

INSS

JOURNAL

Journal of the Institute of Nuclear Safety System

Vol.27 2020



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	新型コロナウイルス感染症の衝撃とポストコロナ時代の展望 ……井村 裕夫	1
-----	-------------------------------------	---

論 文

社会システム研究所

SR-1	原子力発電所における安全文化の自己評価方策の検討情報収集のための質問紙の試作 ……………高城 美穂 ほか	2
SR-2	組織内の階層性とワークモチベーション ……………藤田 智博	11
SR-3	安全に関する質問紙調査に基づく原子力発電所の特徴と調査への影響について ……………福井 宏和	23
SR-4	トピックモデルによるアンケート自由記述回答の潜在意味解析 ……………西田 豊	31
SR-5	原子力産業に従事する組織成員意識の変化に関する探索的検討 ……………河合 学	38
SR-6	温暖化対策として原子力発電の受容が高まらない要因 ……………北田 淳子	43
SR-7	原子力発電所の安全対策に対する人々の受け止め ……………幸前 秀治	58
SR-8	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 ……………冨田 幹宏	66
SR-9	美浜町小中学校エネルギー環境教育質問紙調査結果とその応用 ……………大磯 真一	88

技術システム研究所

NT-1	疲労劣化を考慮した地震荷重に対する信頼性評価モデルの開発	釜谷 昌幸 ほか	96
NT-2	T字配管合流部における熱応力変動の数値シミュレーション	三好 弘二 ほか	105
NT-3	T字配管合流部分岐管上流への逆流現象の数値シミュレーション	歌野原 陽一 ほか	117
NT-4	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	藤井 克彦 ほか	126
NT-5	低合金鋼の照射マイクロ組織変化と局部共振高調波強度との相関	小島 敦子 ほか	135
NT-6	実機ステンレス鋼溶接金属のフェライト相とオーステナイト相のマイクロ組織と引張特性	三浦 照光 ほか	143
NT-7	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-	寺地 巧 ほか	159
NT-8	照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動	福村 卓也 ほか	175
NT-9	SUS630の高温水中SCC挙動に及ぼす長時間熱時効の影響	山田 卓陽 ほか	187
NT-10	エルボ管テーパ部の軸方向欠陥に対する超音波探傷試験条件の検討（第2報）	市来 隆一 ほか	197
NT-11	米国原子力発電所の火災防護検査における指摘事項の傾向分析	徳久 聡	206
NT-12	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	永山 統啓	211
NT-13	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）	木下 郁男	219
NT-14	瓦礫等による放射線源の評価手法を反映した線量評価システムの高度化	川崎 郁夫 ほか	231

資 料

R-1	潜在リスク気付き支援研修の試行と展望	作田 博 ほか	237
R-2	ノンテクニカルスキルに着目した緊急時対応訓練の開発 - (5) たいかん訓練ガイドブックの作成 -	彦野 賢 ほか	242
R-3	変圧器外観点検における技能の把握の試み-熟練者と若手の注視行動の比較を通じて-	松井 裕子 ほか	247
R-4	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	後藤 学 ほか	252
R-5	母と子のための放射線学習絵本の制作と多言語展開プロジェクト	高木 利恵子 ほか	275
R-6	美浜町エネルギー環境教育体験館「きいばす」と「観光」をつなぐ ゲートウェイ施設の検討ワークショップに関する報告 - 地元と協調した施設と地域の活性化の検討 -	西野 加奈江 ほか	280
R-7	エネルギー・環境問題の視点を取り入れた授業実践事例について (2019年度エネルギー環境教育関西ワークショップ報告)	近田 昇	287

解 説

C-1	海外における商業用原子力発電所の廃止措置の現状	新崎 雅志	292
C-2	使用済燃料ピットの水温および水位の簡易評価ツール - Pit Calculator - の改良 (その2)	柳 千裕	300
C-3	フラッピング状態における鉛直管内での流動特性	村瀬 道雄 ほか	304
C-4	MAAPにおける福島第一原子力発電所事故を踏まえた発電所安全対策設備のモデル化	楠木 貴世志 ほか	315

CONTENTS

Foreword

F-1	The Impact of the New Coronavirus Infection and Prospects for the Post-COVID-19 Period	Hiroo Imura	1
-----	--	-------------	---

Articles

Institute of Social Research

SR-1	Examination of Self-assessment of Safety Culture in Nuclear Power Plants Prototype Questionnaire for Collecting Information	Miho Takagi et al.	2
SR-2	Vertical Co-operation in an Organization and Employee Work Motivations	Tomohiro Fujita	11
SR-3	Characteristics of Nuclear Power Stations based on Questionnaire Survey of Safety, and Their Impact	Hirokazu Fukui	23
SR-4	Latent Semantic Analysis of Free Description Answers Utilizing Topic Model	Yutaka Nishida	31
SR-5	Exploratory Studies about Change of Consciousness Job Attitudes of Employees in the Nuclear Energy Industry and Organizations	Manabu Kawai	38
SR-6	Factors That Make It Difficult to Accept Nuclear Power Generation as a Measure Against Global Warming	Atsuko Kitada	43
SR-7	Change in perception of people towards information about safety measures for nuclear power plants	Hideharu Kouzen	58
SR-8	Perception of People with an Intermediate Attitude to Energy Problems and Proposal of Four Persona Types	Mikihiro Tada	66
SR-9	Energy Environmental Education Questionnaire Survey Results Obtained by Mihama Town Targeting Elementary and Junior High School Pupils and Practical Application of the Results	Shinichi Oiso	88

Institute of Nuclear Technology

NT-1	Development of reliability assessment model for seismic loading that considers fatigue damage	Masayuki Kamaya	96
NT-2	Numerical Simulation of Thermal Stress Fluctuation at a Mixing Tee for Thermal Fatigue Problems	Koji Miyoshi et al.	105
NT-3	Numerical Simulation of Penetration Flow into T-Junction Branch Lines	Yoichi Utanohara et al.	117
NT-4	Effects of Mn on Solute Atom Clustering in Reactor Vessel Steels	Katsuhiko Fujii et al.	126
NT-5	Correlation between Microstructural Changes of Low Alloy Steels Irradiated by High Energy Electrons and Acoustic Nonlinear Intensities by Local Resonance Harmonic Measuring	Atsuko Kojima et al.	135
NT-6	Microstructures and tensile properties of ferrite and austenite phases in stainless steel welds used in PWRs	Terumitsu Miura et al.	143
NT-7	SCC initiation in cold worked Alloy TT690 under simulated PWR primary water (2nd report) – Crack initiation under high stress condition allowing plastic deformation –	Takumi Terachi	159
NT-8	Grain Boundary Oxidation Behavior of Neutron Irradiated Stainless Steels	Takuya Fukumura et al.	175
NT-9	The effect of long-term thermal aging on SCC of SUS630 in high-temperature water	Takuyo Yamada et al.	187
NT-10	Study on Ultrasonic Testing Conditions for an Axial Flaw in a Taper of Pipe Elbow on Weld Piping (II)	Ryuichi Ichiki et al.	197
NT-11	Trend analysis of findings in the fire protection inspection of U.S. nuclear power plants	Satoshi Tokuhisa	206
NT-12	Analysis of License Event Reports at U.S. Nuclear Power Plants	Munehiro Nagayama	211
NT-13	Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation (Investigation of Applicability for Uncertainty Analysis)	Ikuo Kinoshita	219
NT-14	Improvement of dose evaluation system that reflects the evaluation method of radiation sources such as debris	Ikuo Kawasaki et al.	231

Reference

R-1	A Pilot Study and Prospects for Training to Support Potential Risk Awareness	Hiroshi Sakuda et al.	237
R-2	Development of Emergency Response Training Focusing on Non-Technical Skills - (5) Preparation a Guidebook for ECOTEC -	Masaru Hikono et al.	242
R-3	Experiment to understand use of skills in visual inspection of transformers - Fixation behavior of an expert and a young worker -	Yuko Matsui et al.	247
R-4	Trends in Surveys about Home Teleworking During the COVID-19 Pandemic in Japan	Manabu Goto et al.	252
R-5	A picture book of radiation learning for mothers/young children and its global dissemination	Rieko Takaki et al.	275
R-6	Report on the workshop for considering a gateway facility linking Mihama Town's hands-on energy and environment education facility "Kiipasu" with tourism - Discussions on how to vitalize the facility and the region in cooperation with local communities -	Kanae Nishino et al.	280
R-7	Lessons incorporating energy and environmental issues (Report at the FY2019 Kansai Workshop for Energy and Environmental Education)	Noboru Konda	287

Commentary

C-1	Current status of decommissioning of commercial nuclear power plants overseas	Masashi Shinzaki	292
C-2	Second Revision of Pit Calculator (Simple Evaluation Tool for Water Temperature and Water Level of Spent Fuel Pit)	Chihiro Yanagi	300
C-3	Flow Characteristics in Vertical Pipes under Flooding Conditions	Michio Murase et al.	304
C-4	Modeling of safety equipment based on Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident in the severe accident analysis code "MAAP"	Takayoshi Kusunoki et al.	315

— 巻頭言 —

新型コロナウイルス感染症の衝撃と
ポストコロナ時代の展望The Impact of the New Coronavirus Infection and
Prospects for the Post-COVID-19 Period

井村 裕夫 (Hiroo Imura) *1

2020年という年は、後世まで語り継がれる年となった。それは中国に始まった新型コロナウイルス (SARS-CoV2) による感染症 (COVID-19) が、全世界に蔓延し、この原稿を書いている時点で感染者数は1000万人を超え、死者も50万人以上となっている。このような新しい感染症は、医学の世界でもほとんどの人が予測できなかった。また、進歩した現在の医学でも迅速に対応する方法がなく、古くからある都市封鎖などの社会的隔離手段をとったことによって、大きな経済的危機に直面することとなった。改めて、感染症の広範囲な蔓延、パンデミックの脅威を身にしみて感じるようになったのである。

感染症のパンデミックは、14世紀のペスト、20世紀のインフルエンザを始め、過去に何度もあったようであるが、今回のパンデミックの特徴は、極めて短期間に全世界に広がったことである。それは航空機による交流が活発になり、多くの人が国境を越えて旅行するようになったからである。その背景には経済活動に国境がなくなり、少しでも安い労賃を求めて工業生産も国際化してしまったことがあると言えよう。マスクのような簡単なものが、日本ではほとんど作っていないことを知って、改めて経済活動が著しく国際化していることを思い知った。このパンデミックがどのように終息するか分からないが、現代文明が一つの岐路に立っていることは明らかであろう。

その一つとして考えねばならないのは、地球温暖化問題への対応である。地球の温暖化が進みつつあることは様々なデータから明らかである。今回のパンデミックとの関係は不明であるが、温暖化に伴う生態系の変化が関係している可能性は当然考えられる。しかも野生動物のすみかである熱帯雨林は、アフリカでもアマゾンでも、人間活動の拡大によって減少している。その結果ウイルスの宿主であった野生動物が減少したことによって、ウイルスの人への感染が増えたという可能性は当然考えられる。アフリカのエボラ出血熱なども、その一例である。そして今後も、このような新しい感染症は、必ず出現してくると予想される。このパンデミックの被害と経済の低迷を契機に、我々は現代文明の問題点について考え直すべき時期にきていることは明らかであろう。

現代の医学は、遠からずCOVID-19の流行を、押さえることができるであろう。しかしポストコロナ時代は、現在の世界の延長になるとは考えにくい。すでに米中の覇権争いは激化しているし、それはポストコロナ時代さらに激しくなる可能性がある。それとともに経済活動も、やや異なった形で復活するであろう。しかしコロナのパンデミックを契機に、世界はもう一度現在の文明のあり方を再検討し、人類にとってよりよい未来を拓くよう努力すべきである。自然科学系のみでなく、人文社会系も含んだ、新しい学問の発展に期待したい。

*1 (株)原子力安全システム研究所 最高顧問
京都大学名誉教授、元京都大学総長
日本学士院長
(公財)神戸医療産業都市推進機構名誉理事長

原子力発電所における安全文化の自己評価方策の検討 情報収集のための質問紙の試作

Examination of Self-assessment of Safety Culture in Nuclear Power Plants Prototype Questionnaire for Collecting Information

高城 美穂 (Miho Takagi) *¹ 余村 朋樹 (Tomoki Yomura) *²
前田 典幸 (Maeda Noriyuki) *² 井上 枝一郎 (Shiichiro Inoue) *²

要約 安全文化の自己評価の方法の一つは、広く深く多様なデータを収集し、それを基に専門部署や専門家が評価を実施するというものである。一方、現場の職員が自ら組織の安全文化を見つめ、継続的な改善につなげる機会を増やすことも、安全の向上にとって重要である。このような「自分たちの組織を自ら評価する」自己評価を支援するため、本研究では自らの安全文化を比較的簡便に評価する方策を検討する。

一般に安全文化評価の手順は、評価のための情報の収集と、収集された情報を基にした評価に整理できる。本研究では、評価のための情報収集の一方策として質問紙を試作した。質問項目は「健全な原子力安全文化の特性 (INPO (2012))」(10traits)を参考として作成し、自由記述形式で回答を求めるものとした。

キーワード 安全文化、セルフアセスメント、健全な安全文化の特性 (10traits)

Abstract One approach for self-assessment of safety culture is first to collect diverse and detailed data, and second to have specialized departments and experts carry out the assessment using the collected data. On the other hand, it is also important for safety improvement to increase opportunities for the on-site staff to continuously improve by looking at the organizational safety culture. In order to support such self-assessment of “assessing our own organization”, in this study, we consider a method to assess one's own organization by a relatively simple method. Generally, the procedures for a safety culture assessment can be organized into information collection for assessment and assessment based on the collected information. In this paper, a prototype questionnaire was prepared as one measure for collecting information for assessment. The question items were prepared with reference to “Traits of a Healthy Nuclear Safety Culture (INPO (2012))”, and respondents were requested to answer in free-form format.

Keywords safety culture, self-assessment, Traits of a Healthy Nuclear Safety Culture

1. 背景

原子力発電所において、安全文化の醸成は重要な課題である。安全文化の醸成には様々な方法があり、その一つの方法として、我が国の原子力発電所においては世界原子力発電事業者協会 (WANO) によるピアレビューや、原子力安全推進協会による安全文化アセスメントといった組織外の第三者による事業所評価が実施されている。

これに加えて、IAEA (2006) は安全文化の自己評価 (セルフアセスメント) の必要性を指摘している。安全文化の自己評価は「安全文化を強化するための包括的なアプローチの一部」と位置付けられ、自己評価は“組織文化を評価し、改善を行う”という組織による学習の一環と見なすことができる。更にIAEA (2016) は、自己評価を行うという行為自体が、組織の構成員の安全や安全文化に対する意識を高めるとしている。一般に自己評価は、他の評価

* 1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

* 2 (公財)大原記念労働科学研究所

方法に比べると組織の構成員が関与する場面が多く、評価が適切に行われれば、改善に対する意欲が育まれ継続的な改善につながるとして、安全文化の自己評価を推奨している。

2. 目的

安全文化の自己評価の方法には、まず、組織内の専門部署や専門家が広く深く多様なデータを収集し、それを基に評価を実施するという方法がある。そのような方法は、例えばIAEA (2002, 2016) に提案されている。

一方、現場の職員が自ら自分たちの組織文化を見つめ、継続的な改善につながる機会を増やすことも安全の向上にとって重要と考えられる。IAEA (2016) が指摘しているように自己評価は組織による学習の機会であり、現場の職員が評価に主体的に関わることによって学習が更に促進されることが期待できる。そのような自己評価を支援するためには、比較的簡便に自分たちの安全文化を評価できるような方策の検討が求められる。

本研究はA社の協力を得て行った。A社では安全文化評価（自己評価）を毎年実施している。A社の安全文化評価は、まず、事業所の各部署の役職者が自部署を評価し、次に、役職者による評価結果を含む様々な情報を基に、同事業所に所属する評価担当者が事業所全体を評価するという手順で行われている。A社の安全文化評価は、各部署の役職者にとって自部署の文化を見つめる機会となっている。また事業所内の評価担当者による事業所全体の評価も、評価担当者は自分たちの組織を改善する取り組みとして、自部署を含む事業所全体の評価を行っていることから、「自ら自分たちの組織文化を見つめるもの」と位置付けることができる。本研究では、事業所全体の評価を対象として検討を行うこととする。

安全文化評価の手順は、一般に

(1) 評価のための情報の収集

(2) 収集された情報を基にした評価

に整理できる。A社の役職者による自部署の評価は「(1) 評価のための情報の収集」に相当し、この過程で豊富な情報が得られれば、事業所全体の評価がより適切なものとなると期待できる。そこで本研究では、そのための簡便な方法として、役職者が自部署を評価するための質問紙の試作を行う。豊富な情報を得るためにはヒアリングなどの方法が考えられ

るが、本研究では、自らの組織文化を見つめて改善につながる機会を増やすことに主眼を置く。

なおシャイン (2004) が指摘するとおり、質問紙によって文化評価を行うことは難しいが、事業所全体の評価においては、評価担当者は組織の状態を表す様々な情報を基に評価しており、役職者による自部署の評価（質問紙の回答）は情報の一つとして、他の情報と合わせて解釈される。また、評価担当者は役職者と同じ組織に所属しているため、役職者の回答の意図を解釈し、評価のための情報として活用することが可能と考えられる。

3. 質問紙の設計方針

3.1 自由記述方式（質的な情報の収集）

質問紙の目的は、安全文化評価のための情報の収集である。そのため質問紙は、例えば5件法で回答を求める方式のように予め回答の範囲が決められたものではなく、文化評価の参考となるような情報が広く得られる方式が望ましい。そこで本研究では、役職者が感じている職場の状況や課題、実行していることなどについて探索的に情報を得るため、自由記述方式による質問紙を作成する。

3.2 目指す安全文化の姿とのギャップの評価

安全文化の評価では、目指す安全文化の姿と現状の姿のギャップを見つけることで、改善につなげていくことができると考えられる。米国の原子力発電運転協会 (INPO) の『Traits of a Healthy Nuclear Safety Culture (2012) (以下、「10traits」)』は、健全な安全文化の特徴を10個の特性 (trait) によって示しており (表1)、序文には「事業者の管理者は、これらの特性と事業者の日常の方針および実践していることとを詳細に比較し、その相違点を改善の根拠として活用することが望ましい」と述べられている。当然ながら、「10traits」が安全文化の特徴を網羅していると言い切ることはできない。しかし「10traits」はこれまでの多くの安全文化に係る知見に基づいてまとめられており、また10個の「特性」が「個人の役割」「経営・管理の役割」「経営・管理の仕組み」という枠組みで整理され、この枠組みは組織活動の構造を考慮したものと思われることか

表1 「健全な安全文化の特性」

	健全な安全文化の特性
個人の役割	<ul style="list-style-type: none"> ・ 個人が責任を持つ ・ 問い直し続ける姿勢を持つ ・ 安全のためのコミュニケーションを行う
経営・管理の役割	<ul style="list-style-type: none"> ・ リーダーが責任を持つ ・ 意思決定の規則と権限が明確である ・ 相互の信頼と尊敬が職場に浸透する
経営・管理の仕組み	<ul style="list-style-type: none"> ・ 継続的に学び続ける ・ 安全に関する問題を見つけて解決する ・ 懸念を提起できる環境をつくる ・ 作業プロセスが安全を維持する

(IAEA (2012), 日本語訳は筆者らによる)

ら、「10traits」を安全文化評価に活用することの有益性は高いと考えられる。

一方、A社では独自の評価指標により安全文化評価が行われている。A社の評価指標と「10traits」を比較すると、互いに重なる部分と重ならない部分があるため、両者の内容を合わせて用いることで、安全文化評価のためのより多くの情報を得ることができると考えられる。そこで質問項目は「10traits」を目指す安全文化の姿と位置づけて現状の姿とのギャップをたずねることを基本とし、同時にA社の評価指標の内容も包含するものを作成することとする。

4. 質問紙の試作

質問紙は3回の試行を通して作成した。各試行は、質問紙への回答と、回答後のインタビュー調査で構成した。試行を通して得られた結果を基に、都度、質問項目や実施方法に変更を加えた。3回の試行の概要を述べる。

4.1 試行1

質問紙の試作

質問項目は「10traits」に照らして自職場を評価することを求めるものとし、かつA社の評価指標の内容も包含することを考慮して作成した。具体的には、まず「あなたの部署では～ですか」、あるいは「あなたは～していますか」という表現で職場の状況をたずね、次いで、不足していること、不足している理由と思われることなど更に具体的な内容をたずねた。試行1では、まず「どのようなたずね方をすると、具体的にどのような回答が得られるか」

という感触を掴む目的もあったため、質問項目は全ての「特性」についてではなく、任意の「特性」に基づく7項目のみを作成した。質問項目のうち3項目はA社の評価指標にも該当する内容であり、4項目はA社の評価指標には該当するものがないと考えられる内容であった。また「10traits」の「個人の役割」「経営・管理の役割」「経営・管理の仕組み」の全ての要素が含まれるよう配慮した。質問項目の例を下記に示す。

問1. あなたの部署では、部署の仕事に必要な知識や技術、経験を確実に保持・向上するためにどのような取り組みを行っていますか。また、不足を感じていることや、気になることがあれば併せて教えて下さい。(具体的な内容・理由)

同様に、協力会社については如何ですか。

〔該当する「特性」：継続的に学び続ける〕

問2. あなたの部署では、一人ひとりが自分の担当する業務の目的や意味を理解して、自分が行ったことをいつでも自信をもって(責任をもって)説明出来るという主体的な姿勢で取り組んでいると思いますか。

一部には、「言われたことをやっている」「与えられた仕事をおこなった」という受け身の姿勢が見られるのでしょうか。

実践の程度や、期待と現実の差、苦勞されていること、現状の理由などを教えてください。

〔該当する「特性」：個人が責任を持つ〕

問3. あなたは、部下が原子力安全を守ることを「自分ごと」として捉えて最優先するよう、どのような働きかけをされていますか。

(例えば部下が安全を最優先する行動を実践している場合や、逆にないがしろにしている場合、どのように関わっていますか)

〔該当する「特性」：リーダーが責任を持つ〕

試行の実施方法

試行は、過去にA社に勤務し、役職者の担務経験があるB社職員3名の協力を得て行った。質問紙の依頼と説明はメール並びに口頭で行った。質問紙調査はメールに返信する形で回答を得た。インタビュー調査は一对一の対面式で、回答にかかった時

間や、質問紙回答時に答えづらかったこと、回答にあたって感じたことなどを広くたずねた。

結果

質問紙への回答は、質問項目に関連する具体的な業務や取り組みを挙げて「このような形で実施している」ということを説明したものや、あるいは、回答者が現状に対して懸念を感じていることを挙げたものが中心であった。その内容は、現象として現れている状況の記述が中心であり、なぜそのような状況になっているかという、状況の背後にある考え方や価値観の記載は少なかった。

また、回答後のインタビューでは次のような意見が得られた。

- ・質問項目がどのようなレベルの回答を求めているのかが回答者にわかりづらい。
- ・回答者にとって、職場の良い点は記載せずに、問題点だけを記載することは不安感がある。
- ・回答者は自分の回答がどのように扱われるのかについて懸念を持つ可能性がある。

4.2 試行2

質問紙の改良

試行1の結果に基づき、主に以下の変更を行った。

- a. 回答者がどのようなことを回答すればいいかがわかるようにするため、冒頭に「質問紙調査の導入文(あいさつ文)」を設け、質問紙の目的を明確にする。また、質問紙調査は改善のために行うものであることを強調し、気がかりに感じていることを積極的に回答するよう求める。更に、回答において何らかの課題を挙げても、その解決を回答者に求めないことを明記することにより、回答者の懸念を取り除く。
- b. 試行1では「あなたの部署では～ですか」、あるいは「あなたは～していますか」という表現で質問したところ、得られた回答は質問項目に関連する具体的な業務や取り組みを挙げて「このような形で実施している」ということを説明したものが多かった。「～ですか」という表現で問われたことで、「問題ない」という回答が増えたと推察できる。しかし、文化評価の目的は改善であり、そのためには目標とする姿と現状とのギャップにできるだけ目を向けることが望まし

い。そこで、試行2では「健全な職場の姿」を提示し、その姿と自分たちの職場のギャップを聞くという形式に変更する。

- c. 試行1で得られた回答は、現象として現れている状況の記述が中心であり、なぜそのような状況になっているかといった状況の背後にある考え方や価値観の記載は少なかった。文化評価のための情報としては、状況に加えて、その状況の背後にある考え方や価値観といった情報が得られることが望ましい。また試行1の質問形式では、一つの項目の中に複数の内容が含まれていたため、ギャップの背景についてたずねる質問内容が埋没し、認識されにくかった可能性がある。そこで試行2では、まず「健全な職場の姿」と自分たちの職場のギャップをたずねたのち、「ギャップあり」と回答した場合には、次の質問項目としてギャップの理由や、それを埋めるために行っていることなどをたずねる。なおシャイン(2004)は、組織が標榜している価値観と、同じ分野の文物とを比較し、両者に差異がある箇所を考察することで「暗黙の仮定」が推定できると述べている。改良した質問項目のアプローチもこれに類似していると言える。
- d. 評価のための情報として、目指す姿と現状の姿とのギャップがあるところだけでなく、良いところ、長所とされているところも重要であるため、「ギャップなし」と回答した場合も「どのようにできているのか」の現状の記載を求める。

質問紙は設問1と設問2で構成した。設問1は、「健全な職場の姿(21項目)」を提示し、各項目について、下記に示すQ1～Q5に回答を求めるものとした。「健全な職場の姿(21項目)」は、「10traits」とA社の評価指標を網羅するよう作成した。「健全な職場の姿」の例と、Q1～Q5は次の通りである。質問紙は、Excelシートで作成し、各行に「健全な職場の姿」、各列にQ1～Q5を配した。なお、以下、質問文では「健全な職場の姿」を「健全な職場」と表記する場合がある。

〔「健全な職場の姿」の例〕

- ・(あなたを含めて) あなたの組織・部署のリーダーの行動・発言は、安全重視の考えをメンバーに伝えるものになっている(現場に向く、人・予算・時間などを安全に優先的に割り当てるなど)
〔該当する「特性」: リーダーが責任を持つ〕
- ・一人ひとは、安全に関して、指示されたこと、決められたことをやるのではなく、主体的に考え、業務を行っている。
〔該当する「特性」: 個人が責任を持つ〕
- ・あなたの組織(または部署)では、部署の仕事に必要な知識や技術、経験を確実に維持・向上させる仕組みがあり、機能している。協力会社の技術力を確認し、必要な対処を行っている。
〔該当する「特性」: 継続的に学び続ける〕

- Q1. 「健全な職場」と比べた際の、ギャップを列挙してください。(ギャップが無い場合は、「なし」と記入し、Q5のみ回答してください)
- Q2. なぜそのギャップがあるのか、その理由を具体的に書いて下さい
- Q3. そのギャップを埋めるために、特に取り組んでいること、あるいは、こうした方が良いと思っていることがあれば書いて下さい
- Q4. その他言いたいことを何でも書いて下さい
- Q5. ギャップが無いと回答した場合、どのように出来ているか、その現状を書いて下さい

また設問2として、設問1のように「10traits」などの指標に囚われない更に自由な視点での記述を求めため、組織における好ましい文化と変えていくべき文化をたずねる項目を別途設けた。

試行の実施方法

試行2は、試行1と同じB社職員3名の協力を得て行った。実施方法についても、試行1と同様の方法で質問紙調査とインタビュー調査を行った。

なお、試行協力者の負担を軽減するため、全ての質問項目への回答は求めず、設問1は「健全な職場の姿」とのギャップがある項目とギャップがない項目を各3項目ずつ任意に選び、回答することを求めた。(「ギャップあり」の場合は続けてQ1~Q4, 「ギャップなし」の場合はQ1, Q5に回答する。) ただし質問文が理解できるかを確認するため、Q1についてのみ、全ての項目(21項目)への回答を求めた。

結果

質問紙への回答やインタビュー結果から、主に以下のような課題が挙げられた。

- ・質問項目数が多い(「健全な職場の姿(21項目)」×Q1~5)のために回答者の負担が増え、回答の質・量ともに低下する懸念がある。
- ・試行では、「健全な職場の姿(21項目)」を、A社の評価指標の項目順に合わせて並べたため、「10traits」の「個人の役割」「経営・管理の役割」「経営・管理の仕組み」の区分に基づく主語がランダムな順番になり、不明確になっている。そのため「あなたの組織・部署のリーダー」「一人ひとり」「あなたの組織(または部署)」といった様々な主語が混在し、回答しにくいものになっている。
- ・Q2の質問文では具体的な理由の記載を求めているが、試行2の回答では全般的に具体例の記載が少ない。質問項目が多いことで回答の質量が抑制された可能性もある。

4.3 試行3

質問紙の改良

試行2の結果に基づき、主に以下の変更を行った。

- e. 類似する「健全な職場の姿」を統合し、21項目から18項目に減らす。
- f. 質問項目を減らすため、「ギャップなし」の場合の「ギャップがない状況」の記述(試行2のQ5)は削除する。質問紙はExcelシートで作成し、心理的な負担感を減らすため、4つの質問項目を一つのセルに記す。
- g. 具体的な内容の記載を促すため、なるべく具体例を挙げて回答するよう求める文章を質問紙に加える。
- h. 「健全な職場の姿」は「個人の役割」「経営・管理の役割」「経営・管理の仕組み」の区分で整理し、何についての回答が求められているかを理解しやすくする。

質問紙は、「健全な職場の姿(18項目)」について下記①~④に回答を求めめる設問1と、試行2と同様の設問2で構成した。

- ①「健全な職場の姿」と比べた際のギャップを列挙

してください（「ギャップ無し」の場合は、「なし」と記入し、②～④は回答不要です。）

- ② ギャップがある理由
- ③ ギャップを埋めるための取り組みや、こうした方が良いと思っていること
- ④ その他言いたいことを何でも書いて下さい

試行の実施方法

試行3は、A社の職員3名と、試行1,2の協力者とは異なるB社職員3名の協力を得て実施した。B社職員3名は過去にA社に勤務し、役職者の担務経験がある。依頼と説明は、A社職員に対してはメールのみ、B社職員に対しては口頭並びにメールで行った。質問紙調査はメールに返信する形で回答を得た。インタビュー調査は一対一の対面式で、回答所要時間、質問紙回答時に答えづらかったことや考えたことなどを中心にあずねた。

結果

回答後のインタビューでは、「『個人の役割』に属する『健全な職場の姿』にギャップがあると回答し

た場合、回答者である役職者自身がリーダーシップを発揮していないとも解釈できてしまうため、そのような回答をすることは難しいのではないかと意見が出された。このような回答は、ネガティブな回答をすることの不安感を示しているものと考えられる。しかし、安全文化評価は改善点を見つけるためのものであり、「健全な職場の姿」は目標である。そこで質問紙の冒頭に、このことを明確にする文章を追加することとした。

5. 質問紙と主な特徴

以上の試行を踏まえて作成した質問紙の質問項目を表2に示す。また、質問紙への率直な回答を促すことを目的として、質問紙の目的や回答の取扱い等についてまとめた「質問紙調査の導入文（あいさつ文）」を合わせて作成した。

以下に質問紙の主な特徴を改めて整理する。

表2 各部署の役職者が自部署を評価するための質問項目

設問1

次に挙げる「健全な職場」の姿とあなたの職場とのギャップをお伺いします。

（※以下のような「健全な職場」は理想であって、私たちは現状をより向上させたいと思っています。そのため、ギャップがあっても当然だと考えています）

以下の質問について、なるべく具体的な例を挙げて回答して下さい（回答欄は適宜広げて記載して下さい）

- ① 「健全な職場」と比べた際のギャップを列挙して下さい
（「ギャップ無し」の場合は、「なし」と記入 ※ギャップが無い場合も、そう判断した理由や、良好な状況、取り組み、その他気がかりな点について記載頂けると幸いです）
- ② ギャップがある理由
- ③ ギャップを埋めるための取り組みや、こうした方が良いと思っていること
- ④ その他言いたいことを何でも書いて下さい

