距離を置く中で、オフィスの意味や価値を再定義し、オフィスワークの新しい可能性を見出そうとする動きも出て来ている。

テレワークがもたらしたメリットの一つとして、従業員にとって「時間」と「場所」に制約のない（いつでも、どこでも）働き方が実現できたことがある。そして、その新しい働き方をより充実させる方向に進んでいる企業が多く認められる。特に「場所」の制約のない、どこでも働ける働き方は、

表5 主要企業における新しい働き方

企業名	新しい働き方
日立製作所	<ul style="list-style-type: none"> 新型コロナウイルスの終息後も在宅勤務を続け、週2～3日の出勤でも効率的に働けるよう人事制度を見直す。 職務を明確にする「ジョブ型」雇用を本格的に導入し、勤務時間ではなく成果で評価する制度に移行。
NTT	<ul style="list-style-type: none"> with/after コロナ社会においても、社員の働き方はリモートワークを基本とし、働き方を自由に選択・設計可能とすることでワークインライフ（健康経営）を推進する。 「住む場所」の自由度を高めることが重要であるとの認識に立ち、新たに日本全国どこからでもリモートワークにより働くことを可能とする制度（リモートスタンダード）を導入する。
ヤフー	<ul style="list-style-type: none"> 2014年に、オフィス以外も含め、働く場所を自由に選択できる「どこでもオフィス」というリモートワークの制度を設け、2020年には月5回までという制限を解除して無制限とするなど、時間と場所に捉われない「新しい働き方」を推進する。 2022年1月、約8,000人の社員一人ひとりの事情にあわせた働き方をこれまで以上に柔軟に選択し、ウェルビーイング（幸福）の向上によるパフォーマンスの最大化を目指すべく、飛行機出社や居住地の全国拡大など、人事制度「どこでもオフィス」を拡充する。
富士通	<ul style="list-style-type: none"> Smart working（最適な働き方の実現）：約8万人の国内グループ従業員の勤務形態はテレワーク勤務を基本とし、業務の内容や目的、ライフスタイルに応じて時間や場所をフレキシブルに活用できる最適な働き方を実現する。 Boarderless office（オフィスのあり方の見直し）：固定的なオフィスに縛られる従来の働き方の概念を変え、各々の業務内容に合わせて自宅やハブオフィス、サテライトオフィスなどから自由に働く場所を選択できる勤務形態にする。
東芝	<ul style="list-style-type: none"> 従業員は原則出社するというルールを見直し、当日の業務内容に合わせて、出社して業務にあたるか在宅で勤務するかを選ぶことができる。
クックパッド	<ul style="list-style-type: none"> 本社オフィス勤務と在宅・他拠点での勤務を組み合わせる働き方。Co-work day（本社オフィスでの勤務）、Flexible day（在宅勤務やWeWork他拠点での勤務など、各社員にとって生産性の高い勤務形態）を日ごとに選択可能。 週2日をCo-work dayとし、その他についてはチームや個人が生産性の高い働き方を選択する。
グーグル	<ul style="list-style-type: none"> 「週3日、会社に来ることを推奨し、週2日は自宅」というハイブリッドモデルを提唱。
本田技研工業（Honda）	<ul style="list-style-type: none"> 2022年5月から全従業員を対象に原則的に週5出社に戻すことを発表。 Hondaとして本来目指していた働き方を通じて変革期を勝ち抜くために、「三現主義で物事の本質を考え、更なる進化をうみ出すための出社／対面（リアル）を基本にした働き方」にシフトしていくことを宣言。

コロナ禍でのテレワーク（在宅勤務、モバイル勤務、サテライトオフィス勤務）の充実によって、多くの企業が従業員に自由に働く場所を選択させることを実現できた。これに対し「時間」の制約のない、いつでも働ける働き方は、まだ一部の企業でしか実現できていない。従業員がいつでも働ける働き方は、特に人事評価や労務管理等の面で困難を伴う。勤務時間で従業員の成果を評価するのではなく、残したoutputで成果を評価する、ジョブ型評価を行う必要があるが、これについては、まだ抵抗感のある企業が少なくなく、今後はそれに加えてジョブ型評価が行える人材の育成や評価システムの構築も急務であろうと推測される。

その一方、新しい働き方のもう一つの方向性として、テレワークから、再度出社（オフィスワーク）を原則とする組織も認められる。本田技研工業（Honda）は、2022年5月から全従業員を対象に原

則的に週5出社に戻す方針を発表した（東洋経済ONLINE, 2022）。その理由として、「三現主義で物事の本質を考え、更なる進化をうみ出すための出社／対面（リアル）を基本にした働き方」の重要性を指摘している。同様にテスラ社のイーロン・マスク CEOが、従業員に対して「週に40時間はオフィスで働くべき」と発信・指示したことが話題になった（日本ビジネスプレスグループ, 2022）。社会に新しい価値を生み出すイノベーションを追求しようと思うと、テレワークでは事足りないという問題提起とも解釈できる。テレワークでは実現できないオフィスワークの新しい方向性を示すものといえる。

このように、テレワークには、当然のことながら、メリットばかりでなく、デメリットもあり、テレワークだけでは達成できないことも存在するため、原則テレワークがよいのか、ハイブリッドワークがよいのか、原則オフィスワークがよいのかは、企業

や職場、従業員個人の持つ様々な特性を考慮に入れなければならない。Gratton (2021) は、場所と時間にとらわれない、働き方の柔軟性を高めるためには、マネジャーが4つの視点で課題に向き合わなくてはならないと主張する。そして、その視点の一つである「職種と業務の性格」については「集中、連携、協力、活力」のいずれの要素が生産性向上の主たる原動力になっているかを考えることが重要であるという。ほかの社員と時間や場所を合わせる必要はなく、ひとりで集中できることが生産性の原動力になるのか（集中）、リアルタイムのフィードバックや、話し合い、議論など、同じ時間を共にすることが原動力となるのか（連携）、直接対面することで刺激を受けたり、一緒にブレインストーミングをしたりすることが原動力となるのか（協力）、自宅で働き有効に時間を活用できることが原動力となるのか（活力）、見極めが必要と言える。また、この「職種と業務の性格」だけでなく、それ以外の視点として「社員の個人的希望（個々がどのような働き方を希望するかを考慮し、互いの希望を理解すること）」「プロジェクトとワークフロー（リモートでできるテクノロジーの導入、不要な業務や自動化・委託できる業務を洗い出すこと）」「包摂と公平性（多くの社員を参加させ、不公平感をうまない制度設計であること）」の重要性も指摘している。今後も企業は、生産性や創造性を高めることはもちろん、イノベーションにつなげることも視野に入れて、社員の働き方を模索・提案していく必要がある。

コロナ禍が長引く中で、新しい取り組みに消極的であった日本企業でも、新しい働き方が真剣に議論されるようになってきた。これが従前から指摘されている、日本企業の生産性の低さや、国際競争力の低さを打開する一助となるやもしれない。また、こういった状況が、コロナ禍という外的要因によって思いのほか早く訪れたことは歓迎すべきことであろうし、こういった急激な変化への対応が、案外多くの企業でスムーズに進んだことは、日本に確かな技術的素地があったことを示す証左でもある。今後企業各社がテレワークに軸足を置くか、オフィスワークに軸足を置くかは、その企業の持つ風土、業種、仕事内容（職種）、顧客との接点、トップや従業員の価値観など、いろいろな基準を参照し、決断する必要がある。そこで大事なことは、企業や職場単位で新たな働き方の推奨モデルが存在しても、従業員個々人がテレワークとオフィスワークのバランスを

自分の希望やライフスタイルにあわせて自由に選択できるという点にある。加えて、テレワークという働き方を選択できない環境に置かれている場合でも、他の職場と同様にワークライフバランスが保証されることが重要と思われる。新しい働き方の個人の人々の選択に、どのような要因がどの程度影響するのかが、今後の研究の蓄積が待たれるところである。

引用文献

※本稿で主に取り上げた14の調査については、紙幅の都合により、最新の調査回のみここに掲載する。図1、図2の作成にあたっては過去の調査結果も参考としている。

ビジネスインサイダー (2021). グーグルのピチャイCEO、週3日の出社を推奨…「バランスが取れている」ビジネスインサイダー. Retrieved from <https://www.businessinsider.jp/post-244444> (2022年9月6日)

クックパッド (2021). クックパッドのサービス開発における、オフィスと働き方 クックパッド. Retrieved from <https://note.com/cookpad/n/n47e6edf9ca3e> (2022年8月5日)

富士通 (2020). Work Life Shiftを支えるITソリューション 富士通. Retrieved from https://www.fujitsu.com/jp/innovation/worklifeshift/solution/#sec_01 (2022年8月8日)

後藤 学・濱野和佳 (2020). 新型コロナウイルス感染症流行下でのテレワークの実態に関する調査動向 INSS JOURNAL, 27, 252-274.

後藤 学・濱野和佳 (2021). コロナ禍においてテレワークはどれだけ浸透したのか? INSS JOURNAL, 28, 192-203.

Gratton, L. (2021). How to Do Hybrid Right 池村千秋訳 Harvard Business Review, 46(8), 18-29.

日立製作所 (2020). 在宅勤務を変革のドライバーとする働き方改革を推進 日立製作所. Retrieved from <https://www.hitachi.co.jp/New/cnews/month/2020/05/0526.html> (2022年8月4日)

国土交通省 (2022). 令和3年度テレワーク人口実態調査 国土交通省. Retrieved from

- <https://www.mlit.go.jp/toshi/daisei/content/001471975.pdf> (2022年7月28日)
厚生労働省(2019). テレワークの定義 厚生労働省. Retrieved from <https://telework.mhlw.go.jp/telework/about/> (2022年8月8日)
- 厚生労働省(2020). 「新しい生活様式」の実践例 厚生労働省. Retrieved from https://www.mhlw.go.jp/stf/seisakunitsuite/bunya/0000121431_newlifestyle.html (2022年8月8日)
- LINEリサーチ(2021). 【最新】新型コロナ感染拡大に伴う職場・テレワークの現状について(2021年9月実施)LINEリサーチ. Retrieved from <https://research-platform.line.me/archives/38766537.html> (2022年7月28日)
- 武藤久美子(2020). なぜ「原則出社」に戻ってしまったのか、テレワークを阻む5つの壁 DIAMOND online. Retrieved from <https://diamond.jp/articles/-/243603> (2022年10月13日)
- 内閣府(2021). 第4回新型コロナウイルス感染症の影響下における生活意識・行動の変化に関する調査 内閣府. Retrieved from https://www5.cao.go.jp/keizai2/wellbeing/covid/pdf/result4_covid.pdf (2022年6月17日)
- 内閣官房(2020a). 新型コロナウイルス感染症対策の基本的対処方針 令和2年3月28日(令和2年4月7日改正) 内閣官房. Retrieved from [https://www.kantei.go.jp/jp/singi/novel_coronavirus/th_siryou/kihon_h\(4.7\).pdf](https://www.kantei.go.jp/jp/singi/novel_coronavirus/th_siryou/kihon_h(4.7).pdf) (2022年9月16日)
- 内閣官房(2020b). 新型コロナウイルス感染症対策の基本的対処方針 令和2年3月28日(令和2年5月4日変更) 内閣官房. Retrieved from https://corona.go.jp/expert-meeting/pdf/kihon_h_0504.pdf (2022年8月8日)
- NHK(2021). GDP 去年1年間で-4.8% リーマンショック翌年以來の落ち込み幅 NHK. Retrieved from <https://www3.nhk.or.jp/news/html/20210215/k10012867371000.html> (2022年9月7日)
- NHK(2022a). 国内の感染者数 特設サイト 新型コロナウイルス NHK. Retrieved from <https://www3.nhk.or.jp/news/special/coronavirus/data-all/> (2022年8月8日)
- NHK(2022b). 東芝“原則出社”ルールを見直し 在宅勤務か出社か選択可能に | NHK | 働き方改革. Retrieved from <https://www3.nhk.or.jp/news/html/20220714/k10013717881000.html> (2022年8月8日)
- 日本ビジネスプレスグループ(2022). テスラCEO、従業員に週40時間のオフィス勤務を指示 日本ビジネスプレスグループ. Retrieved from <https://jbpress.ismedia.jp/articles/-/70401> (2022年8月5日)
- 日本生産性本部(2022). 第10回働く人の意識に関する調査 日本生産性本部. Retrieved from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/10th_workers_report.pdf (2022年7月25日)
- NTT(2022). リモートワークを基本とする新たな働き方の導入について NTT. Retrieved from <https://group.ntt.jp/newsrelease/2022/06/24/220624a.html> (2022年8月4日)
- 大久保敏弘, NIRA総合研究開発機構(2022). 第6回テレワークに関する就業者実態調査(速報)2 NIRA総合研究開発機構. Retrieved from https://nira.or.jp/paper/report192202_pre.pdf (2022年7月28日)
- パーソル総合研究所(2022). 第六回・新型コロナウイルス対策によるテレワークへの影響に関する救急調査 パーソル総合研究所. Retrieved from <https://rc.persol-group.co.jp/thinktank/assets/telework-survey6.pdf> (2022年6月16日)
- リクルートワークス研究所(2022). 全国就業実態パネル調査(データ集)2022 リクルートワークス研究所. Retrieved from <https://www.works-i.com/research/works-report/item/jpsed2022data.pdf> (2022年7月28日)
- 首相官邸(2017). 世界最先端IT国家創造宣言・官民データ活用推進基本計画について 首相官邸. Retrieved from <http://www.kantei.go.jp/jp/singi/it2/kettei/pdf/20170530/siryoul.pdf> (2020年7月3日)
- 総務省(2022a). 令和3年通信利用動向調査 企業調査 総務省. Retrieved from https://www.soumu.go.jp/main_content/000815653.pdf (2022年6月16日)
- 総務省(2022b). 令和3年通信利用動向調査 世帯

- 調査 総務省. Retrieved from https://www.soumu.go.jp/main_content/000815653.pdf (2022年6月16日)
- 東京商工リサーチ (2022). 第18回「新型コロナウイルスに関するアンケート」調査 東京商工リサーチ. Retrieved from https://img03.en25.com/Web/TSR/%7B05cbcfc1-3d9e-45dd-b178-9a11c4ff4e87%7D_20211021_TSRsurvey_CoronaVirus.pdf (2022年7月28日)
- 東京都 (2022a). 多様な働き方に関する実態調査 (企業アンケート：常用雇用者規模30人以上) 東京都. Retrieved from <https://www.hataraku.metro.tokyo.lg.jp/hatarakikata/telework/03report.pdf> (2022年7月28日)
- 東京都 (2022b). 多様な働き方に関する実態調査(従業員アンケート) 東京都. Retrieved from <https://www.hataraku.metro.tokyo.lg.jp/hatarakikata/telework/03report.pdf> (2022年7月28日)
- 東京都 (2022c). 多様な働き方に関する実態調査 (企業アンケート：常用雇用者規模30人未満) 東京都. Retrieved from <https://www.hataraku.metro.tokyo.lg.jp/hatarakikata/telework/03report.pdf> (2022年7月28日)
- 東京都 (2022d). テレワーク実施率調査結果 東京都. Retrieved from <https://www.metro.tokyo.lg.jp/tosei/hodohappyo/press/2022/07/11/06.html> (2022年7月28日)
- 東洋経済ONLINE (2022). ホンダがテレワークやめ原則出社に踏み切る真意. 東洋経済ONLINE. Retrieved from <https://toyokeizai.net/articles/-/589390> (2022年6月16日)
- ヤフー (2020). “無制限リモートワーク”で新しい働き方へ ヤフー. Retrieved from <https://about.yahoo.co.jp/pr/release/2020/07/15a/> (2022年8月4日)

テレワークでの課題は改善されたのか？

Have the problems of teleworking been overcome?

濱野 和佳 (Waka Hamano)*¹ 後藤 学 (Manabu Goto)*¹

要約 新型コロナウイルスの流行をきっかけにテレワークは多くの人に広まった。テレワークの継続意向は依然として高いものの、出社に戻る傾向が見られる。本稿ではテレワークが継続に至らない要因を明らかにするため、テレワークを行う上で感じるデメリットについて継続的に調査を行っている5つの調査を取り上げ、コロナ禍から現在(2022年6月時点)において改善されていない要因を整理した。改善された要因は「IT環境」「電子化」であった。改善されていない主な要因は「コミュニケーション」「人材評価方法」「時間管理」であった。テレワークが今後も継続されていくためには、企業側が積極的に課題の改善やテレワークの推奨を行っていく必要があると考えられる。

キーワード テレワーク (在宅勤務)、阻害要因、新型コロナウイルス

Abstract The COVID-19 pandemic has led to the spread of teleworking from home to many people in Japan. Intentions to continue teleworking remains high, but there is a trend that workers are coming back to their offices. In this study, we identified the factors that are preventing workers from continuing to telework based on results from 5 surveys that were conducted in an ongoing basis on the disadvantages workers perceive when teleworking. The factors that have not been positively changed for the better since the start of the COVID-19 pandemic to the present (June 2022) were then summarized. The factors that were enhanced were the "IT environment," and "computerization." The main factors that had not been improved were "communication," "personnel evaluation methods," and "time management." We considered that for teleworking to continue in the future, companies will need to actively address the problems of the telework environment and encourage teleworking.

Keywords teleworking from home, inhibitive factors, COVID-19 pandemic

1. 問題

2020年1月に日本で新型コロナウイルスの流行が始まってから2年以上が経過した。はじめて緊急事態宣言が発出された2020年4月には、感染拡大を防ぐために、出勤抑制の方策としてテレワークが一気に広がった。総務省(2020, 2022)の通信利用動向調査によると、2019年9月末時点のテレワーク経験率は8.4%であったが、2021年8月末では22.7%にまで上昇した。コロナ禍により初めてテレワークを経験する人が多かった。また、企業のテレワーク導入率も20.2%から51.9%に上昇した。

しかし、緊急避難的に急速に拡大したテレワークは、多くの人や企業にメリットを実感させたものの、

さまざまな課題も浮き彫りとなり、緊急事態宣言やまん延防止等重点措置が解除された現在(2022年6月時点)では、出社に戻りつつある。本田技研工業株式会社では「対面(リアル)を基本にした働き方」にシフトするとし、2022年5月から段階的に出社を基本とする制度を導入することとした(東洋経済ONLINE, 2022)。また、日経BP総合研究所イノベーションICTラボ(2022)では、緊急事態宣言中、宣言解除後、まん延防止等重点措置(以後、重点措置)の最中、解除後に週3日以上テレワークをした人の割合を2年間継続調査しており、2020年4月の緊急事態宣言発出中に週3日以上テレワークをした人の割合は63.9%であったが、宣言解除後の2020年10月時点では41.9%まで下がった。再び

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

緊急事態宣言が発出された2021年1月～2月は50.9%、解除後の2021年3月～4月は38.5%、2021年7月～9月の緊急事態宣言中は54.0%、解除後の2021年10月は40.8%であった。重点措置中の2022年2月～3月は46.3%、解除後は41.9%であった。テレワークを経験したことにより、企業も従業員もテレワークのさまざまなメリットを知ることができた。しかし、緊急事態宣言や重点措置が発出されるとテレワークの実施率が上がり、解除されると下がることから、感染防止のためだけの在宅勤務となっている可能性が示唆される。そこで本稿では、テレワークが継続に至らない要因を整理し、改善の可能性を考察したい。

2. 目的

多くの人がテレワークを経験することになった2020年1月以降から現在において、テレワークが可能な人で、かつ現在もテレワークを続けている人にとって、改善されていない課題は何か、各種継続調査の結果を根拠に概観したい。また、テレワークの実施が困難と感じている人が多くなっている課題はないかについても概観する。

3. 方法

テレワークでの課題は改善されているのかどうかを知るために、以下の3つのステップで検討した。
ステップ1.

日本でコロナの流行が始まった2020年1月以降で、「テレワークのデメリット」「テレワークで不便な点」「テレワーク業務時の不安」「テレワークでの困りごと」「テレワーク実施の課題」「労務管理上の課題」について継続的に調査を行っている5つの調査を取り上げ、項目を抽出した。その5つの調査は、内閣府「新型コロナウイルス感染症の影響下における生活意識・行動の変化に関する調査」、日本生産性本部「働く人の意識に関する調査」、パーソル総合研究所「新型コロナウイルス対策によるテレワークへの影響に関する緊急調査」、東京商工会議所「中小企業のテレワーク実施状況に関する調査」、東京都産業労働局「多様な働き方に関する実態調査(テレワーク)」である。調査の詳細については、本稿末尾の参考資料に記載した。

ステップ2.

品田(2002)は日本企業へのテレワーク定着を困難にさせている要因を実証的に明らかにするために、事例調査を行い、事例から抽出されたテレワークのデメリットを定着疎外の構成要因と置き換えた。それらは定着を阻害するデメリットとして「手段要因」「組織要因」「主体要因」の3つに整理されている(表1)。本稿ではステップ1. で取り上げた5つの調査のデメリット等に関する項目を、品田(2002)の「テレワークの阻害要因」に当てはめて振り分けることを試みた。そうしたところ、3つの要因の小分類に振り分けようとすると、品田(2002)の「テレワークの阻害要因」に当てはめられないものが出てきた。それは、コロナ禍でテレワークの準備が整わない中、多くの人が強制的にテレワークをしなければならなかったため、様々な課題が浮き彫りになり、コロナ禍以前には想定していなかった要因が出てきたことによると推測される。そこで、本稿では「コロナ禍のテレワークの阻害要因」として新しく小分類を追加した(表2)。大分類「組織要因」の中の小分類「制度の整備」「仕事内容」と、大分類「主体要因」の中の小分類「生活環境」は、コロナ禍でのテレワークの阻害要因として新たに追加した要因である。また、品田(2002)の大分類「主体要因」の中の小分類「心的ストレス」は複数の内容が含まれていると考えられたため、「心身の不調」「不安感・ストレス」「時間管理」の小分類に分けて追加した。なお、品田(2002)の「テレワークの阻害要因」の中の「業務プロセス」「情報リテラシー」には本稿で取り上げた5つの調査のデメリット等に関する項目では当てはまるものはなかった。品田(2002)の「業務プロセス」は、テレワークをするために、テレワークでできる仕事を準備することを示し、「情報リテラシー」はパソコンやIT

表1 テレワークの阻害要因(品田, 2002)

手段要因	IT環境の未整備
	オフィス環境の違い
	電子化の遅れ
組織要因	業務プロセス
	コミュニケーション
	周囲への迷惑
	人材評価方法
主体要因	心的ストレス
	情報リテラシー

表2 コロナ禍のテレワークの阻害要因

手段要因	IT環境が不十分
	オフィス環境の違い
	電子化の遅れ
組織要因	業務プロセス
	コミュニケーション
	周囲への迷惑
	人材評価方法
	制度の整備*
	仕事内容*
	心身の不調*
主体要因	不安感・ストレス*
	情報リテラシー
	時間管理*
	生活環境*

(* 品田 (2002) に追加した要因)

ツールの使い方に慣れていないことを整理したと考えられる。

ステップ3.

ステップ1. で抽出した5つの調査における各項目をステップ2. で作成した阻害要因に分類した。そして、5つの調査で各項目に「あてはまる」と回答した人の割合の変化を比較するために、「コロナ禍」と「現在」とを比較した。「コロナ禍」は2020

年1月以降に調査した中で最も古い割合を、「現在」は継続調査で最新の調査の割合を採用した(図1, 図2, 図3)。

4. 結果

4.1 手段要因

「IT環境が不十分」に分類された項目は、6つの調査を通じ13件あった。類似の内容をまとめると、『通信環境の整備』『テレビ通話の質』『情報セキュリティ対策』『Web会議などツールの使い勝手』『取引先とのWebでのやり取りの環境整備』に整理できた。その内、多くの調査で阻害要因に「あてはまる」と選択された割合が下がった項目は『通信環境の整備』『情報セキュリティ対策』『Web会議などツールの使い勝手』『取引先とのWebでのやり取りの環境整備』であった。したがって、これらはコロナ禍に入ってから状況が改善されたと解釈できる。特に日本生産性本部(2020a, 2022b)の調査の『営業・取引先との連絡・意思疎通をネットでできるような環境整備』では、コロナ禍20.5%から現在9.5%と大きく低下した(以降参考資料参照)。一方で、『テレビ通話の質』では変化が小さく、現在も20%を超える人が阻害要因にあげており、状況は改善されていなかった。加えて、東京商工会議所(2020a,

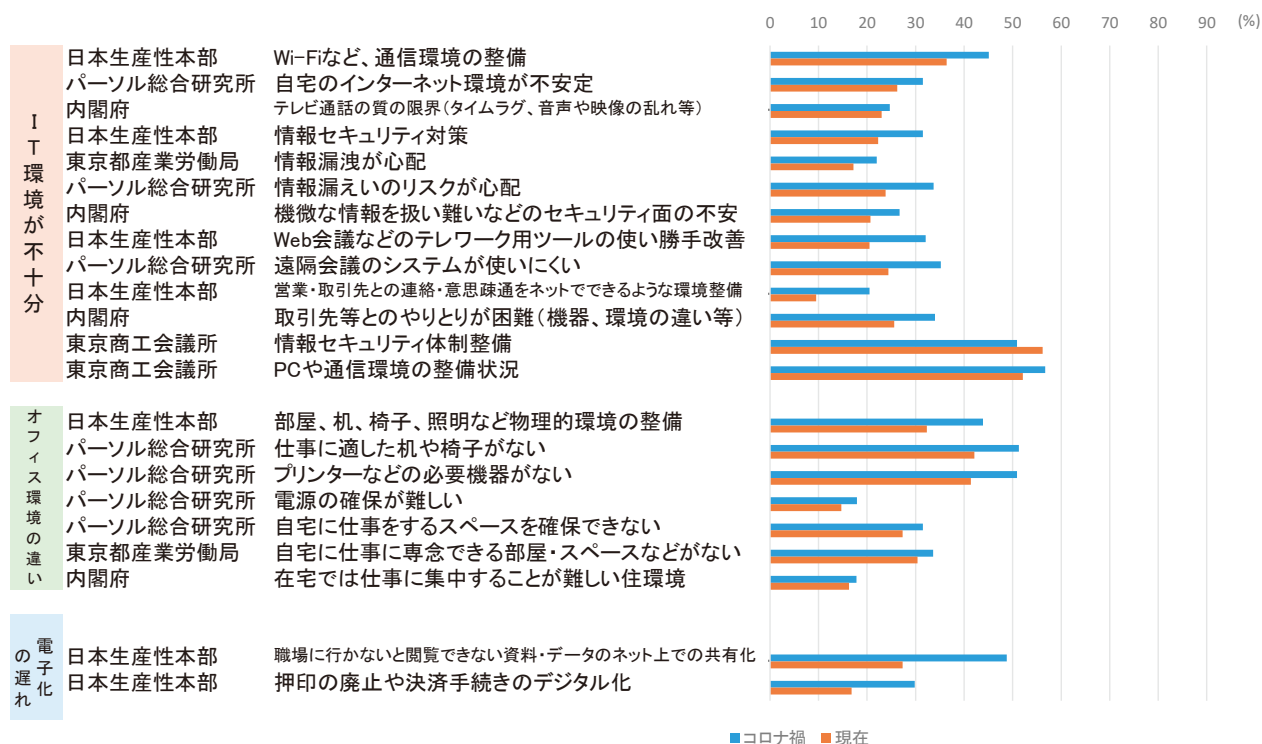


図1 阻害要因と回答された割合の変化(手段要因)

2022b) の調査に限ると、『情報セキュリティ体制整備』では割合が上がっており、『PCや通信環境の整備状況』でも、依然として50%以上もの人が課題だと回答していた。

「オフィス環境の違い」に分類された項目は4調査を通じ7件あった。量販店などで機器や家具を購入すれば整備できる項目と、住居を変えなければ整備できない項目の2つに整理できた。前者では割合が大きく下がっており、コロナ禍より現在では状況が改善されてきていた。後者でも割合が下がっているが、その変化は小さく、状況は十分改善されていないことがわかった。

「電子化の遅れ」に分類された項目は1つの調査を通じ2件あった。どちらも不満に感じている人の割合はほぼ半減した。

4.2 組織要因

「コミュニケーション」に分類された項目は5つの調査を通じ14件あった。類似の内容をまとめると、『業務報告、指示の支障』『顧客等外部対応の支障』『声かけの不安』『会話が減って寂しい』『社内でのコミュニケーション』『非対面でのコミュニケーション』『一堂に会せない』『一体感が感じられない』『上司・先輩から十分な指導を受けられない』に整理できた。その内、どの調査でも割合が下がった項目は『業務報告、指示の支障』『顧客等外部対応の支障』『会話が減って寂しい』であった。したがって、この3つについてはコロナ禍に入ってから状況が改善されたと解釈できる。一方で、『声かけの不安』（相談しにくい、仕事を頼みにくい）では変化が小さく、状況



図2 阻害要因と回答された割合の変化（組織要因）

が改善されていないことがわかった。また、『社内でのコミュニケーション』『非対面でのコミュニケーション』『一堂に会せない』『一体感が感じられない』『上司・先輩から十分な指導を受けられない』では多くの調査で割合が上がった、または変化が小さいことから、状況が悪化している、もしくは改善されていないことがわかった。

「周囲への迷惑」に分類された項目は、2つの調査を通じ3件あった。その内、『出社する同僚の業務負担増の不安』の割合は下がっていることから、状況が改善されていると推測される。一方で『周囲の社員へのしわ寄せ』『他のメンバーに仕事を頼みにくい』では変化が小さく、状況が改善されていないと考えられる。

「人材評価方法」に分類された項目は、4つの調査を通じ10件あった。類似の内容をまとめると、『仕事の評価不安』『昇任不安』『労務管理・マネジメント』『社内異動の希望が通るか不安』『成果を出すことのプレッシャー』に整理できた。多くの調査で割合が若干上がっており、状況は改善されていない。東京商工会議所(2020a, 2022b)の調査の『労務管理・マネジメント』ではコロナ禍54.7%から現在39.2%と大きく低下していることから、依然として割合は高いものの、コロナ禍より状況が改善されたと解釈できる。

「制度の整備」に分類された項目は、3つの調査を通じ6件あった。『上司・同僚との意思疎通を適切に行える制度・仕組み』『仕事のオン・オフを切

り分けしやすい制度・仕組み』では割合が大きく下がっていることから、状況が改善されてきていると推測される。しかし、『家事・育児負担を軽減する制度・仕組み』『通信費の負担』『オーバーワークを回避する制度や仕組み』では変化が小さいことから、状況は改善されていないと考えられる。

「仕事内容」に分類された項目は、2つの調査を通じ3件あった。パーソル総合研究所(2020a, 2020d)の調査の『テレワークでできない仕事がある』ではコロナ禍64.8%から現在46.8%と大きく低下したが、依然として割合は高い。『時間管理が働き方にそぐわない』『成長できるような仕事を割り振ってもらえるか不安』では変化が小さく、状況が改善されていないと考えられる。