社長から社員まで一人ひとりの安全に対するコミットメントについてあずねます。

〔「健全な職場」の姿〕

- (1) 一人ひとり、指示されたこと、決められたことのみをやるのではなく、安全に関して自ら責任を持って考え、業務を行っている。
- (2) 一人ひとり、ルールの意味や遵守することの重要性を理解し、遵守している。
（他人のルール違反を指摘・正すことも、ルール遵守の内です）
- (3) 一人ひとり、用心深く現状を問い直し、リスクを探し続けている。
（例）
・現状に満足することなく、「これで大丈夫か」「何か問題はないか」など問い直している
- (4) 一人ひとり、安全に焦点を当てて（focusして）必要な情報の伝達・交換を行っている。
（例）
・相手、内容、方法を考慮してリスクが小さくなるようにしている
・どのような相手にも正直に残存リスクを伝えている
・立ち話などの非公式なコミュニケーションの場でも安全を重視した言動を行なっている
・意思決定の理由を伝えている など

1) 「健全な職場の姿」とのギャップの有無とその背景をたずねる
・質問項目を「～ですか」という表現にした場合、「問

題ない」という回答が増えると予想される。そこで質問項目は、「健全な職場の姿」と回答者の職場とのギャップをたずねるものにする。

マネジメントの役割にある人の安全に対するコミットメントについてたずねます。

(※社長から発電所の作業長まではもちろんのこと、担当者であっても、協力会社に対してマネジメントの機能を果たす場合は該当します)

〔「健全な職場」の姿〕

- (5) (あなたを含めて) あなたの組織・部署・チームの長の行動・発言は、安全重視の考えをメンバーに伝えるものになっている。
(現場に向向く、人・予算・時間などを安全に優先的に割り当てる、褒める・叱る、インセンティブを与えるなど)
- (6) (あなたを含めて) あなたの組織・部署・チームの長は、安全を確保するために、責任・権限・役割を明確に割り振り、それが上手く機能している。
- (7) (あなたを含めて) あなたの組織・部署・チームの長は、安全に関わる意思決定について、十分に納得できるまでは先に進まない判断が行われている。
(例)
・ ルールに沿った厳密な判断が行われている
・ 許容範囲だから良いというのではなく、より安全側に倒した判断が行われている
・ 行った判断について、後の判断のために、意思決定の根拠を記録に残している
- (8) (あなたを含めて) あなたの組織・部署・チームの長は、互いに信頼と尊敬のある職場を作っている。
・ 幹部は、現場第一線の状況を把握している
・ 部署のメンバーは、安心して意見が言い合える

組織運営のやり方や仕組みについてたずねます。

〔「健全な職場」の姿〕

- (9) あなたの組織(または部署)は、個人としてではなく、組織として以下のような幅広い方法で学び、有効に活用している。
・ 自分たちの運転経験に加え、社内外の運転経験を主体的に収集し、組織として改善のチャンスを作っている
・ 自分たちの知識、技能を継続的に向上させるために、他の組織をベンチマーキングし組織として学んでいる
・ 自分たちの組織の状況や仕事の仕方を批判的な視点で組織としてチェックしている
- (10) あなたの組織(または部署)では、部署の仕事に必要な知識や技術、経験を確実に維持・向上できている、仕組みも上手く機能している。
(協力会社の技術力を確認し、必要な対処を行うことも含む)
- (11) あなたの組織(または部署)では、不具合事象・懸念事項について、しっかり把握・分析・対処・解決されている。
- (12) あなたの組織(または部署)では、小さなりスクや懸念、組織的な問題を指摘する意見を持ったときに、上司や同僚に伝達・共有しやすくなる仕組みが整えられ(職場環境、体制、ルール、ハードウェア)、安全のために有効に機能している。
- (13) あなたの組織(または部署)では、作業を計画・管理し、実施する手順(ルール)には、安全を確保するための要件が落とし込まれている。また、それらのルールは体系的に整備され、使いやすいものになっている。
(例)
・ 安全が何よりも優先されるような作業管理・工程管理
・ 慎重に設定された設計余裕
・ 正確で(技術的に間違いがない、確実に意図が伝わる)、最新の文書の作成と維持 など

組織内外との関わり等についてたずねます。

〔「健全な職場」の姿〕

- (14) 組織内、組織間の連携は良好である。(事業本部-発電所、発電所内)
- (15) 協力会社・外部関係組織との意思疎通・連携が十分図られている。
- (16) 外部(地元・社会の皆様)へのタイムリーかつわかりやすい情報提供を行い、外部からの声に耳を傾けている。
(透明性の確保、社会からの信頼の確保のため)
- (17) あなたの組織(または部署)では、外部(規制当局、自治体、社内独立監査部門等)意見の積極的聴取、業務への反映を行っている。
- (18) 一人ひとり、モチベーションが高く、誇り、やりがいを持って仕事に取り組んでいる。

設問 2

あなたの組織(または部署)における好ましい文化、また変えていくべき文化はどのようなものとお考えでしょうか。自由にお書き下さい。

- ・また、更にギャップの指摘を促すために、「健全な職場の姿」とは理想であり、ギャップが存在するのは当然である旨を付記する。
- ・「健全な職場の姿」とのギャップがある場合、続けてその理由やギャップへの対策を問う。ギャップへの対策は、実際に行っていることのみでなく、こうした方が良いと思っていることも記載を求め。
- ・「健全な職場の姿」とのギャップが無い場合は、「なし」と記入することを求める。またそう判断した根拠等も重要な情報となるため、その記載を求め。（試行2では一旦削除したが、文化評価における重要な情報であるため採用する。）
- ・回答が抽象的にならないように、なるべく具体的な例を挙げて回答することを求める文を付記する。

2) 構造の明確化

- ・「健全な職場の姿」を「個人の役割」「経営・管理の役割」「経営・管理の仕組み」の区分で分け、更にそれぞれに「～についてたずねます」といった教示を設定することで、メリハリを付けるとともに、何についての回答を求めているかを明確にする。

3) 自由な記述

- ・設問1では「健全な職場の姿」毎に自由記述（④その他言いたいことを何でも書いて下さい）も設定することで、記載への心理的ハードルの低減や幅広い記載を図る。
- ・自組織の文化について、「10traits」などの指標に囚われない更に自由な視点での記述を求めため、別途自由記述（設問2）を設置する。

4) 回答欄の大きさ

- ・回答用紙はExcelファイルにより作成する。各行に「健全な職場の姿」を配し、それぞれの「健全な職場の姿」の隣の一セルを回答欄として、表2の①～④の質問に回答することを求める。回答欄の大きさによって記入量が抑制される（欄が狭いと文章量が少なくても良いとの暗黙的メッセージになり得る）ため、回答欄は大きめにする。但し、回答欄が大きすぎると全体の質問量が多く見えるため、ある程度に抑え、欄は適宜広げて記載するよう求める文を付記する。

6. 試行全体を通して得られた留意点

3回の試行の過程で、質問紙による情報の収集を阻害する要因が挙げられた。それらは概ね次のものに集約される。

ア) 言語化が困難である

自分たちの行動に影響を与えている組織文化は、通常認識しない、あるいは認識できないものであるため、それを言語化すること自体が非常に難しい作業である。

イ) 回答のための時間的余裕が少ない

質問紙の回答者である役職者は非常に多忙であり、部署内の状況やその背景、組織の規範などを丁寧に記載する余裕が少ない。

ウ) 回答することにメリットがない

丁寧に回答したとしても、それが現状の改善につながらないのであれば、回答することのメリットはないと回答者に受け止められると考えられる。

エ) 回答することでデメリットがある

役職者が課題や問題点を率直に記載することで、上司からの評価が下がったり、十分な支援なしに対策を求められたりするるのであれば、回答することのデメリットは大きいと感じられる可能性がある。

イ)については質問紙による工夫も求められるが、上記に対しては、基本的に次のような質問紙以外での対策が必要と考えられる。

1) トップマネジメント層のコミットメント

事業所長や本店の経営層が安全文化評価の目的や位置付けを理解し、現場の役職者をはじめとする安全文化評価に関わる職員にその重要性を伝達することにより、関係者の中のプライオリティを上げる。安全文化評価が上手く機能するか否かは、トップマネジメント層のリーダーシップとコミットメントに依存すると考えられる。

2) 情報の取り扱い(匿名性確保、対策の検討・実施との切り分けなど)

記載された内容によって回答者ならびに当該部署が不利益を被る恐れがないように、匿名性を確保す

ることも一つの方法である。また、質問紙の回答は必ず安全文化評価の所管部署によって適切にまとめ、た上で外部に見せるなどの手順を整えることで、回答者が安心して回答することにつながると考えられる。更に、質問紙に回答することと対策立案を切り離し、課題を記載することで直接的に業務が増えると回答者に思わせないようにすることも有効であろう。

ただし、事業所内の役職者が回答する場合、現実には匿名性の確保は難しい場合もある。回答による不利益を被る懸念を取り除くためには、安全文化評価の目的や重要性を組織内で共有していくことが重要と考えられる。

3) ヒアリングやディスカッションの併用

本研究では、情報収集の簡便な方策の一つとして、質問紙の試作を行った。しかし、質問紙による固定された質問項目では回答が表象的な現象のみに留まる可能性があり、その背景にある組織の様々な状況を幅広く引き出すことは本質的に難しい。試行のインタビューを通して、質問紙のみでは情報の収集に限界があるという指摘が得られている。

本研究では、自らの組織文化を見つめて改善につなげる機会を増やすことに主眼を置き、比較的簡便な方策として質問紙の試作を行ったが、質問紙調査の回答をきっかけとしてヒアリングやディスカッションによってその背景への調査を更に実施するなどの方法の検討も重要である。

7. 今後の課題

本研究では、安全文化の自己評価を簡便に行う方法の一環として、情報収集のための質問紙の試作を行った。今後、実際にこの質問紙を利用することを想定している現場の役職者による試行を実施し、評価のための適切な情報が得られているかの検証を行う必要がある。

更に、収集した情報を基に自らの組織の安全文化を考察、評価する手順を検討することも必要である。特に複数の現象の背後にあると推察される共通の要素をどのようにして考察するか、また、例えば「10traits」で表現される様々な要素が影響し合っている文化をどのように理解し、抽出するかなど、評価の具体的な方法を検討する必要がある。

また、本研究では「10traits」を基本に質問項目

を作成したが、「10traits」では、例えば協力会社との関係や社会との関係は扱われていない。しかしこれらの要素もまた、原子力発電所の安全の向上において重要な要素である。安全文化評価の指標は、組織の置かれている状況や業務体制を鑑み、多様な視点から検討して、より適切なものになるよう、創造的に取り組んでいくことが重要である。

引用文献

- International Atomic Energy Agency (2006).
The Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standard Series No.GS-R-3.
- International Atomic Energy Agency (2016).
Performing Safety Culture Self-assessment, Safety Report Series No.83.
- International Atomic Energy Agency (2002).
Safety culture in nuclear installations Guidance for use in the enhancement of safety culture, IAEA-TECDOC-1329.
- E.H.シャイン・金井壽宏（監訳）・尾川丈一・片山佳代子（訳）（2004）. 企業文化－生き残りの指針 白桃書房.
- Institute of Nuclear Power Operations (2012).
Traits of a Healthy Nuclear Safety Culture, INPO-12-012.

組織内の階層性とワークモチベーション

Vertical Co-operation in an Organization and Employee Work Motivations

藤田 智博 (Tomohiro Fujita) *1

要約 安全風土や安全文化のこれまでの研究においては、好ましい安全風土や安全文化の醸成が、事故や従業員の負傷といった安全にかかわる典型的なアウトカム以外、たとえば、仕事満足のようなアウトカムにも影響を及ぼすことが研究されている。この論文では、国内のライフライン産業の従事者を対象とした2017年と2019年の調査に基づき、安全風土と多側面のワークモチベーションがいかに関連するのかを明らかにする。安全風土は、組織レベルとグループレベルに区別できることが知られているが、この研究では、それらに加えてチームワークを仮定し、安全風土を階層的に把握した。因子分析の結果、トップの安全へのコミットメント、直属上司の評価、さらにチームワークといった階層性を仮定することに無理はないことが明らかになった。また、構造方程式モデリングによって、安全風土の階層性がワークモチベーションに影響を及ぼしていることも明らかになった。直属上司は、よいチームを構成することによって従業員のワークモチベーションに影響を及ぼしていると考えられる。

キーワード 組織, 安全風土, 安全文化, ワークモチベーション

Abstract Previous studies about safety climates or safety cultures have revealed that favorable safety climates or safety cultures reduce risky incidents such as work place accidents and employee injuries. The most recent studies have also revealed that those environments relate not only to typical safety outcomes such as accidents and injuries but also to outcomes such as job satisfaction. This paper therefore investigates the relationship between safety climates and multi-faceted work motivations of employees in a domestic utility industry, and carried out surveys in 2017 and 2019. According to previous studies, safety climates have two distinctive aspects which belong to the organizational level (referred to as “top management”) and the group level (referred to as “direct supervisor”). This paper also hypothesized an additional aspect as teamwork. As a result of factor analyses, three distinctive features were identified: the top's commitment to safety, the direct supervisor's practices, and teamwork. In addition, structural equation modeling revealed that safety climates were related to multi-faceted work motivations. Lastly, the direct supervisor's impact in employee work motivations was accomplished by making the employee's teamwork better.

Keywords organization, safety climate, safety culture, work motivation

1. はじめに

多様な職業を含む人々の調査データの分析によって、仕事内容や従業上の地位がワークモチベーションをはじめとする仕事にかかわる様々な意識に影響を及ぼすことは、これまでの研究において明らかにされてきた*2。

それでは、仕事内容や従業上の地位がある程度均質な組織や集団内において、働く人々のワークモチ

ベーションが均質であり、バラツキがないかという点、それは必ずしも正しくない。組織運営やマネジメントのノウハウ、職場の風土改善への関心は決して低くない。また、働き方改革や外部環境の変化に伴う多様な働き方への対応等、働く人々の意識に影響を及ぼしうる要因が日々報道されている。これらのことから示唆されるように、職務内容がある程度均質であったとしても、仕事に対する意識に変動を及ぼしうる要因をいくつもピックアップすること

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

*2 たとえば、仕事の特性が意識に影響を及ぼすことは、直井(1992)、直井(2007)、吉川(2007)の議論が参考になる。

ができる。

それでは、いかなる要因やメカニズムによって、働く人々のワークモチベーションは維持されているのだろうか。本稿では、ライフライン事業者の従業員を対象とした調査に基づき、安全にかかわる組織環境についての認識としての安全風土が、いかにしてワークモチベーションと関連するのかを明らかにする。その際、組織内の階層性に注目する。

そもそも、ライフライン事業者の従業員をはじめとして、病院等の医療現場における医療従事者、航空機のパイロット、運輸業のトラックドライバー等は、怪我や死といった事故に結びつくリスクを低減し、業務上のエラーを抑止するために、安全を優先する行動が求められる。これらの職務従事者に対して安全を優先する行動を促す要因、そしてそれらの行動の参照枠組みとして位置づけられてきたのが安全風土であり、また、しばしば安全風土との異同が問題になる安全文化である^{*3}。安全文化は、組織における工学的・技術的側面に還元されない側面も包含する包括的な概念である（原子力安全システム研究所社会システム研究所, 2019）。安全風土や安全文化が醸成されている組織や職場であれば、個々の従業員は、安全を優先する行動が促され、それらが結果として、怪我や事故を抑止することにつながる（Zohar, 1980）。

近年の研究からは、安全風土や安全文化の醸成は、事故や怪我の抑止のみならず、仕事満足といった一般的な仕事にかかわる意識にも寄与することが示されている（Huang et al., 2016）。安全風土については、組織（organizational）レベルに対する認識とグループ（group）レベルに対する認識といった階層性があることが明らかにされており（Zohar, 2000, 2008, 2010）、加えて、これらは補完的に作用することも指摘されている（Huang, Lee, McFadden, Rineer & Robertson, 2017）。しかしながら、組織レベルとグループレベルの評定が同じ方向に作用する、つまり組織レベルの評定が高ければ、それにしたがって、グループレベルの評定も高くなるといった関係を仮定することも決して不自然ではない（Zohar & Luria, 2005）。組織風土が組織の特性と関連するがゆえに、さまざまな組織においてバラツキや多様性が観察されるとするならば、英語圏の知見が日本の

組織にそのままあてはまるとも限らず、この点については改めて検証する意義があるだろう。

本稿では、組織レベルに対する従業員の認識と、グループレベルに対する従業員の認識、さらに、チームワークという、より水平的な次元も考慮し、それらを組織内の階層性と理論的に位置づける。そして、これらの階層性がどのようにして個々の従業員のワークモチベーションへと波及しているのかを分析する。

2. 先行の議論

組織がいかなる特徴を備えているのかについては、さまざまな側面からアプローチすることが可能であろう。

そのうち、風土という概念は、従業員によって共有されている組織環境についての認識に照準を合わせており、組織風土について一連の研究が実施されてきた^{*4}（Drexler, 1977）。これらの研究では、組織で働く従業員は自らが属する組織について一定程度の一貫した認識を有していること、そして、そのような認識が行動をする際に参照されることが示されている。さらに、安全面にかかわる組織環境について、従業員が共有している認識を安全風土と呼ぶ。この安全風土は一連の研究領域を形成しているといえる（Zohar, 1980）。このように、安全風土をめぐる研究は組織風土の研究から派生したといえる^{*5}。

安全風土をはじめとして、安全面からの組織研究は、現在では、より実践的な志向を有した安全文化をめぐる議論とも交差して多様な研究領域を形成している。以下では、安全文化という包括的な概念ではなく、より限定的な側面に照準を合わせている安全風土に議論を定めていく。

初期の、安全風土をめぐる研究においては、安全風土という概念が組織成員によって共有されているのか、それによって事故や怪我といった安全を脅かす事象が削減されているのかといった問題が扱われてきた。その後、組織レベルとグループレベルという風土の階層性が扱われるようになった。Zohar（2000）は、組織の戦略や目的、目標達成のための手順を策定するレベルと、それがサブユニットで実行に移されるレベルを区別しており、これをマルチ

*3 この点にかかわるレビューとして、西田(2017)がある。

*4 概念の整理もなされているものとして、北居(2014)の研究がある。

*5 風土の概念をめぐるのは、包括的な概念から、特殊な概念へと研究が進展していった(Zohar & Luria 2005)。

レベルとして概念化している。これらの階層性はデータ分析結果からも支持されており、安全風土研究では珍しいものではなくなっている*⁶。

近年では、安全風土が、事故率、怪我といった典型的なアウトカムとされてきた変数以外に対しても好ましい影響を及ぼしていることに言及されている。たとえば、仕事満足や仕事の充実感（エンゲージメント）、あるいはそれらを介した離転職率への影響である（Huang, et al. 2016）。すなわち、安全風土が良好であることによって、従業員は自らのウェルビーイングに対する会社のコミットメントを肯定的に認識するようになる。

そこで、本稿では、風土概念の階層性が示唆する組織内の階層性と、（安全とは直接はかかわらないような）従業員の心理とが関連するメカニズムが、国内のライフライン産業従事者においても観察されるのかを検討していく。

アウトカムとして、ワークモチベーションを取り上げる。ワークモチベーションとは、端的に、「与えられた職務を精力的に遂行する、あるいは目標を達成するために頑張る続けるなど、組織の従業員がある対象に向けて行動しているダイナミックな状態を表す概念」（池田 2017）と定義される。さらに、ワークモチベーションは、目標をなぜ成し遂げるのかの明確性としての方向性、目標の実現に向けた努力や意識の高さとしての強度、目標を追求・達成するために費やされる時間の長さとしての持続性の3次元から構成されるとされ、それらを踏まえた尺度が池田・森永（2017）によって開発されている。安全性の追求は、しばしば仕事のスピードと矛盾すると考えられるものの、組織が安全を優先することによって、従業員が自らのウェルビーイングへの会社のコミットメントを認識するのであれば、ワークモチベーションに好影響を及ぼしていたとしても決して不思議ではない。

3. データと測定

3.1 使用するデータ

分析に使用するデータは、国内のライフライン事

業者を対象として実施した安全にかかわる調査データである。最初の調査は2017年の10月に約2週間かけて実施・回収した。続く調査は2019年12月に同じように約2週間かけて実施・回収した。2つの調査で、対象とする部署や職位は共通していることから、人数、職位、年齢の構成比に大きな相違はない。以下の分析においては部長級以上とみなされる役職者は分析対象から除外している。ケース数は2017年が278、2019年が294である。

3.2 測定

組織内の階層性について、組織レベル、グループレベル、チームワークという3つの水準を想定する。国内のライフライン産業においては、グループやチームといった複数の人間で仕事に従事する機会は決して少なくないと考えられる。それゆえ、先行研究でしばしば言及されているような組織レベル、グループレベルといった水準に加えて、回答者にとってより水平的な水準を仮定する。先行研究では、組織レベルは「トップ」といった言葉、グループレベルは「直属上司（direct supervisor）」といった言葉を用いた質問項目によって測定されているが（Huang, et al. 2017）、本稿では、福井（2014）等も参考にしつつ、それぞれ「幹部」「直属上司」といった言葉を用いた質問項目を採用し、チームワークに関する項目も加えた。

具体的な質問項目は、探索的因子分析の結果とともに、表1と表2に記載している*⁷。また、それぞれの質問項目に対しては、「そう思う」から「そう思わない」、ワークモチベーションについては「非常に当てはまる」から「全く当てはまらない」までの5件法で測定し、肯定した場合に点数が高くなるように1から5までの数値を割り当てている*⁸。

アウトカムに位置づけられるワークモチベーションの多側面性にかかわる尺度としては、池田・森永（2017）を踏まえ、達成、競争、協力、学習の4側面について、方向性、強度、持続性の3次元を考慮し、各側面3項目合計12項目で測定した。

これらを踏まえると、組織の階層性にかかわる3因子、ワークモチベーション4側面にかかわる4因

*⁶ 階層性を意味するマルチレベルという概念が、安全風土にとどまらない広範な文脈においては分析技法としてのマルチレベル分析と重なるため混同されるおそれがあるようである。その点を指摘しているものとして、Huang, et al. (2017)、藤田(2018)がある。

*⁷ 質問文中、「あなたの会社」とある部分については、具体的な名称を用いて測定している箇所がある。

*⁸ ただし、2019年の調査においては、一部の項目について、「わからない」といった選択肢を設けている。

表1 探索的因子分析結果のパターン行列 (2017年)

直属上司の部下配慮	J1	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	.63	.04	.18	-.03	.01	.11	.04
	J2	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	.45	.35	.07	.01	-.01	.01	-.05
	J3	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	.72	.08	.12	.01	-.01	.01	-.01
	J4	安全に対する姿勢や取り組みを直属上司は認めてくれる	.42	.45	.13	.10	.02	-.09	-.01
	J5	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	.78	.01	-.07	.02	-.04	.06	.04
	J6	あなたの直属上司は職場間の連絡をうまくとっている	.74	.00	.06	-.01	.03	.01	.01
トップの安全へのコミットメント	K1	安全の取り組みに対する幹部の熱意・意気込みが伝わってくる	.02	.69	.00	-.04	.02	-.03	.12
	K2	あなたの会社の幹部は、安全上の問題がないか現場に向いて注意を払っている	.13	.52	.04	-.05	-.08	.07	.00
	K3	安全に対する姿勢や取り組みを会社の幹部は認めてくれる	-.03	.86	.06	.07	.03	.00	-.03
	K4	あなたの会社の幹部は、安全の高みを目指すことに積極的に取り組んでいる	.10	.69	-.03	-.04	.05	.12	-.03
チームワーク	N1	あなたの職場の仲間はチームワークがとれている	.15	-.06	.79	.04	.06	-.04	.00
	N2	あなたは今の職場の仲間の一員でいたい	.09	.00	.72	.01	.08	.07	.07
	N3	あなたの職場では、お互いがベストをつくすように励まし合う	-.05	.06	.84	.04	.01	.07	-.03
	N4	あなたの職場の仲間は、業務上のことで必要なとき、あなたを助けてくれる	.00	.07	.78	-.03	-.05	-.02	.05
達成志向	T1	私は、自分の職務を果たすことが、同僚や職場、組織にどのように貢献するかを理解している	-.03	.05	.11	.69	-.06	.13	.08
	T2	私は、自分に与えられた職務を完了することに大きな意義を感じて、職務に従事している	.22	.13	.13	.37	.19	.07	.11
	T3	私は、自分の職務を完了させるまで粘り強く取り組んでいる	-.02	.02	.06	.30	.02	.40	.19
競争志向	Y1	私は、どうすれば同僚以上に成果を挙げることができるかを理解している	.12	-.05	-.18	.35	.62	.03	.03
	Y2	同僚よりも優れた成果をあげることは、今の私にとって大きな喜びである	.02	.09	.04	-.05	.73	-.10	.13
	Y3	私は、同僚よりも優れた成果を得るまで、決して諦めずに職務に取り組み続けている	-.08	.02	.10	-.08	.87	.11	-.02
協力量向	R1	私は、どうすれば同僚や上司とこれまで以上に質の高い協力ができるかについて考えている	-.07	.18	.03	.06	.02	.52	.24
	R2	私は、同僚や上司と協力的に関わることができるよう、非常に気を配っている	-.05	.00	.06	.17	.01	.74	.02
	R3	私は、同僚や上司と今以上に互いに協力し合えるように継続的に取り組んでいる	.09	.01	.00	-.05	.04	.94	.01
学習志向	G1	私は、どうすれば今以上に自分を成長させることができるかを考えている	-.01	-.06	.04	-.01	.09	.11	.66
	G2	私は、仕事で新しい知識や技能を身につけることが大好きだ	.06	.04	-.05	-.01	-.01	-.03	.85
	G3	私は、仕事でうまくいかないときにも、学ぶ姿勢を持ち続けている	-.04	-.03	.06	.04	.00	.01	.83

表2 探索的因子分析結果のパターン行列 (2019年)

直属上司の部下配慮	J1	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	.56	.01	.33	-.04	.06	.01	.03
	J2	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	.79	.09	-.12	.06	.01	.14	-.08
	J3	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	.84	-.07	.11	.04	.01	-.03	.09
	J4	安全に対する姿勢や取り組みを直属上司は認めてくれる	.71	.22	-.07	.07	.01	.05	.00
	J5	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	.54	.00	.28	-.10	-.01	.00	-.07
	J6	あなたの直属上司は職場間の連絡をうまくとっている	.48	.15	.24	-.11	-.04	-.02	.03
トップの安全へのコミットメント	K1	安全の取り組みに対する幹部の熱意・意気込みが伝わってくる	-.12	.80	.12	.03	-.04	-.01	.03
	K2	あなたの会社の幹部は、安全上の問題がないか現場に向いて注意を払っている	.13	.64	-.12	-.10	.12	.00	.05
	K3	安全に対する姿勢や取り組みを会社の幹部は認めてくれる	.22	.66	.01	.01	-.01	.05	.02
	K4	あなたの会社の幹部は、安全の高みを目指すことに積極的に取り組んでいる	.00	.75	.02	.06	.00	-.03	-.05
チームワーク	N1	あなたの職場の仲間はチームワークがとれている	.04	.12	.69	.13	.03	.08	.00
	N2	あなたは今の職場の仲間の一員でいたい	.03	.03	.55	.26	.16	.09	-.04
	N3	あなたの職場では、お互いがベストをつくすように励まし合う	.20	.08	.50	.10	.11	.14	.02
	N4	あなたの職場の仲間は、業務上のことで必要なとき、あなたを助けてくれる	.18	.15	.54	-.11	-.05	.05	.17
達成志向	T1	私は、自分の職務を果たすことが、同僚や職場、組織にどのように貢献するかを理解している	.04	.02	.10	.61	-.08	.08	.18
	T2	私は、自分に与えられた職務を完了することに大きな意義を感じて、職務に従事している	.11	.09	.13	.62	.08	.03	.10
	T3	私は、自分の職務を完了させるまで粘り強く取り組んでいる	-.04	.10	-.02	.37	.05	.28	.27
競争志向	Y1	私は、どうすれば同僚以上に成果を挙げることができるかを理解している	-.08	-.09	-.04	.37	.43	.11	-.02
	Y2	同僚よりも優れた成果をあげることは、今の私にとって大きな喜びである	.08	.01	.00	.02	.82	-.14	.10
	Y3	私は、同僚よりも優れた成果を得るまで、決して諦めずに職務に取り組み続けている	-.05	.01	.04	-.04	.90	.11	-.03
協立志向	R1	私は、どうすれば同僚や上司とこれまで以上に質の高い協力ができるかについて考えている	-.01	.00	-.01	.06	.08	.62	.15
	R2	私は、同僚や上司と協力的に関わることができるよう、非常に気を配っている	.04	.00	-.01	.07	-.06	.80	.03
	R3	私は、同僚や上司と今以上に互いに協力し合えるように継続的に取り組んでいる	.01	-.01	.05	-.05	.03	.94	.01
学習志向	G1	私は、どうすれば今以上に自分を成長させることができるかを考えている	.01	.01	-.05	.09	.15	.09	.59
	G2	私は、仕事で新しい知識や技能を身につけることが大好きだ	-.01	-.01	.00	.00	.02	-.05	.84
	G3	私は、仕事でうまくいかないときにも、学ぶ姿勢を持ち続けている	-.02	.02	.00	.02	-.03	.11	.81

子、合計7つの構成概念を想定することができる。それゆえ、7因子を仮定し、最尤法で探索的因子分析を行った。その結果を示したのが表1（2017年）と表2（2019年）である。それぞれ、直属上司の部下配慮、トップの安全へのコミットメント、チームワーク、達成志向モチベーション（達成志向）、競争志向モチベーション（競争志向）、協力的志向モチベーション（協力的志向）、学習志向モチベーション（学習志向）と名づけた。

また、探索的因子分析で得られた結果に基づき、交差負荷（cross loadings）を排し、確認的因子分析を行ったところ、CFIは0.93（2017年）と0.93（2019年）で、RMSEAもともに0.07であり、適合度指標は悪くなかった。また、内的一貫性の指標としてクロンバックの α 係数も算出したところ（表3）、すべて0.75を上回っていた。

表3 クロンバックの α 係数

	2017年	2019年
トップの安全へのコミットメント	.84	.84
直属上司の部下配慮	.91	.90
チームワーク	.91	.86
達成志向	.78	.83
競争志向	.82	.80
協力的志向	.89	.88
学習志向	.85	.85

3.3 分析のモデル

本稿が仮定しているモデルを図1に示す。トップ

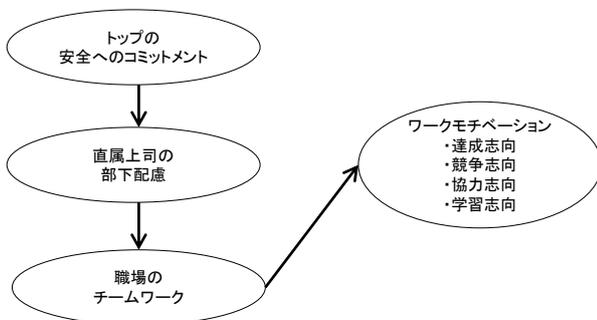


図1 分析のモデル

の安全へのコミットメント、直属上司の部下配慮、そしてチームワークといった組織内の各階層、そしてそれらの帰結として、個人のワークモチベーションを連結した。分析に際しては、構造方程式モデリングによって各因子間の関連性を定めた後、間接効果の検定を行う。

4. 結果

達成志向、競争志向、協力的志向、学習志向のそれぞれについて構造方程式モデリングをあてはめた結果を表4から表7に示した*⁹。

適合度指標について確認すると、CFIが達成志向で0.94/0.93（2017年/2019年）、競争志向で0.95/0.93（2017年/2019年）、協力的志向で0.95/0.94（2017年/2019年）、学習志向で0.96/0.94（2017年/2019年）であり、すべて0.9を上回っている。また、同様に、RMSEAを確認すると、すべてで0.1を下回っており（表4から表7）、モデルのデータへのあてはまりは悪くないといえる。

そして、パス係数の検定結果から、トップの評定の良さが直属上司の評定の良さへ、さらに直属上司の評定の良さがチームワークの評定の良さへ、そしてそれらから、達成志向、競争志向、協力的志向、学習志向といった従業員のワークモチベーションの高さへ至っていることがうかがえる。それらの関係については図2から図5に示した。

達成、競争、協力的、学習といった各側面による相違は大きくは得られていない。また、間接効果の検定を、ブートストラップ法（リサンプリングの回数は1000）によって求めたところ（表8）、直属上司の部下配慮とチームワークを経由した間接効果も認められた*¹⁰。