4.3 主体要因

「心身の不調」に分類された項目は、2つの調査を通じ4件あった。『仕事に集中できない』『運動不足を感じる』では大きく割合が下がっており、コロナ禍より状況が改善されたと解釈できる。しかし『運動不足を感じる』ではまだ割合が60%であり、多くの人が運動不足を感じていると推測される。一方で、『腰痛・肩こりの悪化』『孤独感や疎外感』では変化が小さく、状況が改善されていない。

「不安感・ストレス」に分類された項目は、2つの調査を通じ4件あった。どの項目も変化が小さく、状況が改善されていないと考えられる。

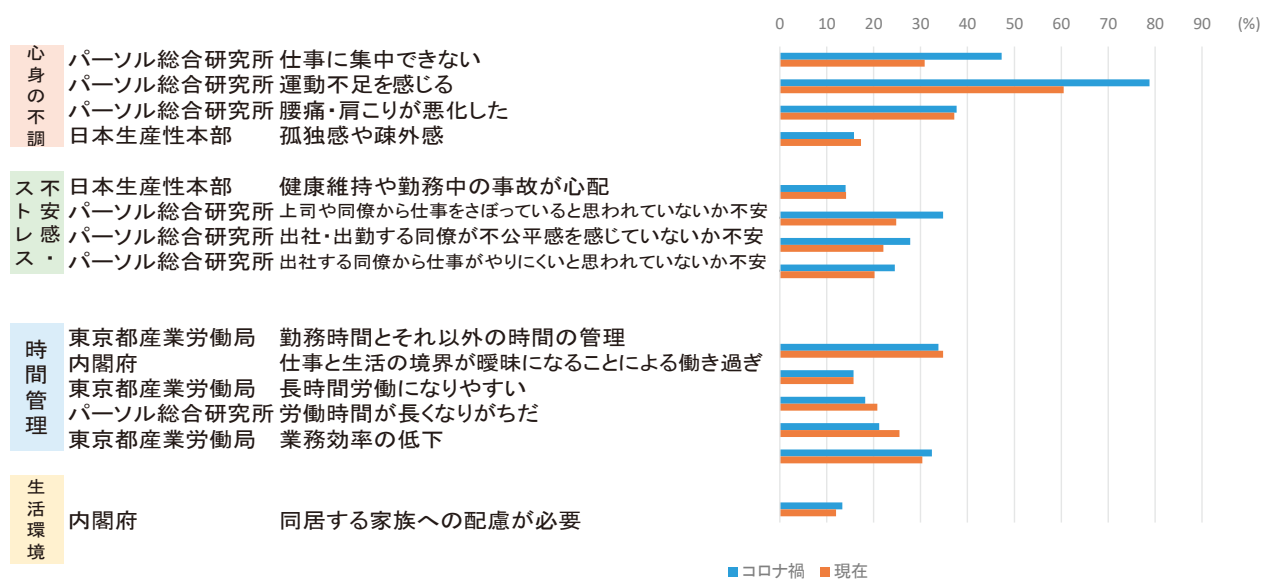


図3 阻害要因と回答された割合の変化(主体要因)

「時間管理」に分類された項目は、3つの調査を通じ5件あった。どの項目も変化が小さく、状況が改善されていないと思われる。

「生活環境」に分類された項目は、1件あった。この項目についても変化が小さく、状況が改善されていないと思われる。

5. 考察

本稿では、コロナ禍と現在において、テレワークの阻害要因は改善されているのか、継続調査の結果から概観した。

本稿の中で取り上げた「コロナ禍」の割合は、テレワークの準備が整わない中、半ば強制的にテレワークを始めた人の回答も含まれた。4.2の中で述べた『テレワークでできない仕事がある』の割合が大きく下がっていることから推測できるように、「現在」の割合は、テレワークに向いていない業務の人は出社に戻り、テレワークの継続が可能な業務の人が回答した割合である可能性が高い。また、パーソル総合研究所(2020c, 2022)が行った調査において、「コロナ拡大後一旦テレワークをして現在していない者」に聞いたテレワークの非実施理由では、「テレワークで行える業務ではない」と回答した人の割合が、2020年5月の調査では35.7%であったが、2022年2月の調査では37.5%に上昇している。このことから、テレワークに適さない職種の人には現在では出社に戻っていることが伺える。そのため、「コロナ禍」の割合は現在と比べて高めの割合となっている可能性があることを考慮しなければならない。

5.1 手段要因に関わる課題

手段要因に関する阻害要因の多くは改善されていた。「IT環境が不十分」「電子化の遅れ」ではコロナ禍より現在の方が阻害要因として選択される割合が低下した。とりわけ『営業・取引先との連絡・意思疎通をネットのできるような環境整備』や『業務のデジタル化』で大きく低下した。テレワークを行うためのICT環境が整わない中、緊急避難的にテレワークを始めた2年前より、現在では多くの企業で通信環境の改善や、セキュリティ対策が講じられ、業務の電子化が進むなど、ICT環境が整ってきたことが伺える。一方で、東京商工会議所(2020a,

2022b)の調査に限ると、『情報セキュリティ体制整備』はコロナ禍よりも割合が上がっていた。また『PCや通信環境の整備状況』ではコロナ禍と比べても変化が小さく、状況があまり変わっていなかった。東京商工会議所の調査対象は中小企業であることから、予算や人の確保が難しく、ICT環境の整備に十分投資できていないものと推測される。

手段要因に関するもう一つの課題は、自宅での執務環境が十分に整えられておらず、いまだに3~4割の人が不便に感じていることである。仕事に向いていない机や椅子、照明を長時間使用し続けることは体に負担がかかり、健康への影響が懸念される。また、自宅にWi-Fiなどの通信環境や業務に必要な機器が整っていないことは、生産性の低下も懸念される。oricon ME(2022)が2021年6月に、7,908名を対象に行った調査の中で、「自宅でするための補助手当(会社が費用を負担)の有無」について在宅勤務を実施したことがある人を対象に聴取したところ、「支給あり」が46.9%であった。企業の規模や業種によって手当や補助の対応が様々であると思われるが、テレワークをこれからも続けていく人が快適にテレワークをするためには、会社からの補助手当てを利用して、自宅の執務環境を積極的に整えることが大切である。またテレワークを推進する企業側は社員の健康を守り、生産性を向上させるために、政府や自治体の助成金、支援策を活用して社員のテレワーク環境を整えることに尽力することが求められる。

5.2 組織要因に関わる課題

組織要因に関する阻害要因で改善傾向があったのは「制度の整備」であった。『上司・同僚との意思疎通を適切に行える制度・仕組み』『仕事のオン・オフを切り分けしやすい制度・仕組み』では阻害要因としてあげる割合は低下した。しかしながら、これらの要因は、コロナ禍でも阻害要因として選択した人の割合は30%以下とさほど高くなく、多くの人が共通して感じている阻害要因とは言いにくい面がある。

『業務報告』『業務上の指示ややりとり』『顧客等外部対応』についても改善傾向であった。『業務報告』『業務上の指示ややりとり』は「制度の整備」の中の『上司・同僚との連絡・意思疎通を適切に行えるような制度・仕組み』の割合が下がっていることが

ら、制度や仕組みが整ったことで、業務の報告や指示といった一方的なコミュニケーションはしやすくなったと推察される。『顧客等外部対応』についても、「IT環境が不十分」の中の『営業・取引先との連絡・意思疎通をネットでできるような環境整備』の割合が下がっていることから、外部とのコミュニケーションツールが整ったことで、Webでの顧客対応がしやすくなったことが推察される。

その一方で、組織要因の中で最も多くの人を感じている課題である『社内のコミュニケーション』の割合は大きいまま変化がない。「手段要因」の中の『テレワーク用ツールの使い勝手』の割合は大きく下がっていることから、オンラインコミュニケーションツールはこの2年の間に利便性が向上し、機能も充実し、ユーザー側もツールの使用に慣れてきたと推測される。しかし、オンラインコミュニケーションでは相手の様子が見えないため『気兼ねな相談・報告が困難』になり、非言語情報が制限されているため『画面を通じた情報のみによるコミュニケーション不足やストレス』を感じ、『非対面のやりとりは相手の気持ちがわかりにくく不安』になることが推測される。双方向的なコミュニケーションを対面と遜色なくオンラインで行うことは、ツールが発展しても難しいことが伺える。また、相手の状況がわからないため気兼ねして声をかけられないことも推測できる。スケジューラーに業務予定を細かく記載する、バーチャルオフィスのツールを利用するなど、話しかけてもいい状況かどうか仕事の可視化をすることで、オンライン上でも声掛けをしやすくなることが推測される。ICTツールを活用して、コミュニケーションを活発に取るよう努めれば、チームや組織のパフォーマンスをより高められる可能性があると考えられる。

組織要因の中でもう一つ、多くの人を感じている課題は「人材評価方法」に関するものである。『労務管理・マネジメント』では改善が進んだものの、依然として40%が阻害要因としてあげており、その他の要因についても変化は小さいものの、多くの調査で割合が上がった。テレワークは上司の目が届かないところで仕事をするため、出社している人と比べて適正に評価されるかどうかの不安があることが推測される。パーソル総合研究所(2020b)が、2020年3月に全国の正社員1,000名を対象に行った調査において、「評価不安を抑制するマネジメント

行動」を検証した結果では、数字に現れない価値やプロセスの評価が評価不安を有意に抑制していることが分かった。高橋(2021)は、「これからは成果物や数値化できる成果だけでなく、プロセスをしっかりと見るということが、部下の心理的安全性や組織エンゲージメントをあげていくためにも、より重要になってくる」と述べている。また、田澤(2022)は、「仕事の成果はもちろん、部下の仕事ぶり、効率よく仕事を進めているかどうか、仲間と良い関係を築けているかに重点を置く」ことが重要だと述べており、武藤(2021)は、「仕事の進め方」と「組織にとって良い動き」をしているかについても評価・賞賛することが重要であると述べている。出社している時は同じ空間にいるため、部下の仕事ぶりが見えていたが、テレワークでは部下の様子が見えない。そのため、テレワークでは上司は今まで以上に部下とこまめにコミュニケーションを取って、部下の様子を把握することが重要だと考えられる。

5.3 主体要因に関わる課題

主体要因に関する阻害要因で改善した要因は『仕事に集中できない』『運動不足を感じる』などであった。しかしながら、『運動不足を感じる』では、割合が大きく下がったものの、まだ6割の人が運動不足を感じており、特に割合が高い。これは前述した『自宅の作業環境』にあまり大きな変化がないことからもうかがえるように、長期間仕事に適さない椅子や机で作業しているため、体調不良を引き起こしていることが推測される。社員の健康を守るために、テレワーク時は意識的に体を動かすことができるような仕組みを企業側が用意することも、運動不足解消の一つと考えられる。

「時間管理」では『長時間労働になりやすい』『労働時間が長くなりがち』の割合が上がっていた。前述したように、組織要因の中の「制度の整備」でも、オーバーワークを回避する制度や仕組みの問題の割合が若干上がっている。連合総研(2020)が2020年10月に行った調査において、通常勤務よりもテレワークで長時間勤務になった経験がある人の割合は45.3%であった。自宅では時間の制限がないように感じられ、だらだらと仕事を続けてしまい、仕事とプライベートの切り替えがしづらいことが推測される。その結果、自分で時間管理をしなければ

長時間労働に繋がってしまう。また、上司とのコミュニケーション不足による人材評価不安から長時間労働に繋がっている可能性も考えられる。上司は部下とコミュニケーションをよく取り、部下の人材評価に対する不安を取り除くことが重要であると考えられる。加えて、長時間労働を抑制するさまざまなICTツールを活用することもできるだろう。

6. 全体考察

コロナ禍のテレワークの阻害要因のうち、「IT環境」「電子化」ではコロナ禍より改善されてきており、円滑にテレワークを行う上で、まず整備しなければならない急務の要因は整いつつあることがわかった。一方で、「コミュニケーション」「人材評価方法」「時間管理」はコロナ禍と比べてあまり改善されておらず、依然多くの方が課題に感じていることがわかった。日本生産性本部（2022b）が2022年4月に行った調査では、テレワークの実施率は20.0%であった。そして継続意向は71.8%であり、多くの人が今後もテレワークの継続を望んでいる。しかし、パーソル総合研究所（2022）の調査では、テレワークを推奨、命令している企業の割合は38.6%で、特に案内をしていない企業の割合は57.4%であった。テレワーク実施率の低さは、企業側がテレワークに積極的でないため、本当はテレワークをしたいと望んでいる社員が実施しにくいことを示しているとも推測される。今後、コロナの感染が落ち着き、このまま企業がテレワークの継続に消極的であると、ますますテレワークをしづらくなり、出社する人が増えるものと考えられる。

コロナ禍をきっかけに多くの方がテレワークを経験することになり、これまでの働き方を見直す機会となった。テレワークの継続を推進していきたい企業は、テレワークの課題の改善や、テレワークの推奨を積極的に行えば、テレワークのメリットを活かした勤務形態（出社とのハイブリッド勤務）が継続されるであろう。テレワーク継続の課題が改善、解消されていくのか、また、テレワークを推進する企業ではテレワークは定着するのか、働き方が変化することにより組織文化・風土はどう変化していくのか、引き続き動向を注視していきたい。

引用文献

- 武藤 久美子（2021）. 個と組織を生かすリモートマネジメントの教科書（pp. 189-193）クロスメディア・パブリッシング.
- 内閣府（2020a）. 新型コロナウイルス感染症の影響下における生活意識・行動の変化に関する調査 内閣府. Retrieved from <https://www5.cao.go.jp/keizai2/wellbeing/covid/pdf/shiryo2.pdf>（2022年6月17日）
- 内閣府（2020b）. 第2回新型コロナウイルス感染症の影響下における生活意識・行動の変化に関する調査 内閣府. Retrieved from <https://www5.cao.go.jp/keizai2/keizai-syakai/future2/20210119/shiryou3-1.pdf>（2022年6月17日）
- 内閣府（2021a）. 第3回新型コロナウイルス感染症の影響下における生活意識・行動の変化に関する調査 内閣府. Retrieved from https://www5.cao.go.jp/keizai2/wellbeing/covid/pdf/result3_covid.pdf（2022年6月17日）
- 内閣府（2021b）. 第4回新型コロナウイルス感染症の影響下における生活意識・行動の変化に関する調査 内閣府. Retrieved from https://www5.cao.go.jp/keizai2/wellbeing/covid/pdf/result4_covid.pdf（2022年6月17日）
- 日本生産性本部（2020a）. 新型コロナウイルスの感染拡大が働く人の意識に及ぼす調査 日本生産性本部. Retrieved from <https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/5f4748ac202c5f1d5086b0a8c85dec2b.pdf>（2022年6月17日）
- 日本生産性本部（2020b）. 第2回働く人の意識に関する調査 日本生産性本部. Retrieved from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/attachment1_20200721.pdf（2022年6月17日）
- 日本生産性本部（2020c）. 第3回働く人の意識に関する調査 日本生産性本部. Retrieved from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/3rd_workers_report.pdf（2022年6月17日）
- 日本生産性本部（2021a）. 第4回働く人の意識に関する調査 日本生産性本部. Retrieved from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/4th_workers_report.pdf（2022年6月17日）
- 日本生産性本部（2021b）. 第5回働く人の意識に関する調査 日本生産性本部. Retrieved from

- https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/5th_workers_report_0617.pdf (2022年6月17日)
- 日本生産性本部 (2021c). 第6回働く人の意識に関する調査 日本生産性本部. Retrieved from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/6th_workers_report.pdf(2022年6月17日)
- 日本生産性本部 (2021d). 第7回働く人の意識に関する調査 日本生産性本部. Retrieved from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/7th_workers_report.pdf(2022年6月17日)
- 日本生産性本部 (2022a). 第8回働く人の意識に関する調査 日本生産性本部. Retrieved from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/8th_workers_report.pdf(2022年6月17日)
- 日本生産性本部 (2022b). 第9回働く人の意識に関する調査 日本生産性本部. Retrieved from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/9th_workers_report.pdf(2022年6月17日)
- 日経BP 総合研究所 イノベーションICTラボ (2022). 働き方改革に関する動向・意識調査 日経クロステック. Retrieved from <https://xtech.nikkei.com/atcl/nxt/column/18/02069/051600001/> (2022年6月16日)
- (株) oricon ME (2022). 2021年オリコン顧客満足度[®]調査『在宅勤務』に関する実態調査レポート オリコン(株). Retrieved from <https://prtimes.jp/main/html/rd/p/000000250.000034467.html> (2022年6月16日)
- パーソル総合研究所 (2020a). 新型コロナウイルス対策によるテレワークへの影響に関する緊急調査 パーソル総合研究所. Retrieved from <https://rc.persol-group.co.jp/thinktank/assets/telework.pdf> (2022年6月17日)
- パーソル総合研究所 (2020b). テレワークにおける不安感・孤独感に関する定量調査 パーソル総合研究所. Retrieved from <https://rc.persol-group.co.jp/thinktank/assets/telework-anxiety.pdf> (2022年6月17日)
- パーソル総合研究所 (2020c). 第三回・新型コロナウイルス対策によるテレワークへの影響に関する緊急調査 パーソル総合研究所. Retrieved from <https://rc.persol-group.co.jp/thinktank/assets/telework-survey3.pdf> (2022年6月17日)
- パーソル総合研究所 (2020d). 第四回・新型コロナウイルス対策によるテレワークへの影響に関する緊急調査 パーソル総合研究所. Retrieved from <https://rc.persol-group.co.jp/thinktank/assets/telework-survey4-1.pdf> (2022年6月17日)
- パーソル総合研究所 (2022). 第六回・新型コロナウイルス対策によるテレワークへの影響に関する緊急調査 パーソル総合研究所. Retrieved from <https://rc.persol-group.co.jp/thinktank/assets/telework-survey6.pdf> (2022年6月16日)
- 連合総研 (2020). 第40回「勤労者の仕事と暮らしについてのアンケート」調査 連合総研. Retrieved from <https://www.rengo-soken.or.jp/work/7398fcf3e474bb8a0e04c28b2ee044da883c2c3e.pdf> (2022年7月1日)
- 品田 房子 (2002). 日本企業におけるテレワーク定着阻害要因の考察 日本テレワーク学会誌, 1, 41-58.
- 総務省 (2020). 令和元年通信利用動向調査 総務省. Retrieved from https://www.soumu.go.jp/main_content/000689455.pdf(2022年6月16日)
- 総務省 (2022). 令和3年通信利用動向調査 総務省. Retrieved from https://www.soumu.go.jp/main_content/000815653.pdf(2022年6月16日)
- 高橋 豊 (2021). テレワーク時代のマネジメントの教科書 (p. 182) ダイアモンド社.
- 田澤 由利 (2022). テレワーク本質論 (p. 38) 幻冬舎.
- 東京商工会議所 (2020a). テレワークの実施状況に関する緊急アンケート 東京商工会議所. Retrieved from <https://www.tokyo-cci.or.jp/file.jsp?id=1022367> (2022年6月17日)
- 東京商工会議所 (2020b). テレワークの実施状況に関するアンケート 東京商工会議所. Retrieved from <https://www.tokyo-cci.or.jp/file.jsp?id=1023299> (2022年6月17日)
- 東京商工会議所 (2021a). 緊急事態宣言下における中小企業のテレワークの実施状況に関する緊急調査 東京商工会議所. Retrieved from <https://www.tokyo-cci.or.jp/file.jsp?id=1023987> (2022年6月17日)
- 東京商工会議所 (2021b). 中小企業のテレワーク実施状況に関する調査 東京商工会議所. Retrieved from <https://www.tokyo-cci.or.jp/>

- file.jsp?id=1025070 (2022年6月17日)
- 東京商工会議所 (2021c). 中小企業のテレワーク実施状況に関する調査 東京商工会議所. Retrieved from <https://www.tokyo-cci.or.jp/file.jsp?id=1026124> (2022年6月17日)
- 東京商工会議所 (2021d). 中小企業のテレワーク実施状況に関する調査 東京商工会議所. Retrieved from <https://www.tokyo-cci.or.jp/file.jsp?id=1028628> (2022年6月17日)
- 東京商工会議所 (2022a). 中小企業のテレワーク実施状況に関する調査 東京商工会議所. Retrieved from <https://www.tokyo-cci.or.jp/file.jsp?id=1029663> (2022年6月17日)
- 東京商工会議所 (2022b). 中小企業のテレワーク実施状況に関する調査 東京商工会議所. Retrieved from <https://www.tokyo-cci.or.jp/file.jsp?id=1029704> (2022年6月17日)
- 東京都産業労働局 (2019). 多様な働き方に関する実態調査 (テレワーク) 東京都産業労働局. Retrieved from https://www.hataraku.metro.tokyo.lg.jp/hatarakikata/telework/30_telework_tyousa.pdf (2022年6月17日)
- 東京都産業労働局 (2020). 多様な働き方に関する実態調査 (テレワーク) 東京都産業労働局. Retrieved from https://www.hataraku.metro.tokyo.lg.jp/hatarakikata/telework/01_telework_tyousa.pdf (2022年6月17日)
- 東京都産業労働局 (2021). 多様な働き方に関する実態調査 (テレワーク) 東京都産業労働局. Retrieved from <https://www.hataraku.metro.tokyo.lg.jp/hatarakikata/telework/02report.pdf> (2022年6月17日)
- 東京都産業労働局 (2022). 多様な働き方に関する実態調査 (テレワーク) 東京都産業労働局. Retrieved from <https://www.hataraku.metro.tokyo.lg.jp/hatarakikata/telework/03report.pdf> (2022年6月17日)
- 東洋経済ONLINE (2022). ホンダがテレワークやめ原則出社に踏み切る真意. 東洋経済ONLINE. Retrieved from <https://toyokeizai.net/articles/-/589390> (2022年6月16日)

＜参考資料＞

内閣府

Q. あなたの職場において、テレワークで不便な点と考えられるものに関し、重要なものから順に回答してください

項目	複数回答(最大3つ)					
	2020.5.25-6.5	2020.12.11-17	2021.4.30-5.11	2021.9.28-10.5		
社内での気軽な相談・報告が困難	34.5	38.4	33.9	36.1		
取引先等とのやりとりが困難(機器、環境の違い等)	34	31.6	28.5	25.6		
画面を通じた情報のみによるコミュニケーション不足やストレス	27.1	28.2	28.4	30.3		
機密な情報を扱いにくいなどのセキュリティ面の不安	26.7	22.9	24.6	20.7		
テレビ電話の質の悪化(タイムラグ、音声や映像の乱れ等)	24.7	23.5	22.6	23		
在宅では仕事に集中することが難しい住環境	17.8	12.2	14.2	16.3		
通信費の自己負担が発生	17.6	15.8	16.5	14.1		
仕事と生活の境界が曖昧になることによる働き過ぎ	15.7	15.1	12.9	15.7		
大勢で一歩に合することができない	13.3	14.1	12.4	15.5		
同居する家族への配慮が必要	13.3	11.8	10.2	12		

n=10128 n=10128 n=10128 n=10128

調査対象:性別・年齢階級別(10歳毎)で同数を均等に割当(12区分×844人=10,128)

□ コロナ禍

□ 現在

日本生産性本部

Q.テレワークの課題

項目	複数回答									
	2020.5.11-13	2020.7.6-7	2020.10.5-7	2021.1.12-13	2021.4.12-13	2021.7.5-6	2021.10.11-12	2022.1.17-18	2022.4.11-12	
部屋、机、椅子、照明など物理的環境の整備	43.9	41	41.8	43.4	38.9	41.5	37.6	35.8	32.3	
Wi-Fiなど、通信環境の整備	45.1	38.7	44.7	43.8	42.7	36.6	38.4	38.2	36.4	
情報セキュリティ対策	31.5	26.6	29.8	26	27	26.3	22	21.6	22.3	
Web会議などのテレワーク用の使い勝手改善	32.1	30.6	26	24	25.1	19.6	22	24	20.5	
職場に行かないと閲覧できない資料・データのネット上での共有化	48.8	35.6	30.8	36.4	29.9	35.3	31.6	24.5	27.3	
営業・取引先との連絡・意思疎通をネットで行えるような環境整備	20.5	13.1	14.4	14.5	15.2	13.8	12.8	14.2	9.5	
上司・同僚との連絡・意思疎通を適切に行えるような制度・仕組み	28	23.9	19.7	26.9	21.3	21	25.2	19.6	18.6	
押印の廃止や決済手続きのデジタル化	29.8	29.7	22.6	24.4	19.9	23.7	23.6	18.6	16.8	
家事・育児負担を軽減する制度や仕組み、家族の協力	10.7	6.8	7.2	9.5	8.5	7.1	9.2	4.4	8.2	
仕事のオン・オフを切り分けしやすい制度や仕組み	27.7	25.2	23.6	27.7	23.2	24.6	25.6	23.5	21.8	
オーバーワーク(働きすぎ)を回避する制度や仕組み	13	17.6	13	19	14.7	14.7	15.6	14.2	15	

n=346 n=222 n=208 n=208 n=242 n=211 n=224 n=250 n=204 n=220

Q.労務管理上の課題

項目	複数回答					
	2020.7.6-7	2020.10.5-7	2021.1.12-13	2021.4.12-13	2021.7.5-6	2022.4.11-12
仕事の成果が適切に評価されるかどうか不安	27.9	32.7	36.8	28.9	31.3	26
オフィスで勤務する者との評価の公平性	27.9	27.4	28.9	23.7	21.9	24
業務報告がわからない	27.5	21.2	26.9	23.2	25.4	24
仕事振り(プロセス)が適切に評価されるかどうか不安	19.4	29.3	29.3	28.4	24.1	23.6
孤独感や疎外感	15.8	14.4	19.8	21.3	20.5	16.4
上司・先輩から十分な指導を受けられない	14.9	21.6	21.9	19	18.3	18
健康維持や勤務中の事故が心配	14	9.1	13.2	12.8	10.7	8.8
勤務時間管理が働き方にそぐわない	13.5	13	18.6	11.4	14.7	11.6

調査対象者:20歳以上の日本の雇用者(就業者から自営業者、家族従業者等を除く)1,100名

□ コロナ禍

□ 現在

バーンズ総合研究所

Qテレワーク業務時の不安

項目	調査期間			複数回答
	2020.4	2020.5	2020.11	
非対面のやりとりは相手の気持ちがわかりにくく不安	39.2	32.2	34.2	n=500 n=1332
上司から公平・公正に評価してもらえないか不安	26.7	31.4	27.1	
上司や同僚から仕事をさぼっていると思われていないか不安	34.8	30.2	24.8	
相談しにくいと思われていないか不安	26.4	21	22.5	
出社する回数の業務負担が増えているか不安	30.4	25.6	22.4	
出社する回数の同僚が不公平感を感じていないか不安	27.8	24	22.1	
仕事を頼みにくいと思われていないか不安	24.5	22	20.2	
仕事の進捗や昇格に影響が出ないか不安	22.7	21.2	20	
成長できるような仕事を割り振ってもらえないか不安	19	20.4	20	
社内異動の希望が通りにくくならないか不安	21.2	23.4	19.4	
	17.2	19.2	18.4	

Qテレワークでの困りごと

項目	調査期間			複数回答
	2020.4	2020.5	2020.11	
運動不足を感じる	78.8	69.4	60.5	n=500 n=1332
テレワークでできない仕事がある	64.8	55.6	46.8	
仕事に適した机や椅子がない	51.3	47.4	42.1	
プリンターなどの必要機器がない	50.9	47.8	41.4	
腰痛・肩こりが悪化した	37.7	39	37.2	
他のメンバーに仕事を頼みにくい	33.7	31.4	32.5	
仕事に集中できない	47.3	38.8	30.9	
業務上の指示ややりとりで支障がある	40.3	29.8	29.9	
会話が減ってさびしさを感ずる	39.9	29	29.8	
チームに一体感が感じられない	26.7	28.8	28.4	
自宅に仕事をするスペースを確保できない	31.5	27	27.3	
自宅のインターネット環境が不安定	31.5	28.8	26.2	
労働時間が長くなりがちだ	21.2	23.2	25.5	
成果を出すことへのプレッシャーがある	23.8	25.6	24.9	
遠隔会議のシステムが使いにくい	35.2	29.4	24.4	
情報漏えいのリスクが心配	33.7	24.6	23.8	
インターネットの通信費が負担	24.2	24.8	22.4	
電源の確保が難しい	17.9	15.6	14.7	

調査対象者：全国の就業者20～59歳男女、勤務先従業員人数10人以上

コロナ禍
 現在

東京商工会議所

Q.テレワーク実施の課題

項目	調査期間										複数回答
	2020.5.29-6.5	2020.9.28-10.12	2021.1.29-2.8	2021.5.17-27	2021.8.10-24	2021.11.1-15	2022.2.14-24	2022.5.16-26			
PCや通信環境の整備状況※	56.7	57.9	58.4	55.1	56.2	53.4	62.6	52.1			
社内のコミュニケーション	55.5	63.1	63.1	55.9	58.1	52.4	62.1	53.6			
労務管理・マネジメント	54.7	51.6	51.6	42.5	35.7	38.6	44.5	39.2			
情報セキュリティ体制整備	50.9	60.1	60.1	56.7	59.7	55.6	60.2	56.2			
	n=732	n=556	n=944	n=254	n=258	n=189	n=211				

※2020/5-6月調査では「ネットワーク環境の整備」として記載

- 【2020.5.29】調査対象：東京商工会議所会員企業12,555社
- 【2020.9.28】調査対象：東京商工会議所会員企業13,580社
- 【2021.1.29】調査対象：東京23区の中小企業14,141社を対象に1,440社が回答
- 【2021.5.17】調査対象：東京23区の中小企業2,090社を対象に662社が回答
- 【2021.8.10】調査対象：東京23区の中小企業2,162社を対象に646社が回答
- 【2021.11.1】調査対象：東京23区の中小企業2,062社を対象に605社が回答
- 【2022.2.14】調査対象：東京23区の中小企業2,141社を対象に558社が回答

□ コロナ禍
□ 現在

東京都産業労働局

Q.在宅でのテレワークのデメリット

項目	調査期間					複数回答
	2018.7	2019.7	2020.7	2020.12	2021.11	
勤務時間とそれ以外の時間の管理	37.3	26.7	33.8	29.3	34.8	
社内のコミュニケーションに支障がある	34.8	35.8	53.6	58.1	53.7	
長時間労働になりやすい	23.2	21.9	18.2	16.6	20.8	
情報漏洩が心配	19.1	16.3	22	19.4	17.2	
周囲の社員に迷惑がある	16.3	20.2	24.5	22.8	24.3	
業務効率の低下	15.4	10.8	32.4	29.2	30.4	
社内の評価に不安がある	14.1	13.9	12.6	12.4	14.4	
顧客等外部対応に支障がある	13.8	12.1	21.8	19.6	15.1	
昇給、昇任に不安がある	6.6	6.5	6.1	5.8	5.5	
自宅に仕事に専念できる部屋・スペースなどがない			33.6	30.6	30.4	
デメリットを感じていない	20.9	20	8.9	10.2	8.9	
	n=319	n=461	n=2198	n=1986	n=2391	

調査対象：東京都内に所在する常用雇用者規模30人以上の企業に勤務する従業員のうち、2名を対象とし、調査規模は20000人(10000社×2人)

□ コロナ禍
□ 現在

福島第一発電所事故後の原子力発電に対する 海外世論の動向 (5)

Trends in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States and Europe after the Fukushima Daiichi Power Plant Accident (5)

大磯 眞一 (Shinichi Oiso) *1

要約 福島第一原子力発電所事故後11年における米欧の原子力発電に関する既存の世論調査結果について調査し、海外での原子力発電に対する世論動向を分析した。米国においては、人々の原子力発電に対する支持は高いとする調査がある一方、賛否は拮抗しているとする調査結果もある。一方、欧州における世論調査結果については、英国、フランス、チェコにおいて支持が不支持を上回っている。

キーワード 福島第一原子力発電所事故, 米欧, 原子力発電, 世論, 動向

Abstract The author surveyed the results of American, European and Asian opinion research about nuclear power generation around eleven years after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident and analyzed current public opinion trends toward nuclear power generation in the United States and Europe. It was found that the percentage of Americans who had a positive attitude towards nuclear power generation was high, however, the other survey shows the percentage of Americans who had a positive attitude became equal to that of negative attitude. Among people in the UK, France and Czech, it was found that the positive attitude towards nuclear power plants has continued to be held.