*⁹ 推定に用いたソフトウェアはRosseel (2012)、日本語の解説として、小杉・清水(2014)等がある。

*¹⁰ 清水(2014)が、媒介分析の枠組みから間接効果の検定の解説を行っている。

表4 パラメータ推定値／非標準化解 (達成志向)

		2017年 推定値 (標準誤差)		2019年 推定値 (標準誤差)		
測定パート	トップのコミットメント					
	K1	1.00		1.00		
	K2	0.91	*** (0.09)	0.88	*** (0.09)	
	K3	1.05	*** (0.08)	0.96	*** (0.08)	
	K4	0.96	*** (0.08)	0.81	*** (0.07)	
	直属上司の配慮					
	J1	1.00		1.00		
	J2	0.85	*** (0.06)	0.90	*** (0.07)	
	J3	0.96	*** (0.06)	1.05	*** (0.07)	
	J4	0.83	*** (0.05)	0.90	*** (0.06)	
	J5	0.69	*** (0.05)	0.77	*** (0.07)	
	J6	0.73	*** (0.05)	0.82	*** (0.07)	
	チームワーク					
	N1	1.00		1.00		
	N2	1.10	*** (0.06)	1.00	*** (0.08)	
	N3	0.98	*** (0.05)	1.08	*** (0.07)	
N4	0.84	*** (0.05)	0.89	*** (0.08)		
達成志向						
T1	1.00		1.00			
T2	1.71	*** (0.16)	1.34	*** (0.10)		
T3	1.03	*** (0.11)	0.92	*** (0.08)		
回帰パート	達成志向~チームワーク	0.41	*** (0.05)	0.62	*** (0.07)	
	チームワーク~直属上司	0.75	*** (0.06)	0.66	*** (0.06)	
	直属上司~トップ	1.01	*** (0.09)	0.79	*** (0.08)	
適合度指標	CFI	0.94		0.93		
	RMSEA	0.08		0.08		

* $p < 0.05$, ** $p < 0.01$, *** $p < 0.001$

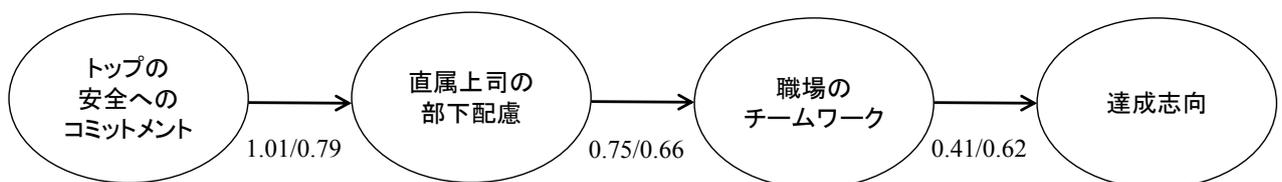


図2 達成志向へと至るパス (2017年／2019年)

表5 パラメータ推定値／非標準化解（競争志向）

		2017年 推定値（標準誤差）	2019年 推定値（標準誤差）
測定パート	トップのコミットメント		
	K1	1.00	1.00
	K2	0.91 *** (0.09)	0.88 *** (0.09)
	K3	1.05 *** (0.08)	0.96 *** (0.08)
	K4	0.96 *** (0.08)	0.81 *** (0.07)
	直属上司の配慮		
	J1	1.00	1.00
	J2	0.85 *** (0.06)	0.89 *** (0.07)
	J3	0.96 *** (0.06)	1.05 *** (0.07)
	J4	0.83 *** (0.05)	0.90 *** (0.06)
	J5	0.69 *** (0.05)	0.78 *** (0.07)
	J6	0.73 *** (0.05)	0.82 *** (0.07)
	チームワーク		
	N1	1.00	1.00
	N2	1.09 *** (0.06)	0.98 *** (0.08)
	N3	0.98 *** (0.05)	1.07 *** (0.07)
N4	0.84 *** (0.05)	0.89 *** (0.07)	
競争志向			
Y1	1.00	1.00	
Y2	1.27 *** (0.12)	1.41 *** (0.15)	
Y3	1.37 *** (0.13)	1.59 *** (0.17)	
回帰パート	競争志向～チームワーク	0.29 *** (0.05)	0.31 *** (0.06)
	チームワーク～直属上司	0.75 *** (0.06)	0.67 *** (0.06)
	直属上司～トップ	1.01 *** (0.09)	0.79 *** (0.08)
適合度指標	CFI	0.95	0.93
	RMSEA	0.07	0.08

* $p < 0.05$, ** $p < 0.01$, *** $p < 0.001$

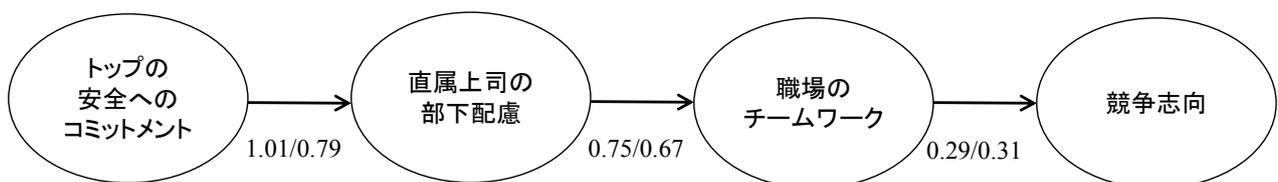


図3 競争志向へと至るパス（2017年／2019年）

表6 パラメータ推定値／非標準化解 (協力志向)

		2017年 推定値 (標準誤差)	2019年 推定値 (標準誤差)
測定パート	トップのコミットメント		
	K1	1.00	1.00
	K2	0.91 *** (0.09)	0.88 *** (0.09)
	K3	1.05 *** (0.08)	0.96 *** (0.08)
	K4	0.96 *** (0.08)	0.81 *** (0.07)
	直属上司の配慮		
	J1	1.00	1.00
	J2	0.85 *** (0.06)	0.89 *** (0.07)
	J3	0.96 *** (0.06)	1.05 *** (0.07)
	J4	0.82 *** (0.05)	0.90 *** (0.06)
	J5	0.69 *** (0.05)	0.78 *** (0.07)
	J6	0.73 *** (0.05)	0.82 *** (0.07)
	チームワーク		
	N1	1.00	1.00
	N2	1.10 *** (0.06)	0.98 *** (0.08)
	N3	0.99 *** (0.05)	1.07 *** (0.07)
N4	0.85 *** (0.05)	0.90 *** (0.08)	
協力志向			
R1	1.00	1.00	
R2	1.15 *** (0.08)	1.19 *** (0.10)	
R3	1.21 *** (0.08)	1.28 *** (0.10)	
回帰パート	協力志向~チームワーク	0.44 *** (0.05)	0.48 *** (0.07)
	チームワーク~直属上司	0.74 *** (0.06)	0.67 *** (0.06)
	直属上司~トップ	1.01 *** (0.09)	0.79 *** (0.08)
適合度指標	CFI	0.95	0.94
	RMSEA	0.07	0.08

* $p < 0.05$, ** $p < 0.01$, *** $p < 0.001$

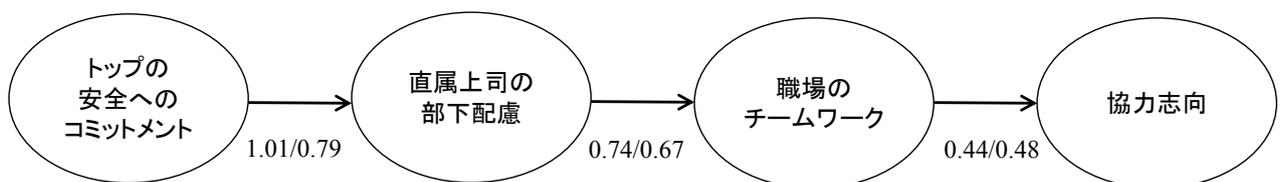


図4 協力志向へと至るパス (2017年／2019年)

表7 パラメータ推定値／非標準化解 (学習志向)

測定パート		2017年 推定値 (標準誤差)	2019年 推定値 (標準誤差)
トップのコミットメント			
	K1	1.00	1.00
	K2	0.91 *** (0.09)	0.88 *** (0.09)
	K3	1.05 *** (0.08)	0.96 *** (0.08)
	K4	0.96 *** (0.08)	0.81 *** (0.07)
直属上司の配慮			
	J1	1.00	1.00
	J2	0.85 *** (0.06)	0.89 *** (0.07)
	J3	0.96 *** (0.06)	1.05 *** (0.07)
	J4	0.83 *** (0.05)	0.90 *** (0.06)
	J5	0.69 *** (0.05)	0.77 *** (0.07)
	J6	0.73 *** (0.05)	0.82 *** (0.07)
チームワーク			
	N1	1.00	1.00
	N2	1.09 *** (0.06)	0.98 *** (0.08)
	N3	0.98 *** (0.05)	1.07 *** (0.07)
	N4	0.85 *** (0.05)	0.90 *** (0.08)
学習志向			
	G1	1.00	1.00
	G2	1.08 *** (0.08)	1.21 *** (0.10)
	G3	1.10 *** (0.08)	1.15 *** (0.09)
回帰パート	学習志向～チームワーク	0.31 *** (0.05)	0.42 *** (0.07)
	チームワーク～直属上司	0.75 *** (0.06)	0.67 *** (0.06)
	直属上司～トップ	1.01 *** (0.09)	0.79 *** (0.08)
適合度指標	CFI	0.96	0.94
	RMSEA	0.07	0.08

* $p < 0.05$, ** $p < 0.01$, *** $p < 0.001$

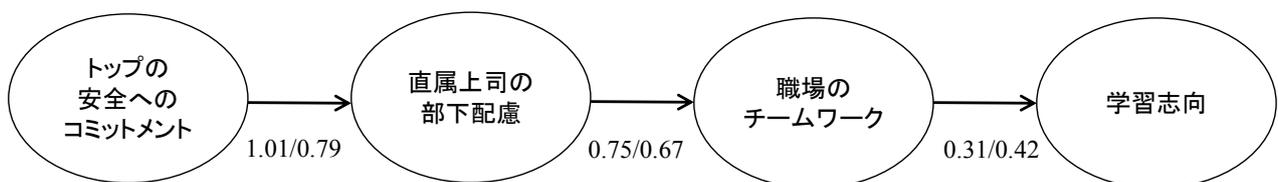


図5 学習志向へと至るパス (2017年／2019年)

表8 間接効果の検定

	2017年	2019年
	推定値 (ブートストラップ 標準誤差)	推定値 (ブートストラップ 標準誤差)
トップ～<直属上司>～チームワーク	.76 *** (.09)	.52 *** (.09)
直属上司～<チームワーク>～達成志向	.31 *** (.05)	.41 *** (.07)
トップ～<直属上司>～チームワーク	.75 *** (.10)	.53 *** (.09)
直属上司～<チームワーク>～競争志向	.21 *** (.04)	.20 *** (.05)
トップ～<直属上司>～チームワーク	.75 *** (.09)	.53 *** (.09)
直属上司～<チームワーク>～協力的志向	.32 *** (.05)	.32 *** (.07)
トップ～<直属上司>～チームワーク	.75 *** (.09)	.53 *** (.09)
直属上司～<チームワーク>～学習志向	.23 *** (.05)	.28 *** (.06)

* $p < 0.05$, ** $p < 0.01$, *** $p < 0.001$

5. 議論

探索的因子分析、確認的因子分析の結果が示しているように、組織レベル、グループレベルをはじめとして、チームワークも含めた組織内の階層性が確認された。また、構造方程式モデリングの結果から、それぞれの次元における職場の評定値の良さが従業員のワークモチベーションへと波及していくことも明らかになった。そして、間接効果の検定を行ったところ、直属上司の部下配慮や職場のチームワークを経由した間接効果も明らかになった。

これらの結果は、先行研究で指摘されているように、国内のライフライン産業において、安全風土の評定の良さが、ワークモチベーションのような、事故率や怪我といった安全には直接かかわらない側面に影響を及ぼしていることを示している。加えて、組織運営において、リーダーシップや上司のマネジメントの意義が強調される中、従業員を取り囲むチームワークを良くすることによって、従業員のワークモチベーションを高めるという上司の間接的な影響の重要性も示している。

チームワークの良さは、先行研究も含め、仕事に対する意識に好影響を及ぼしていると考えられるが(藤田 2018)、上司の重要な役割の一つは、そのようなチームを構成することにあると考えられる。

本稿の分析結果は、回答者本人による職場の評定と回答者本人のワークモチベーションの関連に照準を合わせているため、これらの結果が相関するのは

当然であるという批判も考えられよう。他方で、本稿の結果は、職務内容にある程度均質性が認められる中で、トップ、直属上司、チームワークといった組織の階層性が連動性を示している一つのモデルとなりえている。リーダーシップであれ、透明性のあるコミュニケーションであれ、それらが有効に機能するためには組織内の連携が欠かせないといえるだろう。

謝辞

本稿の調査と分析にご協力いただいた事業所のみなさまに感謝を申し上げます。また、ワークモチベーション研究については九州大学大学院池田浩准教授より多大な示唆をいただき、感謝を申し上げます。

引用文献

- Drexler, J. A. (1977). Organizational climate: Its homogeneity within organizations. *Journal of Applied Psychology*, 62, 38-42.
- 福井 宏和 (2014). 安全風土調査の充実に関する検討—海外の安全文化の視点を参考として— INSS JOURNAL, 21, 2-11.
- 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.
- 原子力安全システム研究所社会システム研究所編 (2019). 安全文化を作る 日本電気協会新聞部.
- Huang, Y., Lee, J., McFadden, A. C., Murphy, L. A., Robertson, M. M., Cheung, J. H., & Zohar, D. (2016). Beyond safety outcomes: An investigation of the impact of safety climate on job satisfaction, employee engagement and turnover using social exchange theory as the theoretical framework. *Applied Ergonomics*, 55, 248-257.
- Huang, Y., Lee, J., McFadden, A. C., Rineer, J., & Robertson, M. M. (2017). Individual employee's perceptions of "group-level safety climate" (supervisor referenced) versus "organization-level safety climate" (top management referenced) : Associations with safety outcomes for lone workers. *Accident Analysis & Prevention*, 98, 37-45.
- 池田 浩 (2017). ワークモチベーション研究の現状と課題—課題遂行過程から見たワークモチベーション理論— 日本労働研究雑誌, 684, 16-25.
- 池田 浩・森永 雄太 (2017). 我が国における多側面ワークモチベーション尺度の開発 産業・組織心理学研究, 30 (2), 171-186.
- 吉川 徹 (2007). 階層化する社会意識 勁草書房.
- 北居 明 (2014). 学習を促す組織文化—マルチレベル・アプローチによる実証分析— 有斐閣.
- 小杉 考司・清水 裕士 (編) (2014). M-plusとRによる構造方程式モデリング入門 北大路書房.
- 直井 優 (1992). 仕事と人間の相互作用 三隅 二不二 (編) 働くことの意味 (pp.101-44) 有斐閣.
- 直井 優 (2007). 日本における仕事と人間の間の相互作用 吉川 徹 (編) 階層化する社会意識 (pp.121-49) 勁草書房.
- 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.
- Rosseel, Y. (2014). lavaan: An R Package for structural equation modeling. *Journal of Statistical Software*, 48 (2), 1-36.
- 清水 裕士 (2014). 媒介分析 小杉 考司・清水 裕士 (編) M-plusとRによる構造方程式モデリング入門 (pp.151-164) 北大路書房.
- 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 effects of group climate on microaccidents in manufacturing jobs. *Journal of Applied Psychology*, 85, 587-596.
- Zohar, D. (2008). Safety climate and beyond: A multi-level multi-climate framework. *Safety Science*, 46, 376-387.
- Zohar, D. (2010). Thirty years of safety climate research: Reflections and future directions. *Accident Analysis and Prevention*, 42, 1517-1522.
- Zohar, D. & Luria, G. (2005). A multilevel model of safety climate: cross-level relationship between organization and group-level climates. *Journal of Applied Psychology*, 90, 616-628.

安全に関する質問紙調査に基づく 原子力発電所の特徴と調査への影響について

Characteristics of Nuclear Power Stations
based on Questionnaire Survey of Safety, and Their Impact

福井 宏和 (Hirokazu Fukui) *1

要約 日本全国に現在17の原子力発電所があり、それらの職員に安全に関する質問紙調査を実施した。原子力発電所の組織の特徴を検討するために主成分分析を実施した結果、「形式共有型」と「自由闊達型」、「体制好意型」と「個人好意型」の対となる特徴評価軸が抽出された。そして17の原子力発電所は、それぞれの主成分得点から「体制好意型」、「個人好意型」、「自由闊達型」の3つの特徴に分類された。それは、ある物事を好意的に捉えたり厳しく捉えたりする組織文化そのものの特徴と解釈することができた。質問紙調査において、組織文化のこのような捉え方による影響を取り除き、真の組織の状態を把握するためには、単発的な調査よりも定期的な継続調査が望ましい。また、沸騰水型軽水炉を有する発電所に「個人好意型」の特徴が多く、加圧水型軽水炉を有する発電所に「体制好意型」の特徴が多いことも認められた。

キーワード 原子力発電所, 質問紙調査, 主成分分析, 特徴, 組織文化

Abstract A survey on safety was conducted on the personnel of the 17 nuclear power stations currently in operation. As a result of principal component analysis(PCA)of the organizational characteristics of nuclear power stations, two pairs of contrasting evaluation axes on organizational characteristics were determined: "structure-sharing type" and "free-and-open type" on the one hand, and "organization-preferring type" and "individual-preferring type" on the other. As a result, the 17 stations were classified into one of the three types, "organization-preferring type," "individual-preferring type," or "free-and-open type" based on their PCA scores. These groups are considered to represent organizational cultures themselves, depending on whether the same thing or event can be received both positively and critically. To identify the true conditions of an organization free of the effect of organizational culture on how the questionnaire is answered, it is desirable to conduct the survey regularly rather than one time only. It was also observed that power stations with a boiling-water reactor tend to exhibit a stronger characteristic of "individual-preferring type" while more stations with a pressurized-water reactor exhibit a stronger characteristic of "organization-preferring type."

Keywords nuclear power station, questionnaire-based survey, principal component analysis, characteristics, organizational culture

1. はじめに

産業界は、生産の効率性と安全性のバランスを取りながら組織を運営している。しかし、ときには効率性が強く押し出されるあまり、知らず知らずのうちに安全性が置き去りにされることがあるのではないだろうか。あるいは、安全性を重視する場合でも、安全を強化するために取り入れた活動が、期待した

ほどの効果もなく負担ばかりが増えて、逆に安全への配慮が疎かになってしまうような場合や、強烈な個性を持った管理者の異動によって職場環境が変わり、安全行動への意欲が低下するようないふこともありうる。組織を運営・管理する人達が、その組織の状態を把握しながら管理していくことは、非常に重要なことである。

近年、そのような観点から組織や職場の状態を把

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

握するため組織成員に対し安全に関する質問紙調査(福井, 2012; 宮地・村越・赤塚・鈴木, 2009; 高野・津下・長谷川・広瀬・佐相, 2002; 余村・細田・井上, 2015)が実施されている。それらの調査結果は、組織や職場の状態を表すものであるが、これまでの広範な調査で得られた標準値との比較によって評価される場合が多い。しかし、評定値が高い組織が健全な組織と言えるのだろうか。組織成員が単に好意的に捉えているだけではないのだろうか。あるいは評定値が低い組織が問題のある組織と言えるのだろうか。厳しく捉える組織成員の特性によるものかもしれない。もしそうだとするならば、評定値が低い後者の方が健全な組織と言える。つまり質問紙調査の結果に組織文化がもつ物事の捉え方が影響を与えている可能性が考えられる。組織文化とは、ある特定の集団が外部への適応や内部統合の問題に対処する際に学習した組織自身によって創られ、発見され、または発展させられた基本的仮定のパターンである(Schein, 1985)と定義されている。日本には17の原子力発電所があるが、それぞれがどのような組織文化を有しているのか興味のあるところである。

2. 目的

質問紙調査を通して17原子力発電所の組織文化の特徴について検討すると共に、質問紙調査のあり方についても検討する。

3. 方法

2018年に原子力産業界で実施された組織の安全に関する質問紙調査のうち、原子力発電所職員(17原子力発電所, 8303名)のデータを用いて、各原子力発電所の安全に関する組織的特徴を主成分分析により検討した。

主成分分析とは、多くの変数から主成分という互いに無相関な少数の合成変数を作る多変量解析の一つである。言い換えるならば、多数の変数を少数の変数に要約する分析手法である。分析モデルは以下ようになる。主成分 Z_i は、複数の変数 X_j の合成変数で表される。そして、主成分は互いに直交し、分散が最大になるように重み係数 W_{ij} が求められる。

$$\begin{aligned} Z_1 &= W_{11}X_1 + W_{12}X_2 + W_{13}X_3 + \dots + W_{1p}X_p \\ Z_2 &= W_{21}X_1 + W_{22}X_2 + W_{23}X_3 + \dots + W_{2p}X_p \\ &\dots\dots\dots \\ Z_p &= W_{p1}X_1 + W_{p2}X_2 + W_{p3}X_3 + \dots + W_{pp}X_p \end{aligned}$$

第1主成分 Z_1 の重み係数 W_{1p} は、すべて正の値となるが、第2主成分 Z_2 と第3主成分 Z_3 の重み係数 W_{ij} は、正の値と負の値に分かれる。この第2主成分 Z_2 と第3主成分 Z_3 の特性を利用して組織の特徴を検討するものである。すなわち、重み係数が正に大きい変数 X_m が測定している特徴と、重み係数が負に大きい変数 X_n が測定している特徴のどちらの特徴が強いかを相対的に比較する方法である。第1主成分 Z_1 については特徴が明確に示せないで、本論では触れない。

4. 結果

主成分分析に用いた変数 X_j は、本調査に用いた78項目それぞれの評定値である。第2主成分 Z_2 の重み係数 W_{2j} を表1に、第3主成分 Z_3 の重み係数 W_{3j} を表2に示す。第2主成分 Z_2 に対する各変数 X_j の重み係数 W_{2j} は、正の値と負の値に分かれる。重み係数 W_{2j} が正に大きい値となる変数 X_j は、q75(直属上司から無理な圧力を感じることがない)、q77(意見が言いやすい)、q67(職場マナー)、q74(会社をやめたいと思わない)、q29(意見やアイデアが上まで届く)、q78(問題をうやむやにしない)、q69(職場の一員でいたい)など、意見やアイデアなどが言いやすく通りやすい自由で開放的な職場環境がイメージできることから、第2主成分プラス側を「自由闊達型」と命名した。重み係数 W_{2j} が負に大きい値となる変数 X_j は、q44(社内外の取組み事例の活用)、q63(外部事象の対応策周知)、q48(ノウハウの体系的整理)、q45(教訓や最新知見を業務に活用)、q62(外部事象に対する安全性が説明できる)、q23(図面・取扱手順等の更新)などの形式的情報共有に関する項目が集まることから、第2主成分マイナス側を「形式共有型」と命名した。

第3主成分 Z_3 に対する各変数 X_j の重み係数 W_{3j} も正の値と負の値に分かれる。重み係数 W_{3j} が正に大きい値となる変数 X_j は、q24(規則・ルールの運用性)、q73(将来不安を感じることがない)、q27(会社からの情報伝達)、q4(要員確保)、q6(予算確保)、

表1 第2主成分重み係数(降順)

W ₂	No.	項目概要
0.309	q75	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)
0.276	q77	あなたの職場では、自分では「こうすべき」と思う意見でも言い出しにくいことがある(逆転項目)
0.261	q67	あなたの職場では、個人的な感情や利害を職場に持ち込んでいる人がいる(逆転項目)
0.247	q74	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)
0.214	q29	あなたの意見やアイデアが途中でたち消えてしまって、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)
0.206	q78	あなたの職場には、問題をなるべく表面化させたくない、または深刻に考えない雰囲気(風土、習慣、素地)がある(逆転項目)
0.191	q69	あなたは今の職場の仲間の一員でいたい
0.188	q25	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合がある(逆転項目)
0.187	q73	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(逆転項目)
0.186	q21	あなたは自分の職務の責任範囲がはっきりしていないと思う(逆転項目)
0.151	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)
0.149	q68	あなたの職場の仲間はチームワークがとれている
0.139	q05	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
0.134	q71	あなたの職場の仲間は、業務上のことで必要なとき、あなたを助けてくれる
0.131	q24	あなた自身の業務に関する規則・ルールに運用しにくい内容がある(逆転項目)
0.115	q65	あなたは、今の職場で働いていることを誇りに思っている
0.103	q70	あなたの職場では、お互いがベストをつくすように励まし合う
0.102	q28	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
0.099	q14	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
0.098	q34	あなたの直属上司は職場間の連絡をうまくとっている
0.096	q15	あなたの直属上司は、部下の職場環境や現場の状況に常々注意を払っている
0.070	q17	安全に対する姿勢や取り組みを直属上司は認めてくれる
0.067	q64	あなたは、今の職場での業務遂行において達成感を味わうことができる
0.051	q10	あなたの直属上司は、いかなる場合も安全側に立った意思決定を行っている
0.044	q72	あなたの職場では、過剰な残業を改善するために対策(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
0.041	q76	あなたの職場では、少数の異なる意見でも取り上げられ議論されている
0.035	q13	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
0.023	q01	あなたの職場では、担当業務が安全最優先の方針と矛盾することなく実践されている
0.023	q04	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
0.017	q19	あなたの職場では、一つひとつの業務について、誰が責任を持っているか明確である
0.001	q33	あなたの職場では、担当業務以外の協力会社の方々に対しても、発電所と一緒に支える大切なパートナーとして接している
-0.007	q35	あなたの職場では、他部署にまたがる問題の調整や解決が十分になされている
-0.011	q16	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
-0.013	q07	あなたは、自分が担当している業務・設備で、発電所の安全性に影響する弱み・課題について十分に説明できる
-0.015	q03	あなたの所属している部署のありのままの情報が経営層に伝えられている
-0.022	q08	あなたは、発電所で起りうる事故の中で安全上の最悪のシナリオを他者に十分に説明できる
-0.024	q06	あなたの職場では、安全に関わる設備・機器の保守について、重要度に応じた予算が確保されている
-0.027	q36	あなたの発電所では、業務遂行において他部署も協力的である
-0.033	q30	上位組織と第一線職場の関係について、双方に相手の相談を受け入れる姿勢がある
-0.034	q66	あなたの職場では、仕事に対して社会的責任をもつ一専門家としての自負心を持っている人が多い
-0.035	q09	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
-0.035	q61	あなたの職場の仲間は、仕事量の多い時期でも安全性の確保を優先している
-0.041	q02	あなたの職場では、安全最優先の方針に基づいた取り組みの必要な見直しを評価に基づいて継続的に実施している
-0.042	q58	あなたの職場の仲間は、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
-0.049	q37	あなたの発電所に関する情報公開は、遅延することなくタイムリーに実施されている
-0.049	q46	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
-0.057	q56	あなたの職場の仲間は常に問いかける姿勢をもち、業務上の問題点や不具合がないか確認している
-0.058	q49	あなたの職場では、事故や安全性の問題が率直に話し合われている
-0.060	q32	あなたの職場では、負担(追加業務、コスト)になっても協力会社からのマイナス情報に真摯に対応している
-0.063	q55	あなたの職場では、作業のリスクを考慮して作業方法や工程を柔軟に変更している
-0.065	q20	あなたの発電所では、設備やシステムに関する資料をすぐに取り出せる
-0.066	q52	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わる懸念事項や提案に対して真摯に対応している
-0.072	q22	あなたの職場では、業務遂行に必要な規則やルールが、タイムリーに更新されている
-0.073	q18	あなたの発電所の幹部は、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
-0.075	q60	あなたの職場の仲間は、安全上の問題がないか現場に向いて注意を払っている
-0.076	q53	あなたの職場では、安全に係る懸念事項や改善提案に対して提言者に対応結果が知らされている
-0.079	q43	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のが大切だと思っている人が多い
-0.079	q59	あなたの職場の仲間は、作業エリアに危険が存在しないか、事前に確認している
-0.082	q41	教育・訓練は、業務の安全性向上のために十分に役に立っている
-0.082	q12	あなたの発電所の幹部は、安全上の問題がないか現場に向いて注意を払っている
-0.082	q42	会社には、何事も現状に満足することなく、継続的改善に取り組む姿勢がある
-0.083	q31	あなたの職場では、協力会社からの意見・要望などに対する回答や業務への反映をタイムリーに行っている
-0.085	q40	あなたは、安全に関わる設備の運用方針やルールの根拠について、積極的に質問している
-0.090	q38	規制や自治体、関係機関からの情報について、担当部署は的確に社内に伝達している
-0.092	q11	あなたの発電所では、安全に関わる意思決定に際し、職員への説明が十分になされている
-0.093	q50	あなたの職場では、安全性・作業性向上に役立つ改善提案が提起されている
-0.093	q54	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
-0.096	q57	あなたの発電所では、不適合の再発防止対策により同様の不適合が再発していない
-0.097	q39	業務手順に関する教育・訓練では、なぜそうするのか理由が十分に教えられている
-0.099	q26	あなたの職場では、規則・ルールの遵守状況をチェックする仕組みが有効に機能している
-0.100	q47	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
-0.102	q51	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
-0.107	q23	あなたの職場では、設備変更に係る当該設備の図面・取扱手順等の資料が、タイムリーに更新されている
-0.124	q62	あなたの職場の仲間は、さまざまな外部事象に対する原子力プラントの安全性を説明できる
-0.126	q45	あなたの発電所では、社内外の教訓や最新の知見に関する情報を収集し、業務に活用されている
-0.136	q48	あなたの職場では、業務遂行上のノウハウやその根拠が体系的に整理されている
-0.139	q63	あなたの発電所では、安全審査で想定しているさまざまな外部事象の対応策が具体的に周知されている
-0.139	q44	あなたの発電所では、安全性向上のため社内外の取り組み事例が活用されている

表2 第3主成分重み係数(降順)

W3j	No.	項目概要
0.286	q24	あなた自身の業務に関する規則・ルールに運用しにくい内容がある(逆転項目)
0.242	q73	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(逆転項目)
0.223	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)
0.179	q04	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
0.169	q06	あなたの職場では、安全に関わる設備・機器の保守について、重要度に応じた予算が確保されている
0.158	q74	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)
0.149	q23	あなたの職場では、設備変更に係る当該設備の図面・取扱手順等の資料が、タイムリーに更新されている
0.137	q12	あなたの発電所の幹部は、安全上の問題がないか現場に向いて注意を払っている
0.134	q57	あなたの発電所では、不適合の再発防止対策により同様の不適合が再発していない
0.124	q30	上位組織と第一線職場の関係について、双方に相手の相談を受け入れる姿勢がある
0.114	q21	あなたは自分の職務の責任範囲がはっきりしていないと思う(逆転項目)
0.112	q22	あなたの職場では、業務遂行に必要な規則やルールが、タイムリーに更新されている
0.111	q20	あなたの職場では、設備やシステムに関する資料をすぐに取り出せる
0.110	q03	あなたの所属している部署のありのままの情報が経営層に伝えられている
0.109	q09	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
0.108	q29	あなたの意見やアイデアが途中でたち消えてしまって、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)
0.108	q36	あなたの発電所では、業務遂行において他部署も協力的である
0.108	q11	あなたの発電所では、安全に関わる意思決定に際し、職員への説明が十分になされている
0.102	q25	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合がある(逆転項目)
0.088	q18	あなたの発電所の幹部は、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
0.088	q51	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
0.087	q16	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
0.083	q38	規制や自治体、関係機関からの情報について、担当部署は的確に社内に伝達している
0.082	q63	あなたの発電所では、安全審査で想定しているさまざまな外部事象の対応策が具体的に周知されている
0.080	q39	業務手順に関する教育・訓練では、なぜそうするのか理由が十分に教えられている
0.074	q64	あなたは、今の職場での業務遂行において達成感を味わうことができる
0.069	q65	あなたは、今の職場で働いていることを誇りに思っている
0.056	q26	あなたの職場では、規則・ルールの遵守状況をチェックする仕組みが有効に機能している
0.053	q48	あなたの職場では、業務遂行上のノウハウやその根拠が体系的に整理されている
0.051	q41	教育・訓練は、業務の安全性向上のために十分に役に立っている
0.048	q42	会社には、何事も現状に満足することなく、継続的改善に取り組む姿勢がある
0.046	q78	あなたの職場には、問題をなるべく表面化させたくない、または深刻に考えない雰囲気(風土、習慣、素地)がある(逆転項目)
0.043	q67	あなたの職場では、個人的な感情や利害を職場に持ち込んでいる人がいる(逆転項目)
0.041	q37	あなたの発電所に関する情報公開は、遅延することなくタイムリーに実施されている
0.034	q19	あなたの職場では、一つひとつの業務について、誰が責任を持っているか明確である
0.025	q35	あなたの職場では、他部署にまたがる問題の調整や解決が十分になされている
0.021	q53	あなたの職場では、安全に係る懸念事項や改善提案に対して提言者に対応結果が知らされている
0.013	q31	あなたの職場では、協力会社からの意見・要望などに対する回答や業務への反映をタイムリーに行っている
0.011	q47	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
0.004	q77	あなたの職場では、自分では「こうすべき」と思う意見でも言い出しにくいことがある(逆転項目)
-0.001	q72	あなたの職場では、過剰な残業を改善するために対策(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
-0.003	q08	あなたは、発電所で起りうる事故の中で安全上の最悪のシナリオを他者に十分に説明できる
-0.009	q02	あなたの職場では、安全最優先の方針に基づいた取り組みの必要な見直しを評価に基づいて継続的に実施している
-0.011	q40	あなたは、安全に関わる設備の運用方針やルールの根拠について、積極的に質問している
-0.011	q75	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)
-0.016	q07	あなたは、自分が担当している業務・設備で、発電所の安全性に影響する弱み・課題について十分に説明できる
-0.018	q62	あなたの職場では、さまざまな外部事象に対する原子力プラントの安全性を説明できる
-0.018	q52	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わる懸念事項や提案に対して真摯に対応している
-0.018	q45	あなたの発電所では、社内外の教訓や最新の知見に関する情報を収集し、業務に活用されている
-0.021	q43	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ことが大切だと思っている人が多い
-0.022	q44	あなたの発電所では、安全性向上のため社内外の取り組み事例が活用されている
-0.025	q54	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
-0.028	q66	あなたの職場では、仕事に対して社会的責任をもつ一専門家としての自負心を持っている人が多い
-0.030	q01	あなたの職場では、担当業務が安全最優先の方針と矛盾することなく実践されている
-0.039	q32	あなたの職場では、負担(追加業務、コスト)になっても協力会社からのマイナス情報に真摯に対応している
-0.045	q55	あなたの職場では、作業のリスクを考慮して作業方法や工程を柔軟に変更している
-0.062	q13	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
-0.070	q76	あなたの職場では、少数の異なる意見でも取り上げられ議論されている
-0.080	q05	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
-0.086	q50	あなたの職場では、安全性・作業性向上に役立つ改善提案が提起されている
-0.109	q61	あなたの職場の仲間は、仕事量の多い時期でも安全性の確保を優先している
-0.110	q14	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
-0.117	q33	あなたの職場では、担当業務以外の協力会社の方々に対しても、発電所と一緒に支える大切なパートナーとして接している
-0.123	q17	安全に対する姿勢や取り組みを直属上司は認めてくれる
-0.125	q10	あなたの直属上司は、いかなる場合も安全側に立った意思決定を行っている
-0.130	q49	あなたの職場では、事故や安全性の問題が率直に話し合われている
-0.134	q28	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
-0.142	q56	あなたの職場の仲間は常に問いかける姿勢をもち、業務上の問題点や不具合がないか確認している
-0.147	q46	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
-0.154	q34	あなたの直属上司は職場間の連絡をうまくとっている
-0.156	q58	あなたの職場の仲間は、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
-0.157	q69	あなたは今の職場の仲間の一員でいたい
-0.162	q15	あなたの直属上司は、部下の職場環境や現場の状況に常々注意を払っている
-0.172	q70	あなたの職場では、お互いがベストをつくすように励まし合う
-0.191	q59	あなたの職場の仲間は、作業エリアに危険が存在しないか、事前に確認している
-0.195	q60	あなたの職場の仲間は、安全上の問題がないか現場に向いて注意を払っている
-0.212	q71	あなたの職場の仲間は、業務上のことで必要なとき、あなたを助けてくれる
-0.217	q68	あなたの職場の仲間はチームワークがとれている

q74 (会社を辞めたいと思うことがない), q23 (図面・取扱手順等の更新), q12 (幹部が現場に出向く) など組織の仕組みやリソースを評定する項目が集まることから, 第3主成分プラス側を「体制好意型」と命名した. 重み係数 W_{3j} が負に大きな値となる変数 X_j は, q68 (チームワーク), q71 (助け合い), q60 (現場に注意を払う), q59 (リスクの事前確認), q70 (励まし合い), q15 (職場環境に注意を払う), q69 (職場帰属意識) などの個人を評定する項目が集まることから, 第3主成分マイナス側を「個人好意型」と命名した.

5. 考察

原子力発電所の組織的特徴を検討する前に直感的理解がしやすい発電所職員の特徴について検討する. 図1に原子力発電所に所属している一般職と管理職の特徴を散布図で示す. 一般職は全体の7割から8割を占めるため世代別で示した. 図1の横軸は第2主成分得点で表される「形式共有型」と「自由闊達型」の特徴の相対的位置を示し, 縦軸は第3主成分得点で表される「体制好意型」と「個人好意型」の特徴の相対的位置を示している. 図1の見方は, プロットの位置が右へ寄れば寄るほど「自由闊達型」の特徴が強くなり, 「形式共有型」の特徴が弱くなる. 逆に左へ寄れば寄るほど「形式共有型」の特徴が強くなり, 「自由闊達型」の特徴が弱くなる. 同様にプロットの位置が上に寄れば寄るほど「体制好意型」

の特徴が強くなり, 「個人好意型」の特徴が弱くなる. また下へ寄れば寄るほど「個人好意型」の特徴が強くなり, 「体制好意型」の特徴が弱くなる. 軸の交点 (0, 0) は全体の平均値である.

図1は以下のように解釈できる. 管理職は一般職より「自由闊達型」である. 管理職は一般職ほど気兼ねすることも拘束されることもないので意見やアイデアを自由に発言しているが, 一般職は管理される立場にあることから意見やアイデアを言い辛いところがある. 特にまだ経験の浅い29歳以下の若い一般職はその傾向が強いと考えられる. そして一般職には, いろいろな情報が示され事故防止に活用されることから, 自ずと「形式共有型」の特徴が強くなるものと考えられる.

また管理職は, 一般職より「体制好意型」である. 管理職は, 一般職より視野が広く組織内のいろいろな情報に接し, 全体的な仕組みやリソースの配分について理解し納得しているところがある. しかし, 一般職は, 管理職に比べ視野が自分の業務範囲内に限定されがちであるため, 職場内の上司や同僚への評価が比較的高く「個人好意型」の特徴が強くなるものと考えられる. 特に経験の浅い30歳代以下はその特徴が強いが, 40歳代以上になると経験を積み視野が徐々に広がり「体制好意型」に変わってくるものと考えられる.

次に各原子力発電所の第2主成分得点と第3主成分得点を求め, それぞれの組織的特徴を図2に示す. 原子力発電所の組織的特徴は, 図2から体制好意型

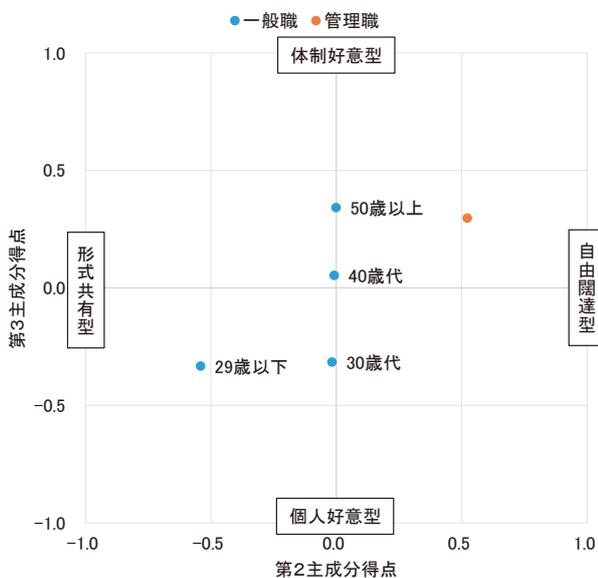


図1 原子力発電所職員の特徴職位比較

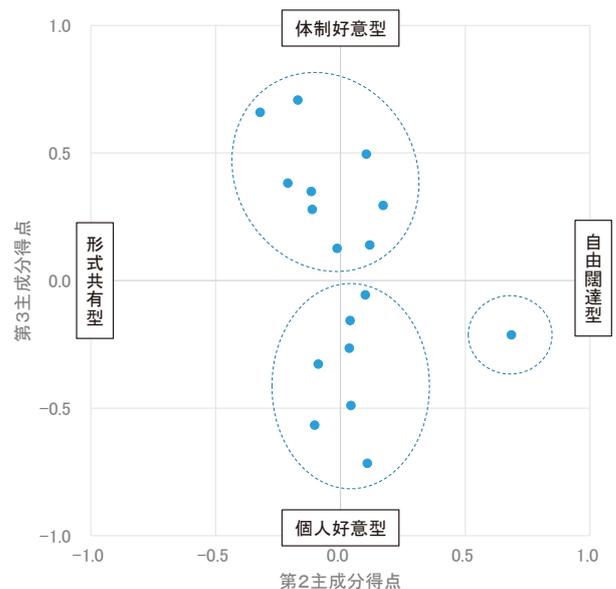


図2 原子力発電所の組織的特徴

発電所、個人好意型発電所、そして自由闊達型発電所の3つのタイプに大別され、図2ではそれぞれを破線で囲って示した。体制好意型発電所は、組織の仕組みやリソースに対して比較的好意的であるが、同僚や上司に対しては比較的に厳しく評価する傾向がある。個人好意型発電所は、同僚や上司に対して比較的好意的であるが、組織の仕組みやリソースに対しては厳しい目が向けられている。自由闊達型発電所は、体制好意型発電所や個人好意型発電所に比べ意見やアイデアなどの発言がしやすい開放的な職場環境と受けとめられているが、情報共有に対しては比較的に厳しく捉えられている。これらの組織的特徴は、組織が独自にもつ文化的特徴そのものが現れていると考えられるが、図1に示すような組織を構成する職位や世代の人数分布の偏りによっても現れる場合が考えられる。そこで原子力発電所の3つのタイプごとに、管理職と一般職世代ごとの特徴を求め検討する。

図3に3タイプの発電所の管理職と一般職世代別の特徴を示す。タイプごとに図1で示した職位と世代の相対的特徴傾向が同様に示されている。すなわち、どのタイプを取ってもタイプ内で一般職29歳以下が最も「形式共有型」になっており、一般職の世代が高くなると「体制好意型」に変わってくる。そして、管理職は最も「自由闊達型」の特徴を示している。また、各タイプの同職位、同世代を比較すると、どの職位、どの世代においてもタイプで分類される特徴が強く示されている。例えば、体制好意型発電所の一般職は、どの世代をとっても他のタイプの一般職より「体制好意型」の特徴が強く、個人

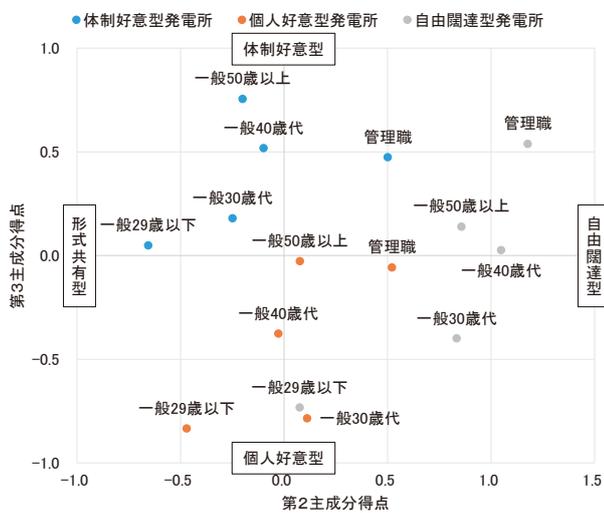


図3 原子力発電所タイプごとの職位比較

好意型発電所の一般職は、他のタイプの一般職より「個人好意型」の特徴が強い。また、自由闊達型発電所の一般職についても同様のことが言える。以上から職位や世代の人数分布の極端な偏りによって組織のもつ特徴が表れているとは考えられない。念のため、一般職と管理職の分布を図4に、一般職世代分布を図5に示す。

このような特徴は、今回の調査で見られた一時的な特徴である可能性もある。そこで2015年度に同様の調査をしているので、2015年度の主成分分析の結果を図6に示す。調査項目は完全に一致しているわけではないが、約9割の調査項目が一致している。図6では、2018年度の各タイプの原子力発電所を色分けで示した。2018年度とプロット位置が若干異なるが、2015年度においても体制好意型発電所は、個人好意型発電所より「体制好意型」の特徴が強く、「個人好意型」の特徴が弱くなっている。また、自由闊達型発電所は、体制好意型発電所や個人好意型発電所より「自由闊達型」の特徴が強くなっている。

したがって、3つの組織的特徴、「体制好意型」、「個人好意型」、「自由闊達型」は、原子力発電所それぞれがもつ組織文化の特徴と考えられる。

原子力発電所は、ハード面で沸騰水型軽水炉(BWR)と加圧水型軽水炉(PWR)をもつ発電所に分けられるが、本検討において組織文化にも違

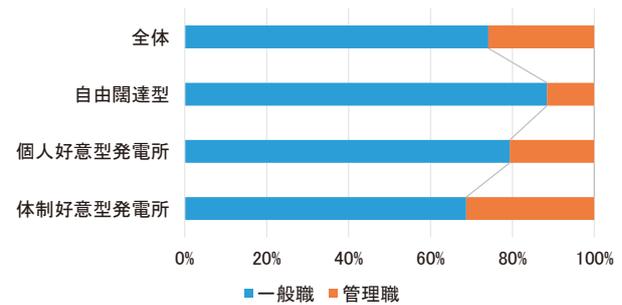


図4 原子力発電所タイプごとの職位分布

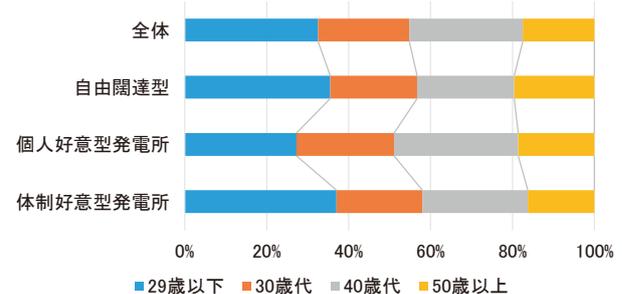


図5 原子力発電所タイプごとの一般職世代分布

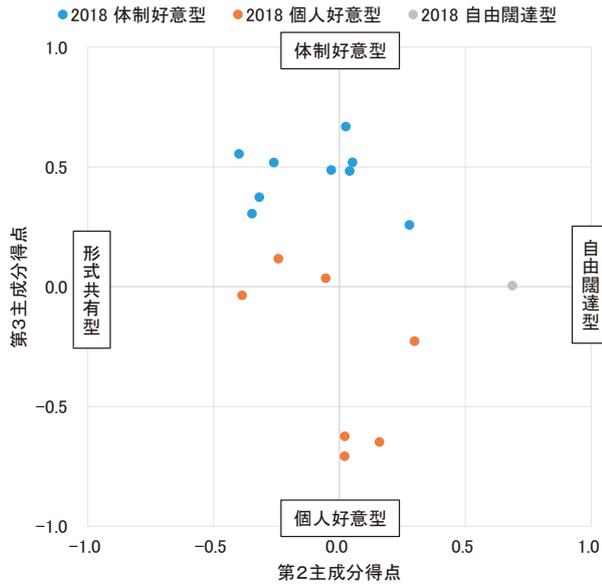


図6 2015年度原子力発電所の組織的特徴

いがあることが認められた。図7にBWR発電所とPWR発電所の組織的特徴を示した。図7は図2と同じものであるが、BWR発電所とPWR発電所を明記した。BWR発電所は、「個人好意型」の特徴が多く、PWR発電所は「体制好意型」の特徴が多い。異なるプラント設備を取り扱えば組織文化も異なる可能性はあるが、BWR発電所とPWR発電所の運用管理の仕方などが組織文化に差異を生じさせるほど異なっているのだろうか。一部の例外を除き偶然とは思えないほど組織文化の特徴が異なっているのである。

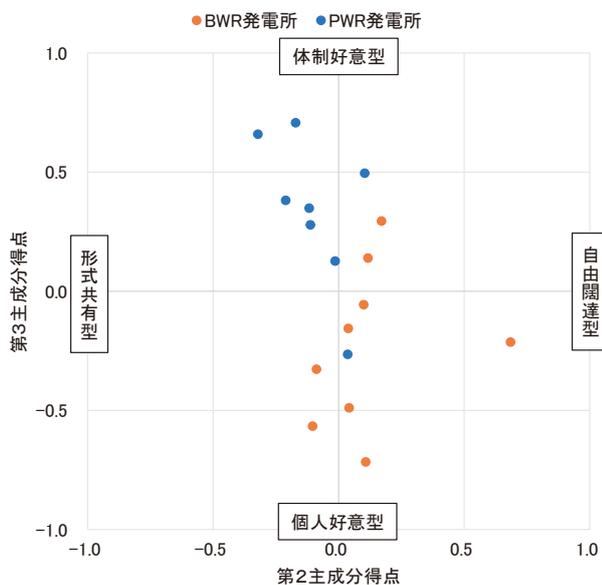


図7 BWR発電所とPWR発電所の組織的特徴

以上の検討を通して、質問紙調査において注意すべきことは、組織文化の特徴が調査結果に影響を与えているということである。すなわち、ある物事を好意的に捉えたり厳しく捉えたりする組織文化の特徴が評定値に影響を与えていると考えられるのである。そのような組織文化の影響を除くためには、アンケート調査を一回の調査で終わらせるのではなく、同じ内容で定期的に継続調査をしていくことが望まれる。一回だけの調査では、物事の捉え方による評定の偏りなのか、状態そのものに対する評定なのか判然としないが、継続的調査による評定値の変化こそが組織の状態を表していると考えられるからである。つまり、ある物事に対して好意的な捉え方や厳しい捉え方をする組織文化においても変化する評定値は、その物事の状態変化そのものを表していると考えられるのである。

6. 結論

原子力発電所職員に対して安全に関する質問紙調査を行い、主成分分析を行ったところ、17の原子力発電所が「体制好意型」、「個人好意型」、「自由闊達型」の3タイプに分類された。タイプごとに職位や世代に分割して各々の特徴を比較した結果、どの職位や世代においても分類されたタイプの特徴が相対的に認められた。また、3年前の調査結果でも3タイプに分類された原子力発電所には同様の特徴が認められた。以上から「体制好意型」、「個人好意型」、「自由闊達型」は原子力発電所がもつ組織文化の特徴と考えられる。また、沸騰水型軽水炉を有する発電所に「個人好意型」の特徴が多く、加圧水型軽水炉を有する発電所に「体制好意型」の特徴が多いことも認められた。

質問紙調査のあり方として、物事の捉え方にみられる組織文化の影響を除くために、単発的な調査よりも定期的な継続的調査が望まれる。

謝辞

本研究は、一般社団法人原子力安全推進協会(JANSI)とその会員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

- 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.
- 宮地由芽子・村越暁子・赤塚肇・鈴木綾子 (2009). 職場の安全風土評価手法の開発. 鉄道総研報告, 23, 23-28.
- Schein, E. H. (1985). *Organizational Culture and Leadership*, Jossey-Bass.
- 高野研一・津下忠史・長谷川尚子・佐相邦英 (2002). 意識面・組織面からみた安全診断システムの構築 (その1) - 診断に必要な機能および診断結果の妥当性検討 -. 電力中央研究所報告, S01002.
- 余村朋樹・細田聡・井上枝一郎 (2015). 産業組織における安全文化の現状把握に関する検討 - 職位間におけるコミュニケーションギャップという指標を導入して -. 応用心理学研究, 40, 194-202.

トピックモデルによるアンケート自由記述回答の潜在意味解析

Latent Semantic Analysis of Free Description Answers Utilizing Topic Model

西田 豊 (Yutaka Nishida) *1

要約 アンケート調査において、選択式の設問とともに、自由記述式の設問が設定されることが多い。自由記述回答には選択式の設問では捉えきれなかった意見が含まれていることも多く、非常に情報量が多いデータといえる。しかしながら、自由記述回答は質的なデータであり統計的に扱いにくかったため、分析において量的なアプローチがとられることは多くなかった。本研究では自然言語処理分野において使用されるトピックモデルを用いて、自由記述データに潜在するトピックを抽出した。また抽出したトピックの中には選択式の設問で得られた総合得点と関連するものが見いだされた。これらの結果は安全文化醸成の程度と自由記述の内容が関連することを示していると考えられる。

キーワード 安全風土, 安全文化, 自由記述, 潜在意味解析

Abstract In questionnaire surveys, free-form questions are often set along with multiple-choice questions. Free-description answers often include opinions that cannot be captured by the multiple-choice questions, and are considered to be very informative data. However, the free-description answers are qualitative data and they are difficult to handle statistically, so a quantitative approach is not often taken in their analysis. In this study, we extracted the latent topics in the free description data by using the topic model used in the field of natural language processing. We found some topics correlated with the total score obtained in the multiple choice questions. We consider these results to be related to the degree of fostering safety culture and the content of free description.

Keywords safety climate, safety culture, free description answer, Latent Semantic Analysis

1. はじめに

職場における業務を安全に遂行するためには、技術的要因のみならず人的要因、組織的要因の重要であることが指摘されている。安全を向上させるためには、これらに加え文化の観点から安全を考えることが必要である(原子力安全システム研究所, 2019)。各組織においては状況把握のため、安全文化醸成の程度の評価が試みられている。安全文化の評価方法にはいくつかのアプローチがあるが(竹内, 2012)、アンケート調査での評価が用いられることも多い(西田, 2017)。安全風土という概念により職場の安全性について評価が行われてきた(Zohar, 1980)。

原子力産業分野での需要の高まりを受け、アン

ケート調査を用いた研究も増えてきている。例えば、近年では回答者の属性に関する回答傾向の違いや(藤田, 2017; 福井, 2012; 西田, 2018)、属性による影響の程度が事業所間で異なること(藤田, 2018)が報告されている。また、調査項目の改良を目的とした研究も実施されている(西田, 2019)。

このようなアンケート調査が実施される場合、自由記述回答の設問が設定されることも多く、回答者は選択式の回答方法では表現できなかった「思い」が書き込まれることがある。したがって、アンケート実施者が想定していなかった回答が含まれていることも多く、非常に情報量の多いデータであるといえる。

テキストデータの扱いにくさによると考えられるが、自由記述に書かれている内容がどのような話題

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

であるのかや、自由記述の内容が回答者の属性によってどのように異なるのかといった自由記述内容についての把握や、自由記述の内容とアンケートで実施している量的調査部分とがどのような関連にあるのかといった分析についてはあまり実施されてこなかったといえる。

近年では計量的なテキストデータ解析の方法とツールが整備されつつあり、テキストデータ解析を実行しやすい環境ができつつある(樋口, 2014; 石田, 2017)。組織研究におけるテキストデータを扱った計量的研究として、工藤(2015)は組織内の縦コミュニケーションについて自由記述と評定値から考察をおこなっている。また、藤田(2019)では、職場に対する評定値と文字数や使用される語に関連があることが指摘されている。

本研究ではアンケートにおける自由記述から得られたテキストデータを用いて、自由記述の内容を把握するとともに、同時に得られた量的な評定値との関連を検討する。

2. テキストデータ解析

2.1 質から量へ

一般的にテキストデータ解析においては、まず得られたテキストデータを文法や単語の品詞等の情報をもとに形態素と呼ばれる意味を持つ最小単位にまで分割する。そしてどの文書にどの形態素が何回含まれていたかを示す集計表を作成する。この集計表を文書と語彙からなる共起データ行列と呼び、質的なテキストデータから量的な頻度データへと変換したことにより統計的なアプローチを可能にする。

2.2 テキストデータに潜在するトピック

テキストデータ解析の目的の一つに、ある文書の内容がどのような話題について記述されているものであるかを半自動的に判定するというものがある。文書に含まれる話題を指してトピックと呼ぶことにする。例えば、「リズム、演奏、歌」などの単語が文書に含まれていたとすると、その文書は音楽について記述されていることと理解できる。つまり、文書のトピックはその文書に含まれる単語によって推定可能である。文書中にどのようなトピックが含まれているかの推定にはトピックモデルと呼ばれる

方法が用いられてきた(岩田, 2015; 佐藤, 2015)。

自然言語処理研究におけるトピックの推定は当初、情報検索を目的としており、文書・語彙行列を特異値分解により低ランク近似し、潜在的共起性を抽出した。この方法は自然言語処理の研究分野ではLatent Semantic Analysis (LSA; Deerwester, Dumais, Furnas, Landauer, & Harshman, 1990)と呼ばれるが、主成分分析による次元削減と等しい。LSAは得られたパラメータに負の値を含むため解釈の困難さが残る点や、モデルの制約の強さから扱いにくいという問題があった。これらの問題を解決したのがLSAを確率モデルとして再定式化したprobabilistic LSA (pLSA; Hofmann, 1999)である。pLSAを階層ベイズモデルとしてさらに拡張したLatent Dirichlet Allocation (LDA; Blei, Ng, & Jordan, 2003)が現在におけるトピックモデルの標準的な方法となっている。

2.3 LDA

LDAは文書中の単語がどのトピックによって生成されたかをモデル化したものである。このトピックは、観測されていない潜在的な変数である。文書数を M 、文書 d に含まれる単語数を n_d とし、文書 d の i 番目の単語を $w_{d,i}$ 、対応する潜在トピックを $z_{d,i}$ とする。文書は K 個のトピックから構成され、その比率は離散分布として表現される。文書 d でトピック k が出現する確率を $\theta_{d,k}$ とし、 θ_d をトピックの出現分布とする。トピック k における単語 v の出現確率を $\phi_{k,v}$ とし、 ϕ_k を単語の出現分布とする。 θ_d と ϕ_k は以下のようにDirichlet分布により生成されると仮定する。

$$\begin{aligned}\theta_d &\sim \text{Dir}(\boldsymbol{\alpha}) \quad (d=1, \dots, M), \\ \phi_k &\sim \text{Dir}(\boldsymbol{\beta}) \quad (k=1, \dots, K).\end{aligned}$$

ここで $\boldsymbol{\alpha}$ および $\boldsymbol{\beta}$ はDirichlet分布のパラメータである。潜在トピック $z_{d,i}$ と単語 $w_{d,i}$ は以下のように多項分布からの生成を仮定する。

$$\begin{aligned}z_{d,i} &\sim \text{Multi}(\boldsymbol{\theta}_d) \quad (i=1, \dots, n_d), \\ w_{d,i} &\sim \text{Multi}(\boldsymbol{\phi}_{z_{d,i}}) \quad (i=1, \dots, n_d).\end{aligned}$$

LDAにおける確率変数間の依存関係は図1のように表現される。

本研究では、LDAを用いて、自由記述データに内在する潜在的なトピックを抽出することを試みる。また、アンケートでは5段階評定による定量的なデータも取得しており、自由記述におけるトピックが定量的データとどのような関係性にあるかも検討する。

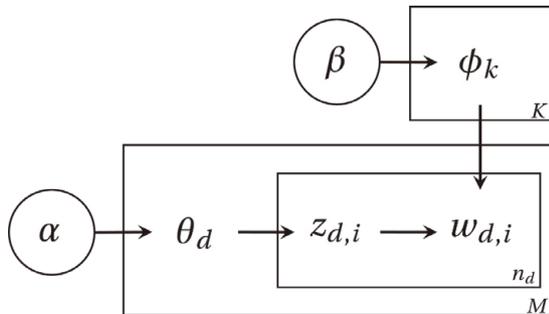


図1 LDAのグラフィカルモデル

3. 方法

3.1 自由記述データ

2018年5月から9月にかけて原子力産業従事者に対して実施された調査票調査で得られた24,503名のデータのうち電力会社に所属し、自由記述設問に回答していた2,955名のデータを解析対象とした。自由記述の設問は「安全文化について、日頃感じていることがありましたら、500文字以内で自由にご記入ください」というものであった。

3.2 安全文化総合得点

量的データについては全78項目の設問があり、「そう思う」～「そう思わない」の5段階で評定をしてもらい、5点から1点を割り当てた。逆転項目は安全に関する状態が良いほど得点が高くなるよう反転し処理を行った。全78項目の全平均を算出し、総合得点とした。総合得点の記述統計量を表1に示す。

表1 総合得点の記述統計量

最小値	中央値	最大値	平均値	標準偏差
1.24	3.92	4.99	3.89	0.63

3.3 自由記述データの分類

総合得点と自由記述との関連を検討するため、総合得点をもとに自由記述を10グループに分類する。各グループに含まれる回答者数がおおよそ等しくなるよう、総合得点の値の順に自由記述を10グループに分類した。総合得点の値が元も低いグループをG0とし、値が高くなるにつれてグループ番号が大きくなり、総合得点最も高いグループをG9とした。LDAにおける解析ではこれらのグループを1つの文書として扱った。

3.4 分析方法

自由記述データから解析用データ行列の作成にあたり、日本語形態素解析エンジンMeCab Ver. 0.996 (工藤, 2013) およびR言語のパッケージRMeCab ver.1.04 (Ishida, 2019) を使用した。品詞は名詞のみを指定し、最小出現数は5としたところ639語が抽出された。自由記述全体で出現した頻度の高い上位10語を表2に示す。

LDAによる解析においてはトピック数を分析者が決定する必要があるが、今回の分析ではトピック数を増加させながら推定したときの尤度の増加程度を参考に解釈可能なトピック数を検討したところ6トピックが適当であると判断した。実行にはR言語のパッケージlda ver.1.4.2 (Chang, 2015) を使用した。

表2 頻出語上位10語

	単語	頻度
1	安全	3993
2	文化	1854
3	業務	1068
4	必要	659
5	原子力	594
6	職場	417
7	重要	404
8	現場	295
9	会社	280
10	人	278

4. 結果と考察

4.1 LDAによるトピック推定

各トピックに含まれる頻出語上位10語は表3のようになった。またトピックと語の関連性の指標として、ある語が当該トピックに出現した回数を当該トピックに含まれる全語の出現回数で除した出現確

表3 各トピックに含まれる頻出語上位10語とその出現確率

topic 1		topic 2		
1	業務	.29	原子力	.17
2	社員	.05	人	.08
3	ルール	.05	状況	.06
4	工程	.04	コスト	.05
5	状態	.03	部門	.04
6	部署	.02	環境	.04
7	レベル	.02	現状	.03
8	予算	.02	考え方	.03
9	上司	.02	考え	.03
10	余裕	.02	アンケート	.02

topic 3		topic 4		
1	必要	.21	会社	.13
2	現場	.09	コミュニケーション	.05
3	大切	.05	企業	.04
4	姿勢	.04	言葉	.04
5	技術	.03	人員	.04
6	当社	.03	日頃	.04
7	不安	.03	効率	.03
8	グループ	.03	目標	.03
9	機会	.02	傾向	.03
10	事業	.02	幹部	.03

topic 5		topic 6		
1	安全	.47	重要	.11
2	文化	.22	事故	.06
3	職場	.05	自分	.05
4	個人	.02	リスク	.05
5	取り組み	.02	プラント	.03
6	情報	.02	雰囲気	.03
7	十分	.01	大事	.02
8	疑問	.01	内容	.02
9	危険	.01	事例	.02
10	課題	.01	基本	.02

率を算出した。

トピック1には「業務」が最も多く出現し、「ルール」、「工程」といった語も多く出現するトピックになっていることから、業務についてのルールや工程についてのトピックと解釈できる。

トピック2は「原子力」が最も多く出現しており、「状況」、「コスト」といった語も多く出現していることから、原子力を取り巻く現状についてのトピックであると解釈できる。

トピック3には「必要」が最も多く出現しており「現場」、「姿勢」という語も多く出現していることから現場における安全に対する姿勢についてのトピックであると解釈できる。