Keywords Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, the United States and Europe, nuclear power generation, public opinion, trend

1. はじめに

福島第一発電所の事故(2011年3月11日)後の米欧における原子力世論の動向について、2019年10月発行のINSS Journal vol.26に「福島第一発電所事故後の原子力発電に対する海外世論の動向(4)」(資料)として掲載した。本稿は、その後に公表されたデータに基づき、続編として作成したものである。

2. 目的

本調査の目的は、第1に、米欧における原子力に関する既存の世論調査結果の分析を通して、福島第一発電所事故後の海外における原子力に対する

意識の変化を明らかにすることである。第2に、世論調査の結果を時系列的に分析し、変化内容とともにその背景を知ることである。

3. 方法および結果

3.1 米国における原子力発電に対する世論 (Bisconti ResearchおよびGallupの世論調査)

米国原子力エネルギー協会(NEI)では、1983年から原子力に対する世論調査を実施してきた。いずれも回答者数約1,000名(成人男女)で、全米における電話調査となっていた。なお、2016年まで、NEIからの委託でBisconti Research, Inc.(以下、

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

Bisconti Researchと略) が調査を行いNEIがデータを公表していたが、2017年からはNEI調査としては公表されなくなり、Bisconti Researchがデータを公表している。図1にBisconti Research調査による「米国における原子力利用への賛否の推移」を示している。

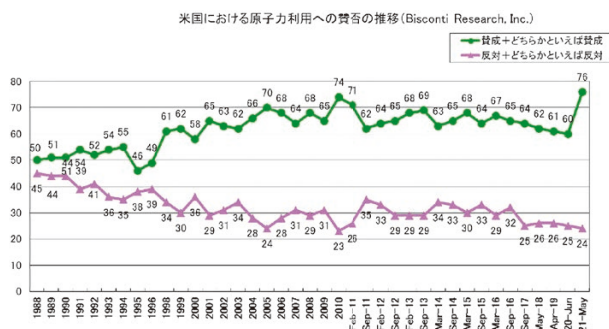


図1 Bisconti Research 調査

質問内容は次のとおりである。

Question: Overall, do you strongly favor, somewhat favor, somewhat oppose, or strongly oppose the use of nuclear energy as one of the ways to provide electricity in the United States?

(全体的にみて、あなたは米国で電力を供給する方法の一つとして、原子力を利用することに賛成、どちらかといえば賛成、どちらかといえば反対、反対のいずれですか?)

その結果、福島第一発電所事故前の2011年2月には71%だった原子力利用への賛成率(賛成+どちらかといえば賛成)は、事故後の2011年9月には62%まで下がった。その後、2021年5月の調査では76%となっている。一方、反対率(反対+どちらかといえば反対)は、事故後の2011年9月には35%まで上がった。その後、2021年5月の調査では24%となっている。なお、2021年5月の調査では、賛成、反対合わせて100%となるように、無回答者は母数から除いている。

また、Bisconti Research調査ならびに、あとで述べるGallup調査については、調査方法は電話調査となっている。

一方、Gallup調査では、図2に示す通り2022年に米国での原子力発電への賛成が51%となっており、Bisconti Research調査と結果が異なる。この理由については「4. 考察」で検討する。

Gallup調査では、2022年に米国での原子力発電への賛成が51%と過半数となり、2019年の賛否拮抗時の49%から賛成が2ポイント増加

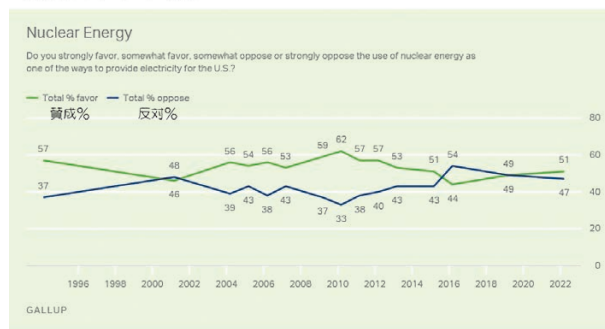


図2 Gallup 調査

Gallup調査の質問内容は次のとおりである。Question: Overall, do you strongly favor, somewhat favor, somewhat oppose or strongly oppose the use of nuclear energy as one of the ways to provide electricity for the U.S.? (全体的にみて、あなたは米国の電力を供給する方法の一つとして、原子力を利用することに賛成、どちらかといえば賛成、どちらかといえば反対、反対のいずれですか。)

3.2 英国における原子力発電に対する世論 (BEISの世論調査)

BEISは英国ビジネス・エネルギー・産業戦略省 (Department for Business, Energy & Industrial Strategy) の略称である。福島第一原子力発電所事故後、たびたび調査を実施している。いずれも全英における対面調査で、回答者は成人男女、回答者数は各回2,000名程度となっている。

図3にBEIS調査による「英国における原子力発電への支持の推移」を示している。

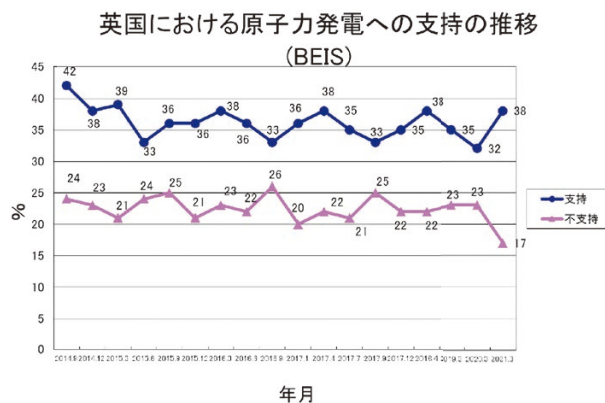


図3 BEIS 調査

質問内容は次のとおりである。Question: From what you know, or have heard about using nuclear energy for generating electricity in the UK, do you support or oppose its use?

(あなたは、英国における発電に原子力を利用することについて、あなたが知っていることや聞いたことを踏まえると、その利用を支持しますか、支持しませんか?)

選択肢: Strongly support (強く支持) Support (支持) Oppose (不支持) Strongly oppose (強く反対) Neither support nor oppose (支持と不支持のどちらでもない) Don't know/no opinion (わからない/意見なし)

その結果、2014年9月には42%だった支持率(強く支持+支持)が、2021年3月に38%となっている。不支持率(強く反対+不支持)は、2021年3月に17%となっている。中立は34%である。この調査では「どちらともいえない(中立)」「わからない/意見なし」という選択肢があるので、支持、不支持を合わせても100%を大幅に下回る。

3.3 フランスの原子力世論推移

仏コンサルティング会社BVAが、オラノ社の依頼でインターネット調査を実施(2021.5.3-6 N=1,500(18歳以上成人))した。それによると、図4に示す通り、2021年時点でフランス人の53%は「原子力発電はエネルギーの自立に必要不可欠」と回答した(2019年は46%)。また、2021年に64%が「フランスの将来のエネルギーミックスは原子力と再生可能エネルギーで構成される」と回答した(2019年は54%)。

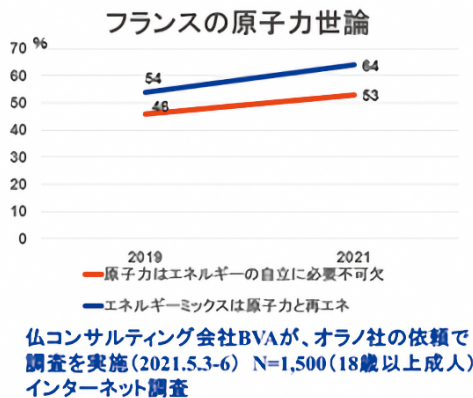


図4 BVA調査

3.4 チェコの世論調査結果

チェコについては、Public Opinion Research Centre, Institute of Sociology, Czech Academy of Science (チェコ科学アカデミー社会学研究所世論調査センター)の2012年以降の調査結果が公表されている。2020年6月の調査結果では、原子力発電を増やすべきが31%、現状維持が37%、減らすべきが21%となっている(図5)。

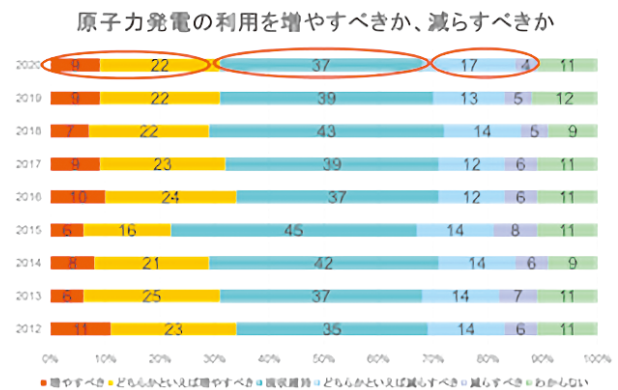


図5 Czech Academy of Science 調査

3.5 YouGovの欧米各国世論調査結果

YouGov(英国の調査会社)は、2021年11月に、「原子力発電は大きな役割を果たすべき」、「ある程度役割を果たすべき」、「使うべきではない」の3択で、欧米各国において世論調査を実施した(図6)。欧米8か国(フランス、スペイン、スウェーデン、英国、米国、ドイツ、イタリア、デンマーク)の世論調査結果が公表されている。8か国のうち、「原子力発電は大きな役割を果たすべき」と、「ある程度役割を果たすべき」を合わせて、「役割を果たすべき」を合わせて、「役割を果たすべき」

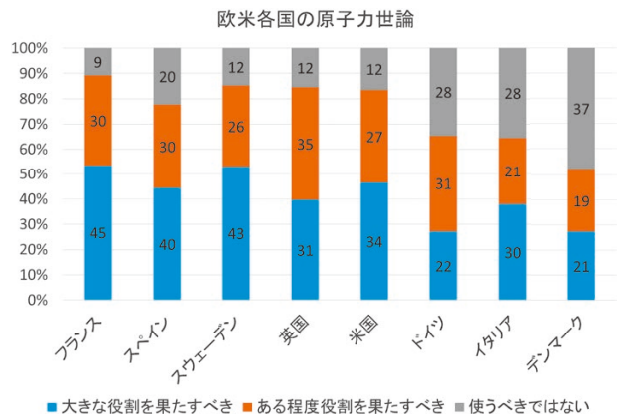


図6 YouGov調査

すべき」とする人の比率が最も高いのはフランスの75%となっている。また、スペイン、スウェーデン、英国、米国は60%を超えている。一方、ドイツ、イタリアは50%台、デンマークは40%と半数以下となっている。なお、無回答者およびわからないとする人が相当数いるので、回答の合計が100%にはなっていない。

4. 考察

4.1 米国の世論

Bisconti Research調査による2021年の原子力発電への賛成比率は、前年より大幅上昇し76%となっている。Bisconti Researchによると、気候変動対策やエネルギーへの関心の高まりなどで支持が増加していると考えられる。一方、Gallup調査では、2022年に原子力への賛成が51%となっている。2019年実施時の49%よりは2ポイント上昇しているが、Bisconti Research調査の結果に比べると大幅に低い数値になっている。両調査で結果が大きく異なる点については、両調査とも中立という選択肢を設けていないので、中立層が他の設問に影響を受けやすいことが考えられる。Bisconti Researchは原子力発電に関する設問の中で賛否を聞いている一方、Gallupは環境問題に関する設問の中で賛否を聞いており、質問のコンテキストが異なっている。

4.2 英国の世論

英国政府は気候変動への対策として原子力発電を重視していること（海外電力調査会、2019）などから、原子力発電に対する世論は、支持が不支持を上回って推移している。なお、どちらともいえないという層も34%を占める。英国における洋上風力などのコストが低下し、原子力発電新設の相対的コストの高さが問題視されるようになったこと（服部、2022）などが、支持の伸びを抑えていると考えられる。

4.3 フランスの原子力世論推移

フランスで2019年から2021年にかけて原子力発電の支持率が上がっていることについては、原子力発電の発電比率は変わっていないので、気候変動対

策（ゼロエミッション）の進展が理由として考えられる。2022年度に入りエネルギー資源価格が高騰しており、比較的成本の安定している原子力発電への期待はさらに高まっているものと筆者は推測している。

4.4 チェコの世界論調査結果

チェコにおいては、9年間を通じて、現状維持を支持する人が最も多く、次いで増やすべきとする人が多くなっている。同国では計6基のロシア型加圧水型原子炉（VVER）が稼働している。チェコの電力生産の約35%を原子力発電でまかなっていることなどが評価されている可能性がある。

4.5 YouGovの欧米各国世論調査結果

フランス、スペイン、スウェーデン、英国、米国では、原子力発電が重要電源としての役割を果たしており、その実績が評価されているものと思われる。一方、ドイツは2022年に原子力発電を廃止としているものの、53%と一定の支持は得ている。イタリア、デンマークについては原子力発電が行われておらず、とくにデンマークは風力発電など再生可能エネルギーに注力していることが、原子力発電への支持を少なくしている要因であろう。とはいえ、デンマークでさえ、40%と原子力発電への一定の支持はある。欧州においては、域内の他国からの電力購入がさかんであり、一国では偏ったエネルギー構成となっても、欧州全体で見ると比較的バランスの取れたエネルギーミックスとなっており、日本などとは違うところである。そのため、原子力世論についても、欧州全体で見ると大きな、あるいは一定程度の役割を果たすべきとする人が多い。

5. おわりに

本調査では、福島第一原子力発電所事故から11年というタイミングで、再び海外の世論調査に的を絞って情報収集を行った。それにより、限られた国についてはあるが、同発電所事故後の海外における原子力に対する意識の変化の一部を明らかにしようとした。

引用文献

- (1) Public Opinion and Communications about Nuclear Energy Lessons from Nearly 40 Years of Research May 2021 National Public Opinion Survey: Support for Nuclear Energy Groups with Climate Change Concerns.
<https://www.bisconti.com/>
 (2022年5月9日アクセス)
- (2) IN DEPTH: TOPICS A TO Z Energy
<https://news.gallup.com/poll/2167/energy.aspx>
 (2022年5月10日アクセス)
- (3) Official Statistics BEIS Public Attitudes Tracker: Wave 33
<https://www.gov.uk/government/statistics/beis-public-attitudes-tracker-wave-33>
 (2022年5月13日アクセス)
- (4) Survey shows growing public support for nuclear in France 21 October 2021
<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Survey-shows-growing-public-support-for-nuclear-in>
 (2022年5月10日アクセス)
- (5) Czech Public Opinion on Nuclear Energy – June 2020
<https://cvvm.soc.cas.cz/en/press-releases/other/ecology/5332-czech-public-opinion-on-nuclear-energy-june-2020>
 (2022年5月11日アクセス)
- (6) In key European Countries people want nuclear power to be a part of their energy mix, even in Germany where it is being phased out and in Italy which has already done so.
 YouGov 2021.12.13
<https://yougov.co.uk/topics/international/articles-reports/2021/12/13/what-do-europeans-and-americans-think-about-nuclear>
 (2022年5月12日アクセス)
- (7) [EU] 欧州7カ国の世論調査, 低炭素化実現
 にドイツで53%が原子力利用を肯定
 2021年12月28日 電気事業連合会
https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_topics/1260653_4115.html
 (2022年5月12日アクセス)
- (8) 服部徹 (2022) 「英国における新設原子力発電所の資金調達手法「規制資産ベース (RAB) モデル」の導入をめぐる議論」電力経済研究 NO.68 pp31.

学校現場におけるエネルギー環境教育の実践に関する アンケート調査の結果

Results of the questionnaire survey on practice of energy and environmental education
at school sites

西野 加奈江 (Kanae Nishino)*¹ 大磯 眞一 (Shinichi Oiso)*¹
中川 幸二 (Koji Nakagawa)*¹ 高木 利恵子 (Rieko Takaki)*¹

要約 社会システム研究所 社会意識・エネルギー問題研究プロジェクトでは、エネルギー環境教育の普及促進に取り組んでいる。2021年8月から9月、第2回目となる「学校現場におけるエネルギー環境教育の実践および認知度に関するアンケート」調査を行った。その結果、学校現場においては、エネルギー環境教育の重要性は十分に理解され、その関心は高まってきているものの、繁忙感によりその取り組みは難しいこと、また、昨今、教員の働き方改革が進み、教員自身の負担となるような支援も望まれていないことが分かった。2019年12月に文部科学省が発表した「GIGAスクール構想」により、教育現場でのICT活用が急速に進んでいる。エネルギー環境教育に関してオンラインで期待する支援として「短い時間の動画コンテンツ」が最も多い。今後のエネルギー環境教育の普及促進をさらに進めるためには、教員が負担に思わないような、取り組みやすい教材を提供することがあると考えられる。

キーワード エネルギー環境教育, アンケート調査, GIGAスクール構想

Abstract The Social Awareness and Energy Issues Research Project of the Institute of Social System is working to promote the spread of energy and environmental education. The second survey, the “Questionnaire on the Practice and Awareness of Energy and Environmental Education in Schools” was conducted from August to September 2021. As a result, it was found that although the importance of energy and environmental education is well understood and interest in it is increasing in schools, it is difficult to implement it into class times due to a sense of busyness. The use of ICT (Information and Communication Technology) in educational settings is rapidly advancing, thanks to the GIGA School Concept announced by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology in December 2019. “Short video content” is the most promising form of online support for energy and environmental education. In order to further promote the spread of energy and environmental education in the future, it is necessary to find an easy way to provide teaching materials that teachers do not feel burdened by.

Keywords energy and environmental education, questionnaire,
GIGA (Global and Innovation Gateway for All) School Concept

1. はじめに

我が国が抱えているエネルギー問題は重要な課題であり、2019年のエネルギー自給率は12.1%で、これはOECD36カ国中35位という低い水準である。

次世代を担う子どもたちに、このようなエネルギー問題を適切に理解し、自分事として考え、行動、選択ができるようになるための資質・能力を育む

ことを目的に、社会システム研究所 社会意識・エネルギー問題研究プロジェクトが事務局を務める「エネルギー環境教育関西ワークショップ研究会（以下、関西WS）」にて、エネルギー環境教育の取り組みを進めているところである。

関西WSの代表は、京都教育大学 教育学部 山下宏文教授が務めており、当プロジェクトは、関西WSと共同で2017年度に、学校現場でのエネルギー

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

環境教育の認知度および実践状況を測定するため、近畿および福井県の学校を対象に第1回調査を行った。今回、その後の動向を測定するため、第2回目となる調査を行ったので、結果を報告する。

2. 方法

調査地域は、近畿2府4県および福井県で、調査対象は、第1回（2017年度）実施の同一の小学校、中学校、高等学校および高等専門学校2,002校を対象とした。これは、第1回調査と同一学校群の動向を調査し、そのエリアでエネルギー環境教育の実践度等がどのように変化しているかを比較調査するためである。なお、前回調査以降、学校の統廃合により統合先の学校に変更するなどの調整を行い、調査票の送付数は1,982校となっている。

調査期間は2021年8月23日から9月30日で、各学校の校長および環境教育担当教員宛てに調査票を送付した。

また、今回、調査の回答方法として、回収率の向上のため、用紙記入のほか、Web回答方式も取り入れた。

3. 調査結果

調査結果の回収数は、353通（うち紙面回答197通、Web回答156通）で、回収率は17.8%（2017年度22.0%）となった。

質問内容については、2017年度以降の動向を調査するため基本的には同一であるが、一部の質問については、より具体的な回答を引き出すことを目的に、選択肢を増やすなど一部変更している。それにより、値の単純比較ができない項目があることを付記する。

3.1 エネルギー環境教育についての認識

調査では、最初に「貴校は、エネルギー環境教育についてどのように認識しているか」を聞いた。その結果、「重要であり関心がある」と答えた学校が75.9%（2017年度73.2%）、「重要と思うが関心がない」20.7%（2017年度24.5%）、「重要と思わないが関心はある」2.5%（2017年度1.1%）「重要と思わないし関心もない」0.8%（2017年度0.9%）となった。（図1）

「重要であり関心がある」と答えた学校が2017年

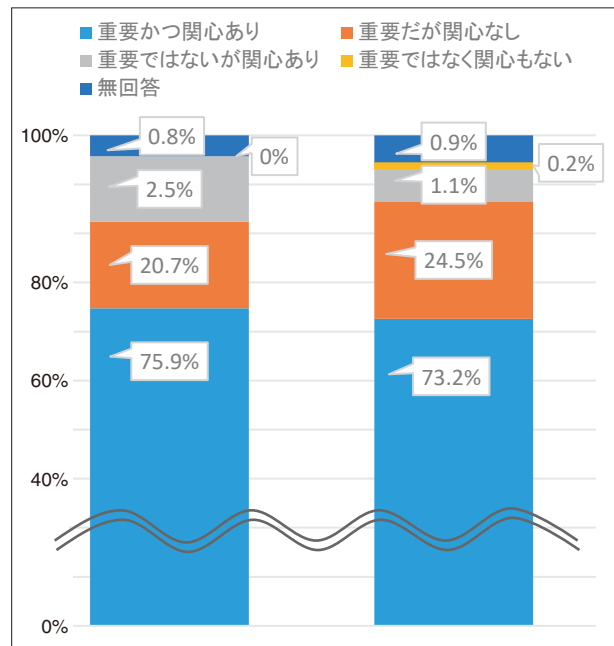


図1 エネルギー環境教育の重要・関心度（校種全体）

度より2.7%増加している。

「重要である」「重要と思う」という括りで見ると96.6%で、2017年度からは1.1%下がっているが、「関心がある」という括りでは78.4%となり、2017年度から4.1%増えている。

教育現場において、エネルギー環境教育の重要性は認識されており、関心は高まっていると考えられる。

3.2 エネルギー環境教育の実践状況

次に、「貴校では、エネルギー環境教育を実践しているか」を聞いたところ、「実践している」が51.3%で、2017年度の41.5%から9.9%増え過半数となっていた（図2）。

また、小学校・中学校・高等学校（高等専門学校を含む）の校種別に見ると、上の学校にいくほど実践度が増えている（図3）。この背景には、学習指導要領の改訂による「主体的・対話的で深い学び」の実現のために、自分事として考え、解決していく教育が重視されてきていることも要因としてあると思われる。

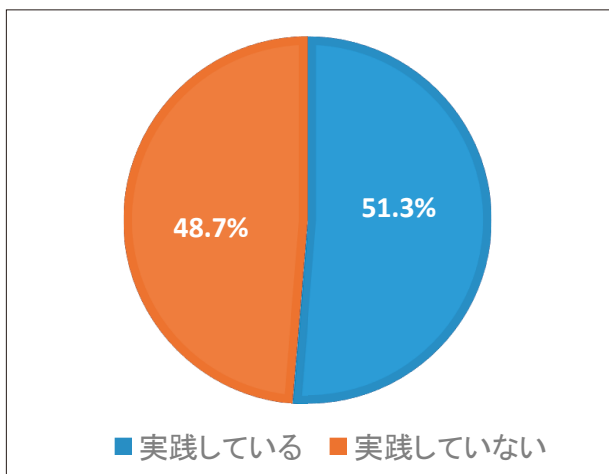


図2 エネルギー環境教育の実践度（校種全体）

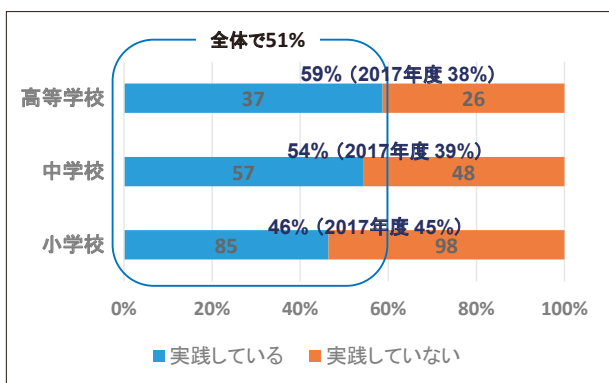


図3 エネルギー環境教育の実践度（校種別）

であった。「担当教員に任せ、校内での情報共有はしていない」が32%、「教科横断的な取り組みをしている」は19%、「学校大で取り組んでいる」が6%であった。エネルギー環境教育は、教科横断的な取り組みが有効であるが、上の学校にいくほどその比率は下がっており、教科担任制となる学校での教員同士の協力は容易ではないことがうかがえる。

また、実践している学校に対して、「どの教科でエネルギー環境教育に取り組んでいるか」を複数回答で尋ねた（図5）。校種全体で見ると、「理科」、「社会科」、「総合的な学習の時間」で取り組んでいる学校が多い。校種別に見ると、「社会科」での取り組みが多いのは小学校（69%）で、「理科」は、中学校（81%）および高等学校（62%）で多い。中学校では、技術・家庭科（技術）の教科があるため、技術科でも取り組まれているのが特徴である（54%）。

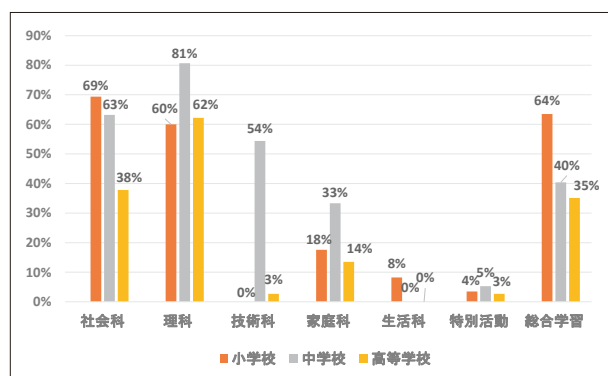


図5 どの教科で取り組んでいるか

3.2.1 実践している学校での状況

エネルギー環境教育を実践している学校に対し、「エネルギー環境教育の実践をどのようにしているか」を複数回答で聞いた（図4）。「教科毎に取り組んでいる」という回答が最も多く、校種全体で55%

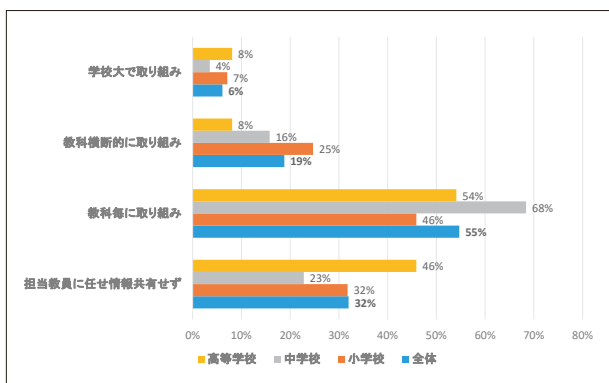


図4 エネルギー環境教育の取り組み方法

さらに、実践している学校に対し、「エネルギー環境教育の実践にあたり、どのような教材等を活用されているか」を複数回答で聞いたところ（図6）、「特に追加教材は使用していない」が最も多く、全体の49%であった。「外部作成の副教材や資料」を

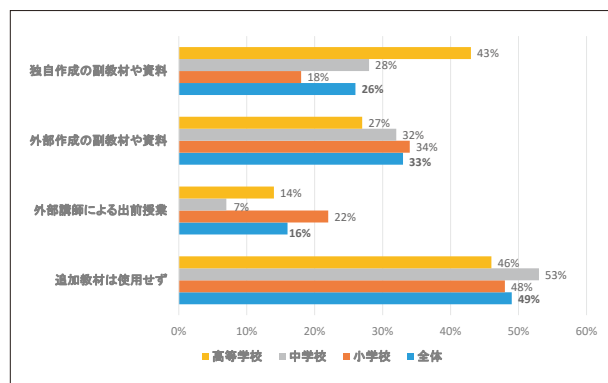


図6 どのような教材を活用しているか

活用している学校が33%,「外部講師による出前授業」16%と、「外部の支援」を活用する学校はあまり多くない。

一方、「独自作成の副教材や資料」と答える学校も26%あり、高等学校では43%であった。外部の資料としては、小学校・中学校向けの教材は多くあるが、高等学校向けとされている教材はあまり見かけることがなく、そういった状況も影響しているのではないかと。

府県別に比較した場合、福井県での実践率が66.7%と高く、奈良県23.5%及び滋賀県38.9%で低い結果となった(図7)。回収率が低いため断定ができないが、福井県では、電力会社やエネルギー関係機関が多くあるので、エネルギーに関する授業を行う際に協力が得られやすく、他府県に比べて実践しやすい状況であると思われる。

奈良県及び滋賀県では、「重要である」と認識しているものの、「関心がない」が3割程度と、他府県に比べて高くなった。

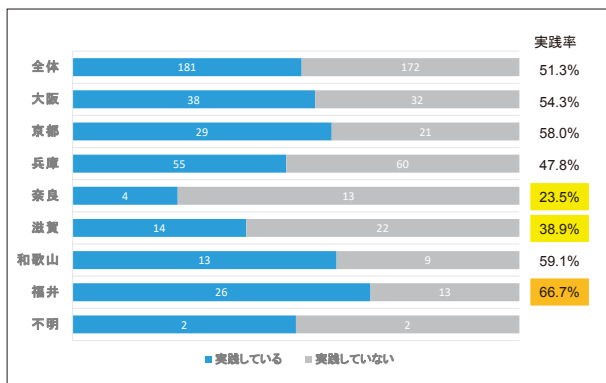


図7 府県別実践校数と実践率

3.2.2 実践していない学校の状況

次に、エネルギー環境教育を実践していない学校に対し、「実践をしていない理由」を複数回答で聞いた(図8)。最も多かった理由は、「時間的な余裕がない」67%(2017年度78%)で、特に高等学校では96%と高い値となっている。次いで、「実践の方法がわからない」が42%(2017年度26%)であった。

「時間的な余裕がない」ことは前回調査と変わらないが、「実践方法がわからない」との教員自身の技能に関する項目で値が大きくなってきており、エネルギー環境教育に対する関心はあるが、その実践