トピック4は「会社」が最も多く出現し、「コミュニケーション」や「言葉」といった語も多く出現していることから社内におけるコミュニケーションについてのトピックであると解釈できる。

トピック5は「安全」が最も多く出現しており、「文化」、「取り組み」といった語が多く出現していることから安全文化への取り組みについてのトピックであると解釈できる。

トピック6は「重要」が最も多く出現しており、「事故」、「リスク」といった語も多く出現していることからプラントにおける事故やリスクについてのトピックであると解釈できる。

4.2 トピック比率

各得点グループにおいて各トピックがどのような比率で記述されていたかを推定したものが図2である。得点グループによって若干のトピック比率の高低があるが、おおむねの傾向は一致していると考えられる。すべての得点グループにおいて比率が高

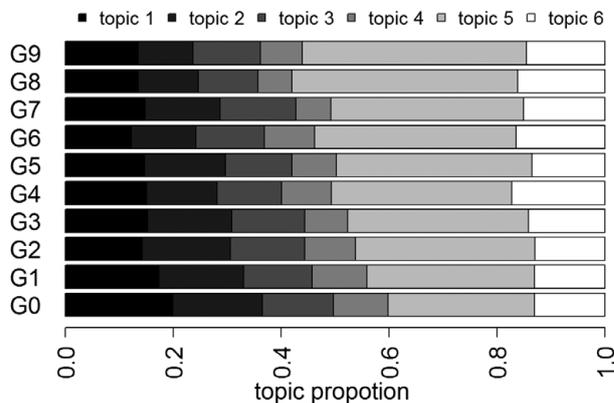


図2 各得点グループのトピック比率

かったのはトピック5の安全文化への取り組みについてのトピックであった。最も記述の比率が少なかったのはトピック4のコミュニケーションについてのトピックであった。トピック3は得点グループ間で大きな差はなかった。

4.3 総合得点とトピック比率との関連

図3にトピック別に得点グループごとのトピック比率を示す。総合得点が増えると増加するトピックと、減少するトピックがあることがわかる。G0～G9の順位とトピック比率との相関係数を計算したところ表4のようになった。

いずれのトピックも総合得点と比較的強い相関があることが確認された。特にトピック5は総合得点と非常に強い正の相関関係にある ($r = .95$)。これ

表4 各トピックにおける総合得点のグループ順位とトピック比率との相関係数

topic	相関係数
1	-.77
2	-.89
3	-.37
4	-.79
5	.95
6	.58

は総合得点が高いグループほど安全文化への取り組みに関するトピックが多いことを示している。またトピック2とは負の相関関係にあり ($r = -.89$)、総合得点が高いほど原子力の現状に関するトピックが少なくなるといえる。

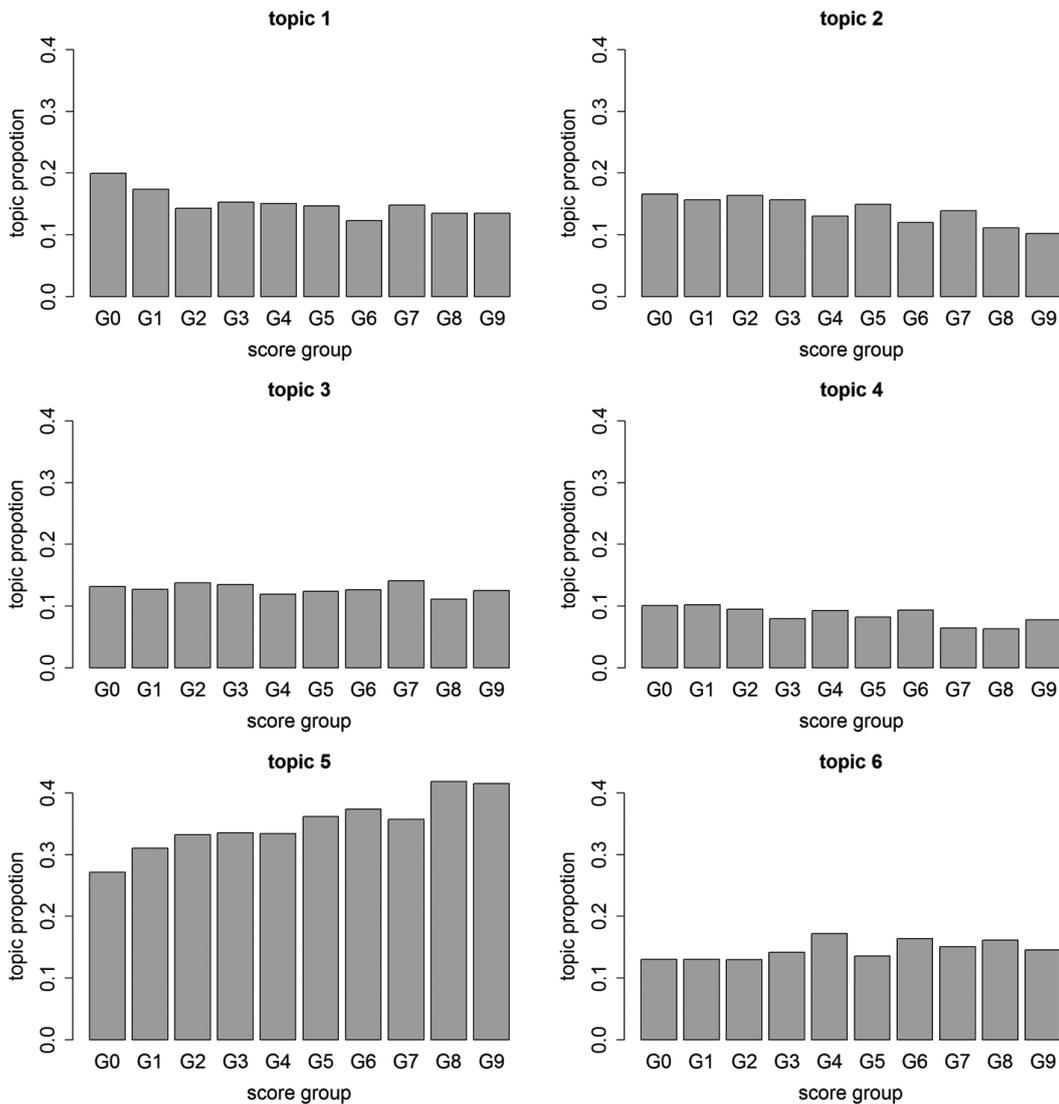


図3 トピック別の得点グループごとのトピック比率

5. まとめ

本研究では、LDAによりアンケートで得られた自由記述データにおいてどのようなトピックが記述されていたのかを推定した。6つのトピックはいずれも原子力安全に関連して解釈が可能なものであった。得点グループにかかわらず、最も大きな比率でトピックになっていたのは、安全文化についてであった。また、安全文化についてのトピックは安全文化総合得点が高いグループほど、記述が増えるということが示唆された。そのほか5つのトピックについても、安全文化総合得点との高い相関関係が見いだされた。これは、アンケートの得点は所属する組織の安全文化状態を反映した数値と考えられるため、安全文化の醸成の程度と自由記述の内容が関連することを意味している。藤田 (2019) においても、組織に対する評価と自由記述内容が関連することが指摘されたが、本研究では異なるアプローチにより確認されたといえる。

原子力産業にかかわるデータは社会的・経済的動向の影響を受け時系列的に変化することが予想される。例えば、藤田 (2019) や河合 (2020) では、原子力産業従事者の意識が東日本大震災の後に変化していることが指摘されている。本研究では一時点の自由記述データを使用した。自由記述においても時系列変化が予想される。時系列自由記述データに対してDynamic Topic Models (DTM: Blei & Lafferty, 2006) などの時系列トピックモデルを用いることで、社会的・経済的動向を踏まえたトピックの変化を検討することが可能になると考えられる。

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

- Blei, D. M. and Lafferty, J. D. (2006). Dynamic topic models. Proceedings of the 23rd International Conference on Machine Learning, 113-120.
- Blei, D. M., Ng, A. and Jordan, M. (2003). Latent Dirichlet allocation. Journal of Machine Learning Research, 3, 993-1022.
- Chang, J. (2015). lda: Collapsed Gibbs Sampling Methods for Topic Models. R package version 1.4.2.
- Deerwester, S., Dumais, S., Furnas, G. W., Landauer, T. K., and Harshman, R. (1990). Indexing by Latent Semantic Analysis. Journal of the American Society for Information Science 41 (6), 391-407.
- 藤田 智博 (2017). 安全確認を抑制するメカニズム - 知識・技能への自信に注目して - INSS JOURNAL, 24, 48-57.
- 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.
- 藤田 智博 (2019). テキストデータが映し出す「安全」 - 自由記述の活用 - INSS JOURNAL, 26, 2-9.
- 藤田 智博 (2019). 2010年代の原子力産業従事者の仕事への意識 - 世代差に着目して - INSS JOURNAL, 26, 10-17.
- 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.
- 原子力安全システム研究所 社会システム研究所 (編著) (2019). 安全文化を作る 日本電気協会新聞部.
- 樋口 耕一 (2014). 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 - ナカニシヤ出版.
- Hofmann, T. (1999). Probabilistic Latent Semantic Analysis. Uncertainty in Artificial Intelligence. 289-296.
- 石田 基広 (2017). Rによるテキストマイニング入門 (第2版) 森北出版株式会社.
- Ishida, M. (2019). RMeCab: interface to MeCab. R package version 1.04.
- 岩田 具治 (2015). トピックモデル 講談社.
- 河合 学 (2020). 原子力産業に従事する組織成員意識の変化に関する探索的検討 INSS JOURNAL, 27.
- 工藤 直志 (2015). 自由回答を用いた組織内コミュニケーションの分析 INSS JOURNAL, 22, 2-12.
- 工藤 拓 (2013). MeCab ver. 0.996

(<https://taku910.github.io/mecab/>).

- 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.
- 西田 豊 (2018). スパース判別分析による属性別安全風土の特徴抽出 INSS JOURNAL, 25, 25-30.
- 西田 豊 (2019). 項目反応理論による安全風土調査の項目分析 INSS JOURNAL, 26, 18-26.
- 佐藤 一誠 (2015). トピックモデルによる統計的潜在意味解析 コロナ社.
- 竹内 みちる (2012). 組織の安全文化 (安全風土) 評価・測定の手法に関する試論 INSS JOURNAL, 21, 10-19.
- Zohar, D. (1980). Safety climate in industrial organizations: Theoretical and applied implications. *Journal of Applied Psychology*, 65, 96-102.

原子力産業に従事する組織成員意識の変化に関する探索的検討

Exploratory Studies about Change of Consciousness Job Attitudes of Employees in the Nuclear Energy Industry and Organizations

河合 学 (Manabu Kawai) *1

要約 これまで原子力産業に関わる組織成員が、事故によって精神衛生に関してどれだけの影響を受けているのか、どのような要因により精神衛生は変化するかを、複数の時点の調査データの分析を通して明らかにする。精神衛生の指標としては、「不安感」を取り上げた。精神衛生の指標は東日本大震災後にもっとも低下(不安感は増大)しており、そこから現在は回復している。また不安感と関連する要因として「誇り」が示され、「仕事継続意思」と「誇り」とが関連することも明らかになった。仕事を不安感なく継続意思を持って行う上では、誇りを醸成していくことが重要である。

キーワード 原子力, 仕事, 精神衛生, 誇り, 不安感

Abstract The purpose of this study is to clarify how the mental health of members of organizations involved in the nuclear industry is affected by nuclear accidents, and what factors change their mental health, through analysis of survey data at multiple time points. Anxiety was selected as a mental health issue. Anxiety was the highest at the time of the Great East Japan Earthquake, and it has been dropping since then. Pride was shown as a factor related to anxiety, and it was also found that the intention to continue working and pride were related, and it was judged to be important to foster pride in carrying out work without anxiety.

Keywords nuclear energy industry, job, mental health, pride, anxiety

1. 問題設定

2011年の東日本大震災とそれに続く福島第一原子力発電所での事故後、国内の原子力発電所はすべて停止することになった。その後、新規制基準が施行され、審査の後、運転を再開した発電所がある一方、廃止措置が進められることが決まった炉もある。この間、原子力産業に関わる組織成員の仕事継続意思には変化が認められることが示されている(藤田, 2019)。

仕事継続意思と精神衛生との関係は明確ではないものの、少なからず関係性はあるものと想定することが可能であるから、組織成員が精神衛生面で現在どのような状況にあるのかを知っておくことは重要であろう。また、精神衛生の変化がどのような要因でもたらされるのかについても同様である。

本稿の目的は、これまで原子力産業に関わる組織

成員が、チェルノブイリ事故、もんじゅ事故、JCO事故等の事故・トラブル(以下、事故等という)を経験し、これら事故等によって組織成員の精神衛生がどれだけの影響を受けているのかを量的に示すこと、およびどのような要因により精神衛生は変化するかを、複数の時点の調査データの分析を通して明らかにすることにある。

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、2002～2018年におよそ3年毎に6回にわたり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。トレンドを確認するうえでは、各回の調査が比較可能である必要があるが、本調査で調査対象とさ

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

れた回答者が所属する事業所は、国内の電力会社である。また、各回のサンプルサイズは数千人であり、トレンドの把握に十分であると考えられる（第1回 $n = 2947$ 、第2回 $n = 4224$ 、第3回 $n = 7781$ 、第4回 $n = 12371$ 、第5回 $n = 11387$ 、第6回 $n = 12154$ ）。

2.2 使用する変数

精神衛生に係る設問群は「不明確な責任範囲」、「不安感」、「仕事継続意思」、「上司の圧力」の4つが対応する。着目したのはその中で自身の感情を表した「不安感」であり、「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」と尋ねた。「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、逆転項目として否定した場合に点数が高くなるように処理している。それゆえ点数が低い方が不安感を持っているということである。

2.3 分析の方法とモデル

以下では、各回の全体平均を図にプロットし、トレンドを視覚的に確認する。次に、意識調査に使った複数の設問から不安感を低減させる要因をさぐるため、不安感を目的変数とし、同時に実施されたその他の全ての設問群の中から、ステップワイズ法により選択された変数を独立変数とした重回帰モデルを構成した。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

まず、不安感の変化を確認し、その後、重回帰分析により行った分析の結果を示す。

3.1 不安感の変化

不安感の値について、各調査回の平均値をプロットしたのが図1になる。全体の平均値を確認すると、第3回（2009）がもっとも高く（不安感が低く）なっており、東日本大震災後の第4回（2011-2013）以降低下し第5回（2015）にもっとも値が低くなった。そこから回復し、第6回（2018）は第1回（2002-2003）と同程度の値となっており、高かった不安感が回復傾向にあることが見て取れる。

また、各回のバラツキ（平均値±SD）を見ると回を重ねるごとに少しずつではあるが、大きくなっている。その要因を見つけるために不安感について、各回の平均値を年齢層別にプロットしたのが図2になる。東日本大震災後の第4回以降、29歳以下・30歳代と40歳代および50歳以上の差が開いていくことがわかる。各回のバラツキの増加と年齢層別の差の拡大が一致する。

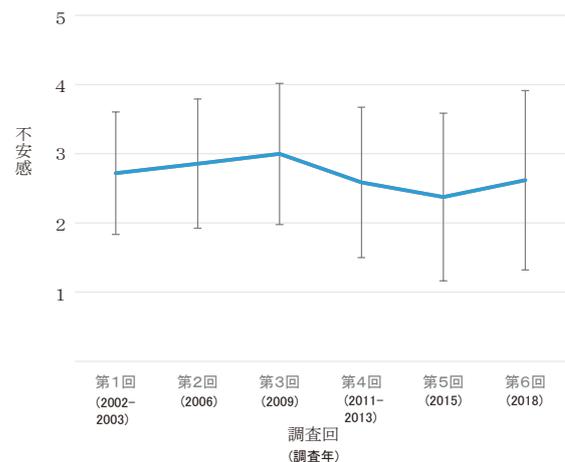


図1 不安感の平均値の変化

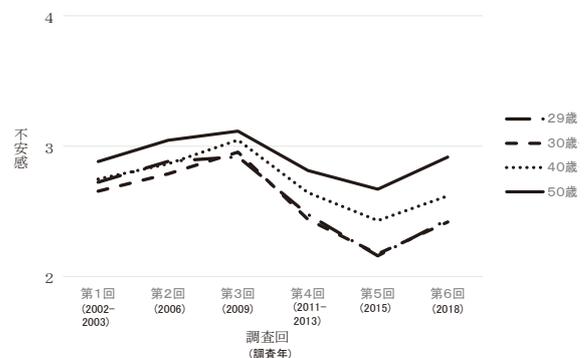


図2 不安感の平均値の変化（年齢層別）

3.2 不安感と関連する設問

不安感について、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1になる。非標準化係数を見ると仕事継続意思と不安感とが最も関連が強いことがわかる。次に関連が強いのは、達成感であった。そして、ルール遵守、要員確保、職場雰囲気と続く。仕事は生活の中で大半を占める行動なので、仕事から発生する悩み等が将来に対する不安として現れるのは当前のことであろう。

しかしながら、仕事継続意思が不安感に影響を与えるというよりは、不安感が仕事継続意思に影響していると考えられるので、仕事継続意思を独立変数から外して、再度ステップワイズ法により変数選択を行った。その結果を示したのが表2になる。不安感と強く関連する新たな項目として誇りが示された(非標準化係数 $\beta=.308$, $t=22.905$, $p=.000$)。

3.3 仕事継続意思と関連する設問

3.2節で不安感と仕事継続意思が深く関係することが示唆された。そこで次に仕事継続意思を目的変数とし、同時に実施されたその他の全ての設問群からステップワイズ法により選択された変数を独立変数とした重回帰分析を行った結果を表3に示す。非標準化係数の値から仕事継続意思と誇り(非標準化係数 $\beta=.367$, $t=28.162$, $p=.000$)、不安感(非標準化係数 $\beta=.324$, $t=36.730$, $p=.000$)とが、強く関連する。次に関連が強いのは、直属上司からの無理な圧力、仲間意識などである。

4. 議論

不安感の値の推移を見ると、東日本大震災を境に低下を始め、数年後もっとも低い値となった。この間は新たな規制基準が定められ、発電所を動かすた

表1 不安感と関連設問 (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)		-.048	.053		-.902	.367
仕事継続意思	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	.407	.011	.417	37.500	.000
達成感	あなたは、今の職場での業務遂行において達成感を味わうことができる	.121	.013	.103	9.270	.000
ルール遵守	あなた自身の業務に関する規則・ルールに運用しにくい内容がある	.102	.011	.093	9.163	.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	.074	.010	.073	7.302	.000
職場雰囲気	あなたの職場では、自分では「こうすべき」と思う意見でも言い出しにくいことがある	.080	.013	.065	6.359	.000

表2 不安感と関連設問 (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
誇り	あなたは、今の職場で働いていることを誇りに思っている	.308	.013	.257	22.905	.000
ルール遵守	あなた自身の業務に関する規則・ルールに運用しにくい内容がある。	.138	.012	.126	11.698	.000
上司の圧力	あなたは直属上司から無理な圧力を感じることもある。	.127	.014	.107	9.100	.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	.108	.011	.107	10.093	.000
職場雰囲気	あなたの職場では、自分では「こうすべき」と思う意見でも言い出しにくいことがある。	.134	.014	.109	9.278	.000

表3 仕事継続意思と関連設問

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)		-.239	.058		-4.132	.000
誇り	あなたは、今の職場で働いていることを誇りに思っている	.367	.013	.299	28.162	.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	.324	.009	.316	36.730	.000
上司の圧力	あなたは直属上司から無理な圧力を感じることもある	.273	.011	.226	24.917	.000
仲間意識	あなたは今の職場の仲間の一員でいたい	.210	.014	.154	14.632	.000
上司の連携	あなたの直属上司は職場間の連絡をうまくとっている	-.110	.015	-.068	-7.472	.000

めにそれらに合格する必要があった。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、原子力産業に従事する人々は業務に取り組んでいるものと想像できる。そのようなある意味緊急事態の中に置かれて、不安を感じるのは当然のことであろう。その意味では、今回のデータがそれを裏付ける結果となった。また、40歳以上に比べて30歳代以下の年齢層が不安を感じていた。これはこれまで事故等に関わってきた経験の大小によるもので、年を経るごとに経験が上積みされ、それらが不安感への緩衝材の役割になったのではないだろうか。

そこで不安感を低減させる要因をさぐるために、関連の高い変数の抽出を試みた結果を整理する。まずは、誇りが不安感と関連が強いということが示された。仕事に対して誇りを持っている人は不安感が小さい。心身の健康に関しては、ワーク・エンゲイジメントの高い従業員いわゆる仕事に対して誇りを持ち働く人は、心理的苦痛や身体愁訴が少ないことが明らかにされている（島津，2010）。一方、ルール遵守、要員確保、職場雰囲気は自分の意に反して生じる感情である。いずれも、こうしたいという自己の欲求に対して、相反する要求等が存在しジレンマに陥り、それが不安感につながっていると考えられる。

不安感は仕事継続意思と密接な関係があることは前述したが、誇りも仕事継続意思と関連が強いことが示された。先行研究でも仕事継続意思は誇りと関連することが指摘されている（藤田，2019）。不安感の状況を確認し対応することはもちろんであるが、仕事に対する誇りを醸成することで仕事継続意思すなわち離職が少なくなる可能性は高い。

ここでこれまで得られた結果をパス図として図3

に整理した。仕事継続意思は誇りや不安感と関連が強く、不安感は誇りやルール遵守、要員確保、上司の圧力、職場雰囲気と関連が強い。

近年、若手の離職が問題であるとの声が聞こえているが、種々対応を行っていることであろう。このような場合、誇りを醸成する取り組みに軸足を移していくのも有効ではないだろうか。

もうひとつ重要な点は職場雰囲気であり、組織成員の心の声が組織内で共有される状況を作り出すことであろう。上司の圧力や職場雰囲気が不安感と関連があることが示されていることから、例えば、上司が部下に対して威圧的な態度を取るような状況を作るのではなく、上司は部下が働きやすい環境を整える、部下の意見に耳を傾け（傾聴）状況に応じて対応策を検討し実行する、職場間の業務調整は上司が先頭に立ち行うなど、いわゆるサーバントリーダーシップが求められるだろう（池田・金井，2007）。

また、近年において会社と従業員との関係にエンゲージメントという言葉が使われている。従業員の会社に対するエンゲージメントの一つとして、顧客に対して感動や満足感を与える製品やサービスを提供できているという自負心の有無があり、誇りが

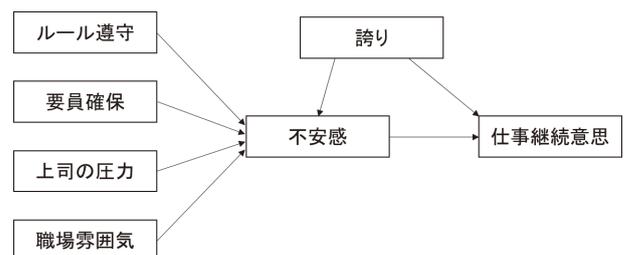


図3 不安感の規定要因と仕事継続意思に与える影響のパス図

醸成されることにより生き活きと仕事をしていくことができるということが指摘されている（柴田, 2018）。

5. 最後に

仕事を不安感なく継続意思を持って行う上では誇りを醸成していくことが重要であることを述べたが、終身雇用が中心であった日本型スタイルから、派遣社員などの雇用形態が多様化し、長く同じ会社で働くことが少なくなる中で、誇りを醸成していくことは困難であるかもしれない。こうした状況で、組織ひいては組織成員一人一人がどのような形で社会に貢献しているかを広く目に見える形で示し続けることにより、組織が持続しつづける上での原動力が得られるものと考えられる。

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

- 藤田 智博（2019）. 2010年代の原子力産業従事者の仕事への意識 -世代差に着目して- INSS JOURNAL, 26, 10-17.
- 池田守男・金井壽宏（2007）. サーバントリーダーシップ入門（pp. 66-88）かんき出版.
- 柴田 彰（2018）. エンゲージメント経営（pp. 38-55）日本能率協会マネジメントセンター.
- 島津 明人（2010）. 職業性ストレスとワーク・エンゲージメント ストレス科学研究, 25, 1-6.

温暖化対策として原子力発電の受容が高まらない要因

Factors That Make It Difficult to Accept Nuclear Power Generation as a Measure Against Global Warming

北田 淳子 (Atsuko Kitada) *¹

要約 近年、集中豪雨や強い台風などの異常気象により甚大な被害が発生している。本稿の調査では、異常気象の原因にCO₂が関係していると思う人は86%であったが、原子力発電が温暖化対策として有効だと思う人は35%にとどまった。本稿では、2種類の調査票を用い、一方では思いつくCO₂削減方法を自由回答形式で質問し、他方ではCO₂削減にかかわる知識や認識を選択回答形式で質問しその要因を検討した。(1)自由回答において原子力発電をCO₂削減方法として記述した人は3%であり、原子力発電はCO₂排出が少ないという特性は認知されていなかった。(2)CO₂削減方法として、電気自動車にする、車の使用抑制、節電・省エネ、ごみの分別など個人レベルの環境配慮行動を記述した人が多く、発電分野での削減の重要性は認知されていなかった。(3)環境問題としてはCO₂より放射性廃棄物が増えるほうが深刻だと思う人が6割であり、この認識は温暖化対策としての原子力発電の有効性評価や原子力発電の利用賛否に関連していた。「環境のために」という文脈で原子力発電を肯定することに心理的抵抗が存在することが示唆される。(4)CO₂削減策として原子力発電を受容することから離れる方向の認識はさまざまあり、それぞれの認識をもつ人は22%から58%の範囲であり、少なくはなかった。CO₂削減方法の全体像の中で原子力発電の価値について理解が進むことが必要と考えられる。

キーワード 原子力発電, 地球温暖化, CO₂削減方法, 自由回答形式, 選択回答形式

Abstract Recently, extreme weather conditions such as heavy rainfalls and typhoons have caused serious damage in Japan. In a survey we found 86% of the respondents thought that CO₂ was related to the cause of abnormal weather, but only 35% thought that nuclear power generation was an effective measure against global warming. We analyzed the factors behind this thinking by using two sets of questions: open-ended questions to ask respondents how to reduce CO₂ and closed-ended questions to ask respondents about their knowledge and awareness regarding CO₂ reduction. The results were as follows: (1) Only 3% wrote that nuclear power generation was a CO₂ reduction measure, and low CO₂ emissions from nuclear power generation were not recognized. (2) As ways to reduce CO₂, many people wrote individual-level actions such as using electric vehicles, limiting the use of private vehicles, saving electricity and other forms of energy, and separating garbage. People were not aware of the importance of reducing CO₂ in the power generation sector. (3) Among respondents, 60% thought that the increase of radioactive waste was a more serious environmental problem than increased CO₂. That recognition was related to the evaluation of effectiveness of nuclear power generation as a measure against global warming and acceptance of nuclear power generation. This finding suggested that there is a psychological resistance to affirming nuclear power in the context for environmental issues. (4) There were various perceptions that impeded the acceptance of nuclear power generation as a CO₂ reduction measure, and the percentages of persons with these perceptions ranged from 22 to 58%. The merits of nuclear power generation need to be understood within the overall picture of CO₂ reduction methods.

Keywords nuclear power generation, global warming, measures to reduce CO₂, open-ended question, closed-ended question

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

1. はじめに

近年、世界規模で過去の記録を更新するような熱波や大雨、干ばつなどの異常気象が発生し、それとともに災害が激化している。地球温暖化（以下「温暖化」と略す）は、もはや単なる「気候変動」ではなく、人類やすべての生き物にとっての生存基盤を揺るがす「気候危機」と呼ばれている（環境省、2020, p.20）。

国連気候行動サミット2019における16歳の環境活動家グレタ・トゥーンベリのスピーチは、将来を生きる若者世代から世界の指導者に温暖化対策の強化と行動を求める怒りのスピーチとして全世界から注目され、日本でも大きく報じられた。

温暖化対策の新たな国際枠組みとしてパリ協定は2020年から本格運用される。温暖化に最も寄与している温室効果ガスはCO₂とされ（環境省、2020, p.10）、ドイツはCO₂排出量の多い石炭火力発電を2038年までに全廃することを決定した。日本では福島第一原子力発電所事故後に計画された石炭火力発電所の建設計画が相次いで中止にいたっている。ESG投資^{*2}が世界で広がるなかで、事業活動におけるCO₂排出量は企業が選別される評価軸の1つになっている。CO₂削減は産業活動においても重要性を増している。

エネルギー政策の基本的視点は「3E + S」、すなわち、安全（safety）を大前提として、安定供給（energy security）、経済効率性（economic efficiency）、環境適合（environment）を同時に達成することである（資源エネルギー庁、2020, p.224）。原子力発電は、3Eを満たすうえで必要とされ、環境適合ではCO₂排出が少なく温暖化対策に貢献すると位置づけられている。

しかし、人々の認識は異なる。深江（2004）は、原子力発電が地球温暖化の防止になると思う人と原因になると思う人は半々であったという。また、深江（2006）は、原子力発電が発電の際に温室効果ガスを排出しないと思う人は3割にとどまったこと、ただし、共分散構造分析の結果、原子力発電の温暖化対策としての有用性評価には、知識不足よりも大事故や放射性廃棄物という原子力発電の負のイメージの影響が支配的であったと報告している。

原子力安全システム研究所が実施している継続調査（以下「INSS継続調査」と略す）においても、温暖化対策の必要性は誰もが認識し、何らかの影響や支障があっても温室効果ガス（CO₂）を削減すべきとの意識をもつが、手段として原子力発電を用いることについての支持は、原子力発電所の停止によってCO₂排出量が増大している現実があっても高まっていないこと、特に、原子力発電の利用否定層は、温室効果ガスの削減に積極的であるにもかかわらず、削減手段として原子力発電を認めない傾向があることが報告されている（北田、2019b）。

また、2018年のINSS継続調査では、人々は異常気象が多発する状況に温暖化の脅威を感じ、温暖化は自らの暮らしに直接影響する問題と受け止めていること、異常気象にCO₂が関係すると認識していること、しかし「強く関係している」と思う層は、むしろ原子力発電の将来の利用に否定的であることが示されている（2019a）。

原子力発電とCO₂にかかわる知識の有無の実態、また原子力発電に対する態度との関連についての研究はあまりない。前述の深江の研究では知識不足や誤解が指摘されたが、それから十数年が経過し、温暖化の影響が顕在化しCO₂削減が世界の潮流となるなど、社会の状況も大きく変化している。

2. 目的

本稿では、CO₂削減にかかわる知識の有無や認識の実態を把握し、温暖化対策としての原子力発電の有用性評価や利用態度との関係を分析する。その結果をふまえて、異常気象による災害の多発など温暖化の影響とみられる被害が顕在化している状況にあるにもかかわらず、CO₂排出が少ないという長所をもつ原子力発電の受容が高まらない要因を整理する。

意識調査の質問には自由回答形式と選択回答形式がある。選択回答形式（closed-ended question）では、日ごろ回答者の念頭になくても選択されれば回答者の意見や認識になる。自由回答形式（open-ended question）では、回答者の念頭にないものはでてこない。質問形式による回答の質の違いを活かし、自由回答では、ヒントや手がかりのない状態でCO₂

*2 ESG投資とは環境（Environment）・社会（Social）・ガバナンス（Governance）におけるさまざまな要素を指す非財務情報を考慮する投資のことで、ESG投資として、倫理や社会的責任の観点などから特定の業種や特定のテーマに関連する企業群や個別企業を投資対象から除外する手法がある（中嶋、2016）。原子力発電関連ビジネスが除外される場合がある。

削減方法として人々は何を思い浮かべるのか、そのなかに原子力発電の利用は含まれているのかどうかを明らかにする。選択回答形式の質問では、CO₂削減の必要性およびCO₂削減における原子力発電の有効性にかかわる内容について、知識の有無や確信の程度、認識のずれなどを把握する。

3. 方法

3.1 調査実施概要

INSS継続調査は、関西電力供給地域の18歳以上79歳以下の男女を対象に、訪問留置法で実施している。表1に調査年、標本抽出法、回収サンプル数を示す。本稿の主な分析対象の2019年調査は、10月11日～11月11日に実施し、調査票Aで501人、調査票Bで499人から回答を得た。