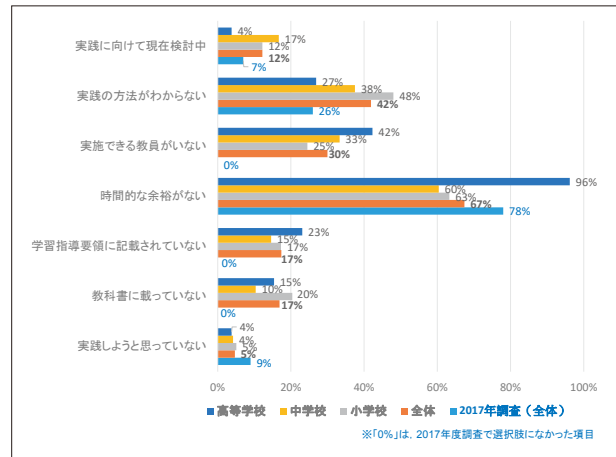


図8 エネルギー環境教育を実践していない理由

方法がわからず戸惑っている教員が一定数いることがうかがえる。

「学習指導要領に記載されていない」「教科書に載っていない」という理由も17%あり、学習指導要領などに確実に明記される必要性もある。

一方で「実践に向けて現在検討中」という学校も12%(2017年度7%)あった。

3.3 エネルギー環境教育を行う場合の課題や障害

「エネルギー環境教育を行う場合に、課題あるいは障害となるもの」を複数回答で聞いた(図9)。最も多かったのは「実践する時間」で、校種全体で64%(2017年度70%)、次いで「指導方法・ノウハウ」

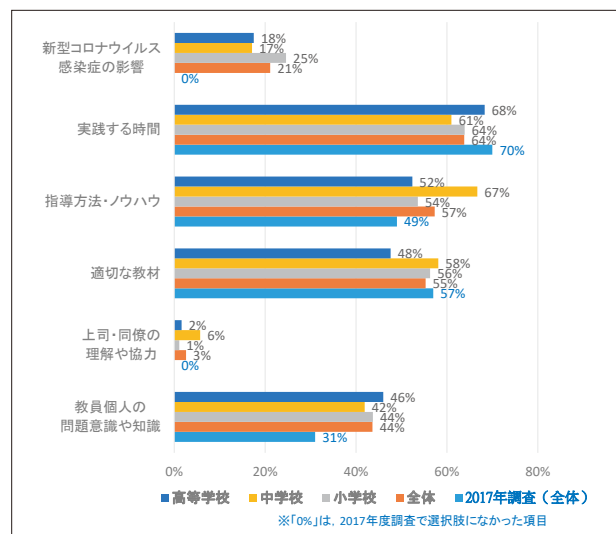


図9 エネルギー環境教育を行う上での課題等

が57% (2017年度49%), 「適切な教材」55% (2017年度57%) といずれも半数を超えていた。

「教員個人の問題意識や知識」も44% (2017年度31%) で、前回調査よりも数値が大きくなっている。前項でも記載したように、教員自身の技能面等を課題と考える教員が多くなっているのではないか。

3.4 外部団体からの支援

「エネルギー環境教育を行う場合に、外部団体からの支援が必要か」を聞いた。「必要」と答えた学校は全体で66%, 特に小学校では75%と高くなった一方、高等学校では、「必要」51%, 「必要でない」49%と、期待度は約半々であった。

「支援が必要」と答えた学校に対し、「エネルギー環境教育の実践の際に、外部からの支援を得られるとすればどのような団体に期待するか」を尋ねた(図10)。「エネルギー関連企業」74% (2017年度48%), 「エネルギー関連団体」71% (2017年度59%) と、全体で7割を超えている。

前回の本項目の同調査では、全学校に対し質問を行っているため、今回の結果と単純比較はできないが、前回の結果と比べると、ニーズが高まっていることは明らかと思われる。

「大学・研究機関等」は54% (2017年度54%), 「国・自治体」は37% (2017年40%) と、前回と大きな変化はなかった。

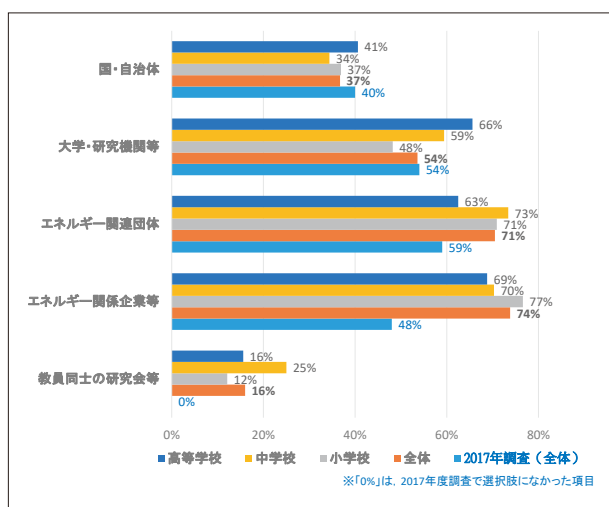


図10 外部の支援先で期待する企業・組織等

また、前回調査では選択肢のなかった「教員同士の研究会等」の支援は16%で、教員への負荷となるような支援にはあまり期待がされていない。これは、昨今の教員の働き方改革による影響もあると考えられる。

さらに、「外部団体からの支援として、どのような内容を期待するか」を、「日本をとりまくエネルギー情勢・問題」「エネルギー関連の理科の実験」「発電の仕組み・電気の道り・ガス供給の仕組み等」「原子力・放射性廃棄物処分」「放射線」の項目でたずねたところ(図11), 全ての項目で「出前授業の実施」への期待が大きく、その値は59%~77%となった。

次いで、「教材の提供」では、49%~61%となり、「授業案・実践事例の共有化」は、39%~45%と、授業を行う際に直接活用できるような支援内容が比較的高くなった。

「教員向けの研修・セミナー」「企業等での体験学習の機会」の項目では、全て20%台となっている。

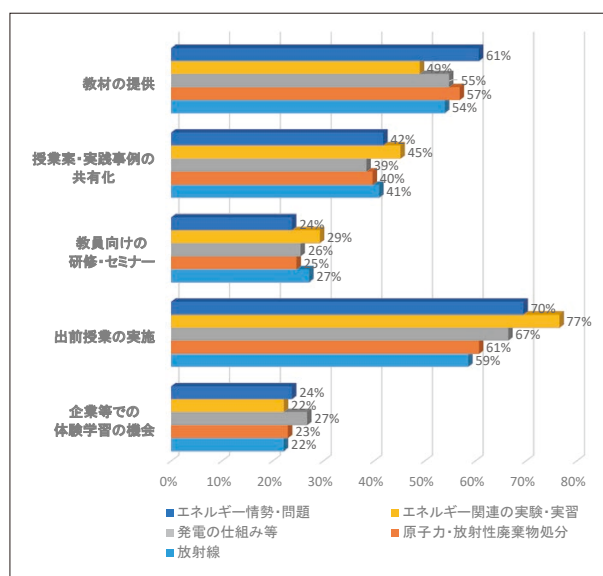


図11 外部の支援で期待する内容

3.5 オンラインでの支援

学校現場において、新型コロナウイルス感染症(以下、新型コロナ)の広がり以降、GIGAスクール構想^{*2}の取り組みが急速に広まったことを受け、今回の調査では、エネルギー環境教育を行う場合に

*2 2019年12月に文部科学省が発表した教育改革案。「Global and Innovation Gateway for All」の略で、児童・生徒1人1台の学習用端末の配付やネットワーク環境の整備を行い、個別に最適化された教育の実現を目指す。

「オンラインで受けられる支援」として、どのようなものを期待するか複数回答で聞いた(図12)。「10～15分の映像コンテンツ」という回答が、小学校77%、中学校82%、高等学校87%、校種全体で80%と高くなった。これは、新型コロナウイルスの影響によりオンライン授業が急速に広がったことや、GIGAスクール構想が大きく影響していると考えられる。自由記述の中には「2～5分程度の動画」と記載されているものもあり、より短い時間のものが望まれていると思われる。

次いで高かったのが「パワーポイント等の電子教材」で、小学校51%、中学校58%、高等学校61%、校種全体で55%となった。

「タブレットで使うアプリケーション」は、校種全体では49%であるが、高校では33%とそれほど高くない。また、「出前授業」については、小学校56%、中学校46%、高等学校24%と、上の学校に行くほど期待値が小さくなっている。これは、オンライン出前授業の準備が大変、もしくは、まだそれほど実績がないため、イメージがでなかった可能性もある。

「オンライン授業の実践事例」は校種全体では24%であったが、高等学校では32%と、小学校や中学校よりやや高くなった。

なお、「オンライン授業に関する教員セミナー」といった時間を取って参加するような支援への期待は、低い値となっている。

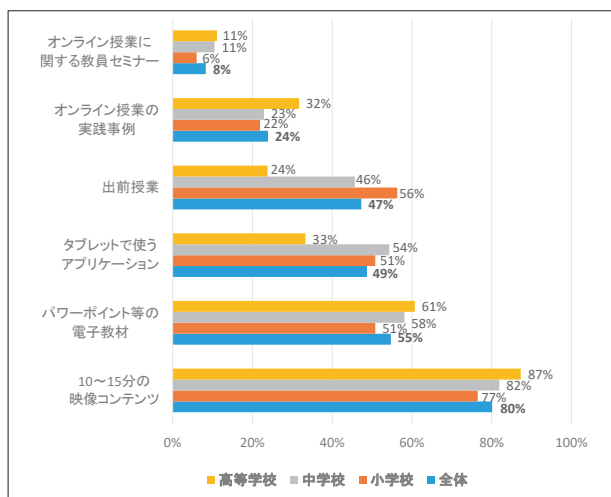


図12 オンラインで受ける支援で期待するもの

3.6 エネルギー教育関連事業の認知度

経済産業省資源エネルギー庁が行っているエネルギー教育事業についても質問を行った。

「かべ新聞コンテスト(小学校対象)を知っているか、また応募したことがあるか」では「知っている」が21.2%(2017年度24.5%)で、このうち応募したことのある学校は5.2%(2017年度3.7%)と、まだまだ事業の認知度は低く、実際の応募状況となるとさらに低いものとなっている。

また、同庁が発刊している副教材「かがやけ!みんなのエネルギー(小学校)」「わたしたちのくらしとエネルギー(中学校)」については、「知らない」58.4%「知っているが、使ったことはない」26.9%、「使ったことがある」6.8%、「使ってみよう」3.4%であった。

国でもエネルギー教育の取り組みが推進・支援されているが、その認知度は2017年度に続き、高いことがわかる。

4. 考察

学校現場において、エネルギー環境教育の重要性については十分に認識されており、関心も高まっていると考える。この背景には、昨今、SDGsの取り組みが盛んになってきており、その流れが学校現場にも広がってきていることが大きい。

また、平成29年(高等学校は平成30年)告示の学習指導要領で示されている「主体的・対話的で深い学び」の資質・能力を育成する上で、課題解決を中心とした学習が求められているが、その中で、現在の社会情勢でも重要になっているエネルギー問題が、最適なものひとつになっているのではないかと。

今回の調査結果を見ると、特に高等学校においてエネルギー環境教育の実践率が上がってきている。これは、より現実的に即した課題についても探究することが可能な年齢となり、「エネルギー問題」という課題を、より自分事として考えを深めることができるため着目されつつあるのではないかと考える。

府県別での実践状況の差については、実践率が低い奈良県、滋賀県では、水力や太陽光といった自然エネルギーを活用する発電所はあるが、火力や原子力発電所といった一次エネルギー源を供給して発電する発電所がないことが、関心の低さにつながっているのではないかと。また、滋賀県では、琵琶湖など

に関わる環境教育は盛んであるものの、エネルギー教育は別物と捉えられている可能性がある。

学校現場での取り組みへの課題として、自由記述で「大切な学習内容であることは理解できているが、授業時間数の確保と子どもたちへの興味づけが必要」「教育課程の位置づけ」「教科書にあれば教えられる（時間が確保できる）」といった声もある。学習指導要領に沿ったエネルギー環境教育の扱い方を考え、授業に必要な時間も含めた実践事例を積み上げ、また広げていくことが重要である。例えば、1時間の授業時間全てを使う学習ではなく、短い時間でポイントを絞った学習を数回に分けて行うことも、「授業時間の確保」という点で解決の糸口になるのではないだろうか。

また、「エネルギー環境教育だけに取り組むのは無理があるので、SDGsの1つとしてやっていきたい」との声もあり、エネルギー環境教育とSDGsと絡めた実践が、今後の普及の弾みとなり得ると考える。

実践にあたっての課題や障害として「実践する時間がない」という教員の繁忙感が大きいことが、前回に続き確認された。

そのほか、関心の高まりによる教員自身の技能面も課題として大きくなってきているものの、セミナーや勉強会など、教員自身が時間を取り参加するような支援に対してはあまり期待が高くない。ただ、エネルギー環境教育に関わるエネルギー問題等の知識を深めていただくことは重要だと考えており、「参加したい」と思われるようなセミナーの内容やテーマを検討していく必要がある。

外部団体からの支援の中で、最も期待が高い「出前授業」については、支援への期待が高いものの、実際に活用している学校があまり多くない。出前授業を希望する学校とエネルギー関連企業等を「つなぐ」存在が必要であると考えられる。

GIGAスクール構想により、児童・生徒1人1台へのICT端末の配付、それによる教材のデジタルコンテンツ化というような変化が起こっている。今回の調査においても、オンラインでの支援で期待することとして「短い時間の映像コンテンツ」が最も多いことから、今後は、エネルギー環境教育に関する教材のデジタル化とあわせ、短い時間で効果的にエネルギー・環境問題について探究できる映像コンテンツを作製し開発する点にも重点を置き、活動に取り組んでいく必要があると考えられる。

5. おわりに

今後、エネルギー環境教育の普及促進のためには、授業を行う教員が大きな負担を感じることなく、むしろ「エネルギー環境教育は楽しい」「学びがある」と思うようにすることが重要であると考えられる。そのためには、手間をかけずに取り組みを始められる教材の提供が必要である。現在、急速に進む教育のICT化をチャンスと捉え、関西WSでも会員と共にデジタル教材の開発も含め、デジタル教材とエネルギー環境教育のあり方について調査していきたい。

国のエネルギー教育推進事業については、事業の委託先となっているエネルギー教育推進事業事務局と引き続き連携し、今後の普及促進に取り組んでいきたい。特に、資源エネルギー庁が発行する副教材については、教科単元との関連が記されており、エネルギー環境教育への取り組みが比較的容易になると考えられる。関西WSでも、副教材を活用した授業例の積み上げに取り組んでいきたい。

また、今後は、高等学校でのエネルギー環境教育の充実も重要であると考えられる。現在は、小学校、中学校で取り組みが中心であるが、高校生になればエネルギー問題をより正確に理解し、社会の中の重要課題として考えることが可能な年齢となってくるので、高等学校では、小学校、中学校でのエネルギー環境教育の取り組みを振り返りながら、より現実社会に近い情報を扱っていくことにより、学びが進んでいくと思われる。

今回、回収率向上のためにWebでの回答も導入したが、結果としての回収率は17.8%と低くなった。より具体的な回答を引き出すために変更した項目で煩わしさが出たとも考えられる。また、学校現場でのエネルギー環境教育に対する優先度や浸透度が低く、回答にまで至らなかったこともあると思われる。

本調査は、今後も動向把握のため3年に1度実施していく予定であるが、質問内容の見直しや、調査実施時の世の中の動向も見ながら、学校現場とエネルギー環境教育との関わり方を示すなどして、回答を促すような工夫をしていきたい。

今回の調査結果を基に、学校訪問を実施する予定であり、訪問する学校においては、教育現場の現状と取り組みの可能性について具体的な生の声を聞き取り、さらに調査を進めていきたいと考える。

エネルギー問題には解がなく、大人でも考えることが難しい。エネルギー問題は、教員（大人）も子

どもも一緒になって考えることができること、持続可能な社会の実現に向け、自分事として考え、判断し、選択・行動していく能力を養うために最適な課題のひとつであることを、実践事例とともに広めていきたい。

参考文献

- 経済産業省資源エネルギー庁ホームページ 日本のエネルギー2021年度版「エネルギーの今を知る10の質問」
<https://www.enecho.meti.go.jp/about/pamphlet/energy2021/001/#section1>
- 文部科学省ホームページ GIGAスクール構想の実現について
https://www.mext.go.jp/a_menu/other/index_00001.htm
- 小学校学習指導要領（平成29年告示）総則17-27
文部科学省
- 中学校学習指導要領（平成29年告示）総則19-28
文部科学省
- 高等学校学習指導要領（平成30年告示）総則19-28
文部科学省

原子力業界におけるジェンダーバランスへの挑戦

Challenges toward Gender Balance in the Nuclear Industry

高木 利恵子 (Rieko Takaki)*¹

要約 “ジェンダー平等”は、基本的人権であるだけでなく平和かつ豊かで持続可能な世界に必要な基盤だとして、SDGsの目標の一つに掲げられている。男性に対する女性の割合を示すジェンダーギャップ指数の日本の値は0.656と156か国中120位である。トップクラスにある「教育」も、大学で学ぶ分野によっては男女で偏りがあり、大学の学生に占める女性の割合は工学部で15.7%、理学部で27.8%と、原子力分野の専門職と関係性が強い学部は女性の割合の低さで1、2位を占めている。また、日本原子力学会の女性正会員の比率は4.6%（2020年度）という現実からしても、原子力は職業として女性に“選ばれにくい”分野の代表格の一つであると考えられる。原子力分野が女性に選ばれにくいことは世界的にも同様の傾向である。本稿では原子力関連の国際機関・組織であるOECD/NEAやIAEA, WiNによる、アンケート調査や採用活動、メンタリングワークショップ等といったジェンダーバランスへの取り組みについていくつか紹介する。

キーワード 原子力産業従事者, ジェンダーバランス, ジェンダーギャップ

Abstract Gender equality is one of the goals of the SDGs, not only as a fundamental human right, but as a necessary foundation for a peaceful, prosperous and sustainable world. Japan ranks 120th out of 156 countries with a gender gap index of 0.656. This result and the fact that the percentage of female members of the Atomic Energy Society of Japan was 4.6% (in FY2020) show that the nuclear field is one of the representative fields that women tend not to choose as a career. The same is true worldwide. This paper introduces some of the efforts of international nuclear-related organizations such as OECD/NEA, IAEA and WiN to promote gender balance in the nuclear industry, such as surveys, recruitment activities and mentoring workshops.

Keywords nuclear industry workers, gender equality, gender gap

1. はじめに

言うまでもないが、“ジェンダー平等”は、基本的人権であるだけでなく平和かつ豊かで持続可能な世界に必要な基盤だとして、SDGsの目標の一つに掲げられている。

男性に対する女性の割合を示すジェンダーギャップ指数の日本の値は0.656と156か国中120位である。「教育」と「健康」の値は世界トップクラスだが、「政治」と「経済」の値が低く、平均に届いていない。トップクラスにある「教育」も、大学で学ぶ分野によっては男女で偏りがあり、大学の学生に占める女性の割合は工学部で15.7%、理学部で27.8%と、原子力分野の専門職と関係性が強い学部は女性の割合の低さで1、2位を占めている。しかし、

OECDによる15歳時点における学習到達度調査では、科学的リテラシーと数学的リテラシーとも1位の日本の男性に対し、日本の女性もそれぞれ3位と2位となっている（内閣府男女共同参画局, 2022）。このことから、日本の女性と男性の科学や数学についてのリテラシーは15歳時点では有意な差はなく、専攻選択の時点で進路が分かれていることが読み取れる。また、「経済」の指数で女性の割合が低いことにも関連がありそうだが、原子力業界との関わりが深い日本原子力学会の女性正会員の比率は4.6%（日本原子力学会ダイバーシティ推進委員会, 2021）という現実からしても、原子力は職業として女性に“選ばれにくい”分野の代表格の一つであると考えられる。

原子力分野が女性に選ばれにくいことは世界的に

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

も同様の傾向がみられる。本稿では原子力関連の国際機関・組織によるジェンダーバランスへの取り組みについていくつか紹介する。

2. 事例

2.1 OECD/NEA (経済協力開発機構/原子力機関)

原子力分野を含む科学、技術、工学、数学 (STEM) 分野で依然として女性の割合が低いというジェンダーギャップは、安全で効率的な原子力技術達成に大きな影響があるとの懸念から、NEA加盟国は原子力分野のSTEM職でより多くのそして多様な女性が活躍することを目標に掲げている。

NEAが2021年にジェンダーバランスの改善支援を目的としてアンケート調査(32か国の原子力部門で働く女性や17か国の96の原子力関連組織の女性8,000人が対象)を実施したところ、原子力分野の、特にSTEM職では女性の割合が低く職位が上がると更に低いこと、給与データなどの主要な指標において女性と男性とで格差があること、が確認された。

NEAでは各国の政府高官や産業界、研究機関、学界の専門家からなるタスクグループを結成しており、タスクグループはこの調査結果を踏まえた実践的で国際的な政策を2022年中に提言する予定である(NEA, 2022)。

またNEAは、原子力分野におけるジェンダーバランスの推進と女性リーダー育成のため、STEMキャリアに関心のある女子学生や若手専門家を国内外の先輩女性とつなぐメンタリングワークショップを行っている。2017年以降、5か国で12回のワークショップが開催され、日本でも“Joshikai”と称したワークショップが千葉や福島等で2021年までに5回、2022年にも1回が予定されている。

2.2 IAEA (国際原子力機関)

IAEAでは、ジェンダー問題については2000年代初期から問題意識を持ち、具体的に取り組んでいる。Carninoら(2002)によると、2001年7月1日当時、IAEA事務局の女性職員は全体の41.9%を占めるものの、専門的上級職になると17.6%に過ぎなかった。そこで女性登用不足の根本的な原因を究明

するためのアンケート調査や、出張の機会を活かした細やかなリクルート活動、若手科学者の訓練を支援するフェロシップやロールモデルを提供するメンタリングプログラムの設置などを行った。また、各部局長はそれぞれが担当するプログラムや会議体で出席者、議長、選出された専門家における女性比率を高めるために取られた措置について、毎年事務局長に報告する義務を負ったとのことである。

最近の取り組みでは、“Gender at the IAEA”というWebコンテンツを設けたり、事務局長が総会でジェンダーバランスへの取り組みを隔年で報告したりしているように、2025年までに専門的上級職における男女平等を達成させるべく、専門的上級職への女性の応募を増やす特別措置を2020年5月に採択している。その措置とは、例えば、応募要項の職務説明ではジェンダーに中立的な言葉を用いる、採用面接に女性の出席を増やす、応募を促す戦略的かつ的を絞った働きかけを行う等、女性候補者が応募し、選考過程で競争力を発揮できるようにとられたものである。他にも加盟国への働きかけ、専門的経験を持つ様々な地域の1000人以上の女性への応募の奨励、SNSの活用、国際的・科学的な求人サイトへの掲載などの具体的なアクションに取り組んできた結果、2021年6月1日までの2年間における専門上級職の女性比率は過去最高の35.0%にまで達した(IAEA, 2021)。

また2020年3月には原子力分野における女性の数を増やすことを目的に、マリー・キュリー博士の名を冠した助成金制度“Marie Skłodowska-Curie Fellowship Programme”(MSCFP)を設立した。MSCFPは二つの要素からなっており、一つは認定大学で原子力科学技術、原子力安全・セキュリティ、核不拡散の研究を学ぶ修士課程の奨学金で、もう一つは12カ月以内のIAEAでの有給のインターンシップとなっている。毎年100名程度の学生に奨学金を授与し、将来、原子力の分野で国際的な活躍が期待できる人材育成にも取り組んでいる。

2.3 Women in Nuclear (WiN)

WiNは、原子力・放射線利用の分野で働く女性の国際NGOである。世界規模で活動するWiN-Global(WiN-G)は、近年、気候変動対策における原子力の役割について発信するほか、ジェンダーバランスのための活動に力を入れている。例えば、

35才以下の会員からなるWiN-G Young Generationを2021年に設立し、若い世代の柔軟でダイナミックな発想やSNS発信力を原子力関連の職業への関心を高めることに活かしている。また、原子力関連の職業に関心を持っている学生やその職業に就いた若手に対しては、NEAやIAEAと連携してメンタリングイベントに参加し、先輩専門家として助言や指導を行っている。2022年も5月に日本で開催した第29回WiN-G年次大会において、NEAとメンタリングワークショップを共催したところである。

WiN-JapanもWiN-Gの支部として、2000年の設立より直接対話による草の根活動に取り組んでおり、近年その対象は女子高生や大学生が中心となっている。大学生との交流においては、原子力や放射線利用の分野で働く会員が、幅広い職種があることやワークライフバランスの経験を紹介することで、女子学生だけでなく男子学生にも関心や理解を高めってもらうことに取り組んでいる。

3. 結びに

安全性の向上を含む原子力技術の持続的な発展には、人材の確保が不可欠なことは言うまでもない。そこには数もさることながら柔軟な発想や多様な視点が重要で、ジェンダーバランスに挑むことはその両者を叶えるための一つの方策である。各国際組織における取り組みの事例から学んだのは、ジェンダーバランスを達成するにはかなり具体的な施策やそれを推進する強いリーダーシップ、また粘り強さや根気も必要だということである。日本の原子力業界においては、例えば日本原子力学会のダイバーシティ推進委員会が同会の男女共同参画を含むダイバーシティ推進のための方針や施策を提言し活動しているが、身の回りを見渡すとジェンダーバランスの実現にはまだ程遠い。

INSS（原子力安全システム研究所）においては、研究員のWiN活動やWiN-Japanの賛助組織としてのサポートなどを通して、業界のジェンダーバランス状況に意識を持ちつつ、可能なものから研究テーマ等に反映していければよいと考えている。

参考文献

- 内閣府男女共同参画局（2022）. 女性活躍・男女共同参画の現状と課題.
- 日本原子力学会ダイバーシティ推進委員会（2021）. 会員数の推移.
 〈<http://www.aesj.or.jp/~gender/proposal.html>〉（2022年6月15日）.
- NEA（2022）. NEA task group working on improving gender balance in the nuclear sector（2022.2.17）.
 〈https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_65886/nea-task-group-working-on-improving-gender-balance-in-the-nuclear-sector〉（2022年6月15日）.
- A.Carnino, B.Young, S.Nemethyova（2002）. THE GOAL OF GENDER BALANCE. IAEA BULLETIN, 44-2, 54-56.
- IAEA（2021）. Peassonnel Women in the Secretariat. GOV/2021/38-GC（65）/19.

RELAPの開発状況

The development status of RELAP

楠木 貴世志 (Takayoshi Kusunoki)*¹ 高木 俊弥 (Toshiya Takaki)*²

柳 千裕 (Chihiro Yanagi)*¹ 藪下 幸久 (Yukihisa Yabushita)*³ 安藤 伸裕 (Nobuhiro Ando)*³

要約 許認可解析にも用いられている事故解析コード RELAP5-3D のバージョンアップ内容が解析に与える影響を把握することを目的とし、本研究は開始された。本研究では、RELAP5-3D のバージョンアップに伴う改良点の内容の精査検討を行い、主蒸気管破断 (MSLB) 事象やスクラム失敗事象 (ATWS) 事象といった過去の解析経験を活用しながら、解析結果への影響を把握するとともに、当社の RELAP5-3D 解析基盤を整備した。本稿は、これまで実施してきた研究成果についてまとめたものである。

キーワード RELAP, 3D, バージョンアップ

Abstract This research was started with the aim of understanding the effects of the version upgrade of the accident analysis code RELAP5-3D on the analysis results obtained. In this report, we summarize our investigation of the contents of the version upgrade and our understanding of the effects on the analysis results while utilizing past analysis experiences of the main steam line break (MSLB) event and the anticipated transient without scram (ATWS) event. Using this information, we prepare the analysis platform of RELAP5-3D.