3.2 質問文と分析方法

原子力発電の利用についての態度、原子力発電の温暖化対策としての有効性、CO₂削減についての態度、経済優先か環境優先かの考え方については、継続質問を分析に用いる。

CO₂削減方法についての自由回答形式と選択回答形式の質問は、調査票Aと調査票Bに振り分けた*3。調査票Aと調査票Bは数問のみが異なる。分析計画を図1に示す。

自由回答形式の質問は、CO₂の排出を削減する方法として思いつくものをいくつでも記述したうえで、そのなかで最も大きな削減効果があると思うものの1つを記述するよう求めた。記述されたテキストの分析にはKH Coder (樋口, 2019) を用いる。

選択回答形式の質問は、CO₂削減にかかわる10項目に「強くそう思う」「ややそう思う」「あまりそう思わない」「全くそう思わない」「わからない」の5選択肢*4で回答を求めた。

具体的な質問文はAppendixを参照されたい。

表1 調査実施時期とサンプル数

調査時期	標本抽出	回収数
1993年 1月 定期	a	1138
1996年 2月 もんじゅ事故2カ月後	a	531
1997年 5月 アスファルト固化施設事故2カ月後	a	533
1998年 7月 定期	a	1054
1999年12月 JCO事故2カ月後	a	532
2000年10月 JCO事故1年後	a	1056
2002年11月 定期 (東電問題2カ月後)	a	1061
2003年 9月 首都圏電力不足問題後	a	1065
2004年10月 美浜3号機事故2カ月後	a	1060
2005年10月 美浜3号機事故1年2カ月後	a	1052
2007年10月 定期 (柏崎地震トラブル2カ月後)	b	1010
2010年10月 定期	b	1042
2011年 7月 福島原発事故4カ月後	b	528
2011年12月 福島原発事故9カ月後	b	529
2012年10月 福島原発事故1年7カ月後	b	1222
2013年10月 福島原発事故2年7カ月後	b	1023
2014年10月 福島原発事故3年7カ月後	b	1020
2015年10月 福島原発事故4年7カ月後	b	1022
2016年10月 福島原発事故5年7カ月後	b	1008
2017年10月 福島原発事故6年7カ月後	b・c	1019
2018年10月 福島原発事故7年7カ月後	c	1000
2019年10月 福島原発事故8年7カ月後	c	1000

※標本抽出欄のaは「住基台帳抽出・現地積上法で補充」、bは現地積上法、cは割当法
 ※現地積上法については北田(2011)を参照。

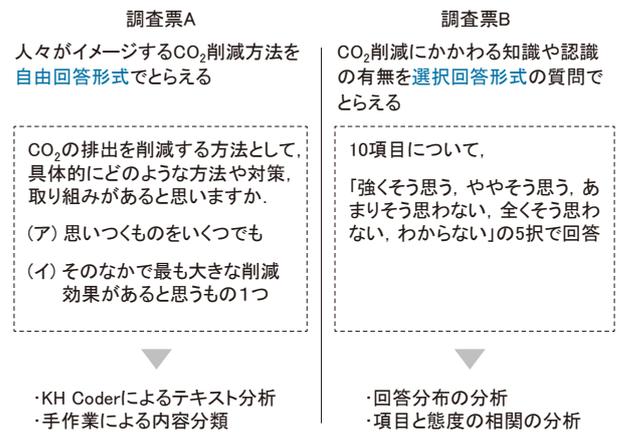


図1 2種類の質問形式による分析計画

*3 自由回答形式の質問は、他の質問をヒントにして記述されないように調査票Aの前方に配置し、選択回答形式の質問は、項目の内容が他の質問に影響しないように調査票Bの最終部分に配置した。
 *4 「知っている」「知らない」という選択肢にしなかったのは、項目の内容が事実や科学的に正しいこととして回答者に受け止められ、他の質問の回答に影響することを避けるためである。

4. 結果と考察

4.1 原子力発電の温暖化対策としての有効性にかかわる認識

図2は異常気象とCO₂の関係の認識である。「近年日本は、記録的な猛暑や、過去にないレベルの豪雨に見舞われている。これらの異常気象の原因に、人間の活動によるCO₂（二酸化炭素）の排出が関係していると思うか」という質問に、「関係していない・わからない」は十数%しかない。2019年には「強く関係している」が14ポイント増え50%になった。調査の実施直前および実施中に、台風15号・台風19号による甚大な被害が発生した影響も一因と思われる。

日本の温室効果ガスの削減については(図3),「削減する必要はない」はほとんどいない。「世界に率先してたくさん量」が22%,「国際的に公平な量」が42%で,削減することは支持されている。ただし,「世界に率先してたくさん量」は,米国がパリ協定からの離脱を表明した2017年の14%より6ポイント多いが,それ以前の水準を大きく超えるものではない。調査実施時期にはグレタ・トゥーンベリの活動が世界的に注目を集めていたが,人々のCO₂削減積極性に目立った変化はみられない。

原子力発電の温暖化対策としての有効性については(図4),「有効・どちらかといえば有効」は35%にとどまり,「どちらともいえない」が5割を占めている。2012年調査までは,調査票に「CO₂の排出が少ない」といった各発電方法の長所・短所などを一覧表で提示している質問があった。2012年は,調査票Aでは提示あり,調査票Bでは提示なしにして,結果を比較した。提示の有無による有意差はなく*5,基本的な回答分布は変わらなかった(北田,2013)。つまり,情報を提示すれば原子力発電の有効性評価に反映されるというものではないといえる。

図5は,原子力発電の利用についての態度である。「利用するのがよい」が10%,「利用もやむをえない」が51%で,これらをあわせた利用肯定層は61%である。近年ほとんど変化はない。

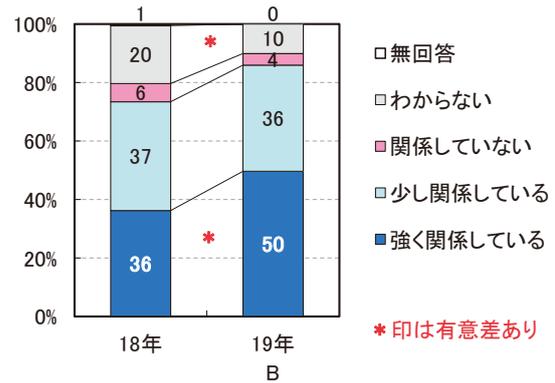


図2 異常気象とCO₂の関係の認識

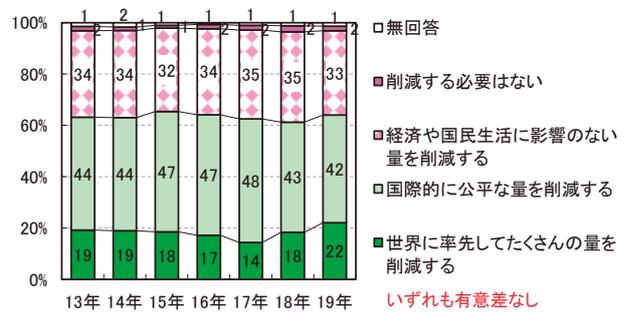


図3 温室効果ガス削減についての態度

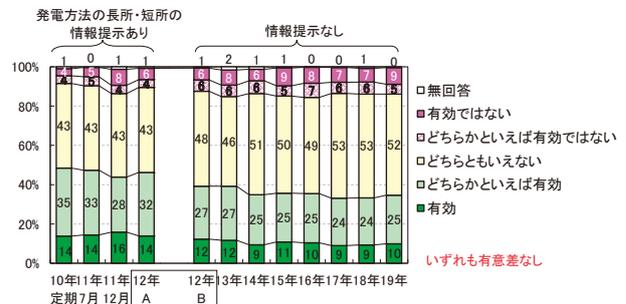


図4 原子力発電の温暖化対策としての有効性

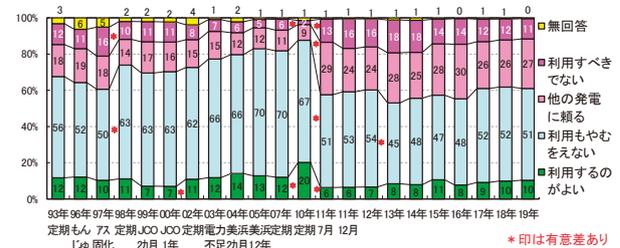


図5 原子力発電の利用についての態度

*5 比率(パーセント)の比較は,有意水準を5%とし,互いに独立なパーセントの差の検定をおこなった。ただし,地点と個人の2段抽出をしているために,杉山(1992, p.162),鈴木・高橋(1998, p.182)により,サンプリングによる誤差を単純ランダムサンプリングの場合の√2倍とした。

4.2 自由回答でとらえるCO₂削減方法の認識—KH Coderによる分析

4.2.1 抽出語と記述者数

CO₂削減方法をいくつでも記述する質問（ア）には、501人中435人が記述した。

KH Coderでは、自動的に形態素解析により最小単位の語を抽出し、出現数すなわち記述者数を集計する。分析にあたり、「電気自動車」を強制抽出語に指定し、「電気」と「自動車」という最小単位の分割されないようにした。

異なり語数は652、総出現数は3,201、記述者一人あたり平均7.4語であった。

表2に10人以上に記述された抽出語を降順に示す。リストの上位には、「車」91人、「電気自動車」61人、「自動車」30人、「カー」22人など、自動車をあらわす語が多い。

「発電」も76人と多い。「太陽光」34人、「火力」27人、「風力」25人、「水力」16人、「原子力」14人で、発電方法をあらわす語が多い。ただし、これらは「発電」と合わせた複合語で記述されている場合が多いため、「発電」の記述者数に単純に足し合わせるとダブルカウントになる。

原子力発電にかかわる記述は、「原発」4人を加えて計18人で、原子力発電利用態度の内訳は肯定層15人、否定層3人であった。本文中の使われ方を確認すると、否定層における記述は、「化石燃料

や原子力に頼らないエネルギー」「原子力を減らしていく」などCO₂削減策とは認めない内容であった。したがって、原子力発電をCO₂削減策として認める記述は、肯定層の15人のみであった。

「温度」47人、「ゴミ（37人）」と「ごみ（12人）」で49人、「省エネ」30人、「エアコン」28人、「節電」24人、「冷暖房」24人、「冷房」18人、「LED」12人、「家電」12人、「リサイクル」11人など、節電や省エネ、資源の節約などの環境配慮行動をあらわす語がある。また、「森林」25人、「植林」15人、「緑」12人など、植物をあらわす語がある。

4.2.2 共起ネットワーク

図6は共起ネットワークである。語の最小出現数を6に指定すると104語が該当した。104語のすべての組み合わせについて、共起関係の強弱の指標であるJaccard係数^{*6}が算出され、値が大きいものから指定した上位100個の関係を直線で結んで描画されている。

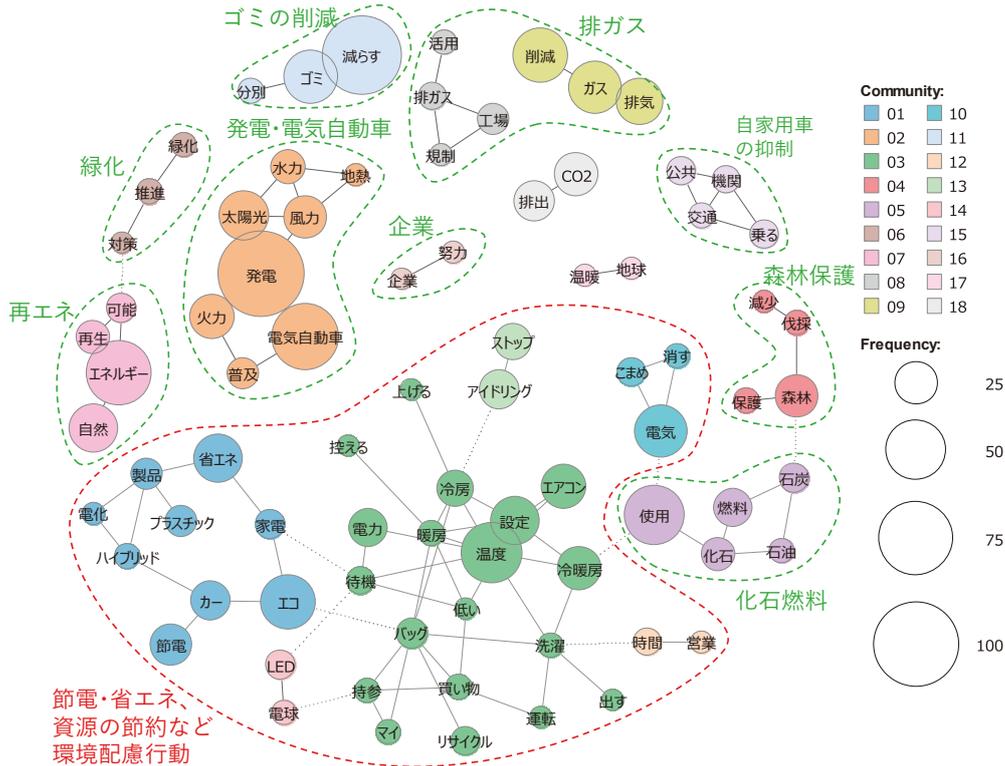
円の大きさは語の出現数を反映し、線がつながっていることがそのまま語と語の共起を示すので、そこからデータ中に多くあらわれたトピックを読みとることができる。単に語がお互いに近くに布置されていても、線で結ばれていなければ強い共起関係はない（樋口、2019, p.71）。

共起関係をもつ語のまとまり（Community）として18グループが色分けされた。緑・赤の破線と

表2 抽出語（10人以上に記述された語）

抽出語	人数	抽出語	人数	抽出語	人数	抽出語	人数	抽出語	人数
する	99	電気	37	節電	24	化石	15	わかる	12
車	91	エコ	36	冷暖房	24	植林	15	家電	12
発電	76	太陽光	34	増やす	23	プラスチック	14	石炭	12
減らす	71	自然	31	アイドリング	22	原子力	14	緑	12
ない	67	自動車	30	カー	22	製品	14	こまめ	11
電気自動車	61	省エネ	30	ガソリン	21	バッグ	13	リサイクル	11
利用	49	使う	29	CO ₂	20	家庭	13	可能	11
エネルギー	47	設定	29	電力	20	工場	13	公共	11
温度	47	排気	29	燃料	20	再生	13	開発	10
使用	41	エアコン	28	排出	19	普及	13	機関	10
ガス	37	火力	27	ストップ	18	LED	12	少ない	10
ゴミ	37	森林	25	冷房	18	ごみ	12	乗る	10
削減	37	風力	25	水力	16	なる	12	待機	10

*6 Jaccard係数は、「語Aか語Bのどちらか一方でも記述した人数」における「語Aと語Bを共に含む記述をした人数」が占める割合である。



最小出現数6, Nods81 (101), Edges100 (2001), Density.031, Min.Coef..136

図6 CO₂削減方法の記述における共起ネットワーク

分類名は筆者が書き加えたものである。トピックとして、「発電・電気自動車」「ゴミの削減」「排ガス」「再生可能エネルギー」「化石燃料」「森林保護」「緑化」「自家用車の抑制」「企業」が読み取れる。

また、赤い破線で囲んだ6つのCommunityは、小さな円が完全に分離されずにつながっている。出現数の比較的少ない語がある程度共起関係をもつ様子からは、各回答者がいくつかの語を並べて記述し、語の組み合わせが回答者によって少しずつ重なり合う状況が推察される。節電、省エネ、資源の節約・リサイクルなどから「環境配慮行動」というトピックが読み取れる。

これらのトピックは、前項の抽出語と記述者数からおおよそ推測できたが、共起ネットワークによって、分析者の事前知識や予断が入る余地はなく、語と語の関連性のみから客観的かつ視覚的に示された。

なお、「原子力」は出現数が14であり、最小出現数が6という指定条件を満たすが、図6に描かれていない。これは、どの語との組み合わせにおいてもJaccard係数が小さく、上位100個に入らないためである。共起ネットワークでは、出現数の条件を満たしても、条件を満たす共起関係をもたない語は描

かれない(樋口,2019, p.12)。描かれていないということは、「原子力」は特定の語と結びついた記述が少なかったことを意味している。

4.3 自由回答でとらえるCO₂削減方法の認識—手作業による内容分類

4.3.1 分類方法

KH Coderの分析結果をふまえ、自由回答で記述されたCO₂削減方法を、最終的に7分類と詳細分類の29項目に整理した。7分類(表3)は、「a. 運輸分野での排ガスを減らす」「b. 電気やエネルギーの消費量を減らす」「c. 廃棄物処理や生産過程で出るCO₂を減らす」「d. 発電方法や燃料をCO₂排出の少ないものにする」「e. 植物でCO₂を吸収する」という5つのアプローチに、「その他」「ない・わからない」を加えた。

それぞれの削減方法を記述した人がどの程度いるかを把握するために、回答者ごとに29項目のうち記述している項目にチェックを入れ、項目ごとに人数を集計した。結果を図7に示す。

表3 CO₂削減方法の分類

分類	代表例	アプローチ
a	電気自動車・車	運輸分野での排ガスを減らす
b	節電・省エネ	電気やエネルギーの消費量を減らす
c	ごみ・リサイクル	廃棄物処理や生産過程で出るCO ₂ を減らす
d	発電・燃料	発電方法や燃料をCO ₂ 排出の少ないものにする
e	緑化	植物でCO ₂ を吸収する
f	その他	—
g	ない・わからない*	—

※削減方法ではない内容を記述しているものを含む。

4.3.2 人々が思い浮かべるCO₂削減方法

図7で、CO₂削減方法をいくつでも記述する質問(ア)に対する回答をみていく*7。

分類aでは、「電気自動車・エコカー・航空機の電化」は108人で、記述者の25%にのぼり、最も多い。「車や飛行機を使用しない・使用を減らす」が69人、「ガソリン車や車の排ガスを減らす・規制する」が46人である。運輸分野におけるCO₂削減が想起されやすいことがうかがえる。

ただし、「電気自動車」は共起ネットワークでは発電方法のCommunityに含まれていた。それをふまえると、単に排ガスを出さないという観点でなく、蓄電機能により太陽光・風力と一体となって発電方法を構成するものとして記述されている場合もあると考えられる。

分類bでは、「節電」が83人、「エアコンや冷暖房における節電」が75人、「省エネ製品を使用」が33人である。

分類cでは、「ごみを減らす、ごみ分別や処理」が49人と多い。「レジ袋廃止、エコバッグ持参」が38人、「プラスチック製品やプラスチックごみを減らす」が19人いる。これらは生産や廃棄物の焼却処分の過程で排出されるCO₂を減らす効果はあるが、むしろ第一目的はプラスチック資源の節約やプラスチックごみによる海洋汚染の防止である*8。レジ袋関係の記述が、後述する火力発電や原子力発電より多い点は注目される。調査時期はプラスチック製買物袋の有料化を義務づける省令改正が間近な時期であった。身近な日常生活にかかわる問題であるため印象に残りやすいと推察される。

■(ア) いくつでも記述 N=435人
 ■(イ) 最大の効果があるもの1つを記述 N=392人

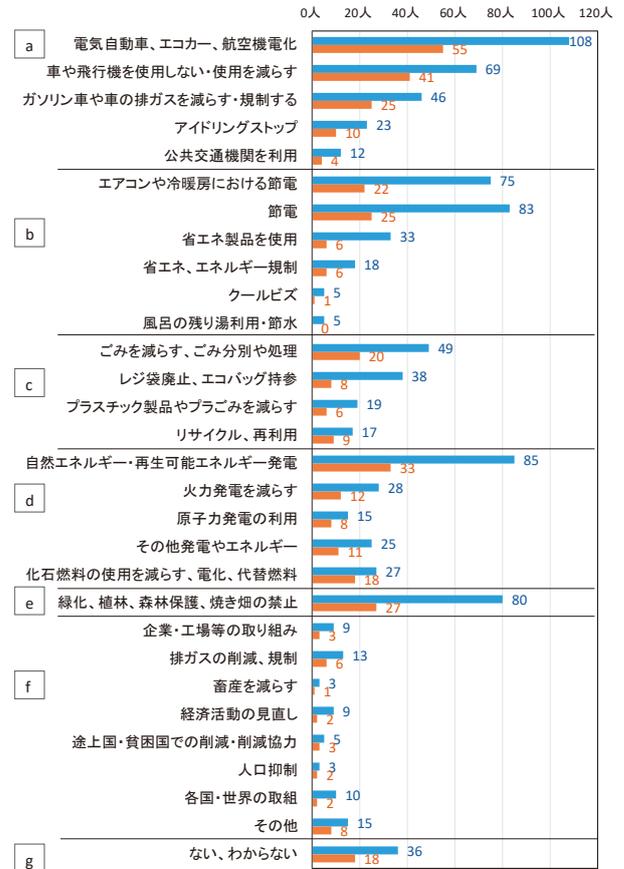


図7 手作業によるCO₂削減方法の分類結果

分類dでは、「自然エネルギー・再生可能エネルギーによる発電」が85人と多く、「火力発電を減らす」は28人で、「原子力発電の利用」は15人である。「その他発電方法やエネルギーの転換」は25人で、具体的にはエネルギーミックスや燃料電池発電などの内容であった。発電や運輸関係とは特定せずに「化石燃料の使用を減らす、電化、代替燃料」に関わる記述は27人である。

分類eでは「緑化・植林・森林保護、焼き畑の禁止」が80人と多い。

分類fの「その他」には、「経済活動の見直し」「途上国・貧困国での削減・削減協力」「人口抑制」「各国の取り組み」など、社会のしくみや国際社会全体にかかわる大きな視点からの項目があるが、いずれも少ない。

分類gでは、「ない・わからない(削減に関する

*7 質問文では(ア)に記述したなかで最も効果があると思うものを1つ(イ)に書くことを求めたが、(ア)に記述していない内容を(イ)に記述している場合があった。その場合は、(イ)の記述内容を(ア)にも記述しているとみなして集計した。

*8 プラスチック製買物袋有料化の目的は、「資源・廃棄物制約や海洋ごみ問題、地球温暖化などの課題」への対応と説明されている(経済産業省・環境省, 2019, p.1)。

内容をまったく含まないもの)」という趣旨の記述は36人である。なお、これ以外に、この質問に何も記述せず空欄のまま、すなわち無回答が66人いる。

4.3.3 最も効果があると思うCO₂削減方法

最大の効果があるもの1つを記述する質問（イ）には501人中392人が記述した。図7の（イ）の結果をみていく。

最も効果があるものを1つに絞っても、どれかの方法に集中することなく分散している。CO₂削減の決め手は何かについて共通認識といえるものはない。相対的に多いのは、分類aの「電気自動車、エコカー、航空機の電化」の55人、「車や飛行機を使用しない・使用を減らす」の41人、分類dの「自然エネルギー・再生可能エネルギーによる発電」の33人である。

分類bの節電や省エネ、分類cのレジ袋廃止などの項目は、質問（ア）での回答数の3分の1以下になり、減少がやや大きい。個人レベルの環境配慮行動は想起されやすいが、削減の主力とまでは認識されていないということである。多く記述された節電内容——エアコン、冷暖房の温度設定、待機電力、LED電球、省エネ製品など——は、調査票導入部の節電実行度の質問の内容と重なっている。前置質問がCO₂削減方法を想起するヒントになったと推察される。また、風呂の残り湯の利用やレジ袋の廃止、プラスチックごみの削減などは、他の節電行動とともに記述されていたことから、節電行動から環境配慮行動へと連想が広がったと推察される。調査票の質問を手がかりに想起・連想して記述されるということは、回答者にCO₂削減方法についての明確

な認識がもともと乏しかったことをあらわすと考えられる。

どのアプローチが最も効果的と認識されているかを整理した*9。無回答を含む全対象者501人における分布を図8に示す。

「a. 運輸分野での排ガスを減らす」が28%で最も多い。「b. 電気やエネルギーの消費量を減らす」が13%、「c. 廃棄物処理や生産過程で出るCO₂を減らす」が10%、「e. 植物でCO₂を吸収する」が6%である。

「d. 発電方法や燃料をCO₂排出の少ないものにする」は17%である。分類a（28%）よりも少ないし、また、日常生活における個人レベルの行動が中心となる分類bと分類cの合計（23%）よりも少ない。さらに、分類dの内訳をみると、「自然エネルギー・再エネ」の7%に対し、「火力発電を減らす」や「原子力発電の利用」は2%である。

この図で際立つのが「g. ない・わからない・無回答」が20%と多い点である。この調査票の導入部に「『原子力』といったら何を連想するか」という自由回答の質問があるが、その質問では「特にない」や無回答はわずか1人であった。つまり、2割もの人がCO₂削減方法を何一つ記述しなかったのは、自由回答という質問形式のために非協力的だったのではなく、CO₂削減方法が思い浮かばなかったからだと考えられる。

4.4 選択回答形式でとらえるCO₂削減に関する知識・認識

CO₂削減にかかわる10項目について、見通しを得るために因子分析（最尤法・プロマックス回転）をおこなった。3因子が抽出され、第1因子を原子

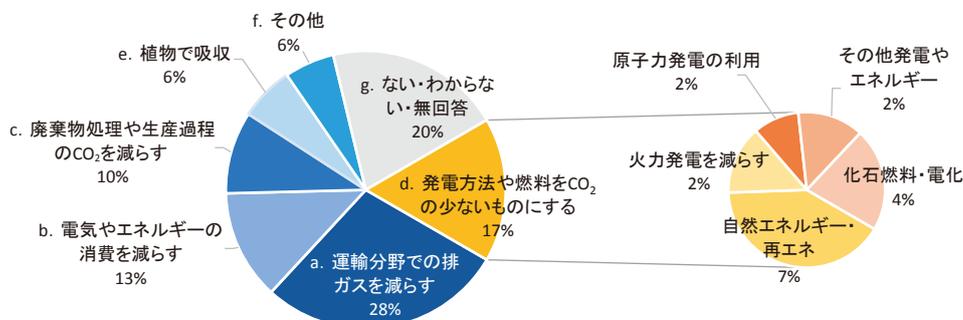


図8 最も効果があると思うCO₂削減方法の分類結果 N=501人

*9 (イ)の最も効果がある削減方法の質問については、空欄、すなわち無回答が109人であったが、この中には(ア)に1項目記述している人が21人、2項目記述している人が4人含まれる。(ア)に1項目しか記述していないために、あるいは、絞り込めないために(イ)を空欄にしたと考えられる。これらは(イ)に記述しているとみなし、2項目記述している場合は案分して、集計した。

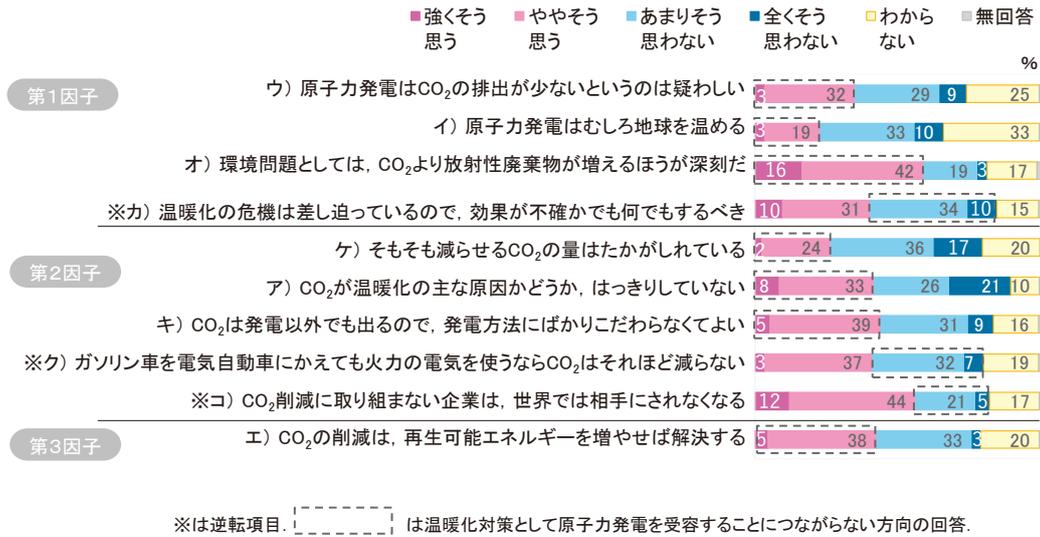


図9 CO₂削減にかかわる知識・認識

力発電の温暖化対策有効性、第2因子をCO₂削減の必要性、第3因子を再生可能エネルギーとの競合と整理した。

回答分布を図9に示す。項目は因子順、因子内では因子負荷量の降順である。どの項目でも「強く思う」と「全くそう思わない」はきわめて少ない。人々はこれらの内容に確信をもっていないといえる。「わからない」が2割前後を占め、肯定と否定が拮抗しているものが多い。これらの内容の多くは人々に共有されている知識や認識ではないといえる。

第1因子の項目では、「ウ。原子力発電はCO₂の排出が少ないというのは疑わしい」を肯定する人が35%、「わからない」も25%いる。内容が事実と反する「イ。原子力発電はむしろ地球を温める」にも肯定が22%、「わからない」が33%である。この2項目の真偽に科学的論争はないので、適正な知識が浸透していないといえる。「オ。環境問題としては、CO₂より放射性廃棄物が増えるほうが深刻」を肯定する人は58%にのぼり、10項目のなかで最も多い。

第2因子の項目では、「ア。CO₂が温暖化の主な

原因かどうか、はっきりしていない」を肯定する人が41%である。ただし、このなかには、主な原因であることに懐疑的な人だけでなく、科学的確証がないという厳密な意味で「はっきりしていない」と思う人も含まれると推測される。一方、「コ。CO₂削減に取り組まない企業は、世界では相手にされなくなる」と思う人も56%と多い。

この2問は、 χ^2 検定によって独立でないことが確認されたが*10、表4に示すように、CO₂が主な原因かはっきりしていないと思う層でも、半数はCO₂を削減しなければ世界で相手にされなくなると思っている。つまり、CO₂削減を加速しようとする世界の潮流の認識において、温暖化の主因が明白にCO₂であるという判断は前提となっていないといえる。

「キ。CO₂は発電以外でも出るので、発電方法にばかりこだわらなくてよい」と思う人は44%である。「ク。ガソリン車を電気自動車にかえても、火力発電の電気を使うならCO₂はそれほど減らない」と思う人は40%で、「そう思わない」が39%である。

第3因子では、「エ。CO₂の削減は、再生可能エネルギーを増やせば解決する」を否定する人が

表4 「主な原因」と「世界で相手にされなくなる」のクロス表

		CO ₂ 削減に取り組まない企業は世界では相手にされなくなる(人)		
		そう思う	そう思わない	わからない
CO ₂ が温暖化の主な原因かどうかははっきりしていない	そう思う	109	67	32
	そう思わない	149	57	30
	わからない	21	4	25

*10 χ^2 検定の結果は、 $\chi^2 = 93.75, df = 16, p = 0.00$ であった。

36%, 「わからない」も20%あり, 楽観視されていない。

4.5 CO₂削減に関する知識・認識と原子力発電の利用態度との関係

CO₂削減に関する知識・認識の項目の「強くそう思う」に5, 「ややそう思う」に4, 「あまりそう思わない」に2, 「全くそう思わない」に1, 「わからない」に3を与え, 態度の質問との間のスピアマンの相関係数を算出し表5に示す。符号が正の値ならば, 知識・認識の各項目について「そう思う」ほど, 「温室効果ガスの削減に積極的」「原子力発電は温暖化対策として有効と認める」「原子力発電の利用に肯定的」「経済より環境優先意識が強い」という方向をあらわす。相関係数は±0.3の範囲内にあり, それほど高くはない。

第1因子, すなわち原子力発電の温暖化対策有効性では, 「ウ. 原子力発電はCO₂の排出が少ないというのは疑わしい」「イ. 原子力発電はむしろ地球を温める」「オ. 環境問題としては, CO₂より放射性廃棄物が増えるほうが深刻」に有意な負の相関があり, そう思うほど, 原子力発電の温暖化対策としての有効性を評価せず, 原子力発電の利用に否定的な傾向があることが示されている。ここで特に注目されるのは, CO₂より放射性廃棄物のほうが深刻な環境問題と認識され, その認識が原子力発電の利用態度に影響している点である。