Keywords RELAP, 3D, version upgrade

1. はじめに

RELAP (The Reactor Excursion and Leak Analysis Program) バージョン 5 (RELAP5) コードは、規制や許認可、運転方法の評価解析に使用する目的で、また、原子力プラント解析の基盤として、米国原子力規制委員会 (NRC) により開発された、加圧水型原子炉/沸騰水型原子炉 (PWR/BWR) の冷却材喪失事故 (LOCA) 事象、過渡事象の解析を行うコードである。RELAP5 は汎用性の高いコードであり、原子炉冷却システムの過渡変動の計算に加えて、水、蒸気、非凝縮性ガス、または溶質を含む混相流を対象とした広範囲の熱流動解析に適用できる。米国エネルギー省 (DOE) の支援により、機能が拡張され、アイダホ国立研究所 (INL) によって RELAP5-3D が開発された。RELAP5-3D は RELAP5 の MOD3 バージョンの後継コードであり、RELAP5/MOD3 をベースに伝熱流動、核動特性に関する 2 次元、3 次元解析が可能のように機能が拡張されている。発電炉はもとより、多種多様なタイプの原子炉

の解析に国際的に広く利用され、実績も豊富である⁽¹⁾。

RELAP5 の基礎方程式は、1 次元管路網モデルをベースとし、多次元流動領域に対しては 1 次元管路の組み合わせでモデル化しており、運動量の 3 次元ベクトルの取扱いはしない。但し、RELAP5-3D では、3 次元領域も使用でき、3 次元ベクトルの取扱いが可能である。気液熱非平衡 2 流体モデルについては、気相、液相に対して、それぞれ 3 つの保存則 (エネルギー保存、質量保存、運動量保存) を適用している。気液相間の相互作用は、流動様式マップに基づくそれぞれの構成式が適用される。炉心核動特性モデルは 1 点炉近似核動特性モデルを採用している。一方、RELAP5-3D では、3 次元炉心核動特性モデルも利用可能である。

これまで、当研究所では RELAP5 コードによる解析結果の妥当性確認を実施してきた。経済協力開発機構 (OECD) で実施された主蒸気管破断ベンチマーク解析を実施し、他の参加機関との比較を行い、他の参加機関の結果と同様な解析結果を得ることができた⁽²⁾。また、許認可

*1 元(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現 関西電力(株)

*2 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*3 (株)シー・エス・エー・ジャパン

解析にて使用されている解析手法と同等の精度を達成し、COBRA-EN コードと米国電力研究所 (EPRI) の限界熱流束相関式との組合せによる炉心健全性評価への適用性を確認した⁹⁾。その他に、炉心出力分布について実プラントの炉心設計で用いられている SIMULATE-3(K)コードとの比較検証を解析の都度実施したこと、実プラントの実測値 (INOCRE 測定値) との比較検証を炉心モデル作成時に実施したこと、及び、定常設定を解析の都度実施することにより、プラントデータに異常がないことを確認してきた。

これまで使用してきた事故解析コードである RELAP5-3D のバージョンアップに伴う改良点の内容の精査検討を行い、これまで実施してきた許認可解析経験を活用しながら、解析結果への影響を把握するとともに、解析基盤を整備してきた。

2. RELAPにおいて抽出した改良点

RELAP5-3D は 1995 年以降、バージョンアップを繰り返し、現在の最新版はバージョン 4.4.2 である。

表 1 バージョンアップに伴う改良点

バージョン	改良点
2.3.6から2.4.2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界流モデル ・ 熱構造材物性値
2.4.2から4.0.3	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱モデル ・ 音速計算 ・ 粘性効果 ・ 温度一定での外挿の採用 ・ 質量エラーの詳細出力 ・ Groeneveld CHF テーブル ・ 2次元熱伝導モデル ・ 低速流れモデル ・ 熱流束境界条件 ・ ボロン追跡モデル ・ 二相下降流モデル ・ エントレインメントモデル ・ 臨界流モデル ・ 熱伝達係数に対する乗数
4.0.3から4.1.3	<ul style="list-style-type: none"> ・ 被覆管変形モデルにおけるクロスフロー接続 ・ 2005 Groeneveld CHF 相関式 ・ 丸め誤差低減オプション ・ ストリップ機能 ・ ストリップファイル ・ 制御変数
4.1.3から4.2.1	<ul style="list-style-type: none"> ・ 体系移動問題

これまで当研究所では RELAP5-3D のバージョンアップに伴う改良点の内容の精査検討を行い、解析結果への影響を及ぼす可能性のある改良点を抽出してきた (表 1)。各改良点の検討結果の詳細については次章で説明を行う。

3. 検討結果

3.1 バージョン 2.3.6から2.4.2

3.1.1 臨界流モデル

バージョン 2.4.2 において、Henry-Fauske 臨界流モデルが時間刻み幅 (タイムステップサイズ) に依存しないように改良された (修正 Henry-Fauske モデル)。加えて、ジャンクション制御フラグ c が新設され、ジャンクション毎に臨界流モデルとして、Ransom Trapp モデル⁽⁴⁾⁽⁵⁾、または修正 Henry-Fauske モデルのいずれかを選択できるように改良された。

本研究において新バージョン (バージョン 2.4.2) で解析を実施し、ジャンクション制御フラグ c により、臨界流を Ransom Trapp モデル、または修正 Henry-Fauske モデルで解析できることを破断流量により確認した (図 1)。

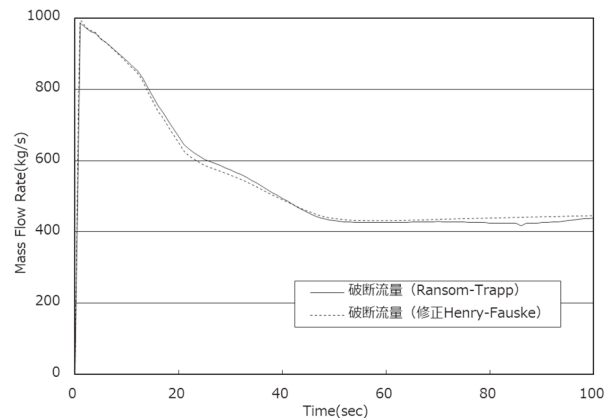


図 1 破断流量

3.1.2 熱構造材物性値

バージョン 2.4.2 において、RELAP5-3D コードに組み込まれている熱構造材の物性値が軽水炉燃料の代表的なデータベースである MATPRO と一致するよう修正された。

本研究において、新バージョン (バージョン 2.4.2) の RELAP5-3D コードに組み込まれる熱構造材の物性値が MATPRO と一致していることを確認するとともに、解析を実施できることを燃料被覆管温度により確認した (図

2).

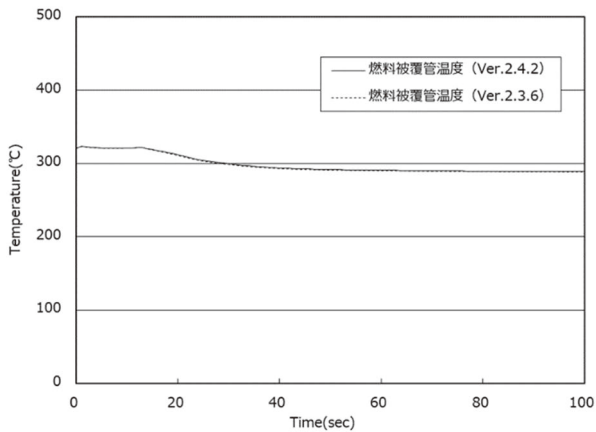


図2 燃料被覆管温度

3.2 バージョン 2.4.2から4.0.3

3.2.1 崩壊熱モデル

米国規格協会／米国原子力学会（ANSI/ANS）の崩壊熱に関する標準が 2005 年に改訂された。この崩壊熱に関する標準の情報を RELAP5-3D に搭載するため、バージョン 4.0.3 でカード 30000002（核分裂生成物崩壊熱情報）が変更された。

本研究において、新バージョン（バージョン 4.0.3）に追加された 2005 年の ANSI/ANS 崩壊熱モデル、又は 1979 年の ANS 崩壊熱モデルが選択可能であることを確認するとともに、それらのモデルが正常に機能することを崩壊熱により確認した（図3）。

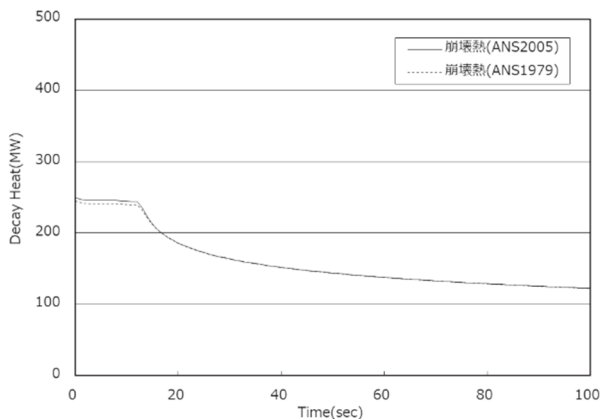


図3 崩壊熱

3.2.2 音速計算

バージョン 4.0.3 において、非凝縮性ガスが存在する時のジャンクション点での音速計算がボリュームでの音速計算手法と整合する計算方法に修正された。ちなみに、旧計算手法はカード 1 のオプション 3 で利用できる。

本研究において新バージョン（バージョン 4.0.3）で解析を実施し、旧バージョン（バージョン 2.4.2）の非凝縮性ガスが存在する時のジャンクション音速が改良されていることを破断流音速により確認した（図4）。

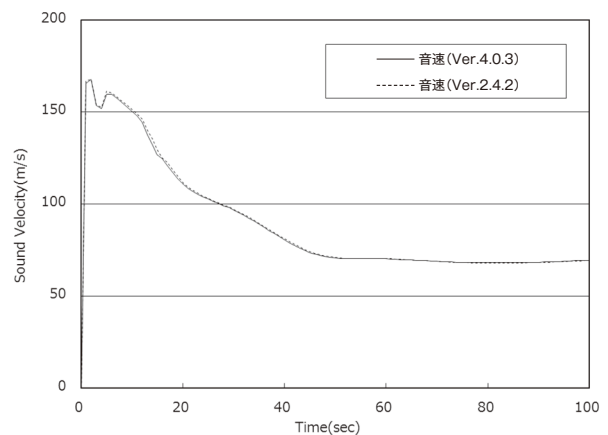


図4 破断流音速

(非凝縮性ガス存在時の音速モデル)

3.2.3 粘性効果

バージョン 4.0.3 において、3 次元コンポーネント（MULTID コンポーネント）を使用することにより、いくつかの乱流効果についてモデル化が可能となった。これはカード 1 のオプション 31 により制御される。

本研究において、RELAP5-3D コードの新バージョン（バージョン 4.0.3）の当該モデルの評価プログラム flux3d.f を調査し、コンポーネント内に蒸気が発生する場合には粘性項が計算されることを確認した。また、実機のスクラム失敗事象（ATWS）解析において、オプション 31 を指定した場合（粘性モデルを使用）としない場合（粘性モデルを不使用）を比較した結果、原子炉压力容器内の圧力分布に差異が見られることを炉心部圧力により確認した（表2）。

表 2 炉心部圧力 (時刻 500 秒) (一部抜粋)

r	θ	z	粘性モデル使用	粘性モデル不使用	偏差 (MPa)
			(MPa)	(MPa)	
1	1	12	15.4248	15.4295	-0.0047
1	2	12	15.4247	15.4294	-0.0047
1	3	12	15.4248	15.4294	-0.0046
1	4	12	15.4249	15.4295	-0.0046
1	5	12	15.4249	15.4295	-0.0046
1	6	12	15.4248	15.4294	-0.0046
1	7	12	15.4248	15.4294	-0.0046
1	8	12	15.4248	15.4295	-0.0047
2	1	12	15.4260	15.4306	-0.0046
2	2	12	15.4257	15.4304	-0.0047
2	3	12	15.4258	15.4304	-0.0046
2	4	12	15.4260	15.4306	-0.0046
2	5	12	15.4261	15.4307	-0.0046
2	6	12	15.4258	15.4305	-0.0047
2	7	12	15.4258	15.4305	-0.0047
2	8	12	15.4260	15.4306	-0.0046
3	1	12	15.4264	15.4310	-0.0046
3	2	12	15.4260	15.4307	-0.0047
3	3	12	15.4261	15.4307	-0.0046
3	4	12	15.4264	15.4310	-0.0046
3	5	12	15.4266	15.4312	-0.0046
3	6	12	15.4262	15.4308	-0.0046
3	7	12	15.4262	15.4308	-0.0046
3	8	12	15.4264	15.4310	-0.0046

3.2.4 温度一定での外挿の採用

圧力一定として不適切な液相密度の外挿をすることで質量エラーが発生する。そのため、バージョン 4.0.3 から温度一定で液相密度を外挿する方法が追加された。この方法はカード 1 のオプション 71 で利用できる。

本研究において、圧力一定として液相密度の外挿計算を行っていた旧バージョン (バージョン 2.4.2) と比較して、新バージョン (バージョン 4.0.3) では温度一定で液相密度を外挿することによって、計算精度が向上していることを質量エラーにより確認した (図 5)。

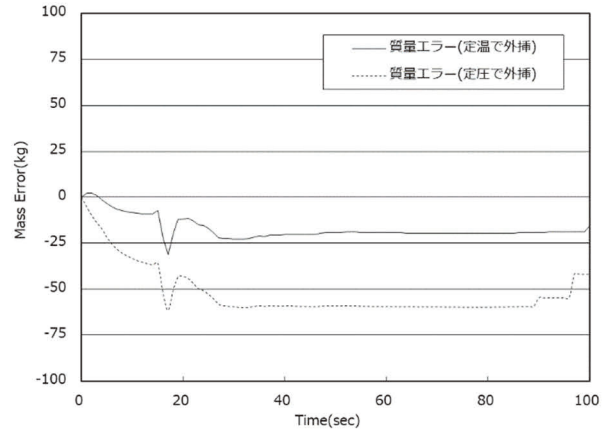


図 5 系全体の積算質量エラー (液相密度評価モデル)

3.2.5 質量エラーの詳細出力

バージョン 4.0.3 で各種質量エラーの出力指定 (Minor Edits) に以下が追加された。

- ・ 総量 (液相+気相)
- ・ 液相
- ・ 気相 (非凝縮含む)
- ・ 非凝縮性ガス
- ・ ホウ素

本研究において新バージョン (バージョン 4.0.3) で解析を実施し、各種質量エラーのマイナエディットが正常に機能することを破断ボリュームの質量エラーにより確認した (図 6)。なお、図 6 では気相、ホウ素及び非凝縮性ガスの質量エラーが一致しており (質量エラーは 0)、質量エラー総量が液相の質量エラーと一致している。

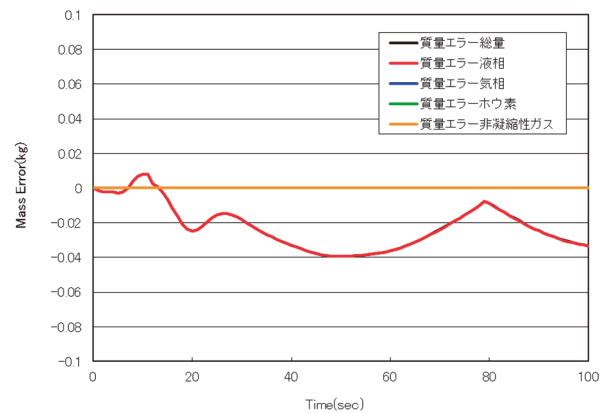


図 6 破断ボリュームの質量エラー (エディット表示)

3.2.6 Groeneveld CHFテーブル

RELAP5-3D の Groeneveld CHF 表に誤記があることが判明したため、バージョン 4.0.3 でこれらの誤記が修正された。

本研究において旧バージョン (バージョン 2.3.6) と新バージョン (バージョン 4.0.3) それぞれで解析を行い、旧バージョン (バージョン 2.3.6) の限界熱流束 (CHF) が新バージョン (バージョン 4.0.3) で再現されていることを確認した (図 7)。なお、図 7 では両者に有意な差異は見られない。

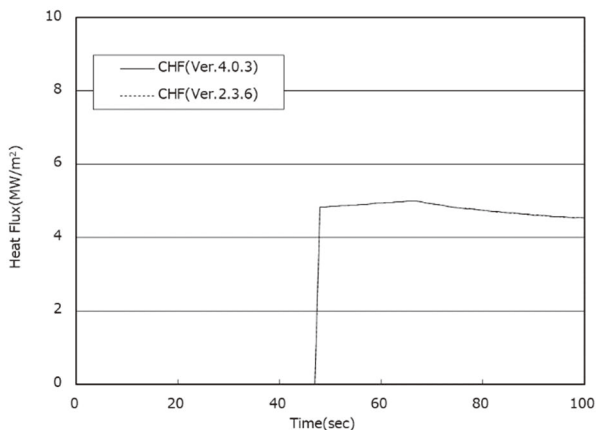


図 7 限界熱流束 (限界熱流束モデル)

3.2.7 2次元熱伝導モデル

これまで 1 次元熱伝導モデルのみであったが、バージョン 4.0.3 から 2 次元熱伝導モデルが追加された。2 次元熱伝導モデルは再冠水モデルの一部であり、差分法には ADI 法を使用している。ADI 法とは「交互方向陰解法」のことであり、一次元熱伝導に対しては、一般的にクランク・ニコルソン法が適用されるが、それを時刻の進展時に x、y の各方向について交互に差分法を求める方法である。2 次元熱伝導モデルでは、カード ICCCC000 の W6 を 3 にセットする。

本研究において新バージョン (バージョン 4.0.3) で解析を実施し、2 次元熱伝導モデルを適応した場合としない場合において、燃料被覆管温度に差異が見られ、特に 2 次元熱伝導モデルを適応した場合には、早期のクエンチングが見られることを炉心温度により確認した (図 8)。

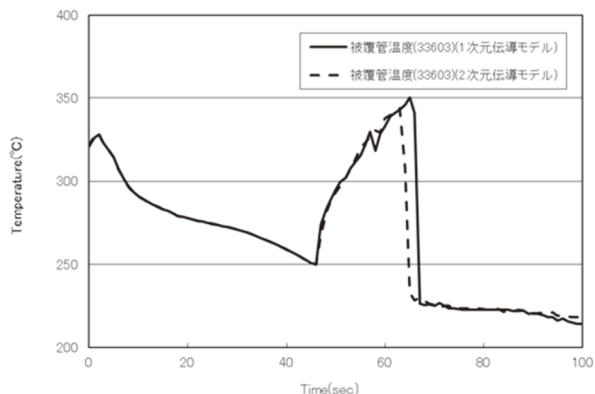


図 8 炉心温度

3.2.8 低速流れモデル

運動方程式に対する現行の解法は低流速時には精度が良くない。特に現状のコードでは壁面摩擦力とユーザー入力の形状損失係数の計算において、Re 数が最小値 50 に制限されているため、この入力する損失係数によって求まる圧力損失はジャンクション流速が 0.01 m/sec に近づくに伴い精度が悪くなる。また、コードは水平管における低流速の場合に精度が悪くなるというスピニアップ問題を回避するために、総圧力損失の絶対値を 0.00004 Pa に制限して、ユーザーが低流量の運動方程式のより精度が良い結果が得られるように改良された。今回の Re 数の最小値を 0.01 に設定する改良によって、形状損失圧損の計算で使用される最小流速は 1.0×10^{-8} m/sec となり、特に圧力損失の絶対値に対しては最小値を設定しない。このモデルはカード 1 のオプション 29 で利用できる。

表 3 水平管内の圧力損失 (流入速度 0.0006m/s)

時刻	低速モデル 使用時	低速モデル 不使用時	偏差
(s)	(Pa)	(Pa)	(Pa)
0.0	0.0000000	0.0000000	0.0000000
0.5	0.0164054	0.0158290	0.0005764
1.0	0.0164052	0.0158288	0.0005764
1.5	0.0164052	0.0158288	0.0005764
2.0	0.0164052	0.0158288	0.0005764
2.5	0.0164052	0.0158288	0.0005764
3.0	0.0164052	0.0158288	0.0005764
3.5	0.0164052	0.0158288	0.0005764
4.0	0.0164052	0.0158288	0.0005764
4.5	0.0164052	0.0158288	0.0005764
5.0	0.0164052	0.0158288	0.0005764

本研究において新バージョン（バージョン 4.0.3）で解析を実施し、カード 1 のオプション 29 を適用した場合と適用しない場合において、低速流れにおける壁面摩擦係数、圧力損失に差異が見られることを水平管内の圧力損失により確認した（表 3）。

3.2.9 熱流束境界条件

バージョン 4.0.3 で制御系変数を熱流束境界条件とするモデル化が可能のように改良された。カード 1CCCCG501～1CCCCG599、1CCCCG601～1CCCCG699 の W3（入力データの 3 番目の変数）を 2xxxx とする。xxxx の値は、熱流束境界条件をモデル化する制御系変数に対応する 1～9999 の値である。

本研究において新バージョン（バージョン 4.0.3）で解析を実施し、蒸気発生器伝熱管の熱流束を一定と仮定した場合、過渡時の蒸気発生器伝熱管熱流束の挙動に変化が見られず、一定値のままであることを燃料棒の熱流束により確認した（図 9）。

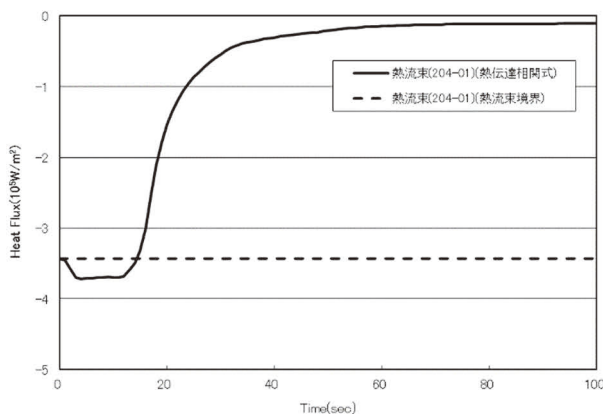


図 9 燃料棒の熱流束

3.2.10 ボロン追跡モデル

Godunov のボロン追跡モデル（カード 1 のオプション 23）の間違いが見つかったため、バージョン 4.0.3 で修正された。

本研究において解析を実施し、旧バージョン（バージョン 2.4.2）では、1 次冷却材のボロン濃度に数値拡散が見られていたが、新バージョン（バージョン 4.0.3）で改良されていることをボロン密度により確認した（図 10）。

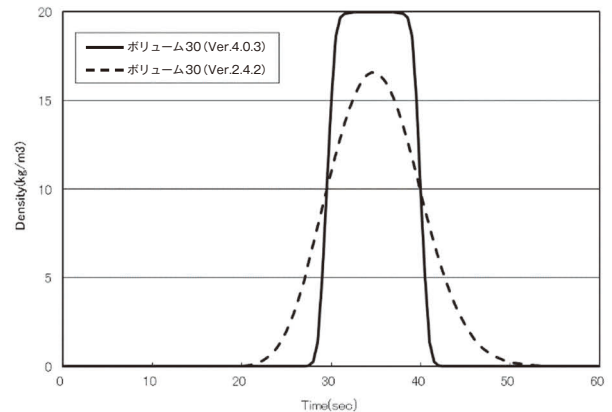


図 10 ボロン密度

3.2.11 二相下降流モデル

RELAP5-3D に内蔵されている EPRI のドリフトフラックス相関式は、小径、中間径の管とロッドバンドルでの高質量束下降流（下降流の流量が高い流れ）ではスリップ比（気液二相流における流路断面平均の気相速度と液相速度の比）を高めにより予測する。この問題を解決するため、バージョン 4.0.3 から小径、中間径の管とロッドバンドルでの下降流の質量束が 1,500 kg/(s・m²) を超える場合、EPRI 相関式は Zuber-Findlay(6) と Kataoka-Ishii(7) の相関式に置き換わるよう修正された。Zuber-Findlay と Kataoka-Ishii の相関式は既に大径管の高質量束下降流に適用されている。

本研究において新バージョン（バージョン 4.0.3）で解析を実施し、蒸気発生器ダウンカム下部の流量流束、及び温度挙動を比較し、スリップ比が改良されていることを破断側ダウンカマの質量流束により確認した（図 11）。

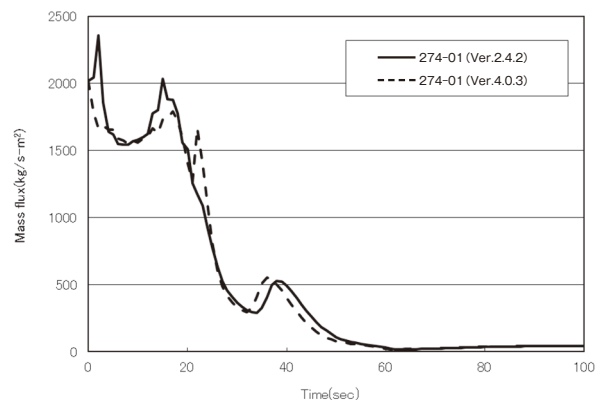


図 11 破断側ダウンカマの質量流束

3.2.12 エントレインメントモデル

上流ボリュームの質量流束が $3,000 \text{ kg/(s} \cdot \text{m}^2)$ 未満の場合にエントレインメントモデルが適用される。これまで(バージョン 2.4.2)、このモデルは上流ボリュームと当該ジャンクション両方の質量流束が $3,000 \text{ kg/(s} \cdot \text{m}^2)$ 未満の場合に適用されていたが、ジャンクション質量流束が $3,000 \text{ kg/(s} \cdot \text{m}^2)$ あたりで激しい振動が観測された。

本研究において解析を実施し、旧バージョン(バージョン 2.4.2)では質量流束、ボイド率に激しい振動がみられる解析ケースにおいて、新バージョン(バージョン 4.0.3)では振動が解消されていることを質量流束により確認した(図 12)。

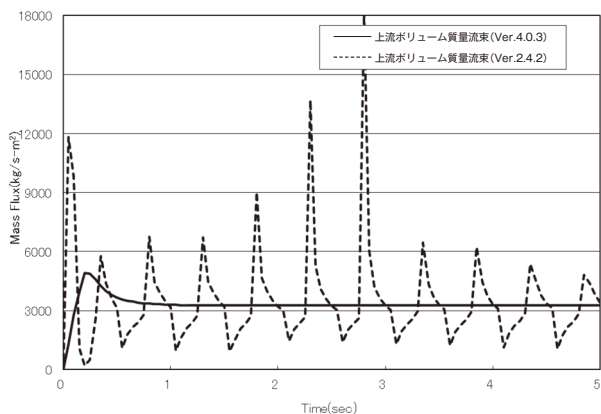


図 12 上流ボリューム質量流束

3.2.13 臨界流モデル

バージョン 4.0.3 において Henry-Fauske の臨界流モデルが改良され、破断ジャンクションが入口に接続されているのか、出口に接続されているのかに係らず運動量フラックス(モーメントフラックス)項が正しく計算されるようになった。平衡クオリティ(乾き度)計算が変更され、クロスフロージャンクションが入口面に接続されているのか、出口面に接続されているのかに計算値は依存しない。そこで、バージョン 4.0.3 から破断ジャンクションが入口側に設置されても、出口側に設置されても、正しく臨界計算が行えるよう修正された。

本研究において新バージョン(バージョン 4.0.3)で解析を実施し、破断ジャンクションが入口側に設置された場合でも、出口側に設置された場合でも、正しく臨界計算が行えるよう修正されていることを破断流の質量流量により確認した(図 13)。

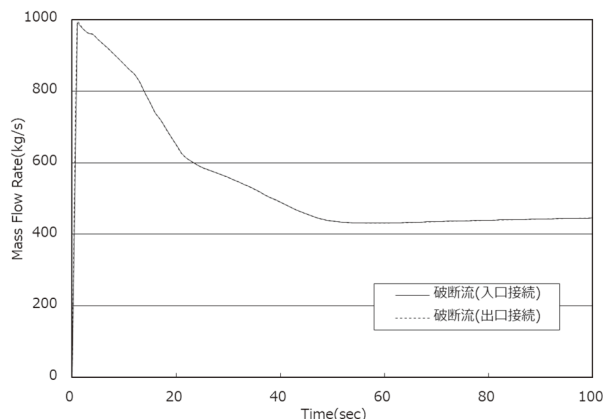


図 13 破断流の質量流量(臨界流モデル)

3.2.14 熱伝達係数に対する乗数

バージョン 4.0.3 から、熱伝達係数に対する乗数が強制対流、層流域、自然対流のいずれの相関式に対してもユーザー入力が可能となった。これらの乗数は混合対流熱伝達のより精緻な表現を可能にする。

本研究において新バージョン(バージョン 4.0.3)で解析を実施し、熱伝達係数に対する乗数により伝熱量が適切に評価されていることを、蒸気発生器除熱量により確認した(図 14)。

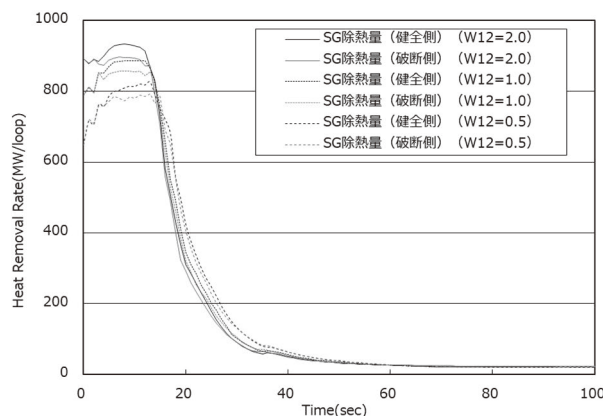


図 14 蒸気発生器除熱量

3.3 バージョン 4.0.3から4.1.3

3.3.1 被覆管変形モデルにおけるクロスフロー接続

バージョン 4.0.3 以前は被覆管変形モデルにおけるクロスフロー接続を適用した解析において、被覆管変形に伴う幾何形状変化が正しく取り扱われていないことが分かった。そのため、バージョン 4.1.3 で被覆管変形モデルに

よるクロスフロー接続のモデル化機能が追加された。

本研究において、RELAP5-3D コードのソースファイルを調査することによって、新バージョン（バージョン 4.1.3）では被覆管変形に伴う幾何形状変化の効果がそれらのロッド群に囲まれた流路面積の減少に反映されていることが確認された（図 15）。

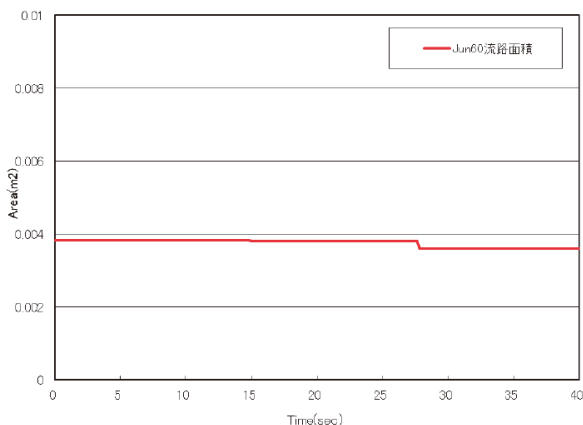


図 15 流路面積

3.3.2 2005 Groeneveld CHF 相関式

バージョン 4.1.3 から、2005 Groeneveld CHF 相関式は、カード 1 オプション 53 を用いて有効化することができるよう修正された。

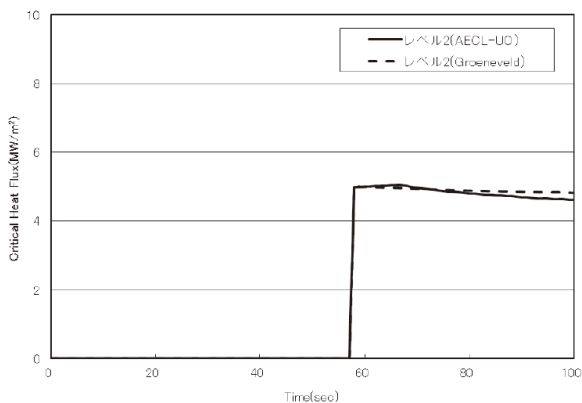


図 16 限界熱流束

本研究において新バージョン（バージョン 4.1.3）で解析を実施し、カード 1 オプション 53 を指定した場合としない場合を比較した結果、燃料棒の冷却状況は同等であるのに対して、限界熱流束（CHF）相関式の相違によるものと考えられる相違が見られることを確認した。これにより、CHF 相関式が変更されていることを限界熱流束の値

を比較することにより確認した（図 16）。

3.3.3 丸め誤差低減オプション

バージョン 4.1.3 から、行列方程式を解く BPLU ソルバ等に 4 倍精度浮動小数を追加して、丸め誤差を取り除くオプションが用意された。このオプションを使用すると丸め誤差は減少するが計算時間が大幅に増加する。これは、カード 1 オプション 63 でアクセスできる。

本研究において新バージョン（バージョン 4.1.3）で解析を実施し、カード 1 オプション 63 を指定する場合としない場合について、CPU 時間、主要な炉内パラメータの挙動を比較することによって丸め誤差低減モデルが採用されていることを蒸気発生器圧力により確認した（図 17）。

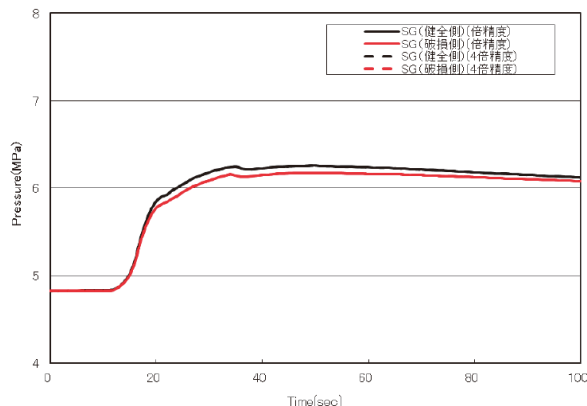


図 17 蒸気発生器圧力（丸め誤差）

3.3.4 ストリップ機能

バージョン 4.1.3 でユーザーはストリップ要求データカード 1001 からカード 1999 のワード 2 にキーワード all を使用し、プロットファイル特定の変数をすべて要求できるよう修正された（例えば、1001 mflowj all）。

本研究において新バージョン（バージョン 4.1.3）で解析を実施し、本機能が正しく機能することを、入力データで使用される htnr（熱流束）、cntrlvar（制御系ブロック値）についてそれぞれすべての熱構造体、制御ブロックの値が出力されていることにより確認した（図 18）。

3.4 バージョン4.1.3から4.2.1

3.4.1 体系移動問題

バージョン 4.1.3 から、地震時に船舶、飛行機、宇宙船、地上の原子炉などに発生する可能性のある移動問題をシミュレートするための新しい機能が追加された。この新しい機能により、ユーザーは入力を通じ、参照ボリュームの位置と並進変位によって暗示される原点を中心とした回転を含む動きをシミュレートできる。過渡時の回転は、オイラー角と並進変位のテーブルとの組み合わせを使用してシミュレートされる。

本研究において、水平管内の 1 点を中心とした回転について新バージョン (バージョン 4.2.1) で解析を実施し、本機能を回転速度により確認した (図 23)。

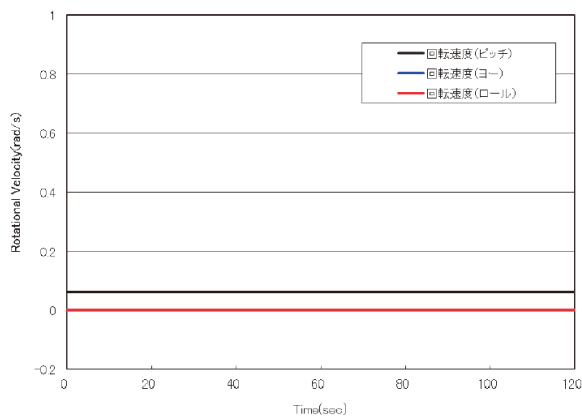


図 23 回転速度

4. おわりに

当研究所ではこれまで RELAP5-3D のバージョンアップに伴う改良点の内容の精査検討を行い、解析結果への影響を及ぼす可能性のある以下の改良点を抽出し、検討を行った。その結果、各モデルが正常に機能することを確認できた。

- ・ 臨界流モデルの改良
- ・ 熱構造材物性値
- ・ 崩壊熱モデル
- ・ 音速計算
- ・ 粘性効果
- ・ 温度一定での外挿の採用
- ・ 質量エラーの詳細出力
- ・ Groeneveld CHF テーブル

- ・ 2次元熱伝導モデル
- ・ 低速流れモデル
- ・ 熱流束境界条件
- ・ ボロン追跡モデル
- ・ 二相下降流モデルの改良
- ・ エントレインメント
- ・ 臨界流モデルの改良
- ・ 熱伝達係数に対する乗数
- ・ 被覆管変形モデルにおけるクロスフロー接続
- ・ 2005 Groeneveld CHF 相関式
- ・ 丸め誤差低減オプション
- ・ ストリップ機能
- ・ ストリップファイル
- ・ 制御変数
- ・ 体系移動問題

今後も、RELAP5-3D のバージョンアップに伴う改良点が解析に与える影響を把握するとともに、その改良点の内容の精査検討を行う予定である。

引用文献

- (1) Idaho National Laboratory, “RELAP5-3D Code Manual”, INEEL-EXT-98-00834 (2013).
- (2) 佐々木泰裕, 長江尚史, RELAP5-3D コードを用いた主蒸気管ベンチマーク解析と結果の可視化, INSS JOURNAL Vol. 15 (2008).
- (3) 川崎郁夫, 吉田至孝, 佐々木泰裕, COBRA-EN コード/EPRI 相関式の DNBR 計算信頼性評価, INSS JOURNAL Vol. 18 (2011).
- (4) V. H. Ransom and J. A. Trapp, “The RELAP5 Choked Flow Model and Application to a Large Scale Flow Test”, Proceedings of the ANS/ASME/NRC International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Saratoga Springs, New York, October 5-8 (1980), pp. 799-819.
- (5) J. A. Trapp and V. H. Ransom, “A Choked-Flow Calculation Criterion for Nonhomogeneous, Nonequilibrium, Two-Phase Flows”, International Journal of Multiphase Flow, Volume 8, Issue 6 (1982), pp.669-681.
- (6) N. Zuber and J. Findlay, “Average Volumetric Concentrations in Two-Phase Flow Systems”, Journal of Heat Transfer. 87 (1965), pp. 453-568.