第2因子, すなわちCO₂削減の必要性では, 温室効果ガス削減態度との間に, 「『ア. CO₂が温暖化の

主な原因かどうかははっきりしない』と思うほど, 温室効果ガスの削減に消極的, 「『コ. CO₂削減に取り組まない企業は, 世界では相手にされなくなる』と思うほど, 温室効果ガスの削減に積極的」という予想どおりの関係がある。

しかし, この2項目と原子力発電利用態度との間の相関係数の符号は逆転している。具体的には, 「CO₂が温暖化の主な原因かどうかははっきりしないと思うほど, 原子力発電の利用に肯定的, 「CO₂削減に取り組まない企業は世界では相手にされなくなると思うほど, 原子力発電の利用に否定的」な傾向がある。CO₂排出が少ないという原子力発電の特性からロジカルに導かれる方向とは逆であり, 直接的な因果関係では説明できない。これについて考察する。

表5では「環境優先意識との相関」と「原子力発電利用態度との相関」も符号が逆になっている。これまでのINSS継続調査でも, 環境優先の意識が強いほど原子力発電の利用に否定的な傾向があると報告されている(北田, 2019b, p.260-263)。本稿のデータにおいても, 環境優先意識と原子力発電利用態度との相関係数は-0.44で, 相対的に高かった。

これらの関係をあらわしたのが図10である。「環境優先意識(強い)」は, 「CO₂削減必要性認識(肯定)」とは弱い正の相関があり, 「原子力発電利用態度(肯定)」とはそれより強い負の相関がある。「CO₂削減必要性認識(肯定)」と「原子力発電利用態度(肯定)」との間の弱い負の相関は, 環境優先意識に媒介された疑似相関とみることができる。

また, 「コ. CO₂削減に取り組まない企業は世界

表5 CO₂削減にかかわる知識・認識と態度とのスピアマンの相関係数

	温室効果ガス削減態度との相関	原子力発電の温暖化対策有効性評価との相関	原子力発電利用態度との相関	環境優先意識との相関
ウ) 原子力発電はCO ₂ の排出が少ないというのは疑わしい	-.01	-.34**	-.24**	.20**
イ) 原子力発電はむしろ地球を温める	-.04	-.22**	-.13**	.12**
オ) 環境問題としては, CO ₂ より放射性廃棄物が増えるほうが深刻だ	.02	-.19**	-.24**	.17**
カ) 温暖化の危機は差し迫っているので, 効果が不確かでも何でもするべき	.06	-.02	-.03	.12**
ケ) そもそも減らせるCO ₂ の量はたかがしれている	-.17**	.01	.09	-.12*
ア) CO ₂ が温暖化の主な原因かどうか, はっきりしていない	-.14**	.00	.11*	-.10*
キ) CO ₂ は発電以外でも出るので, 発電方法にばかりこだわらなくてよい	-.06	-.06	.02	-.04
ク) ガソリン車を電気自動車にかえても, 火力発電の電気を使うならCO ₂ はそれほど減らない	.03	.00	-.04	.04
コ) CO ₂ 削減に取り組まない企業は, 世界では相手にされなくなる	.23**	-.05	-.13**	.20**
エ) CO ₂ の削減は, 再生可能エネルギーを増やせば解決する	.04	.00	-.08	.10**

*p<.05 **p<.01

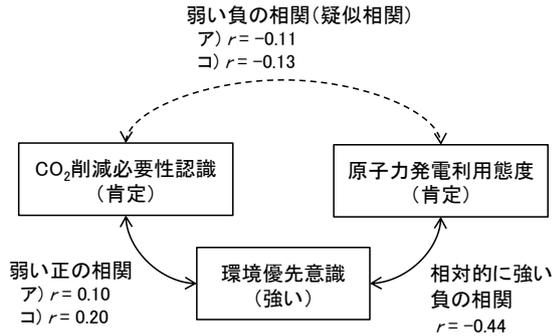


図10 疑似相関の説明図

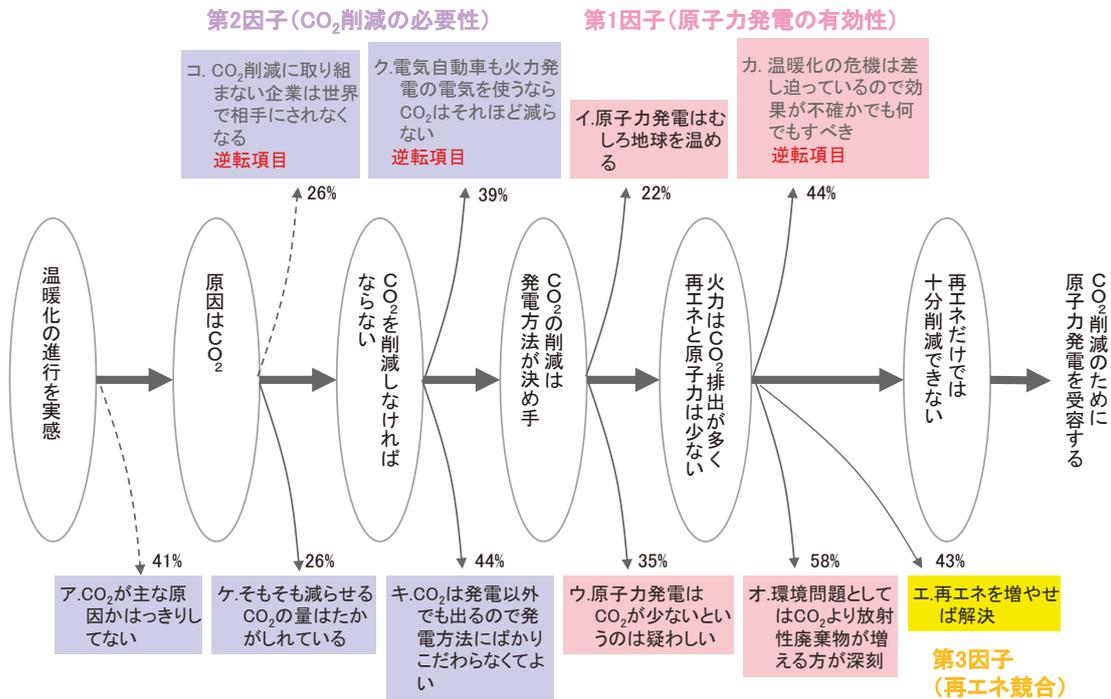
では相手にされなくなる」については、回答者が「企業のCO₂削減の取り組み」を「企業が事業活動で使用する電力を100%再生可能エネルギーでまかなうこと」*11と限定的な意味でとらえ、再生可能エネルギーと原子力発電を二者択一的に考えている場合も、原子力発電利用態度との相関が負になると考えられる。

第3因子の「エ. CO₂の削減は、再生可能エネルギーを増やせば解決する」は、原子力発電の温暖化対策有効性とも利用態度とも有意な相関がない。第4.3項の調査票Aの自由回答において、人々が思い

つくCO₂削減方法は発電分野以外のアプローチがはるかに多かった。有意な相関がないのは、「再生可能エネルギーを増やせば解決する」に対して「そう思わない」という回答は、「再生可能エネルギーだけでなく原子力発電も」という意味だけでなく、「再生可能エネルギーだけでなく運輸分野や節電・省エネなどの取り組みも」という意味を含んでいるためだと推察される。したがって、相関が有意でないということだけで、CO₂削減策としての再生可能エネルギーと原子力発電の競合を否定することはできない。

4.6 温暖化の実感が原子力発電の受容につながらない理由の整理

温暖化の実感が原子力発電の受容につながらない理由を整理して図11に示す。この図は、水平方向の矢印の順に判断を重ね、1つずつ納得しなければ次の認識に進まないという段階モデルを表現したものである。ここまでの分析結果をふまえ、理由をロジカルに整理したものである。数値は「強くそう



%は「強くそう思う」と「ややそう思う」の計。ただし、逆転項目では「全くそう思わない」と「あまりそう思わない」の計。

図11 温暖化の実感が原子力発電の受容につながらない理由の整理

* 11 事業を100%再生可能エネルギーで賄うことを目標とする企業連合「RE100」(Renewable Energy 100%)が2014年に結成されている。
 * 12 アの相関係数の正負が表5と逆転しているのは、CO₂削減必要性認識が肯定方向になるよう符号を調整しているため。

思う+ややそう思う」の比率，逆転項目では「全くそう思わない+あまりそう思わない」の比率である。

CO₂の削減は発電方法が決め手という認識に至るまでも、第2因子（CO₂削減の必要性）の各項目において原子力発電の受容から離れる方向の認識をしている人が多い。「キ、CO₂は発電以外でも出るので発電方法ばかりにこだわらなくてよい」と思う人は44%である。これは、第4.3項のCO₂削減方法の自由回答で「自動車の排ガスを減らす」「電気やエネルギーの消費を減らす」「資源消費を減らす」「植物で吸収させる」など多様な方法があげられるなかで、発電分野が特に多くはなかったという結果とも整合する。

発電方法が決め手だという認識があったとしても、「ウ、原子力発電はCO₂が少ないというのは疑わしい」と思う人が35%である。さらに、原子力発電はCO₂排出が少ないと認識しても、「オ、環境問題としてはCO₂より放射性廃棄物が増えるほうが深刻だ」と思う人が58%に達する。原子力発電が温暖化対策となるためには放射性廃棄物が否定的要因になっていると考えられる。

第4.5項で述べたように、点線で示した（ア）（コ）と原子力発電利用態度との関係は、CO₂排出が少ないという原子力発電の特性から導かれる方向とは逆で、環境優先意識に媒介された疑似相関と考えられる。これはCO₂削減の必要性にかかわる基本認識で外れていても、図11の右端に示すように原子力発電の利用を受容する人がみられる実態を反映しており、人々が温暖化対策、すなわちCO₂削減の観点から、原子力発電の利用賛否を判断していないことを示していると解釈できる。

5. まとめ

5.1 CO₂削減策として

原子力発電の受容が高まらない要因

INSS継続調査では、2018年から2019年の1年間で、異常気象の原因にCO₂が強く関係していると思う人が14ポイント増えて5割になり、少し関係していると思う人を合わせると86%に達した。温室効果ガスの削減については、「世界に率先してたくさん量」を削減するという積極的意見は22%にとどまるが、経済や生活に影響があっても国際的に公平な量を削減することは64%から支持されてい

る。一方、原子力発電との関係では、温暖化対策として原子力発電が有効だと思う人は35%にとどまり、原子力発電の利用肯定は増えていなかった。温暖化の影響とみられる異常気象による災害が相次いでも、原子力発電の評価に結びついていないことが確認された。

本稿では、自由回答形式と選択回答形式の質問を用いてその要因を分析した。結果として次の4点をあげることができる。

第一に、原子力発電はCO₂排出が少ないという基本的特性が認知されていないことである。CO₂削減方法をいくつでも記述する自由回答において、原子力発電をあげた人はわずか3%であった。人々が思い浮かべるCO₂削減方法のなかに、原子力発電の利用は入っていない。「原子力発電はCO₂が少ないというのは疑わしい」に対しては「そう思う」と「そう思わない」が拮抗し、「まったくそう思わない」と明確に否定する人は1割しかなかった。CO₂排出が少ないという原子力発電の長所は、利用の賛否の判断に活用される知識になっていない。

第二に、CO₂削減における発電分野の重要性が認知されていないことである。最も効果のある方法の記述内容として「発電・燃料」をあげた人は17%にとどまるのに対し、電気自動車や車の使用抑制、節電・省エネ、ごみの分別やリサイクルなどで50%を占め、わからない・無回答が20%もあった。社会のしくみや国際社会にかかわる大きな視点から考えるものは少なかった。人々は、温暖化対策や環境問題のために推奨されている個人レベルの行動という切り口で、CO₂削減方法をとらえる傾向がある。

第三に、放射性廃棄物が大きな環境問題と受け止められていることである。環境問題としてはCO₂より放射性廃棄物が増えるほうが深刻だと思う人は6割にのぼり、そう思う人ほど、原子力発電を温暖化対策として有効と認めず、原子力発電の利用に否定的な傾向があった。CO₂削減方法の自由回答で、レジ袋の廃止やプラスチックごみの削減など、CO₂削減が第一目的ではない項目も多くあがったことは、CO₂削減と環境問題を漠然と重ねている人が多くいることを示している。原子力発電は、放射性廃棄物や事故時の放射能汚染という別の環境問題を抱えている。環境のためにとという文脈で原子力発電を肯定することに心理的抵抗が存在することが示唆される。

第四に、図11で温暖化の実感が原子力発電の受

容につながらない理由を整理したように、CO₂削減策として原子力発電を受容することから離れる方向の認識はさまざまあり、それぞれの認識をもつ人は少なくないことである。第4.5項で示したように、CO₂削減必要性認識と原子力発電利用態度との関係は、相関係数が有意ではなかったり、有意であってもCO₂排出が少ないという原子力発電の特性からロジカルに導かれる方向とは符号が逆転していた。現状、人々は温暖化対策として原子力発電の利用を肯定するという考えにないが、そもそも、CO₂削減の観点から原子力発電の利用の賛否を判断する枠組みに乗っていないといえる。原子力発電は3Eの枠組みの中では、温暖化対策ではなく、電力の安定供給における有用性が人々から評価されているという北田（2019b, p.251）の結果とも整合する。

5.2 原子力発電がCO₂削減策として受容されるために示唆されること

本稿の分析をふまえて、原子力発電がCO₂削減策として受容されるうえで有用と思われることをいくつかあげておきたい。

CO₂削減方法の全体像のなかで、発電分野の重要性と原子力発電の価値が理解される必要がある。CO₂削減方法として、節電・省エネなど個人レベルの行動がイメージされやすいことが明らかになった。ひとりひとりが環境によい行動を心がけることはきわめて重要であるが、実効性の面で限界がある。たとえば、北田（2019b, p.249）では、人々は電力不足に対し、供給側よりも需要側の問題として、消費を減らすという発想でとらえる傾向があること、福島原子力発電所事故後の節電行動の高まりは一時的であったことが報告されている。環境配慮行動によってCO₂を削減できるという人々の思いや、その可能性を否定すべきではないが、心がけのレベルの対策の限界について、実態に基づいて気づいてもらうことが望まれる。

CO₂削減方法として、自由回答では電気自動車が多くの記述されたが、選択回答形式の質問において「ガソリン車を電気自動車にかえても、火力発電の電気を使うならCO₂はそれほど減らない」を肯定する人は4割にとどまった。電気自動車は大気汚染の原因となる物質やCO₂を含む排ガスを出さないが、走行中だけでなく、燃料にあたる電気の発電段階における排出量も考える必要がある。運輸分野の電化によ

るCO₂削減の効果には、発電分野におけるCO₂削減が密接にかかわることが人々に理解されることが必要である。

発電分野のなかでは、「原子力発電の利用」のみならず「火力発電を減らす」という記述も少なく、太陽光・風力が多く記述された。リスクが意識されやすい原子力発電より、再生可能エネルギーに期待が向くのは当然と思われる。現状でCO₂を多く排出しているのは火力発電であり、CO₂の回収・貯留システム（CCS）などが実用化されない限り、火力発電を何で代替するかという問題設定になる。太陽光・風力は、自然状況任せで変動する出力を調整するために、随時の出力制御が可能という長所をもつ火力発電と、常時組み合わせた利用にならざるをえない。大規模な蓄電技術や水素燃料システムなどが開発・普及しなければ、太陽光・風力を増やしても火力発電をゼロに近づけることはできない。各発電方法についてのスタンドアロンのCO₂排出量ではなく、電力供給システムに組み入れた場合のトータルのCO₂排出量の増減を考える場合に、原子力発電は優位な選択肢になりうる。このことの理解には、「CO₂削減とは火力発電を減らすという命題である」との基本認識が必要と思われる。

CO₂削減にとって発電分野が重要であること、および、原子力発電はCO₂排出が少ないことを伝えることが重要である。しかし、第4.6項で整理したように、CO₂削減策として原子力発電を受容することから離れる方向の認識はさまざまあり、それぞれの認識をもつ人は少なくなかった。原子力発電の長所だけに焦点を当てて一方向的に伝えても、それ以外の認識で原子力発電の受容から離れる可能性が高い。離れる方向の認識に対しては、それぞれの認識に応じた適切な判断材料や説明が必要になる。受け手は情報を得て考えを深めて判断する。受け手の認識に応じた丁寧な情報のやりとりを重ね「共に考える」双方向のコミュニケーションが必要と考えられる。

5.3 KH Coderによるテキスト分析のメリット

本稿では、自由回答のテキストデータに、KH Coderと手作業による分類を併用した。手作業による内容分類は、文脈をふまえた精緻な分類が可能であるが、テキストデータを通読して分類項目を立て、

個データを分類しながら項目を修正し、また個データに戻って修正後の項目で分類し直すといった試行錯誤が必要であった。KH Coderによる分析では、試行錯誤を要せず効率的に、かつ分析者の主観を交えずに、トピックを把握することができる。本稿で使用したのはKH Coderが備える分析機能の一部だが、それだけでも分析ツールとして有用であった。KH Coderは、手作業による分類では対応しきれない規模の大きなテキストデータに対して特に威力を発揮するのは確実である。

なお、KH Coderの共起ネットワークでは、出現頻度が多い語であっても、強い共起関係にある語をもたない語は描かれない。例えば、本稿のデータの場合、「電気自動車」は出現頻度が4番目に多いにもかかわらず、デフォルト値である共起関係が上位60個の指定では、共起ネットワークに描かれなかった。本稿のデータのように各回答者の記述内容が単語や語句にとどまり、分析単位内で共起する語が少ない場合、高頻度の語も描かれていないことがある点に注意を要する。

5.4 残された課題

本研究においてCO₂削減にかかわる知識不足や認識のずれの実態が明らかになった。何についてどこまでの理解が必要か、そのためにはどのような内容の情報をどのような場で提供するのがよいかについて、今後実践的な研究を重ねる必要がある。

重要になるのは、人々がCO₂を削減する方法について考え、CO₂削減の観点から原子力発電の利用の賛否を判断するという枠組みに乗る状況が得られるかどうかである。本稿の調査データは新型コロナウイルス発生前のものである。感染爆発や医療崩壊のリスクにさらされ、経済は大きな打撃を受けた。回復に時間を要する懸念や、リスクについての考え方や生活スタイル、価値観に変化が生じる可能性もある。社会・経済活動の低下にともないCO₂排出量の一時的な減少も見込まれる。各国が最優先で取り組まなければならない課題が増えたなかで、国際社会がCO₂削減問題にどれだけの優先順位を与えるかが影響すると考えられる。

引用文献

- 深江 千代一 (2004). 原子力発電が地球温暖化の原因と考える人々の認識 INSS JOURNAL, 11, 50-61.
- 深江 千代一 (2006). 地球温暖化防止対策としての原子力の有用性に関する意識構造 INSS JOURNAL, 13, 64-77.
- 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.
- 環境省 (2020). 令和2年版環境白書・循環型社会白書・生物多様性白書.
<http://www.env.go.jp/policy/hakusyo/>
- 経済産業省・環境省 (2019). プラスチック製買物袋有料化実施ガイドライン
<https://www.meti.go.jp/policy/recycle/plasticbag/document/guideline.pdf>
- 北田 淳子 (2011). エリア・サンプリングの実践的検討——INSS'07における「地図DB法」と「現地積上法」の比較 行動動計量学, 38 (1), 13-32.
- 北田 淳子 (2013). 継続調査における質問変更と時系列比較可能性の検討——発電方法の特徴についての情報が電源選択に及ぼす影響 日本行動計量学会第41回大会抄録集, 338-341.
- 北田 淳子 (2019a). 継続調査による原子力発電に対する世論の測定 (12) ——異常気象は原子力発電の有用性認識を高めたか 日本原子力学会2019年秋の大会予稿集, C000068.
- 北田 淳子 (2019b). 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.
- 中嶋 幹 (2016). 我が国のESG投資の現状 月刊資本市場, 373, 44-51.
- 資源エネルギー庁 (2020). エネルギー白書2020
<https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/>
- 杉山 明子 (1992). 社会調査の基本 現代人の統計 3 朝倉書店.
- 鈴木 達三・高橋 宏一 (1998). 標本調査法 シリーズ調査の科学 2 朝倉書店.

Appendix

質問文と2019年の回答比率（本稿関連のみ）

【調査票Aのみ】問 地球温暖化・気候変動の対策として、世界各国が温室効果ガス、主としてCO₂（二酸化炭素）の削減目標を掲げています。CO₂の排出を削減する方法として、具体的にどのような方法や対策、取り組みがあると思いますか。

(ア) 思いつくものをいくつでもお書きください。

(イ) アで書いたなかで、最も大きな削減効果があると思うものを1つだけお書きください。

【調査票Bのみ】問 近年日本は、記録的な猛暑や、過去にないレベルの豪雨に見舞われています。これらの異常気象の原因に、人間の活動によるCO₂（二酸化炭素）の排出が関係していると思いますか。

- 1. 強く関係している 49.7%
- 2. 少し関係している 36.3%
- 3. 関係していない 4.0%
- 4. わからない 10.0%
- 無回答 0.0%

問 電力の供給を増やせば、経済のゆとりや快適な生活ができるが、環境汚染、自然破壊がそれに伴うおそれがあります。電力の供給を増やさなければ、環境汚染、自然破壊が抑えられますが、経済力が低下し生活の不便をがまんしなければならないおそれがあります。この点についてあなたのお考えをお聞かせください。

ここにある5枚のシールを、あなたの気持ちに応じてA、B2つの意見にふりわけ、下の枠内に貼りつけてください。シールは5枚すべてを使いきってください。

- A：ある程度の環境汚染・自然破壊がともなうことがあっても、経済のゆとりや快適な生活のため、電力供給を増やす。
- B：環境汚染・自然破壊を抑えるため、経済力が低下し生活の不便をがまんしなければならなくなるとしても、電力供給を増やさない。

	A	B
0枚	9.3%	4.2%
1枚	18.2%	10.2%
2枚	29.1%	29.4%
3枚	29.2%	28.7%
4枚	9.9%	18.1%
5枚	4.0%	9.1%
無回答	0.3%	0.3%
平均	2.24枚	2.74枚

問 原子力発電についていろいろおたずねしましたが、全体としてあなたのお考えに近いものを次の中から1つだけ選んでその番号に○をつけてください。

- 1. 安全性には配慮する必要があるが、原子力発電を利用するのがよい 10.3%
- 2. 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 50.7%
- 3. 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 27.4%
- 4. 不便な生活に甘んじて、原子力発電は利用すべきではない 11.2%
- 無回答 0.4%

問 原子力発電は、地球温暖化対策として有効だと思いますか、有効ではないと思いますか。

- 1. 有効 9.9%
- 2. どちらかといえば有効 24.7%
- 3. どちらともいえない 51.5%
- 4. どちらかといえば有効ではない 5.0%
- 5. 有効ではない 8.5%
- 無回答 0.4%

問 日本は温室効果ガスの排出量の削減にどの程度取り組むのがよいと思いますか。あなたのお気持ちに最も近いものを1つ選んでください。

- 1. 世界に率先してたくさん量を削減する 22.1%
- 2. 国際的に公平な量を削減する 41.9%
- 3. 経済や国民生活に影響のない量を削減する 32.8%
- 4. 削減する必要はない 1.8%
- 無回答 1.4%

【調査票Bのみ】問 CO₂の削減に関連してさまざまな意見があります。ア～コのそれぞれについて、そう思うか思わないか、あなたのお気持ちに近い番号を1つ選んでください。

(数値は%)

- (ア) CO₂が温暖化の主な原因かどうか、はっきりしていない
- (イ) 原子力発電はむしろ地球を温める
- (ウ) 原子力発電はCO₂の排出が少ないというのは疑わしい
- (エ) CO₂の削減は、再生可能エネルギーを増やせば解決する
- (オ) 環境問題としては、CO₂より放射性廃棄物が増えるほうが深刻だ
- (カ) 温暖化の危機は差し迫っているので、効果が不確かでも何でもするべき
- (キ) CO₂は発電以外でも出るので、発電方法にばかりこだわらなくてよい
- (ク) ガソリン車を電気自動車にかえても、火力発電の電気を使うならCO₂はそれほど減らない
- (ケ) そもそも減らせるCO₂の量はたかがしれている
- (コ) CO₂削減に取り組まない企業は、世界では相手にされなくなる

強く思う	やや思う	あまり思わない	全く思わない	わからない	無回答
8.4	33.3	26.3	21.2	10.0	0.8
3.4	19.4	33.1	9.8	33.5	0.8
3.4	31.7	29.5	9.2	25.5	0.8
4.6	37.9	33.3	3.0	20.4	0.8
16.4	42.5	18.8	3.2	17.4	1.6
9.6	30.7	34.1	10.0	14.6	1.0
5.2	38.7	30.7	8.6	15.8	1.0
3.4	37.5	32.3	6.6	19.2	1.0
2.4	24.0	36.1	16.8	20.0	0.6
12.0	44.1	21.0	4.6	17.4	0.8

原子力発電所の安全対策に対する人々の受け止め

Change in perception of people towards information
about safety measures for nuclear power plants

幸前 秀治 (Hideharu Kouzen) *1

要約 関西地域の都市部に住む市民24名を対象に、国や電力会社から公開されている原子力発電所の安全対策に関する資料を用いてグループインタビュー調査を実施し、原子力発電所の安全対策に対する情報の受け止め方を、説明前と説明後を比較して把握した。原子力発電所の安全対策について聞いたことがあるという人は、説明前にも少数いたものの、詳しい内容を知っている人はいなかった。福島第一原子力発電所事故以降、原子力発電所の安全対策が向上していると思うか質問したところ、「向上している」または「やや向上している」という人は7人(29%)であったが、説明後では24人(100%)に増加した。殆どの人が説明を聞いて説明前の時点で思っていた以上に安全対策が実施されていることを知ったことがうかがえる。このように都市部の人々には、福島第一原子力発電所事故以降、原子力発電所の安全対策が強化されていることが殆ど知られていない可能性がある。

キーワード 原子力発電所の安全対策, コミュニケーション, グループインタビュー調査

Abstract We conducted a group interview survey for 24 persons living in urban areas of the Kansai region to understand the change in their perception of information about safety measures for nuclear power plants. The participants were given information descriptions for safety measures for nuclear power plants that had been prepared by the national government and electric power companies. Before hearing the explanation about the information, we found that only a few participants were concerned about it, but no one knew the detailed contents. For the question "Do you think the safety measures at the nuclear power plants have been improved since the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident?", we found 7 persons (29%) among 24 persons held opinions saying "improved" or "somewhat improved". However, after the explanation, the number increased to 24 persons (100%). We saw that most people heard the explanation and learned that more safety measures had been implemented than they had expected at the time before the explanation. There is a possibility that urban residents had not known the facts about improved safety measures taken at nuclear power plants since the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident.

Keywords safety measures for nuclear power plants, communication, group interview survey

1. はじめに

2011年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえて、2013年7月に施行された原子炉等規制法では、原子力発電所における原子炉の炉心損傷等の重大事故に係る対策の義務化等を内容とする新規制基準が策定された。国は、原子力規制委員会が新規制基準に適合すると認めた原子力発電所には、その判断を尊重し、地元理解を得ながら再稼働を進めるとの方針が示された*2。

このような状況の下、全国で初めて新規制基準に適合した発電所として、2015年8月に九州電力株式会社川内原子力発電所1号機が運転を再開した。

関西電力株式会社の供給区域においても、高浜発電所3、4号機が2015年2月に新規制基準に適合することが認められた。2015年11月には高浜発電所の安全性や防災計画に関する住民説明会が、UPZ圏内に所在する舞鶴市など京都府下7市町において開催されるなど、関西地域の人々にとっても、原子力発電所が運転を再開した場合の安全性について改

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

*2 エネルギー基本計画(2014年4月11日閣議決定)

めて考える契機になったと思われる。一方で、そのような説明会が開催されていない都市部では、住民説明会が開催されているUPZ圏内の自治体に住む人々に比べて、原子力発電所の安全対策が実施されていると思う人は少ないかもしれない。

以上のような状況を踏まえ、本調査では関西地域の都市部の人々を対象に、国などが公表している原子力発電所の安全対策に関する資料を用いてインタビュー調査を実施した。原子力発電所の安全対策に関する情報を提示する前と後での受け止め方の比較と、情報を提供することが望ましいと思われる項目についての調査結果を報告する。

2. 原子力発電所の安全対策に関する資料

本調査で用いた情報提供資料について説明する。高浜発電所など新規規制基準に適合すると認められた原子力発電所については、原子力規制委員会による新規規制基準適合性に係る審査結果に関する資料（原子力規制委員会、2015）が公表されている。また、関西電力会社からは、原子力発電のしくみ、新規規制基準を踏まえた安全対策に関するコミュニケーションに活用することを目的とした資料（関西電力、2015）（関西電力、2016）が公表されている。これらの資料を、本調査において提供する情報を作成する際に参考資料として活用した。

3. 調査方法

3.1 調査概要

関西地域の都市部に住む20歳～40歳代の男女を対象^{*3}に、性別毎に4人で1グループを構成してインタビュー調査を計画した。

調査は1日あたり男・女1グループずつ、3日間で行った。調査時間は各回とも2時間とし、のべ70分程度説明を行い、その後40分程度意見を聞く時間を設けた。調査時期とサンプル数の実績は、以下のとおりである。

- ・調査時期：2016年12月
- ・サンプル数：男性12人、女性12人

3.2 情報提供資料の作成

この調査では、上述の資料を参考にして、表1に示す情報提供資料を作成した。

情報提供資料は4部構成とした。

最初に、「原子力発電所のしくみと従来からの取組み」と題して、原子力発電所の仕組みなど原子力発電に関する基礎的な事柄や、原子力発電所で東日本大震災以前から行われていた安全対策の取り組みを説明し、以降の説明の参考とした。

第二に、「福島第一原子力発電所事故と新規規制基準」と題して、福島第一原子力発電所事故の教訓に基づいて、重大事故の発生を防止するために強化された新規規制基準の策定を紹介した。

第三に、「新たな安全対策（自然災害）」と題して、新規規制基準を踏まえて高浜発電所で行われている自然災害に対して強化された安全対策や新設された安全対策について具体的な内容を説明した。

最後に、「新たな安全対策（重大事故対策、体制・訓練等）」と題して、新規規制基準を踏まえて高浜発電所で行われている重大事故対策と、重大事故に備

表1 提示した資料一覧

<p>1. 原子力発電所のしくみと従来からの取組み</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電所のしくみ ・原子力発電所の安全対策～従来からの取組み～ ・設計の工夫と多重防護 ・放射性物質を5重の壁で閉じ込める ・放射線量の測定・監視 <p>2. 福島第一原子力発電所事故と新規規制基準</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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の進展と対策の方向性 ・強化した新規規制基準 ・意図的な航空機衝突などへの対策 <p>3. 新たな安全対策（自然災害）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主な安全対策のイメージ図 ・地震対策（想定する地震の大きさの見直し） ・地震対策の例（配管補強） ・津波対策（想定する津波の大きさの見直し） ・津波対策の例 ・その他の自然現象（火山、竜巻、森林火災） ・竜巻対策、森林火災の対策例 <p>4. 新たな安全対策（重大事故対策、体制・訓練等）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故対策（1）電源の強化 ・重大事故対策（2）冷却機能の強化 ・重大事故対策（3）格納容器内水素対策 ・事故時の対応能力の向上 （初動および召集体制の強化） ・重大事故に備えた訓練
--

*3 被験者の募集にあたってはランダム化の方法はとられていない。

えた体制や訓練などについて説明した。

3.3 調査の内容

本調査では、前項で示した情報提供資料を配付し、説明台本により順を追って説明した。各説明の後に、資料の内容について質問があった場合には、出来る限り補足説明を行うなど双方向的な質疑応答を行った。

その上で、次に示すインタビュー調査、質問紙調査を実施した。

(1) インタビュー調査

資料を前述の順に説明した後、被験者に、それぞれの項目の内容や提示資料について意見を求めた。

(2) 質問紙調査

インタビュー調査の前後における被験者の意識変化を把握するため、説明の前後において、事前アンケート、事後アンケートを実施した。事前アンケートは被験者に事前に送付し、座談会当日の受付時に回収した。事後アンケートは、座談会における全ての質疑応答が終了した後に配付して、記入を求めた。