- (7) I. Kataoka and M. Ishii, "Drift Flux Model for Large Diameter Pipe and New Correlation for Pool Void Fraction", *International Journal of Heat Mass Transfer*. Volume 30, Issue 9 (1987), pp. 1927-1939.

実機取替材を活用した炭素鋼の長期供用影響の確認への取り組み

Efforts to investigate long-term aging effect utilizing a harvested carbon steel material from a replaced component

金島 慶在 (Yoshiari Kaneshima)*¹ 大厩 徹 (Toru Oumaya)*¹

山田 卓陽 (Takuyo Yamada)*¹ 國谷 耕平 (Kohei Kokutani)*¹ 有岡孝司 (Koji Arioka)*¹

要約 冷間加工炭素鋼に関するこれまでの研究成果として、高温大気中 (270°C~380°C) および高温水中 (280°C~360°C) における亀裂発生・進展挙動に及ぼすキャビティの役割が報告されている。本報告では、亀裂進展がキャビティ生成により引き起こされること、および、亀裂発生に及ぼすキャビティ生成の役割について解説した。また、実機取替材を活用した長期供用影響の確認として、運転温度 186°C で約 134,512 時間使用された主給水系統の逆止弁と配管の溶接部を対象に、硬さが比較的高い粗粒域の粒界で SEM 観察を実施した。その結果、キャビティの存在は確認できなかったことから、本報告の条件では、粒界割れの要因となるようなキャビティの発生や粒界への集積の可能性は極めて低いと考えられた。SCC 機構の検討や SCC 予測には、実機材料での知見拡充や確認が有効であり、炭素鋼については、より高加工度、高温、水素の取込が考えられる部位で長期間使用された実機取替材を活用した検討が望まれる。

キーワード 冷間加工炭素鋼, 高温水中応力腐食割れ, クリーブ, キャビティ生成, 亀裂発生, 亀裂進展速度

Abstract As a result of research on cold-worked carbon steel, the role of cavities in crack generation and growth behavior in high-temperature air (270°C to 380 °C) and high-temperature water (280°C to 360°C) has been reported. We explained that crack growth is caused by cavity formation also explained and the role of cavity formation in crack initiation. As a confirmation of the long-term service impact using the replaced actual equipment material, SEM observation was performed at the grain boundaries in the coarse grain region where the hardness is relatively high, for the welded part of the check valve and piping of the main water supply system used for about 134,512 hours at an operating temperature of 186°C. As a result, the existence of cavities could not be confirmed, so it was considered that the possibility of cavity generation and accumulation at grain boundaries, which would cause grain boundary cracks, is extremely low under this condition. For studying and predicting the SCC mechanism, it is effective to expand and confirm the knowledge of actual equipment materials, and for carbon steel materials, it is necessary to consider the SCC mechanism using the replaced actual equipment material used for a long term operation in the parts where higher cold working, high temperature, and hydrogen uptake are considered.

Keywords Cold worked carbon steel, stress corrosion cracking in high temperature water, creep formation of cavities, crack initiation, crack growth rate

1. はじめに

実機プラントの取替材を用いた調査は、機器の劣化状況が把握できるため、機器の補修や取替計画策定を考えるうえで有用である。また、実機で長期間使用された材料を分析することは、長期間供用後の材料の経年変化や劣化メカニズムを解明するうえで貴重なデータとなる。

INSSでは、これまで多くの材料研究に取り組んでおり、ステンレス鋼やインコネル材など、主にPWR1次系の主管系統に使用される材料について、実験による材料劣化メカニズムの解明や寿命予測の研究を行うとともに、実機材を用いた研究や調査を数多く実施し、原因究明や

劣化メカニズムの解明や寿命予測に繋げてきた^{(1)~(6)}。

一方、PWR2次系の系統部材に使用される材料については、実験や実機材分析等による材料研究の例は少なく、例えば、PWR2次系の機器や配管に多く使用される炭素鋼材料については、原子力プラント環境下における亀裂発生・進展に関する十分な検討例はなかった。

しかし近年、カナダの重水炉で強加工炭素鋼材において、これまでにない低温 (310°C) での応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking, SCC) と低温クリープの発生例^{(7)~(10)}が報告され、これを契機に、有岡らは、炭素鋼における高温水中および大気中での亀裂進展挙動を調査し報告した^{(11)~(15)}。

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

ただし、これまでは、軽水炉プラントにおいては、炭素鋼材料でSCCやクリープによるトラブルが発生したとの報告例はなく、そのため、実機材を用いた分析調査は行われてこなかったが、亀裂進展挙動を解明するうえで、実機材の調査を行うことは重要であると考え、取替工事で出された実機材を入手し、その分析を行った。

本報告では、炭素鋼材料について、これまでに報告されている亀裂発生、進展挙動の研究成果を纏めるとともに、メカニズムの確認のために実施された実機供用炭素鋼材料における調査結果を報告し、実機取替材を活用した長期供用影響の確認の必要性や有効性を述べる。

2. 炭素鋼材料の亀裂挙動に関する研究

2.1 原子力分野における研究実績

炭素鋼の高温水中でのSCC発生および進展挙動に関する報告は、BWR環境での電位依存性および不純物(SO₄, Cl)の影響の報告例⁽¹⁶⁾はあるが、脱気環境下の検討例はない。また、炭素鋼のクリープについては、400°C以上での報告がほとんどであり、それ以下の運転温度条件でのデータは、英国の火力発電所にて冷間加工(Cold Work, CW)を受けた炭素鋼が360°Cで粒界クリープ割れが発生した報告例⁽¹⁷⁾がある程度である。

しかし、近年、カナダの加圧水型重水炉(Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR)で報告された事例では、通常運転温度は約310°C、水質は脱気環境の炉心冷却系において、炭素鋼製の給水管の強いCWを受けた部位(70度冷間曲げ部)で内面と外面から亀裂が確認されており、亀裂の原因はSCCと低温クリープであるとされた^{(7)~(10)}。

このように、CWを受けた炭素鋼で従来の想定よりも低い温度でSCCやクリープの割れが発生しており、例えば、PWRプラントにおいては、蒸気発生器(Steam Generator, SG)出口炭素鋼配管の曲げ管部など約280°Cの運転温度で長期間使用された炭素鋼も存在し、プラントの長期運転に万全を期すためには、クリープやSCCの亀裂の発生や進展の核となる炭素鋼のキャビティ発生に関するより詳細な検討が必要である。さらには、PWRだけでなくPHWRやBWRのような特にCW材を使用したプラントにおける長期間運転後の配管や機器の信頼性評価のためにも、軽水炉環境における炭素鋼の亀裂発生に関する詳細な研究が望まれる。

これらを受けて、有岡らはCW炭素鋼を用い、高温の水および大気中での亀裂進展挙動を調査し、亀裂進展がキ

ャビティ生成によること、および、亀裂発生挙動の調査として、亀裂発生に及ぼすキャビティ生成の役割を考察し報告してきた^{(11)~(15)}。

2.2 炭素鋼材料に関する研究成果

亀裂発生や進展に及ぼすキャビティ生成の役割については、これまで、有岡らにより、CW炭素鋼の静的負荷条件下における水素添加純水中でのSCC成長速度に関する知見⁽¹⁸⁾や、CW炭素鋼(STPT42)やTT690等について、高温水中での粒界応力腐食割れ(IGSCC)の亀裂成長およびクリープ割れに対するキャビティ形成の役割の定量評価について報告されている⁽¹⁹⁾。

ここでは、CW炭素鋼を用い、高温大気中および高温水中での亀裂進展と発生挙動を調べ、亀裂進展および亀裂発生挙動に及ぼすキャビティ生成の役割を報告した結果について、以下主要事項を解説する^{(11)~(14)}。

まず、CW炭素鋼を用いた亀裂進展試験結果および亀裂進展挙動とその機構に関する基礎的検討として、CW炭素鋼を用い、高温大気中(270°C~380°C)および高温水中(280°C~360°C)で、亀裂進展挙動を調べ、これらの亀裂進展がキャビティ生成により引き起こされることを以下のとおり報告した⁽¹¹⁾⁽¹³⁾。

①20%および30%CW炭素鋼について、定荷重条件で、280~360°Cの範囲で溶存水素の有無に係わらず脱気純水中でSCCが進展することを確認した。また、同様に、270~380°Cの範囲の大気中でクリープ割れが進展することを確認した。さらに、青木らの研究⁽¹³⁾より引用した図1に示すとおり、SCCもクリープ割れも温度の上昇に伴い進展速度の増加傾向が確認され、SCC進展速度はクリープ亀裂進展速度に比べて約10倍速かった。また、これらの亀裂破面はSCC、クリープともによく似た粒界割れの様相を呈した。

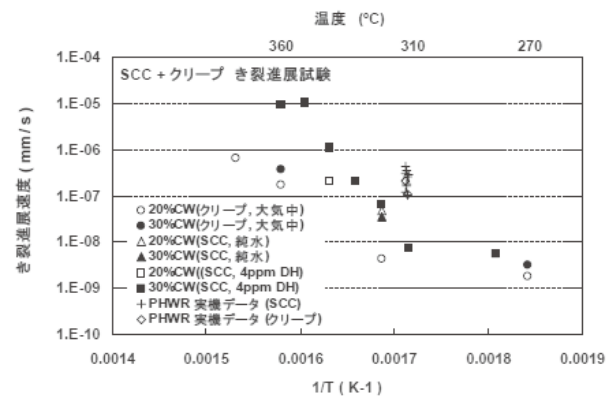


図1 CW炭素鋼のSCCおよびクリープ亀裂進展試験の温度依存性⁽¹³⁾

②SCC およびクリープの亀裂断面観察では、それぞれの亀裂先端部付近の粒界上にキャビティが観察された。キャビティは亀裂が進展するより前に空孔の濃縮によって生成し、これらが集合することで亀裂進展の核となっていると考えられる。

③青木らの研究⁽¹³⁾より引用した図 2 に示すとおり、SCC およびクリープの各亀裂進展速度とキャビティ生成速度はともに同一の極めて高い相関を示した。このことから、それぞれの亀裂の進展速度が粒界上のキャビティ生成速度に支配されていると考えられた。すなわち、CW された炭素鋼の SCC やクリープ割れはキャビティの集積によって引き起こされると考えられた。

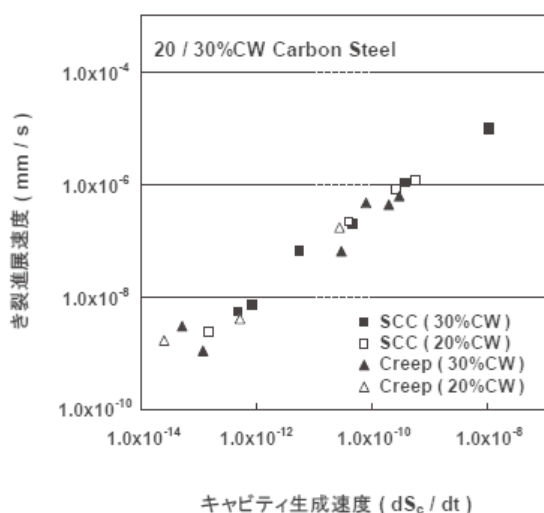


図2 各亀裂進展速度とキャビティ生成速度の相関 (炭素鋼, 360°C)⁽¹³⁾

④同じ温度では大気中より水中の方が 10 倍速くキャビティが生成された。また水中での試験片亀裂表面に多くの水素が取り込まれていたことを確認した。これらのことから、亀裂面で水の還元によって生じた水素が大量に吸収されたことで新たな空孔が生成し拡散速度が高められていることが示唆された。

次に、CW炭素鋼を用いて亀裂発生試験（先端部ブラントノッチ型0.5TCT 試験片）を高温大気中および高温水中で実施し、亀裂発生挙動を調べ、亀裂発生に及ぼすキャビティ生成の役割を考察し、以下のとおり報告⁽¹²⁾⁽¹⁴⁾した。

- ①360°Cの水素添加純水中で、30% CW 炭素鋼の定荷重条件のSCC発生が観察された。
- ②390～450°C の範囲の大気中で、20および30% CW 炭素鋼の定荷重条件のクリープ亀裂発生が観察された。

その発生時間の温度依存性は、山田らの研究⁽¹⁴⁾より引用した図3に示すとおり、単調なアレニウス型を示し、カナダのPoint Lepreau発電所の実機データ（図中ではPt Lepreau）はその延長線上に位置した。見かけの活性化エネルギーは約130kJ/molであった。

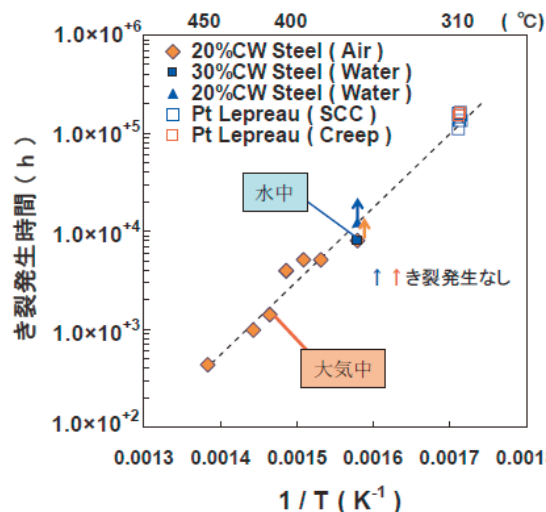


図3 クリープおよび SCC 亀裂発生時間の温度依存性⁽¹⁴⁾

③山田らの研究⁽¹⁴⁾より引用した図 4 に示すとおり、大気中、水中共にキャビティは亀裂発生の前に高応力の負荷された領域の粒界で観察された。これらのキャビティは複数の空孔が拡散・集積することにより生成したものと考えられる。即ち、亀裂発生の潜伏期間に、空孔は応力勾配を駆動力として拡散・集積し、粒界にキャビティが生成する。その後、粒界の結合力を弱くさせるに十分な量のキャビティ生成により、亀裂発生に至る。このような過程が、CW を加えた炭素鋼の高温水中、および高温大気中の亀裂発生メカニズムとして重要な役割を果たしているものと考えられる。

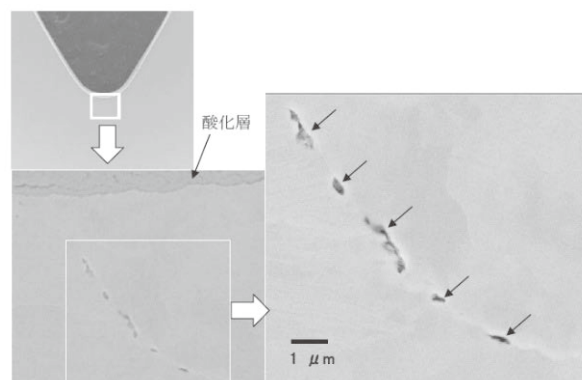


図4 クリープ亀裂発生試験後の断面観察結果（その2） (20%CW 炭素鋼, 40MPa・m^{1/2}, 大気中, 360°C×8,033h)⁽¹⁴⁾

3. 実機取替材による炭素鋼材料の調査

SCC は、これまで試験のし易さからある程度の亀裂が存在する場合の亀裂進展速度測定をベースとした研究がなされてきた。しかし、SCC は材料表面が酸化等により 0.1mm 程度の亀裂深さとなるまでは亀裂はゆっくりと進展し、それ以上になると定常的な進展に移行することが知られている。実機においては、材料が健全な状態から SCC が定常的な進展開始するまでの期間 (SCC 発生期) が材料により数年から数 10 年の範囲で異なり、この把握が、プラントの補修や取替計画策定の観点で重要である。

また、2項に示したとおり、実験による亀裂の発生・進展データは報告されているが、実機プラントの補修や取替計画策定を考える上では、取替などの機会に実機取替材を調査することは有効であり、さらに、実機で長期間使用された材料を SCC 機構の研究に用いることは、長期間供用後の材料の SCC 特性を予測し、機構を確認するために不可欠である。PWR プラントにおいては、炭素鋼の SCC は、高温、曲げ管 (強加工) の部位で発生の可能性があり、精度の高い SCC 発生・進展予測が必要となると考えられる。そのため、例えば、SG 出口炭素鋼配管の曲げ管部など約 280℃ の運転温度条件で長期間使用された炭素鋼材料の入手・分析が望ましいが、より条件が緩い場合でも、その状態を確認することは重要である。

本報告では、亀裂の発生や進展の核となるキャビティ生成が生じる可能性がある、長期に供用された実機炭素鋼材料を入手し分析を行ったことから、その調査結果を示す。

3.1 調査要領

3.1.1 供試材

長期に供用された実機炭素鋼材料として、取替工事で廃材となった大型弁炭素鋼部材を入手し、亀裂の有無やキャビティの発生状況等について調査を行った。

入手した大型逆止弁の外観と系統図上の位置を図 5 に示す。また、採取部材・2 次切断・金属組織と硬さ測定用試験片の外観を図 6 に示す。当該弁は、主給水ラインの逆止弁で、重量 1.5 トン程度である。また、プラント稼働中は 2 次系水が通水されていた。同弁の使用条件は、温度が約 186℃ で使用時間 (通水時間) は約 134,512 時間と推定されている。

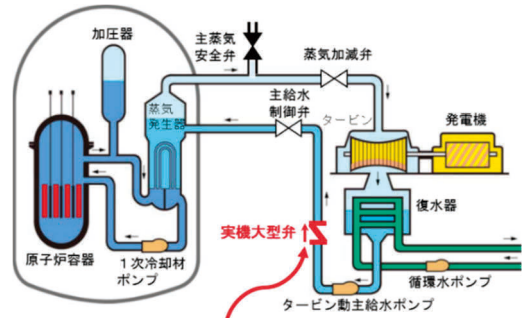


図5 大型逆止弁の外観

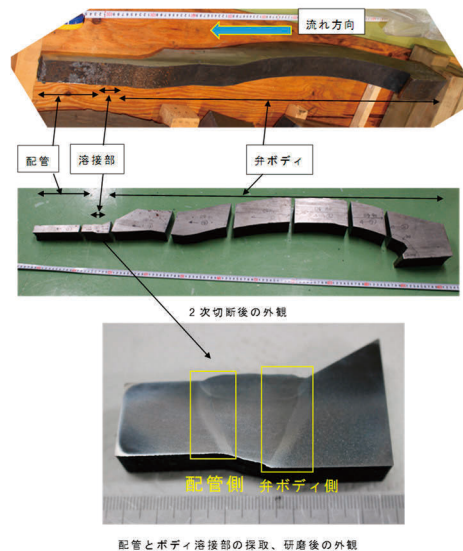


図6 採取部材・2 次切断・金属組織と硬さ測定用試験片の外観

3.1.2 詳細観察位置

これまでの研究実績により、炭素鋼のキャビティ生成については加工やひずみの影響を受けること、また、流れ加速型腐食 (Flow Accelerated Corrosion, FAC) で取り込まれた水素による空孔導入が影響する可能性についても指摘されている。このことから、内表面 (水流面) に FAC の痕跡があり、硬さが大きい配管側溶接部 (図 6 の研磨後外観の左側) の近傍について、キャビティ発生の状況を観察することとした。

試験片の詳細観察位置を選定するに当たり、配管溶接部の板厚全域について溶接部の組織を観察した。図7に配

管側溶接部近傍のデジタルマイクロスコープと電界放出型走査電子顕微鏡 (Field Emission Scanning Electron Microscope, FE-SEM) による低倍率での金属組織の観察写真を示す。断面には溶融線 (溶接線) が見られ、母材側に溶接熱影響部 (Heat Affected Zone, HAZ) が観察された。また、溶接線近傍では、粗粒域が観察された。

一般に、炭素鋼の溶接では、HAZのうち溶接線に沿って生成される粗粒域において硬さが大きくなることから、この領域の硬さを測定することとした。硬さは、溶

接線から 1mm 離れた位置で、内面側から 1 mm ピッチで測定し外表面まで測定した。FE-SEM 像における主な測定ポイント (圧痕位置) と測定結果を図 8 に示す。以上の観察結果を踏まえ、観察するポイントとして、キャビティ発生の可能性が考えられる硬さが大きい位置 (図 8 の第 8, 12, 15 圧痕) の近傍を詳細観察することとした。また、比較として、内外表面近傍 (図 8 の第 1, 2, 23 圧痕) および硬さが小さい位置 (図 8 の第 20 圧痕) の近傍についても詳細観察を行うこととした。

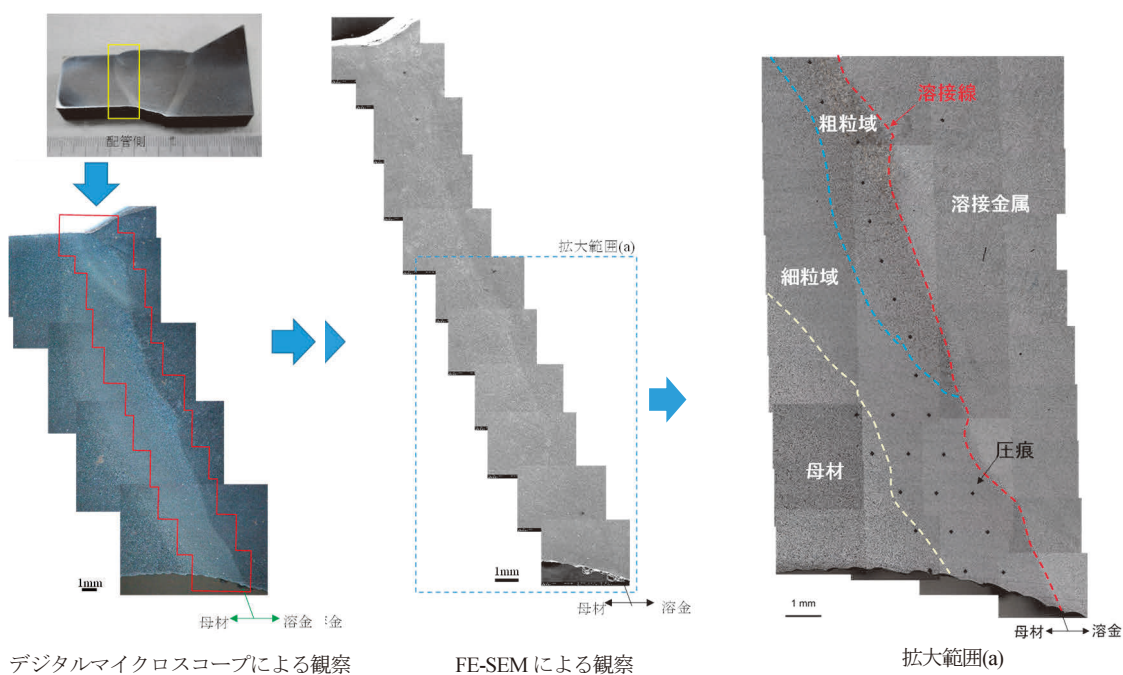


図 7 配管側 HAZ を含む金属組織

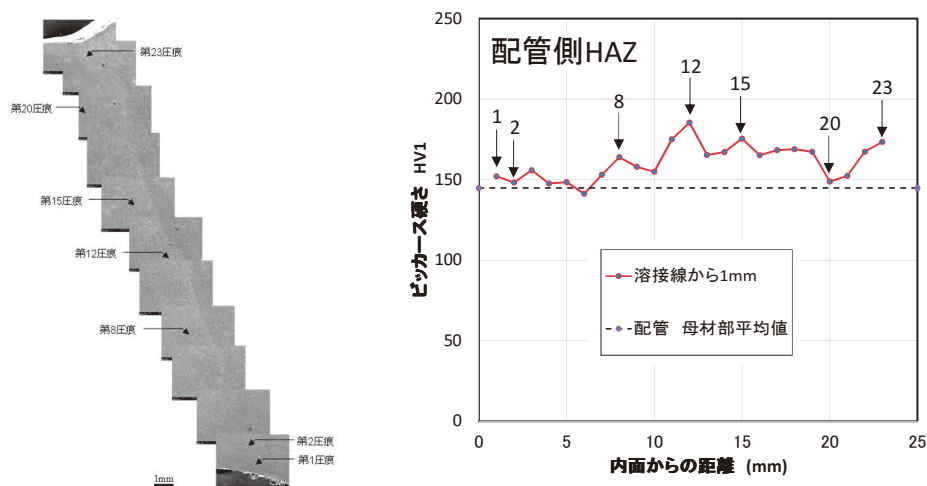


図8 配管側HAZの主な硬さ測定位置と硬さ分布

3.1.3 詳細観察要領

これまでの研究では、SCC およびクリープの亀裂断面観察では、それぞれの亀裂先端部付近の粒界上にキャビティが観察され、図4に示すようにキャビティは亀裂が進展するより前に、空孔の濃縮によって生成し、これらが集合することで亀裂進展の核となっていると考えられ、その大きさは数 μm のものが報告されている。これを踏まえて、本報告では、FE-SEMにより、低倍率（倍率x200）にて、溶接 HAZ の組織の変化状況を確認し、主に圧痕近傍の細粒域、境界近傍、粗粒域を観察した。次に、粒界近傍を中心に約 $1\mu\text{m}$ 程度のキャビティが確認可能である倍率（20,000倍、一部50,000倍）まで観察を行った。

3.2 詳細観察

3.2.1 溶接 HAZ の組織

まず、選定した測定ポイントについて、FE-SEMにより低倍率（倍率x200）での観察を行い、硬さと金属組織の状況について分析を行った。

図9に各測定ポイントでのFE-SEMによる観察写真を示す。まず、硬さが大きい第8,12,15圧痕は、粗粒域に存在した。特に、第12,15圧痕では、より粗大な粒子が観察された。また、硬さが大きい外表面の第23圧痕についても、粗粒域に圧痕が位置することが確認された。

次に、内表面の第1,2圧痕近傍では、明確な粗粒域は見られず、圧痕は細粒域近傍に位置しており、そのため、硬さが母材とほぼ同等であったと考えられた。また、第20圧痕も細粒域に位置しているため、硬さが母材とほぼ同等となっていた。なお、図10に示すように、この第20圧痕近傍の一部では、溶接入熱による焼き戻しを受け、溶接線近傍でも粗粒域となっていない領域が観察された。

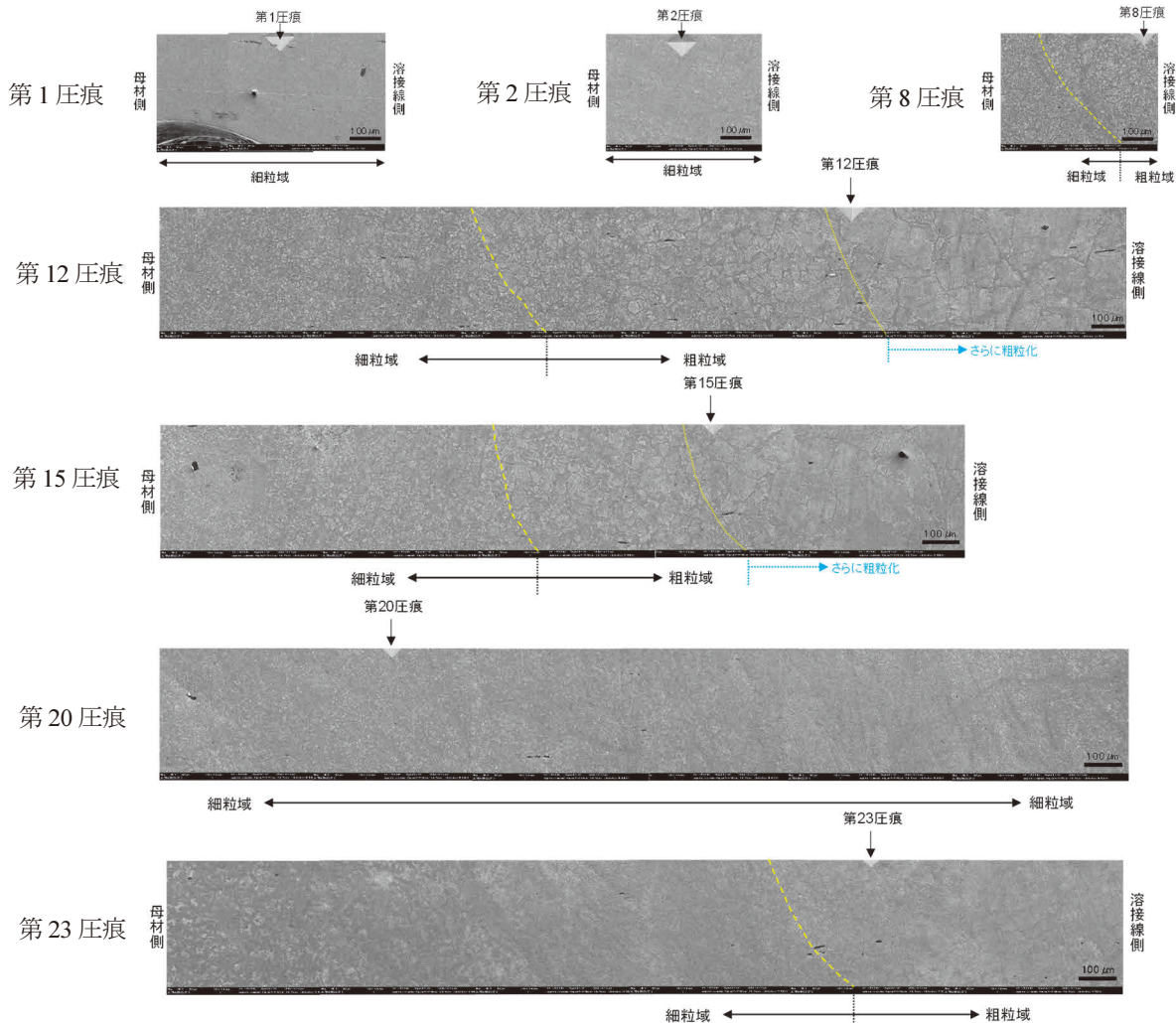


図9 FE-SEMによる観察写真（倍率x200）

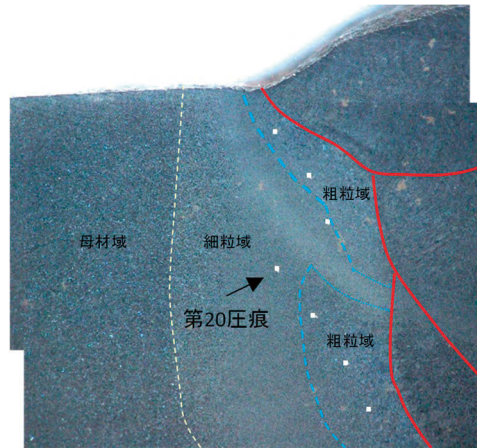


図10 第20圧痕近傍における溶接形状の影響によるHAZの性状分析

3.2.2 キャビティ観察

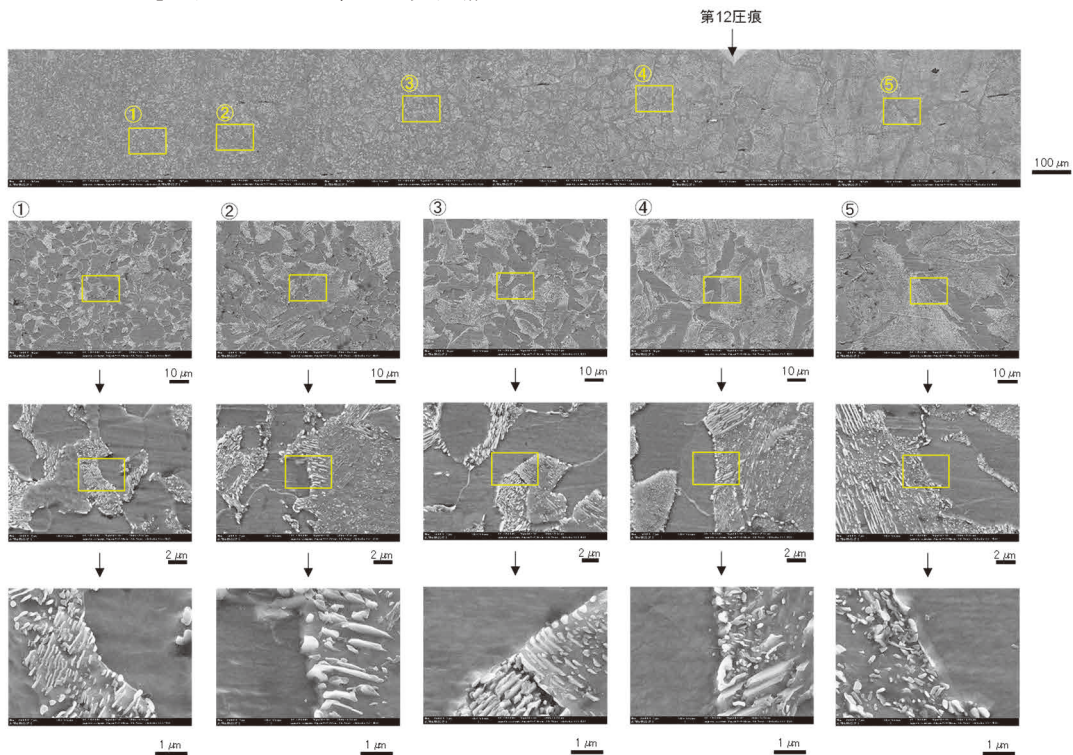
次に、各測定ポイントにおいて、圧痕近傍の細粒域、境界近傍、粗粒域について代表位置を選定し、高倍率（～x20,000、一部x50,000）でのFE-SEM観察により、キャビティ発生の有無や性状の詳細観察を行った。観察結果の代表例として、第12圧痕と第2圧痕の観察結果を図11に示す。その結果、下記の観察結果が得られた。

- 粒界を拡大（倍率x1,000、x5,000、x20,000）して観察した結果、各測定ポイントでも明確に判別できる大きさのキャビティは確認されなかった。（図11(a)）
- 第2圧痕近傍に「くぼみ」が見られたため、拡大観察（倍

率x50,000）した結果、「くぼみ」はエッチング等による粒の欠損であることが確認された。（図11(b)）

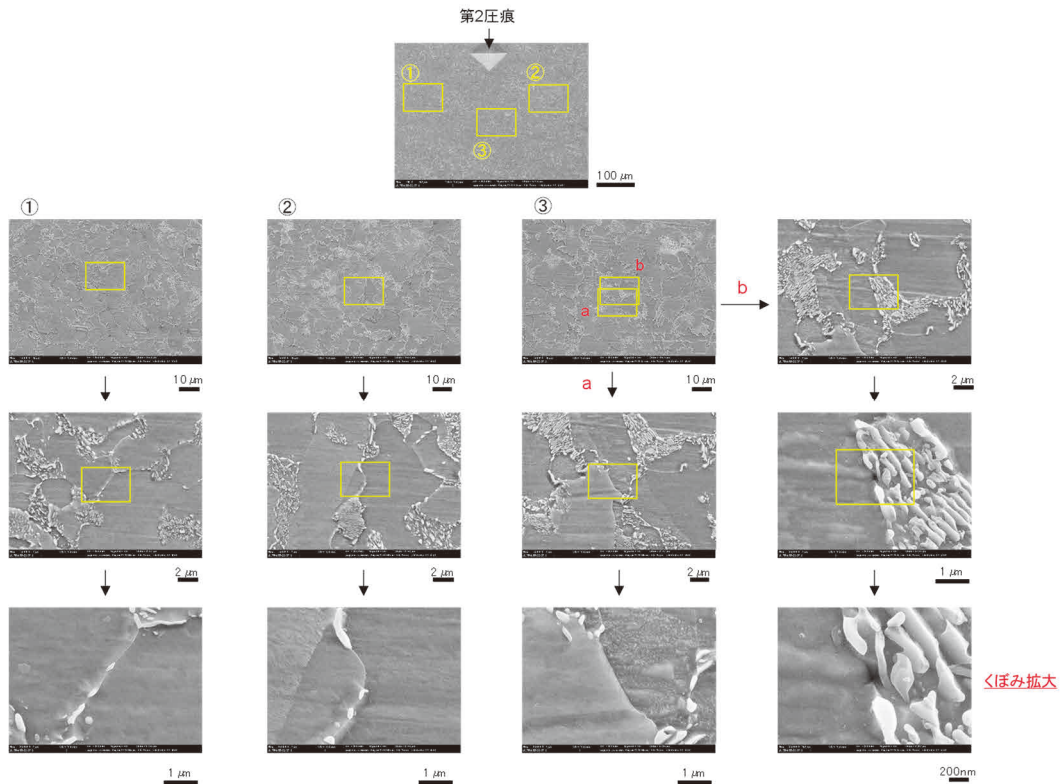
なお、一部の圧痕近傍に介在物が散見されることから、エネルギー分散型X線分光法（Energy Dispersive X-ray Spectroscopy, EDS）によりその元素分析を行った。図12に第8圧痕近傍で確認された介在物のEDS分析結果を示す。主な成分としてS及びMnが検出され、介在物はMnSであることが推定された。これは、その形状が配管の圧延方向に伸びていることも踏まえると、配管作成時に生成されたものであることが推測された。

以上より、本観察では、キャビティ発生の痕跡（約1μm程度）は観察されなかった。



(a) 第12圧痕

図11 FE-SEMによる拡大観察結果



(b) 第2圧痕

図11 FE-SEMによる拡大観察結果 (Cont.)

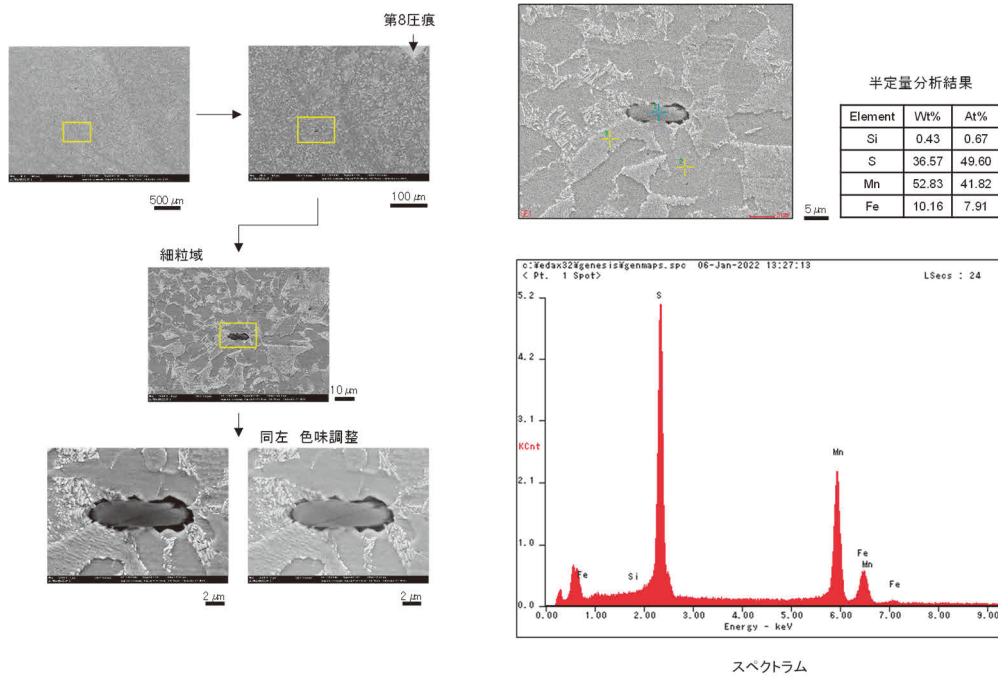


図12 EDS分析結果 (第8圧痕近傍存在物)

3.3 観察結果のまとめ

キャビティ生成の可能性のある実機材炭素鋼を対象とし、実機で長時間高温条件に晒された炭素鋼の状態変化の有無を確認した。

運転温度 186°C で約 134,512 時間使用された主給水系統における逆止弁と配管の溶接部を対象として、溶接線から 1 mm 離れた線に沿って硬さ測定した圧痕の近傍を SEM 観察によりキャビティ生成の有無を確認した。硬さが比較的高くなっていた粗粒域の粒界で 1 μm 程度のキャビティが識別可能な倍率(20,000 倍、一部 50,000 倍)で SEM 観察した結果、キャビティは確認されなかった。

3.4 考察

これまでの研究や海外プラント等の実機での発生例等から推察すると、極めて微細な初期段階のキャビティの存在の可能性が無いとは言い切れない。そこで、本考察において、極微細なキャビティの存在の可能性について検証した。

3.4.1 亀裂発生時間

まず、本供試材に亀裂が発生すると仮定した場合の発生時間について考察した。有岡、山田らの研究^{(11)~(14)}により、CW 炭素鋼の亀裂発生試験（先端部プラントノッチ型 0.5TCT 試験片）による SCC 発生およびクリープ亀裂発生挙動が検討されており、360°C の水素添加純水中で、30% CW 炭素鋼で定荷重条件の SCC 発生が観察され、390~450°C の範囲の大気中で、20%および 30% CW 炭素鋼の定荷重条件のクリープ亀裂発生が観察された。その発生時間の温度依存性は、山田らの研究⁽¹⁴⁾より引用した図 3 に示す通り、単調なアレニウス型を示し、加圧水型重水炉の 310°C 近傍の実機データはその延長線上に位置した。

この図 3 を基に、グラフの外挿により、186°C での発生時間を算出した結果を図 13 に示す。これより、亀裂発生までの発生時間は、約 1.0×10^8 (1 億) 時間以上と算出され、亀裂発生には極めて長時間を有する可能性があることが示唆された。

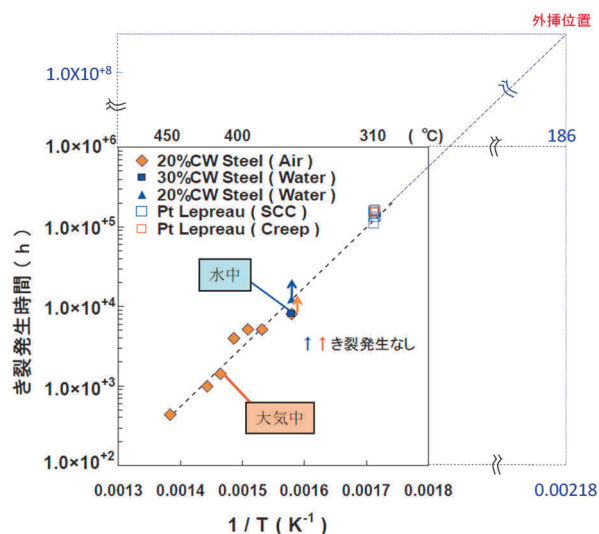


図 13 クリープおよび SCC 亀裂発生時間の温度依存性⁽¹⁴⁾に基づく 186°C での発生時間の外挿

3.4.2 キャビティ寸法

次に、キャビティが発生していると仮定した場合の寸法について見積った。有岡、青木らの研究⁽¹¹⁾⁽¹³⁾により、20%および 30% CW の炭素鋼を用いた水中 SCC 亀裂進展試験により、青木らの研究⁽¹³⁾より引用した図 1 に示す通り、CW 炭素鋼の SCC 亀裂進展試験の温度依存性が示された。この図 1 を基に、グラフの外挿により、186°C での亀裂進展速度を算出した結果を図 14 に示す。この図 14、および、同じく青木らの研究⁽¹³⁾より引用した図 15 のキャビティ寸法を基に、算出した亀裂進展速度をキャビティ成長速度と仮定して 186°C でのキャビティ寸法を見積った。

○まず、算定の元となるデータを以下のとおり設定した（青木らの研究⁽¹³⁾より引用）。

試験温度 340°C、試験時間 600 時間
亀裂（キャビティ）進展速度 約 1×10^{-6} mm/s
キャビティ寸法 約 10 μm

○次に、本供試材について、キャビティ寸法の見積り条件を以下のとおり仮定した。仮定に際しては、より安全側（亀裂の進展が大きくなる方向）となるような条件とした。

試験温度 186°C、運転時間 約 135,000 時間
亀裂（キャビティ）進展速度 約 1×10^{-10} mm/s
(外挿値は極めて小さいためグラフ最小値とした)

○以上の条件を基に、186°C でのキャビティ寸法を以下のとおり見積った。

キャビティ進展速度は、340°Cの進展速度に対して約 1/10,000

(計算式: $1 \times 10^{-6} \div 1 \times 10^{-10}$)

キャビティの成長は、約 225 倍

(計算式: 135,000 時間 ÷ 600 時間)

よって、同程度の加工度と応力を仮定した場合、本供試材で想定されるキャビティ寸法は、約 225nm

(計算式: 約 10 μ m × 約 1/10,000 × 約 225 倍)

この結果、想定される最大のキャビティ寸法は約 225nm と見積った。ただし、実際の観察ではキャビティは観察されなかったことから、この見積りは一次スクリーニング的な数値であることが示唆された。

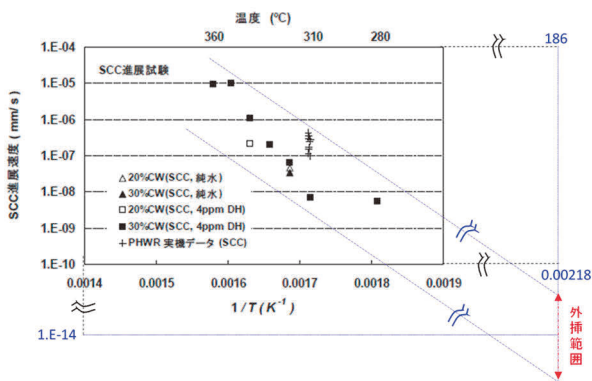


図 14 冷間加工炭素鋼の SCC 亀裂進展試験の温度依存性⁽¹³⁾に基づく 186°Cでの SCC 進展速度の外挿

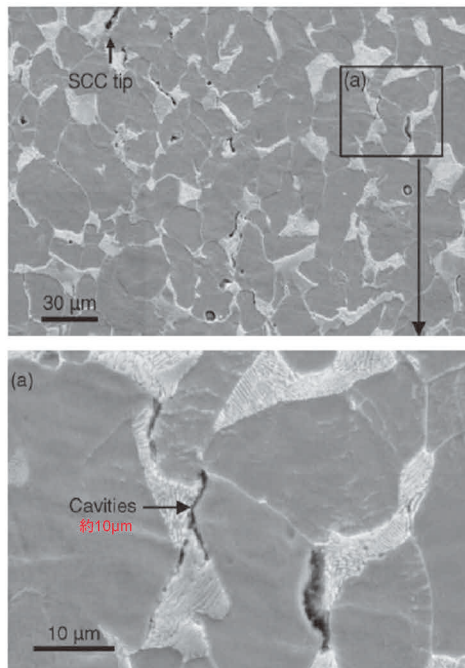


図 15 CW 炭素鋼の SCC の亀裂先端近傍断面 SEM 像 (30%CW 炭素鋼, 水素添加純水, 340°C, 600 時間)⁽¹³⁾

3.4.3 その他の影響因子

さらなる検討として、キャビティ生成に及ぼす影響が考えられるその他の因子について考察した。

(1) 供試材の CW

本供試材は CW されておらず、その溶接 HAZ の硬さは、図 16 に示すとおり、最大でも 20%CW 材よりも低く、硬さの観点でも、実験的にキャビティ発生の確認されている 20%CW 材よりも感受性は小さいものと考えられた。

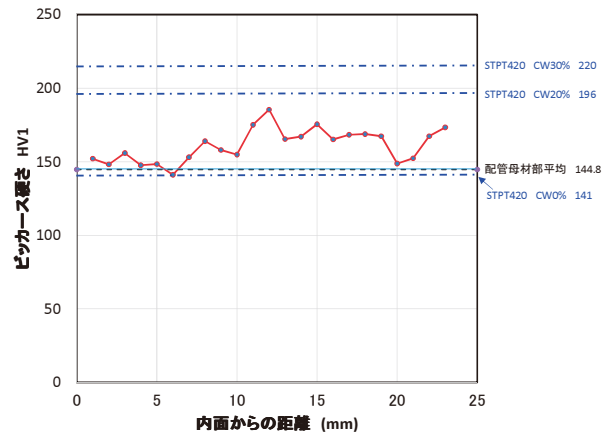


図 16 本供試材 (配管側 HAZ 部) と STPT42 配管 CW 材 (CW : 0%, 20%, 30%) との硬さの比較

(2) 応力因子

一般的に大型実機材での溶接は多層溶接となり、HAZ は複雑な温度履歴による部分的な焼き戻し効果で、溶接熱影響に伴う細粒域、粗粒域への組織変化も複雑になり、HAZ の残留応力も複雑になる。さらに、炭素鋼の溶接部は、通常溶接後熱処理による残留応力緩和処置が実施されるため、キャビティ生成の促進要因である応力集中部を特定や、応力の程度を推定することが困難であった。

(3) 腐食に伴う水素の影響

本対象材料における、実際の水素取り込み量が不明なため定量的な判断は難しいが、本材料は配管内面で FAC を生じており、その FAC に伴い水素が取り込まれることが想定された。その水素がキャビティ生成の促進因子として働く可能性があるが、今回の SEM 観察でキャビティが確認できなかったことから、水素による促進効果は影響しなかったものと推察される。

3.4.4 考察結果と展望

使用温度が 186°C で、CW 等により加工歪の付与が想定されない場合は、粒界割れの要因となるようなキャビティの発生や粒界への集積の可能性は極めて低いと考えられることが示唆された。

今後の研究課題として、SCC 機構検討や SCC 予測には、実機材料での知見拡充や確認が有効であり、長期供用機器の取替えやプラントの廃止措置による機器の解体の機会をとらえて、引き続き実機取替材を活用した検討が望まれる。なお、炭素鋼 SCC 機構検討については、より高加工度、高温、水素の取込がキャビティ生成の促進因子と考えられるので、そのような部位で長期間使用された材料での評価が有効と考えられる。

4. まとめ

これまでに報告されている CW 炭素鋼における亀裂発生・進展についての研究成果を解説するとともに、実機取替材を活用した長期供用影響の確認への取組みとして、実機で長期間使用された炭素鋼材料の調査結果を報告し、その必要性や有効性を述べた。

○運転温度 186°C で約 134,512 時間使用された主給水系統における逆止弁と配管の溶接部を対象として、硬さが比較的高くなっていった粗粒域の粒界で FE-SEM 観察した結果、キャビティは確認されなかった。

○考察の結果、キャビティの発生確率は極めて小さく、使用温度が 186°C で、CW 等により加工歪の付与が想定されない場合は、粒界割れの要因となるようなキャビティの発生や粒界への集積の可能性は極めて低いと考えられることが示唆された。

○SCC 機構検討や SCC 予測には、実機材料での知見拡充や確認が有効であり、今後も実機取替材を活用した検討が望まれる。炭素鋼 SCC 機構検討については、より高加工度、高温、水素の取込がキャビティ生成の促進因子と考えられるので、そのような部位で長期間使用された材料での評価が有効と考えられる。

謝辞

本調査を遂行するにあたり、関係された方々ならびに本調査の遂行にご協力いただいた(株)原子力安全システム研究所材料グループ村上公治氏の多大な協力があつた。この場を借りて謝意を表します。

引用文献

- (1) 福谷耕司, 藤井克彦, 西岡弘雅, “中性子照射された SUS316 のマイクロ組織変化,” INSS JOURNAL, Vol. 12, (2005).
- (2) 福谷耕司, 西岡弘雅, 藤井克彦, 橋内裕寿, “中性子照射されたステンレス鋼の変形挙動,” INSS JOURNAL, Vol. 13, (2006).
- (3) 西岡弘雅, 福谷耕司, 藤井克彦, 鳥丸忠彦, “PWR において 73dpa まで照射されたステンレス鋼の IASCC 特性と機械的特性,” INSS JOURNAL, Vol. 14, (2007).
- (4) 福村卓也, 戸塚信夫, “原子炉容器上蓋管台部の 1 次冷却材漏洩経路等調査,” INSS JOURNAL, Vol. 15, (2008).
- (5) 福谷耕司, 西岡弘雅, 藤井克彦, 橋内裕寿, “照射ステンレス鋼の IASCC 亀裂先端分析,” INSS JOURNAL, Vol. 15, (2008).
- (6) 山田卓陽, 藤井克彦, 青木政徳, 有岡孝司, “実機供用 2 相ステンレス鋼の熱時効評価,” INSS JOURNAL, Vol. 19, (2012).
- (7) M. Wright, P. Poruks, S. Liu, “Role of Cold Work in CANDU Feeder Cracking,” Proc. 2007 AECL/COG/EPRI Workshop on Cold Work in Iron- and Nickel-Based Alloys Exposed to High Temperature Water Environments, Toronto, Canada, (2007).
- (8) M. Wright, “Crack Initiation and Early Stages of Crack Growth in CANDU Feeder Pipes,” The SCC Initiation Workshop, Beaune, France, (2008).
- (9) J. P. Slade and T. S. Gendron, “Flow Accelerated Corrosion and Cracking of Carbon Steel Piping in Primary Water - Operating Experience at the Point Lepreau Generating Station,” Proc. of 12th Int. Conf. on Env. Degra. of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS, 2005, 773-782.
- (10) J. P. Slade and T. S. Gendron, “Risk-Reduction Strategies used to Manage Cracking of Carbon Steel Primary Coolant Piping at the Point Lepreau Generating Station,” Proc. of 12th Int. Conf. on Env. Degra. of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS,

2005, 785-794.

- (11) K. Arioka, T Miyamoto, T. Yamada, T. Terachi, "Formation of Cavities Prior to Crack Initiation and Growth on Cold-Worked Carbon Steel in High-Temperature Water," Corrosion, Vol. 66, No. 1, (2010).
- (12) K. Arioka, T Miyamoto, T. Yamada and M. Aoki, "Role of Cavity Formation in Crack Initiation of Cold-Worked Carbon Steel in High-Temperature Water," Corrosion, Vol. 69, No. 5, pp.487-496, (2013).
- (13) 青木政徳, 山田卓陽, 宮本友樹, 有岡孝司, "冷間加工炭素鋼の高温水中応力腐食割れに及ぼすキャビティ生成の役割—その1: 亀裂進展試験からの検討—," INSS JOURNAL, Vol.20, (2013).
- (14) 山田卓陽, 青木政徳, 宮本友樹, 有岡孝司, "冷間加工炭素鋼の高温水中応力腐食割れに及ぼすキャビティ生成の役割—その2: 亀裂発生試験からの検討—," INSS JOURNAL, Vol.20, (2013).
- (15) Masanori Aoki, Takuyo Yamada, Tomoki Miyamoto, Koji Arioka, "Role of cavity formation in SCC of cold worked carbon steel in high-temperature water," 第60回材料と環境討論会, (2013).
- (16) S. Ritter and H.P. Seifert, "Stress Corrosion Cracking Behavior of Low Alloy Reactor Pressure Vessel Steels and of a Weld Material under Simulated BWR Environment," Corrosion 2003, Paper No.03664, NACE (2003).
- (17) D. J. Lees and M. J. Siverns, "Tolerance of flaws in pressurized components," Institution of Mechanical Engineers, (1978).
- (18) Koji Arioka, Tomoki Miyamoto, Takuyo Yamada, and Takumi Terachi, "FORMATION OF CRACK EMBRYOS PRIOR TO CRACK GROWTH IN HIGH TEMPERATURE WATER," 14th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, (2009).
- (19) Koji Arioka, Tomoki Miyamoto, Takuyo Yamada, and Takumi Terachi, ROLE OF CAVITY FORMATION ON CRACK GROWTH OF COLDWORKED CARBON STEEL, "TT 690 AND MA 600 IN HIGH TEMPERATURE WATER," 15th International Conference on Environmental Degradation, (2011).

軽水炉炉内構造物用ステンレス鋼の中性子照射データの整備

Database on irradiation effects of stainless steels in light water reactors

福谷 耕司 (Koji Fukuya)*¹

藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii)*¹

要約 軽水炉の炉内構造物に使用されているステンレス鋼は運転中に多量の中性子照射を受け、材料の性質が大きく変化する。変化する特性には、引張特性や破壊靱性のような機械的特性の変化、腐食や応力腐食割れへの感受性の変化、クリープ・応力緩和やスエリングのような形状や応力状態の変化があり、いずれも炉内構造物の構造健全性に強い影響をもつ。中性子照射の影響は累積的に増大するものが多いので長期運転における健全性を正確に評価するためには精度の高い特性予測が必要となる。中性子照射材の材料データは、軽水炉の取替部材や研究炉による照射試験により得られるが、強く放射化しているためホットセル内試験が必須であり長期の試験期間と多額の費用が必要となる。このため、国内外で実施されてきた試験研究の貴重なデータを収集し活用することが重要と考えられる。ここでは最近報告された照射ステンレス鋼の特性に関するデータベースを紹介するとともに、そのデータを用いて一部の材料特性の傾向式を検討した試みを紹介する。

キーワード 炉内構造物, ステンレス鋼, 中性子照射, 機械的特性, 応力腐食割れ, データベース

Abstract The material properties of stainless steels used in core structures of light water reactors are significantly changed due to intense neutron irradiation during reactor operation. The changes in material properties include mechanical properties such as tensile strength and fracture ductility, susceptibility to corrosion and stress corrosion cracking, and stability of dimension and stress state due to creep, stress relaxation and swelling. All these changes have strong influence to the integrity of reactor core structure. Thus the precise estimation of long-term integrity needs reliable prediction of these material property changes since the effect of neutron irradiation is accumulated with increasing neutron fluence. Property data on neutron-irradiated materials have been obtained from retrieved components in power reactors and test reactor irradiation while hot-cell experiments for such highly activated materials require long time and high cost. Therefore, it is important to collect and use such valuable experimental data. This report introduces recent database of material properties in irradiated stainless steels, and development of trend curves for some of material properties.

Keywords reactor core internal, stainless steel, neutron irradiation, material properties, database, trend curve

1. はじめに

軽水炉の炉内構造物に使用されているステンレス鋼は運転中に多量の中性子照射を受け、材料原子のはじき出しによる点欠陥の形成、点欠陥の拡散と集合体形成によるミクロ組織・組成の変化の過程を経て、材料の巨視的な性質が大きく変化する。その変化として、強度増加・延性低下や破壊靱性の低下のような機械的特性の変化、腐食や応力腐食割れの感受性の増大、クリープ・応力緩和やスエリングのような形状や応力状態の変化の進行がある⁽¹⁾⁽²⁾。こうした変化は割れ発生の可能性の増加や破壊抵抗性の低下などにより炉内構造物の構造健全性に影響をもち、軽水炉高経年化対

策上の重要となっている。軽水炉の中性子照射量は運転年数に比例して、40年を超えるとのはじき出し損傷量 dpa 単位で PWR では最大 100dpa 程度、BWR では最大 10dpa 程度に達する。中性子照射の影響は累積的に増大するので、長期運転における健全性を正確に評価するためには高照射量まで精度良い予測が必要となる。特性予測は中性子照射量に対する変化の傾向を表すモデル式を照射材のデータに当てはめる方法が一般的であるので、データの量と質が予測の信頼性に強く関係する。

中性子照射材の材料特性データは、軽水炉そのものの取替部材や廃棄材の試験、研究炉による照射試験により得られているが、これらは強く放射化しているた

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

めホットセル内試験が必須であり長期の試験期間と多額の費用が必要となる。長期運転で懸念される劣化現象のひとつである照射誘起応力腐食割れ (IASCC, Irradiation assisted stress corrosion cracking) への対応のため、原子力安全基盤機構の IASCC プロジェクトのような大規模な試験研究が国や民間により行われてきており多くの報告がなされている^{(3)~(6)}。最近ではスペインの PWR 廃炉の炉内構造物を対象とした国際的なプロジェクト研究も行われており、データが報告されつつある⁽⁷⁾。報告されたデータを収集整理して、中性子照射に伴う材料特性の変化についての傾向式や予測式も作成されている。米国では産業界の EPRI (Electric Power Research Institute) や原子力規制委員会 NRC が委託する ANL (Argonne National Laboratory) が、引張特性、破壊靱性、IASCC の発生と進展などの傾向式を報告している^{(8)~(9)}。日本国内では日本機械学会の維持規格や原子力安全推進協会の炉内構造物等点検ガイドラインに材料特性の変化式やデータが示され健全性評価に使われている^{(10)~(11)}。新しい知見やデータを取り入れて適宜データベースの更新や傾向式を見直ししていくことが重要となっている。

世界的に研究炉の廃止が進んでいることなども影響して新規のデータをを得るための大規模な照射試験は最近では減少しており、知識基盤を維持継承するためには貴重なデータを散逸させることなく収集しておくこと、最新の知見に基づいてそれらのデータから新たな知識を得ることが必要と考えられる。

この解説では、最近整備された照射ステンレス鋼の材料特性に関するデータベース^{(12)~(14)}を紹介するとともに、そのデータに基づいた傾向式の検討の結果^{(15)~(18)}を紹介する。この検討は日本原子力研究開発機構 JAEA に原子力安全システム研究所が協力して行ったものである。

2. データベース

2.1 対象材料と特性

対象とされたステンレス鋼の鋼種は炉内構造物に使用されているオーステナイト系ステンレス鋼304, 304L, 316, 316L, 原子力用316で、母材と溶接熱影響部HAZ, 溶金も含んでいる。NbやTiを添加した安定化ステンレス鋼である347と321は国内では炉内にほとんど使用されていないので対象外となっている。

対象とされた特性は炉内構造物の健全性評価に必

要となる特性で、機械的特性 (引張特性, 硬さ, 破壊靱性), IASCC 特性 (IASCC 感受性, IASCC 発生, IASCC 進展), 応力緩和・クリープ・スエリングである。また、これらの材料特性の変化を引き起こす原因となるマイクロ特性 (マイクロ組織, 粒界偏析) についても対象となっている。

2.2 データの収集

収集されたデータは、軽水炉実機からの取出材のデータ, 熱中性子型研究炉による照射材のデータである。後者では、軽水炉温度である約300°C付近で照射された材料に対して、室温から軽水炉温度の範囲で実施された照射後試験により得られたデータが対象である。高速炉の照射データは軽水炉対象の研究で照射温度と試験温度がいずれも400°C以下のもののみが対象となっている。

上記の材料と条件範囲に基づいて、公開されている文献等から数値データが明示されているデータに限定して収集されている。特に国内で実施された国のプロジェクトや民間の共同研究等についてはほとんどのデータが集められている。

収集されたデータは利用対象を考慮してPWRとBWRに分けて特性ごとにデータシートに整理されている。このPWRとBWRの区分は、文献の研究対象と目的、試験材を取り出した炉型、照射温度と試験温度 (BWRは主として288°C, PWRは300°C以上も含む) などの情報に基づいて行なわれている。データシートに格納された項目は、共通項目としての材料情報 (鋼種, 組成, 熱処理, 機械加工, 形状等) と照射情報 (照射炉, 照射量, 照射速度, 照射温度等), 各特性に応じた試験条件 (試験片形状, 試験方法, 試験温度等) と特性データとなっている。

2.3 データベース

データベースに格納されたデータは、収集の基準に合っているものの中から、さらに照射条件や試験方法・条件の記載、データ処理方法等に基づいて選別されている。例えば、照射温度等の重要な情報がないデータや、試験時間が十分ではない亀裂進展速度データなどは除外されている。軽水炉炉内から取り出した試験材のデータは貴重であるのですべてデータベースに取り入れられている。重要なデータを漏れなく収集することやデータ選択の判断基準を議論するために、国内で照射ステンレス鋼にかかわる 20 人程度の技術

者と研究者が集まる場を設けて議論されている。

こうして収集され整理されたデータベースは、2018年の時点のものが JAEA-Review として PWR と BWR で別々に公開されている⁽¹³⁾⁽¹⁴⁾。データベースは利用のしやすさを考慮して EXCEL で作成されており、JAEA-Review ではその項目の一部が抽出されている。

JAEA-Reviewに収集整理されたデータ数を表1に示す⁽¹²⁾。最もデータが充実しているのはPWR, BWRともに機械的特性の基本となる引張特性である。他の特性はPWRとBWRの炉内構造物の形状と経年劣化評価の対象となる部位と必要データの違いを反映して充実度が異なっている。PWRではバップルフォーマボルト(316冷間加工材)のIASCC破損が重要な経年劣化現象であり、IASCC発生および応力源評価のためのスエリングとクリープのデータが多く報告されている。BWRではシュラウド等(304と316溶体化材)のIASCCき裂の大きさが重要であり、IASCC感受性・進展、破壊靱性、応力緩和のデータが多く報告されている。また、PWRとBWRを問わずIASCCのメカニズムに関連するマイクロ組織(転位ループやキャビティの平均サイズと数密度)や粒界偏析(Cr, Ni, Si等の粒界濃度と粒内との差)のデータが多く報告されている。

表1 収集したデータのデータ数⁽¹²⁾

特性	PWR		BWR	
	記号	データ数	記号	データ数
引張	PT	325	BT	338
硬さ	PH	45	BH	132
破壊靱性	PF	58	BF	133
IASCC感受性	PIS	97	BIS	153
IASCC発生	PII	282	BII	63
IASCC進展	PIG	177	BIG	290
応力緩和・クリープ	PSC	133	BSC	161
スエリング	PSW	189	-	-
マイクロ組織	PM	59	BM	96
粒界偏析	PG	92	BG	96

3. データの傾向分析

作成されたデータベースのデータを用いて、材料特性の照射量依存性について材料組成や照射条件・試験条件の違いを検討した。また、データ量が十分な特性については傾向式を検討した^{(15)~(18)}。

3.1 引張特性

引張特性は機械的性質の基本となる特性であり多くのデータが報告されている。ここでは、耐力、引張強さ、一様伸び、破断伸びに関して、照射温度と試験温度が300℃付近(280~350℃)で引張試験のひずみ

速度が10⁻⁶/s以上のデータについて、溶体化処理材と冷間加工材、304系と316系、通常炭素と低炭素で材料を分類して照射量に対してプロットして比較した。傾向式の検討には飽和形の照射量依存性を表す関数形として次式を用いて、最小二乗法でフィッティングを行った⁽¹⁵⁾⁽¹⁷⁾。

$$Y = A + B \cdot [1 - \exp(-\text{dpa}/C)]$$

ここで、Y は耐力、引張強さ、一様伸びまたは全伸び、A, B, C は定数であり、A は初期値、A+B は飽和レベルとなる。照射量ははじき出し損傷量 dpa を用いた。表2はPWRとBWRのデータベースから得られた傾向式の係数を示す。結果の例を図1と図2に示す⁽¹⁵⁾。

図1はPWRのデータベースによる冷間加工316(CW316)の耐力のデータと傾向線を示す。ばらつきは大きい、約20dpaで950MPaに飽和する傾向となっている。図2はBWRのデータベースによる通常炭素量の溶体化304/316のデータと傾向線(実線)を示す。点線は低炭素の304L/316Lもあわせた傾向線であり、通常炭素材は飽和する照射量がやや小さい傾向があることがわかる。このような耐力に見られる違いは、引張強さ、一様伸び、全伸びでも同様にみられている。

また、構造物の評価には応力歪関係を表す構成式が必要であるが、Swift式をベースに耐力と引張強さから応力歪関係を決定する手法を提案し、図3のようにデータベース内の応力歪関係のデータを良好に再現できることも確認している⁽¹⁵⁾。図3は溶体化316Lの例であり、図中の黒線は公称の応力歪関係、赤線は黒線から計算した真応力真歪関係、緑線は提案した手法による真応力真歪の関係である。

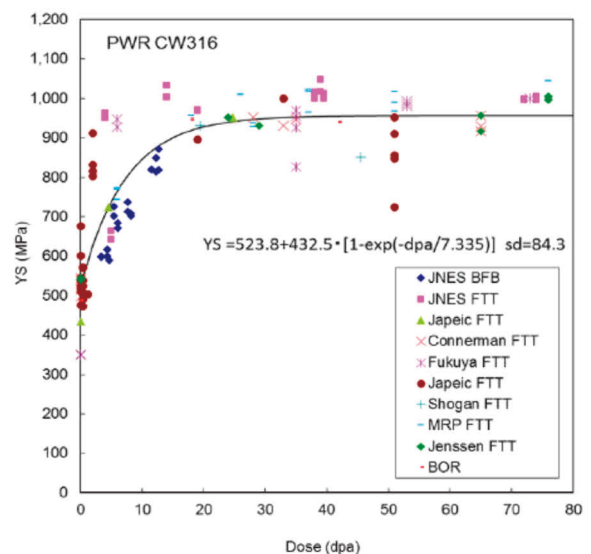


図1 PWR データの冷間加工 316 のデータと傾向線⁽¹⁵⁾

表 2 引張特性の傾向式の係数⁽¹⁷⁾

YS:耐力, UTS:引張強さ, UE:一様伸び, TE:全伸び, sd:標準偏差, n:データ数

	Material		A	B	C	A+B	sd	n
PWR	CW316	YS	523.8	432.5	7.335	956	84.3	126
		UTS	642.6	344.3	7.335	987	73.1	126
		UE	11.19	-10.41	5.765	0.8	3.9	126
		TE	18.15	-10.63	8.678	7.5	5.4	126
	SA304/316	YS	238.0	614.2	4.164	852	87.3	33
		UTS	495.2	376.1	4.164	871	62.3	33
		UE	18.85	-18.25	6.103	0.6	7.9	31
		TE	32.69	-26.01	4.322	6.7	6.4	33
BWR	All data	YS	198.6	647.9	2.653	846	81.8	203
		UTS	411.8	447.9	2.653	860	76.3	203
		UE	34.27	-33.95	1.832	0.3	6.2	163
		TE	40.09	-32.56	1.821	7.5	6.8	197
	304/304L	YS	215.4	631.1	2.383	847	78.8	106
		UTS	421.1	438.7	2.383	860	70.9	106
		UE	34.50	-34.18	1.283	0.3	5.8	84
		TE	39.53	-31.99	1.330	7.5	6.5	100
	316/316L	YS	170.6	675.9	2.918	846	70.3	97
		UTS	397.9	461.8	2.918	860	79.0	97
		UE	35.16	-34.84	2.207	0.3	5.9	79
		TE	40.51	-32.97	2.042	7.5	6.3	97
	304/316	YS	218.0	628.5	1.789	847	64.4	94
		UTS	436.2	423.6	1.789	860	55.9	94
		UE	33.89	-33.57	1.281	0.3	5.3	84
		TE	39.23	-31.70	1.536	7.5	6.9	94
304L/316L	YS	157.7	688.8	3.196	846	55.5	107	
	UTS	375.2	484.5	3.196	860	65.3	107	
	UE	36.34	-36.02	2.260	0.3	5.9	79	
	TE	41.35	-33.82	2.028	7.5	6.7	103	

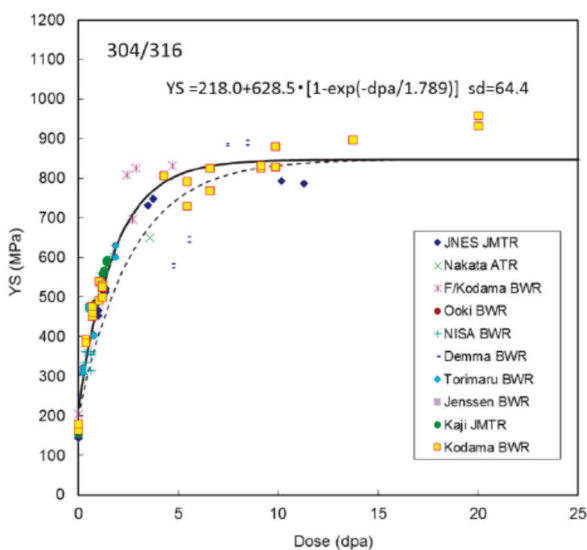


図 2 BWR データの溶体化 304/316 のデータと傾向線⁽¹⁷⁾

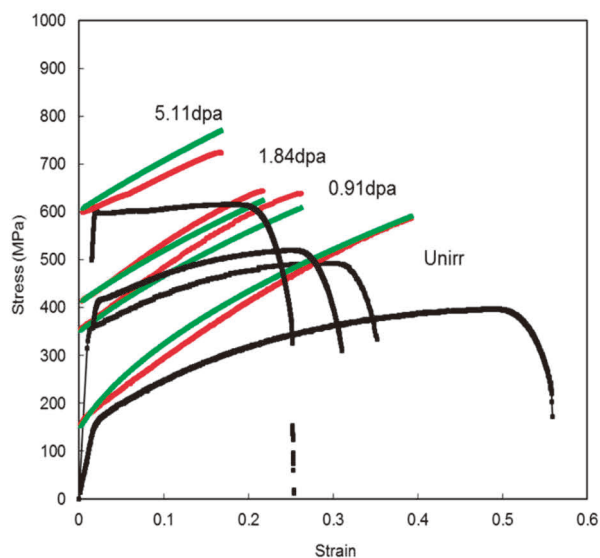


図 3 溶体化 316L の応力歪関係データと予測線⁽¹⁷⁾

3.2 破壊靱性

破壊靱性値は亀裂のある構造物の健全性評価に必要であることから、シュラウド等の厚板構造物をもつ BWR 条件の溶体化 304/316 系のデータが比較的多い。ここでは、破壊試験として高い信頼性が期待できる 1/4T 以上の CT 試験片と 3 点曲げ試験片を用いた溶体化ステンレス鋼(304/304L, 316/316L)のデータで傾向式を検討した⁽¹⁶⁾。JIC または JQ の照射データを対象とし、288℃付近で試験された破壊靱性値 69 点を抽出した。破壊靱性値 J は引張特性に似た飽和型の照射量依存性を示すことから、傾向式は同様な関数形とした。

図 4 はデータベースの全データと傾向線を示す⁽¹⁶⁾。10dpa 程度ではほぼ飽和する傾向式が得られている。データのばらつきは大きい、その原因とひとつと考えられる材料の圧延方向と亀裂進展方向の関係(図中凡例の TL と LT)を考慮した検討結果も行い、影響が見られることを確認した。構造健全性の評価では破壊靱性の傾向線はデータをすべて包絡するように安全側に設定されることがあるが⁽¹⁰⁾、材料の清浄度や試験条件によるばらつきが大きい特性であり、データの質を考慮した検討が今後重要と考えられる。

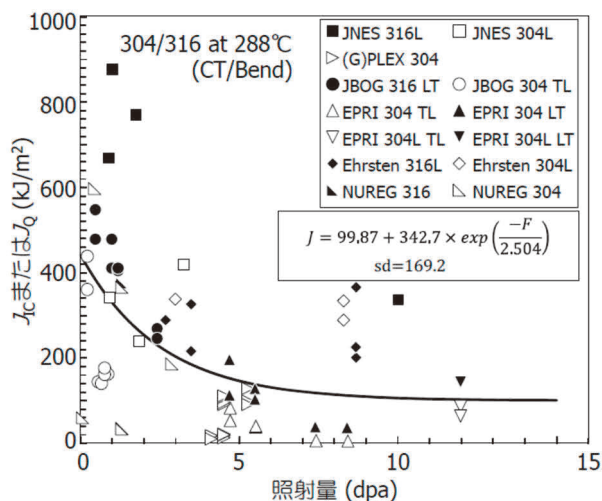


図 4 溶体化 304/316 の破壊靱性データと傾向線⁽¹⁶⁾

3.3 IASCC発生

PWR においてはバップルフォーマボルトの IASCC 破損評価のために必要な IASCC 発生データの多くが報告されており、IASCC が発生するしきい応力の照射量依存性が重要とされる。IASCC 発生はリング型や引張型の試験片に一定の応力や歪を負荷して保持する SCC

試験で調べられ、水質条件や応力・歪のレベルをパラメータとして破断の有無や破断時間のデータが報告されている。ここでは、PWR 一次系模擬水中(温度 290~340℃)における冷間加工 316 ステンレス鋼の定荷重 SCC 試験のデータから発生しきい応力を検討した⁽¹⁵⁾。

従来の IASCC 発生しきい応力の検討では、応力と照射量のマップにプロットしたデータにおいて IASCC が発生したデータを包絡するように下限線を設定するが、ここではより明確にしきい応力を定義する方法を用いた。その方法は、多数の定荷重 SCC 試験データの中から、照射量と試験条件がほぼ同じで応力レベルが異なり破断ありと破断なしがセットとなる 28 組 56 点のデータを抽出し、それらのデータに応力レベルの照射量依存性を表す関数をフィッティングすることで発生しきい応力の傾向式を決める方法である。関数形として引張特性と同様の飽和形の関数をもちいた。図 5 はそれにより得られたしきい応力 (SIA) の傾向線とデータベース内のすべての定荷重 SCC 試験データを示す。データは破断あり(中実)と破断なし(中空)で区別されており、傾向線(実線)と傾向線から標準偏差(sd)を差し引いた下限線(破線)を示す。標準偏差を差し引いた下限線(破線)が全ての破断ありのデータを包絡しており、既存のデータベースに対して適切な傾向線が設定できることが示された。

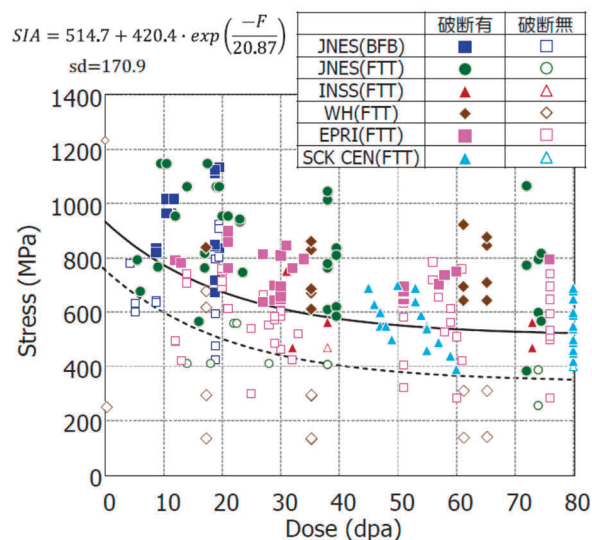


図 5 PWR 条件の冷間加工 316 の IASCC 発生応力データと発生しきい応力の傾向線⁽¹⁵⁾

3.4 IASCC進展

IASCC の進展についてはBWRのシュラウド等の健全性評価のために必要な亀裂進展速度の試験データが多く報告されている。IASCC進展データはBWR炉心を模擬した高温高压水中でCT型試験片などに対して亀裂長さをポテンシャルドロップ法でオンラインで測定する手法で行われる。また、JMTRやHalden炉などの研究炉の炉心内で試験したデータも多く報告されている。進展速度データの質に関しては、高温水中での予亀裂の導入方法、平面歪の状態、荷重負荷モードや試験時間などの試験手法の妥当性のみならず、進展速度の計算には亀裂の進展方向、分岐状態、進展面内の均一性などの評価が必要である。照射材の亀裂進展速度の傾向式では、腐食電位等の水質、応力拡大係数、照射量がパラメータとなり、上記の様々な条件を十分考慮したデータの選択が必要となる。

ここでは、1/4T以上のCT試験片を用いた溶体化ステンレス鋼(304/304L, 316/316L)の亀裂進展速度データのうち、生データ(亀裂長さの時間変化データ、破面観察データ等)に遡って精査可能な文献値を対象として傾向式を検討した⁽¹⁶⁾⁽¹⁸⁾。国内のJMTR照射材とBWR照射材を用いた照射後試験(炉外試験)によるデータ84点が抽出された。その内訳は、通常水質(NWC)模擬条件54点、水素注入水質(HWC)模擬条件30点であった。亀裂進展速度 da/dt の傾向式は、進展速度が $10^{-12} \sim 10^{-8}$ m/sの範囲で変化することから、進展速度の対数値の飽和傾向と応力拡大係数 K 値の指数の照射量依存性を考慮して次の式を用いた。

$$da/dt = M(F) \cdot K^n(F)$$

$$M(F) = 10^{A+B \cdot \exp(-F/C)}$$

$$n(F) = \alpha + \beta \cdot \exp(-F/\gamma)$$

F は照射量(dpa)、 $A, B, C, \alpha, \beta, \gamma$ は定数である。

各定数の決定は次のように行った。まず、データベースから照射量と水質条件が同じで K 値のみを変化させたデータセットを選び、それらのデータセット毎に指数 n を算出して、得られた指数 n の照射量依存性を上記の $n(F)$ でフィッティングとして α, β, γ を決定した。未照射における K 値は日本機械学会維持規格の亀裂進展式で使用されている $K=2.25$ を用いた。得られた K 値依存性指数 $n(F)$ は、照射量とともに $K=2.25$ から減少し $K=0.6$ 付近に飽和する傾向となっている。次に決定した $n(F)$ を用いて、進展速度式の定数 A, B, C を最小二乗法で決定した。その際は進展速度が広範囲

に変化することから対数に変換してフィッティングを行った。

図6は通常水質(NWC)条件下での亀裂進展速度について得られた傾向線と傾向線を得るのに使用したデータを示す。亀裂進展速度は照射量約4dpaで飽和し、 K 値の増加とともに飽和レベルが大きくなる傾向となっている。使用したデータの照射量と K 値への依存性をほぼ再現できる傾向式が得られている。

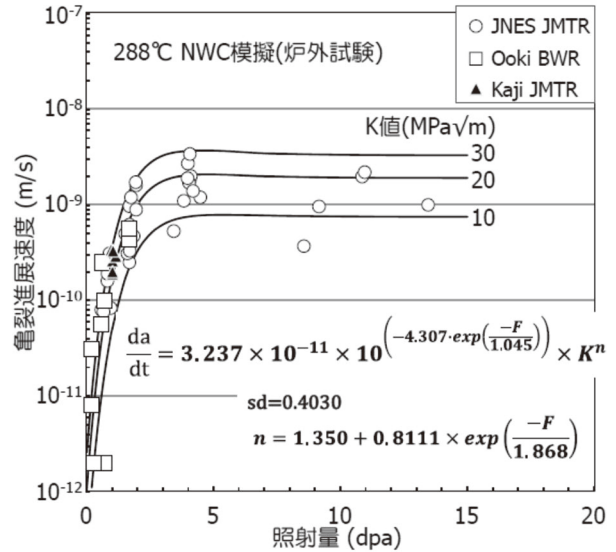


図6 BWR通常水質条件での溶体化304/316のIASCC進展速度データと傾向線⁽¹⁶⁾

4. まとめ

本解説では最近報告された炉内構造物用ステンレス鋼の中性子照射特性に関するデータベースを紹介するとともに、そのデータを用いて特性の傾向式を検討した例を紹介した。このような活動は、その時点までに得られているデータのみならず材料特性に対する知識を集約したものであり、貴重なナレッジベースを整備して今後に見える形で残すとともに、さらに次に必要な試験研究を構想する上でも重要になると考えられる。特に、中性子照射材のデータを得るためには多大な予算と期間を必要とするためその重要性は高いものと認識している。最近廃炉となった軽水炉から材料データを得る試験研究が各国で行われており、それらの貴重なデータと知識を活用するためにもこのような活動が今後も適宜継続されていくことが期待される。

謝辞

傾向式の検討では日本原子力研究開発機構の知見康弘博士，笠原茂樹博士（現東大），埴悟史博士，三菱重工業の藤本浩二博士，日本核燃料開発の越石正人博士に協力いただいた。また，研究会に参加いただいた方々からも貴重な意見をいただいた。ここに謝意を表す。

引用文献

- (1) 福谷耕司，西岡弘雅，藤井克彦，ステンレス鋼の軽水炉照射挙動，INSS MONOGRAPHS No. 4, 2009.
- (2) K. Fukuya, “Current understanding of radiation induced degradation in light water reactor structural materials,” J. Nucl. Sci. Tech., 50(2013)213.
- (3) 独立行政法人原子力安全基盤機構「平成20年度照射誘起応力腐食割れに関する報告書（09基材報-0012）」平成21年9月等
- (4) (財)発電設備技術検査協会「プラント長寿命化技術開発（ステンレス鋼照射SCC試験（PWR）」），平成9年3月等
- (5) 例えば，S. Ooki, Y. Tanaka, K. Takamori, S. Suzuki, S. Tanaka, Y. Saito, T. Nakamura, T. Kato, K. Chatani, M. Kodama, “Study on SCC growth behavior of BWR core shroud,” Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS, 2005.
- (6) 例えば，K. Fujimoto, T. Yonezawa, E. Wachi, Y. Yamaguchi, M. Nakano, R.P. Shogan, J.P. Massoud, T.R. Mager “Effect of the accelerated irradiation and hydrogen/helium gas on IASCC characteristics for highly irradiated austenitic stainless steels,” Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS, p. 299, 2005.
- (7) 例えば，A. Jessen, J. Stjarnsater, C. Topbasi, P. Chou, “Specimen size effects on the crack growth rate response of highly irradiated type 304 stainless steel,” Proc. of 19th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactor, ANS, 2019, p.1330.
- (8) Materials Reliability Program: Development of a Material Constitutive Model for Irradiated Austenitic Stainless steels (MRP-135, Revision 2), September 2019, EPRI.
- (9) O.K. Chopra, A.S. Rao, “A review of irradiation effects on LWR core internal materials - IASCC susceptibility and crack growth rates of austenitic stainless steels,” J. Nucl. Mater., 409(2011)235.
- (10) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格2012版」 JSME S NAI-2012, 平成25年3月
- (11) 一般社団法人原子力安全推進協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト](第3版)」 JANSI-VIP-23, 平成30年3月
- (12) 知見康弘，福谷耕司，笠原茂樹，藤井克彦，埴悟史，軽水炉炉内構成材料の照射特性に関するデータ調査と傾向分析（1）全体概要，日本原子力学会2018年秋の大会，2C13.
- (13) 笠原茂樹，福谷耕司，越石正人，藤井克彦，知見康弘，沸騰水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成（受託研究），JAEA-Review 2018-012, Nov. 2018.
- (14) 笠原茂樹，福谷耕司，藤本浩二，藤井克彦，知見康弘，加圧水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成（受託研究），JAEA-Review 2018-013, Jan. 2019.
- (15) 福谷耕司，知見康弘，笠原茂樹，藤井克彦，藤本浩二，軽水炉炉内構成材料の照射特性に関するデータ調査と傾向分析（2）引張特性とIASCC発生，日本原子力学会2018年秋の大会，2C14.
- (16) 笠原茂樹，福谷耕司，知見康弘，藤井克彦，越石正人，軽水炉炉内構成材料の照射特性に関するデータ調査と傾向分析（3）IASCC 亀裂進展と破壊靱性，日本原子力学会2018年秋の大会，2C15.
- (17) K. Fukuya, K. Fujii, Y. Chimi, K. Hata, “Empirical equations for tensile properties and stress-strain curves of

neutron irradiated stainless steels in LWR conditions,” Proc. 19th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, ANS, (2019), p. 523.

- (18) S. Kasahara, Y. Chimi, K. Hata, K. Fukuya, K. Fujii, “Empirical equations of crack growth rates based on data fitting of neutron irradiated stainless steel under high temperature water simulating boiling water reactor core conditions,” Proc. 19th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, ANS, (2019), p. 1345.

編 集 委 員 会

編集委員長 川邊 辰也（取締役社長・所長）

編集委員 沼田 晋一（取締役・副所長）
小泉 潤二（社会システム研究所長）
片岡 勲（技術システム研究所長）
増井 和重（管理部長）
嶋田 学（社会システム研究所 副所長）
中村 晶（技術システム研究所 副所長）

編集委員会は論文を審査し掲載の可否を決定する。
編集委員会は論文審査に際し必要に応じて編集委員以外の専門家の意見を求めることができる。

編集事務局 〒919-1205 福井県三方郡美浜町佐田64号

(株)原子力安全システム研究所 管理部

TEL 0770-37-9100

FAX 0770-37-2008

URL <http://www.inss.co.jp>

INSS JOURNAL VOL.29 2022

2022年10月発行

© 2022 Institute of Nuclear
Safety System ,Incorporated

— 禁無断転載 —

編 集 (株)原子力安全システム研究所
「INSS JOURNAL」編集委員会

発 行 (株)原子力安全システム研究所

印 刷 若越印刷株式会社



株式会社 **原子力安全システム研究所**

〒919-1205 福井県三方郡美浜町佐田64号

TEL 0770-37-9100 FAX 0770-37-2008

URL <http://www.inss.co.jp>

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

64 Sata, Mihama-cho, Mikata-gun

Fukui 919-1205, Japan

TEL 0770-37-9100 FAX 0770-37-2008

URL <http://www.inss.co.jp>

定価 1,000 円 (税抜)