質問文の内容は説明の前後において基本的に同一とした。

4. 調査結果

インタビュー調査および質問紙調査を実施した結果から得られた意見は以下のように整理できる。

4.1 原子力発電所の安全対策について聞きしただことがあるか

事前アンケートにおいて、福島第一原子力発電所事故以降に実施されている原子力発電所の安全対策について見たり聞いたりしたことがあるか質問した。

得られた結果を図1に示す。

図1で、「あまり聞きしない」という人は11人(46%)で最も多く、次いで「やや聞きする」という人は9人(38%)、「ほとんど聞きしない」は4人(16%)であった。「あまり聞きしない」と「ほとんど聞きしない」を合わせると6割を超える。福島第一原子力発電所事故以降に原子力発電所の安

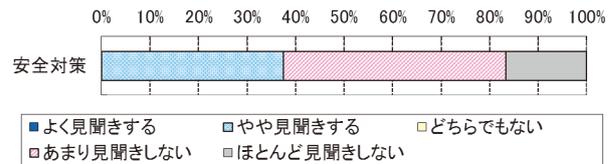


図1 安全対策について聞きするか

全対策が実施されていることについては、都市部に住む多数の人には知られていない可能性がある。

4.2 原子力発電所の安全対策に対する意見の推移

説明の前後において、原子力発電所の安全対策について「福島第一原子力発電所事故後に対策が向上していると思うか」と質問紙により質問した。

得られた結果を図2に示す。

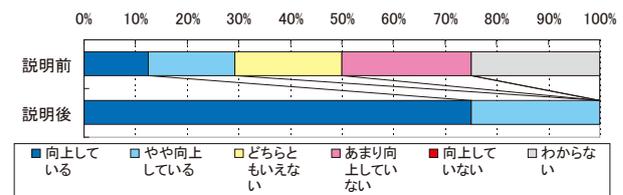


図2 安全対策は向上していると思うか

説明前では、「あまり向上していない(25%)」、「わからない(25%)」という人が最も多く、次に「どちらともいえない(21%)」という人が多数であり、「向上している」または「やや向上している」という人は合わせて29%であり、少数であった。

説明後では、「あまり向上していない」という人はいなくなり、全員から「向上している(75%)」または「やや向上している(25%)」という意見が得られた。

資料と説明によって、福島第一原子力発電所事故後に安全対策が向上していると認識されたといえる。

4.3 原子力発電の利用態度

説明の前後において、原子力発電の利用についての意見(以下「利用態度」と略す)を、「利用するのがよい」、「利用もやむをえない」、「他の発電に頼る」、「利用すべきでない」という4択で質問した。

得られた結果を図3に示す。

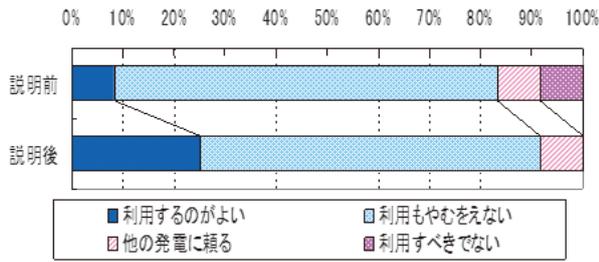


図3 説明の前後での原子力発電の利用態度

説明前では、「利用もやむをえない」という人は18人（75%）で最も多く、「利用するのがよい」、「他の発電に頼る」、「利用すべきでない」という人はそれぞれ2人（8%）であった。「利用するのがよい」と「利用もやむをえない」を合わせて「利用肯定」とし、「他の発電に頼る」と「利用すべきでない」を合わせて「利用否定」とすると、利用肯定は約8割、利用否定は約2割であった。

この質問は、北田（2019）が2016年10月に実施した世論調査と同一の質問文としており、北田の結果と比較すると、利用肯定が約2割多く、サンプルに偏りがある。本調査では、原子力発電をテーマとするインタビュー調査であることを示して募集を行ったため、原子力発電について肯定的な態度の人が多く参加していることが推定される。このため、本稿の議論は、このような偏りを踏まえて理解されるべきである。

説明後では、「利用もやむをえない」という人は16人（67%）で最も多く、次いで「利用するのがよい」という人は6人（25%）、「他の発電に頼る」という人は2人（8%）であった。利用肯定は約9割、利用否定は約1割となった。

資料と説明によって、原子力発電の利用を肯定する人が増加している。

次に、説明の前後における、原子力発電の利用態度の推移(図3)を分析した。その結果を図4に記す。

図4において、黄色で示すように説明後も説明前と同じ意見を維持した人は、「利用するのがよい」(1人)、「利用もやむをえない」(11人)であった。

青色で示すように、説明前に「利用もやむをえない」と回答した18人のうち5人が、説明後に「利用するのがよい」という肯定側の意見に変化した。また、説明前に「他の発電に頼る」、「利用すべきでない」と回答した4人は、全員が「利用もやむをえない」という肯定側の意見に変化した。

一方、赤色で示すように、説明前に「利用するの

区分	説明後				合計
	利用するの がよい	利用もやむ をえない	他の発電に 頼る	利用すべき でない	
利用するの がよい	1	1 ①			2
利用もやむ をえない	5 ③	11	2 ②		18
他の発電に 頼る		2 ④			2
利用すべき でない		2 ⑤			2
合計	6	16	2	0	24

(凡例)
 説明後に利用態度が肯定側に変化した人
 説明前後において利用態度を維持した人
 説明後に利用態度が否定側に変化した人

図4 原子力発電の利用態度の推移

がよい」と回答した2人のうち1人が、説明後に「利用もやむをえない」、また、説明前に「利用もやむをえない」と回答した18人のうち2人が「他の発電に頼る」という否定側の意見に変化した。

説明後の態度が説明前の態度に影響されていると考えられるが、全24人中肯定側に意見が変化した人は9人(38%)。否定側に変化した人は3人(13%)であり、原子力発電所の利用について肯定的な意見の人が増加している。

資料と説明によって、原子力発電所の利用態度が肯定側に変化したといえる。

次に、説明の前後で原子力発電に対する利用態度が変化した人(図3)の主な意見、理由を図4の①から⑤の区分毎に整理した。その結果を表2、表3に記す。また、この分類の根拠となった意見の概要を末尾の付録1に整理した。なお、これらの意見は、全ての説明と質疑が終了した後に、一人ひとりに「説明を聞いてどう思ったか、考え方に変化があったのか」を質問した際の発言を記載したものであり、被験者の考えを代表する意見であると考えられるものである。

説明後に否定側に意見に変化した人のうち、図4の①で示す1人は、「私知っていた以上に、厳重な対策が施されていた」という意見であり。また、安全対策については説明の前後において「向上している」という意見を維持していたが、原子力発電の利用態度が「利用するのがよい」から「利用もやむをえない」に変化していた。

次に、図4の②で示す2人は、「今後、どれだけの自然災害が起こるのかわからないが、今できる事は充分に対策されている」、「安全対策の方法などは

表2 否定側に变化した人の主な意見

区分	主な意見
①	・私が知っていた以上に、嚴重な対策が施されていた（1人）
②	・今後、どれだけの自然災害が起こるのかわからないが、今できる事は充分に対策されている（1人） ・安全対策の方法などは納得だが、どんなことも100%ということはないと思う（1人）

表3 肯定側に变化した人の主な意見

区分	主な意見
③	・安全対策が実施されている（4人）
	・安全対策はこれからも向上させていく必要がある（1人）
④	・安全対策が実施されていて安心したが、想定外の事象や自然災害が起きるかもしれない（2人）
⑤	・安全対策が実施されている（2人）

納得だが、どんなことも100%（安全）ということはないと思う」という意見であり、安全性が向上していることを認識したうえで、安全対策が実施されていることや方法に納得しているものの自然災害やどんなことにも100%安全ということがないことを理由として、「利用もやむをえない」から「他の発電に頼る」に変化したことがうかがえる。

説明後に肯定側に意見が变化した人のうち図4の③に示す「利用するのがよい」と回答した人の場合、原子力発電所の安全対策が実施されていることを理由にあげる人が多かった。安全性が向上していることを認識したうえで、原子力発電の利用態度が、「利用もやむをえない」から「利用するのがよい」に変化したことがうかがえる。

図4の④で示す「利用もやむをえない」と回答した2人は、「安全対策が実施されていて安心したが、想定外の事象や自然災害が起きるかもしれない」という意見であった。想定外の事象や自然災害に不安があるものの安全性が向上していることを認識し、原子力発電の利用態度が、「他の発電に頼る」から「利用もやむをえない」に変化したことがうかがえる。

図4の⑤で示す「利用もやむをえない」と回答した2人は、原子力発電所の安全対策が実施されていることを理由にあげていた。安全性が向上していることを認識したうえで、原子力発電の利用態度が、「利用すべきでない」から「利用するのがよい」に変化したことがうかがえる。

4.4 原子力発電所の安全対策に対する主な受け止め

原子力発電に対する利用態度が説明の前後で变化した人の意見から、原子力発電所の安全対策に対する主な受け止めと、安全対策について理解された、あるいは疑問を抱かれたと思われる項目を表4に整理した。

表4 被験者が理解した、あるいは疑問を持ったと思われる主な事項

区分	主な内容
主な受け止め	・説明を聞いて思っている以上に安全対策が実施されていることを知った
理解された内容	・安全対策を強化、多重・多様化している ・訓練が実施されていること
疑問点	・想定外の事象、自然災害 ・どんなことにも100%（安全）ということがない

まず、原子力発電所の安全対策の主な受け止めについては、説明後は全員が、「向上している」または「やや向上している」という意見であり、殆どの人が説明を聞いて説明前の時点で思っていた以上に安全対策が実施されていることを知ったことがうかがえる。

次に、理解された内容としては、福島第一原子力発電所事故後に、さらに安全対策が多重化・多様化されていること、事故を想定した訓練を実施していることなどについて、理解、納得する人が多数であった（例：「さらに安全対策を強化、多重・多様化している」、「何段階にも対策が練られ、訓練もたくさん行われている」）。

一方、想定外の事象や自然災害が起こるかもしれない、どんなことにも100%（安全）ということがないという疑問を持つ人もいた。

5. 考察

5.1 原子力発電の安全対策および利用態度に対する意見の変化

本調査の被験者には、福島第一原子力発電所事故以降、原子力発電所では何らかの対策を実施しているだろうと思っているものの、原子力発電所の安全対策について具体的に詳しい知識を持っていると思われる人はいなかったが、説明後は全員が、「向上

している」,「やや向上している」という意見に変化した。

また,本調査の被験者は,一般的な世論調査のサンプルに比較して,原子力発電の利用に対して肯定的な人が多く,否定的な人のサンプルが少ないものの,資料を説明し質疑応答を行ったところ,肯定層,否定層とも原子力発電の利用態度が肯定側に変化している。

このことから,表3で示したように本調査で用いた資料による説明によって,福島第一原子力発電所事故以降,原子力発電所では安全対策が実施されていることを知って,原子力発電の利用態度が肯定側に変化する傾向がみられると考えられる。

5.2 原子力発電の安全対策について説明することが望ましいと思われる情報

本調査での説明に対して表4で示したように,「説明を聞いて思っている以上に安全対策が実施されていることを知った」と受け止める人が多かった。また,特に理解された内容は「安全対策を強化,多重・多様化している」,「訓練が実施されていること」であり,これらの内容を含めて,本調査で示したような福島第一原子力発電所事故の教訓に基づいて強化された安全対策について説明することが望ましいと考えられる。

一方,「想定外の事象や自然災害が起こるかもしれない」,「どんなことにも100%(安全)ということがない」という疑問を持つ人もいた。

新規制基準では,地震や津波などの自然災害に係る想定的大幅な引き上げとそれに対する防護対策を強化されていることや,テロや航空機衝突対策を含めた安全対策が実施されていることを口頭で説明したが,その想定を超えるような自然災害が発生した場合や,また,テロ等などにより想定外の事象が発生した場合でも安全性が確保されるのか疑問に思われたためかもしれない。

例えば,原子力規制委員会が公開している新規制基準の考え方を説明した資料(原子力規制委員会,

2018)では,地震の想定について,「震源断層の長さを現地調査の不確かさを踏まえて長く設定するなど,安全側に設定,評価がなされていること^{*4}」とあり,想定が安全側に大幅に引き上げられている。さらに,「想定した地震に対して建物や機器・配管が大きく余裕を持った設計がなされており,仮に想定した地震を超えるような地震が発生したとしても,即座に安全機能が喪失することはない設計となっていること^{*5}」が記載されており,想定を超える地震が発生したとしても即座に耐震重要施設の安全機能が喪失するものではない。

このような安全側の想定や設計を行った上で,新規制基準では,重大事故が発生した場合に備え,シビアアクシデントの進展を食い止める対策が実施されている。さらに,設計上の想定を超えるような事態を想定外とせずに,大規模な自然災害や故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊を想定し,炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策をとることを定めている。

つまり,想定を超える自然災害が発生した場合や,施設・設備がどのように故障・損傷するかを具体的に想定できない状態でも,重大事故に至り得るような様々な事態を敢えて想定し,それらを防止するための対策が考えられている。

こうしたことについては,調査時間の制約のため,本調査では補足説明することが出来なかったが,原子力発電所の安全対策を説明する際に,これらの情報を追加して提供することが望ましいと考えられる。

*4 例えば,「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定においては,震源断層の位置及び形状(長さや幅)等について,各種調査の不確かさを踏まえて安全側の(保守的な)設定をし,更に地震動の評価過程に伴う不確かさを考慮した上で,保守的な地震動を評価することとされている(設置許可基準規則の解釈別記2の5二)。具体的には,例えば,震源断層長さを地表の活断層長さよりも長く設定する,また,断層幅(断層傾斜角や地震発生層の厚さから求められる)も調査の不確かさを踏まえて大きく設定する,さらに,アスペリティもサイトに近いところなど安全側の位置に設定するなどして,保守的なパラメータ設定が行われる。これにより,十分に適切な地震動が評価されることになる。」(p250)

*5 例えば,「基準地震動クラスの地震による建物・構造物や機器・配管の地震応答に対して,大きく余裕を持った設計がなされており,基準地震動を仮に超えるような地震が発生したとしても,即座に耐震重要施設の安全機能が喪失するということはない。」(p283)

6. おわりに

関西電力株式会社では、2020年7月時点で7基の原子力発電所が新規規制基準に適合すると認められ、3基が運転中である。残る4基については安全対策工事を実施中であり、これらの運転が再開される時には、人々の関心が再び高まっていくことが予想される。

本調査は少人数を対象としており、その点で限界がある。しかし、福島第一原子力発電所事故以降に原子力発電所の安全対策が強化されていることを知る人は少ない。原子力発電について不安や疑問を持つ人も、原子力規制委員会や電力会社などから公表されている情報を知り、自分自身で考える機会が設けられることによって、原子力発電への理解が広がる可能性が示されているように思われる。

引用文献

- 原子力規制委員会 (2015). 新規規制基準及び高浜発電所3・4号機の設置変更等に関する審査書の概要 (2015年10月).
<https://www.pref.fukui.lg.jp/doc/kikitaisaku/genshiryoku-saigai_d/fil/NRAsiryoku.pdf> (2020年7月2日).
- 原子力規制委員会 (2018). 実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について (2018年12月19日改訂).
<<https://www.nsr.go.jp/data/000155788.pdf>> (2020年7月2日).
- 関西電力株式会社 (2015). 「高浜発電所の安全性向上に向けた取組みについて」、綾部市「高浜発電所3,4号機に係る住民説明会」資料 (2015年11月6日).
<<http://www.city.ayabe.lg.jp/bosai/kurashi/anzen/bosai/jyuminsetumeiak.html>> (リンク切れ).
- 関西電力株式会社 (2016). 越前若狭のふれあい 第44号 原子力発電所では、想定外の災害に備えてどんな対策をしているの.
<https://www.kepco.co.jp/corporate/profile/community/wakasa/ew/k_topics/44k_topics.html> (2020年7月2日).
- 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, 2019.

付録1 説明に対する意見

区分	回答者	概要 (主なコメント)	安全対策は向上していると思うか (説明前→後)
①	30歳代 男性	・今回の座談会を通じて、私が知っていた対策よりも厳重な対策が施されていたことを知ることができ、有意義な時間を過ごせたと思います。	向上している →向上している
②	20歳代 女性	・少しでも原子力発電所の知識を知る事ができてよかった。今後、どれだけの自然災害が起こるのかわからないけど、今できる事は充分に対策されていると思いました。	わからない →向上している
	20歳代 男性	・安全対策の方法などはとても納得できました。ですが、どんなことも100%ということはないと思うので多少の不安はあります。	あまり向上していない →やや向上している
③	20歳代 男性	・しっかり対策されていると感じました。原子力発電を使う以上リスクはあると思うので、意識しながら日々生活していく事が大切だと思いました。	やや向上している →向上している
	40歳代 女性	・過去の事故をふまえて、さらに安全対策を強化、多重・多様化していることを知り、以前より安心感が増した。何かあった時の先の先まで見越して、これからも常に安全対策を見直して欲しいと思う。	わからない →向上している
	40歳代 女性	・全然分からないまま来たが、説明を聞いて安全を考えて色々対策をしているんだと感じた。原発の近くに住んでいる人の中で、これだけの対策をしていることをどれだけの人が知っているのか。	やや向上している →向上している
	40歳代 男性	・安全対策に対する取り組みの内容等有る事に今迄以上に進めて行っていただき、安全で安心な環境を作ってもらいたいと思いました。	あまり向上していない →向上している
	40歳代 男性	・(原子力発電が) 不要と主張する人が減るためにも安全対策はこれからも向上させていく必要があると思います。	どちらともいえない →やや向上している
④	30歳代 女性	・原子力がデメリットがあっても使う理由がよくわかりました。ここまで安全性を強化したなら安心な気がします。ただ、想定外な事はおこるので、もっといろいろな面から考えないと(いけない)と思います。	わからない →向上している
	40歳代 女性	・今まで興味がなくて深く知らなかったが、ここまで対策がされているんだと知った。自然のことで先が分からないが、十分対策されていて安心感を持った。(略)多くの方の考え、力によって守られ安心しました。	どちらともいえない →向上している
⑤	30歳代 女性	・安全対策がしっかり行われているとは知りませんでした。冷却する為と電気を確保することが大切で、何段階にも対策が練られ、訓練もたくさん行われているので以前よりは安全になったのではないかと感じました。	あまり向上していない →向上している
	40歳代 男性	・安全対策がそこまでされているとは思っていなかったなので、随時段階を踏んでやられていることに安心を感じた。	あまり向上していない →やや向上している

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

Perception of People with an Intermediate Attitude to Energy Problems and Proposal of Four Persona Types

冨田 幹宏 (Mikihiro Tada) *¹

要約 エネルギー問題に関するコミュニケーションでは、情報の受け手の考え方をよく理解し、関心や意見を聞く努力が求められる。本稿では、態度があいまいで、多様な異なりのある中間層を対象に、日常の会話の中でも使える2つの質問—「社会課題に関する詳しさ」と「エネルギー利用にあたり実践・行動していること」—によって中間層を4つの層に分類した。さらに、組織がコミュニケーション活動の方針を検討する際のツールとなるよう、4つのペルソナを作成した。作成に際しては、それぞれの考え方、エネルギーに関する課題やベネフィットの認知、情報提供後の態度変容などについて整理した。4つの層の分類は、(第1層)社会課題の解決に積極的な[社会課題アンテナ層] (10%)、(第2層)リスク回避志向が強い[暮らしの安心重視層] (26%)、(第3層)現実的な選択眼で物事を判断する[バランス重視のスマート層] (14%)、(第4層)エネルギーに関する関心が低い[無関心・おまかせ層] (51%)である。中間層全体のコミュニケーションを考えると、比率の大きさから(第4層)を意識することが必要であるが、個別の対話においては、4つの層の異なりが大きいため、具体的な対応の仕方をそれぞれについて検討することが求められる。その際に4つのペルソナを活用し、中間層の考え方を組織で共有し、デザイン思考によりコミュニケーションを考えることが重要であると思われる。

キーワード 中間層の態度、リスク・コミュニケーション、対応分析、生活者分類、ペルソナ

Abstract When communicating about energy issues, it is necessary to understand the mindset of the information recipients and to make an effort to listen to their interests and opinions. The attitudes of the intermediate group are vague and have a variety of differences. We can categorize this intermediate group into four types by two questions that can be used in everyday conversation: "What details of social issues do you know?" and "What are your energy use practices/actions?" We created four types of personas to serve as an organization tool to consider strategies for communication activities. In the creation of these personas, we summarized each person's way of thinking, energy problems, recognition of merits, and changes in attitude after providing information. The four types are as follows. Type 1(10%)consists of "People who strive to solve social issues"; that is, they are proactive about solving social issues. Type 2(26%)consists of "People who have a strong risk avoidance"; that is, they are steady types who value the safety of life. Type 3(14%)consists of "Smart people with an open mind"; they make decisions based on realistic choices. Type 4(51%)consists of "People who are indifferent toward social issues"; they are less interested in energy. When communicating with the intermediate group, we may first need to set the communication target to type 4 because it has the largest proportion of members. But especially in individual dialogues, the difference in attitudes of the four types is large. We need to devise a specific way of dealing with each type for detailed discussions. It is important to utilize the four personas, to share the ideas of the intermediate group in the organization, and to think about communication by design thinking.

Keywords attitude of intermediate group,risk communication,correspondence analysis, consumer segmentation,persona

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

1. はじめに

社会の中で、エネルギー問題を議論するには、多くの情報を共有することが理想的である。今後のエネルギーのあり方を考える場合、リスクに関するコミュニケーションを避けて通ることはできない。リスクに関する情報は、専門性が高く規模が著しく大きく、不確実な情報も含まれている。生活に身近でないため、生活者の関心は低い。

情報の多くは、専門家や行政、事業者が保有するため、専門家群の方向から生活者の方向に情報が流れることが多い。近年ではリスク・コミュニケーションの重要性が認識され、双方向のコミュニケーションを交わす取り組みが増えている。

コミュニケーションを良くするには、受け手の状況を理解する必要がある。しかし、個人が持っている考え方は多様である。社会的論争となりやすい原子力発電の問題も含まれるため、はっきりした答えが出しにくいという人々が多く存在する。エネルギー問題のコミュニケーションはこういった「中間的な人々」(以下中間層)を対象としなければならず、人々の受け止めをどのように想定し、対話活動を準備するかはたいへん難しい。

2. 目的

過去に大衆を理解するために行われた研究が多くある。エネルギー問題、科学文明観、国民性といった社会調査データを数量化Ⅲ類によって分析し、①無関心層、②強く好意的な態度を持つ層、③強く非好意的な態度を持つ層、④好意的な層、⑤非好意的な層、⑥中間層に分類し、各層の社会的・政治的態度、日本人の国民性の特色を整理した林・守川(1994)による研究はとくに重要である。

近年では、科学コミュニケーションを効果的に実装するための研究として、①政策立案プロセスに参加する用意がある層、②政策立案に関して専門家に依存することを好む層、③科学技術に関する関心が低く、誰が政策立案に携わっているかにも関心がない層に分類したOkamura(2015)がある。

その他、科学技術の利用とリスクに対する考え方を分析した、桑垣(2018)がある。ここでは、①必要性を強く意識し、コントロール感を持ち、利便性のためにリスクを受容する人々(受容群)、②科学技術の必要性や受容性も含めて全般的に態度を保

留する関心が低い人々(保留群)、③コントロール感が最も弱く漠然とした懸念は強いものの、利便性を享受するにはリスクを受容しながら利用せざるを得ないと考えるジレンマ状況にある人々(譲歩群)、④コントロール感が弱く懸念を持ち、少しでもリスクがあるものは使用すべきではないと考える懐疑的な人々(懐疑群)の4群が抽出されている。さらに、物言わぬ多数派の人々(中間群)が、②の保留群や③の譲歩群にいることを明らかにした。

いずれの研究も、実際のコミュニケーションの場面で参考にするには課題がある。林・守川(1994)の場合は、原子力発電の態度で切り分けてコミュニケーションを計画すれば自然な形の対話を損ねる可能性がある。シンプルに分類するOkamura(2015)の方法には、中間層の複雑な態度のありようを加える必要があるように思われる。桑垣(2018)はリスクに着目しているため、実際の対話活動の中でリスクの度合いを測るやりとりをする場合、受け手に先入観を持たせてしまうことが考えられる。

さらに、情報の送り手側では、中間層の理解の共有に課題がある。エネルギー問題のコミュニケーションの主体は組織であり、そのため多くの関係者が存在する。各立場の個人には共通の理解がないことが多い。それぞれが自身の経験や知り得た情報にもとづいてコミュニケーションの方針を検討した際に、例えそれが積極的な情報公開を伴うコミュニケーションだったとしても、受け手にとって受け入れがたいものであると、最悪の場合、一方的な情報提供と受け止められることもあり得る。

中間層にはどのような受け止めや考え方があるかを組織で共有し、受け入れやすい情報も加味しながら、デザイン思考でコミュニケーションを検討することが求められる。そこで、本稿ではペルソナに着目した。

Pruitt & Adlin(2006 秋本・岡田・ラリス訳2007)によれば「ペルソナ」とは、実在する人々についての明確で具体的なデータをもとに作り上げられた架空の人物であり、ユーザーが本当に使いたいと感じる製品の実現をサポートするためのツールであり、手法であると定義されている。高井(2007)は、ペルソナを通じて得られるメリットの一つとして、顧客を話題の中心として社内コミュニケーションが生まれやすくなり、顧客に対する深い知識の獲得と具体的な顧客の行動への理解が進むと紹介している。

ペルソナの作成にあたっては、エビデンスとなるデータが必要である。データとしては質問紙調査の結果だけでなく、定性的なデータも求められる。定性データは、ペルソナを、本物の人間らしく見せるための要素になる。うまく可視化されたペルソナは、対象層のイメージを膨らませ、その対象に合わせた検討に貢献すると考えられる。

以上の本稿の目的をまとめれば、対話活動の主要な対象層である中間層のシンプルな分類を行ない、分類毎のペルソナを作成し、実際のコミュニケーション活動を行なっている人々のツールとして提案することである。

3. 中間層の分類

中間層を分類するにあたり、Okamura (2005) の、「政策に関する関心」に着目した分類方法が候補として考えられる。ただしそれだけでは、中間層の複雑な態度の代表性を捉えることは難しい。桑垣 (2018) はリスクに着目して分類を行い、受容群、保留群、譲歩群、懐疑群といった複雑な態度のありようを分類しており、分類軸として興味深い。本稿では、この2つの分類軸を参考に具体的な質問を検討する。検討にあたっては、2018年に実施した、彦田 (2019) のグループインタビュー調査^{*2}の結果を再整理した。この調査では、エネルギーに関する両側からの主張を提示してグループで議論し、原子力発電の再稼働に対する賛否とその態度表明理由について答えを得たものである。

分類の方向性として、態度表明理由の内容が豊富な人と、そうでない人がまず大きく分かれていることが明らかになった。理由の内容が豊富な人は、社会課題に対する関心が強い。また、そういった情報を受けて実践・行動している（してきた）傾向がみられる。社会課題に対する関心は、物事の考え方の特徴につながるように思われる。どのように行動しているかについては、具体的な目的のため、あるいは、知り得た情報をもとに将来の不確実性を避けるためのリスクに対する回避行動とも読み取れる。中間層としては、社会課題に関する関心が比較的低く、実践・行動が少ない人が想定され、実際に無関心で実践・行動が少ない人が多くみられる。中には、社

会課題に対する関心が高く、何かしらの実践・行動をとっている人が、あえて「どちらでもない」を選択する場合もある。また、社会課題に関する関心が低くても、受動的に得た情報をもとに、できる範囲で行動する人もいる。その他、社会課題に対する関心は高いが、実際にとる行動の効果を見極めてから行動する人もいる。整理したものを表1に示す。中間層の代表的な人物像の分類としては、この4つに集約できると考えられる。

次に、2つの分類軸の具体的な質問を考える。1つ目の社会課題への関心については、主観的な判断で、詳しいかどうかを聞く質問で良いと考えた。2つ目は、リスクに対する行動として、エネルギーの利用にあたり実践・行動している項目を量的にはかる質問とした。14項目の選択肢（表2）の中から該当するものを選択する。省エネ、地球温暖化対策、太陽光発電導入などの実践・行動である。この選択数の中央値以下を行動が少ないとし、中央値を超え

表1 中間層を分類するための整理

理由の有無	社会課題への関心	実践・行動していること	分類
理由あり	強い	多い	第1層
		少ない	第3層
理由なし	少ない	多い	第2層
		少ない	第4層

表2 エネルギー利用にあたり実践・行動量を測る項目

- 1 電気・ガスをできるだけ使わない省エネを意識
- 2 冷房の設定温度は28度を目安に高めに設定
- 3 安い電気・ガス料金を調べ少しでも安い会社に変更
- 4 毎月の電気・ガス料金を見て使いすぎていると減らすようにしている
- 5 電力消費ピーク時間はできるだけ電気を使わない
- 6 自分の家で太陽光発電をしている
- 7 自分の家で蓄電池を利用している
- 8 エコドライブを心がけている
- 9 自動車は電気自動車やハイブリッド車を選ぶ
- 10 できるだけ公共交通機関を使い、自動車を使わない
- 11 少し価格が高くても環境に良い商品を選ぶ
- 12 植林活動やリサイクル等の環境イベントに参加
- 13 その他
- 14 特に何もしていない

*2 原子力発電を利用すべきとする主張と、原子力発電に依存すべきではないとする主張に接触した場合に、中間層の生活者がそれぞれをどのように受け止めて整理するのかを把握したグループインタビュー調査。実施時期は2018年11月、実査時間は2時間、8グループ(36人)に対して実施した。対象者は、近畿2府4県在住の20歳～60歳代の男女(男性16人、女性20人)である。

る人を行動が多いとした。この14項目の選択肢は、埜田（2019）の調査結果をもとに作成している。以上の2つの質問は、実際のコミュニケーション活動の場で、やり取りしながら比較的容易に集めることのできる情報であると考えられる。

4. 調査の概要

4.1 調査方法の注意点

調査方法については、母集団から無作為抽出できる従来型調査^{*3}が適している。しかし、本稿では、性・年代、地域、中間層4分類の属性によるサンプルを大量に確保することが可能な、インターネット調査を用いることとした。このため、調査結果は、母集団に対する統計的な代表性を担保するものでない。

4.2 実査概要と回答者の属性

実査概要は表3のとおりである。（回答者の内訳はAppendix A Table 1, Table 2を参照）。

表3 実査概要と回答者の属性

	1回目調査	2回目調査
実査時期	2019年8月	2019年11月
調査方法	インターネット調査	
対象	近畿2府4県に居住する18歳以上の男女。年代は5年間で割付	1回目回答者から中間層を抽出し4分類で均等に回収した。性・年代割合は1回目調査に沿った回収とした
	(株)クロス・マーケティングのモニター登録者	
回収数	20,390	1,040
回収内訳	男性 9,660 女性 10,730	第1層 263 第2層 259 第3層 261 第4層 257

4.3 調査項目

1回目の調査票（Appendix B 1回目調査票）では、物事の考え方（SD法、5段階評定）、社会課題についての詳しさ、産業廃棄物処理施設受容要件、エネルギー利用にあたっての実践・行動、日本が今後利用すべきエネルギー（5段階評定）、各電源別の利用理由（5段階評定）、原子力のイメージ（自

由回答）、今後利用すべきエネルギーについて尋ねた。2回目の調査票（Appendix B 2回目調査票）では、エネルギー問題に触れる情報媒体、情報発信機関の信頼度（5段階評定）、推進すべき対策、今後利用すべきエネルギー（5段階評定）、情報提供後の原子力発電の利用意向と共感する項目について尋ねた。情報提供は、関西電力（2018）をもとに、11テーマに要約した文章テキストによる情報を提供した（表4、詳細はAppendix A Table 3）。

表4 エネルギー問題に関する情報提供内容

1 エネルギー自給率の確保
2 化石燃料資源の節約
3 原子力発電の長期停止の気候変動への影響
4 原子力発電再稼働による料金水準の維持
5 再生可能エネルギー導入コストの増加
6 自然エネルギーの課題
7 原子力発電所の安全対策
8 原子力発電所の事故時対応能力の向上
9 40年以降運転に関する取り組み
10 放射線の影響と管理
11 高レベル放射性廃棄物について

5. 調査結果

5.1 中間層4分類の分布

全体にしめる中間層の割合は74.4%となった（表5）。賛成層13.1%、慎重層は12.5%である。性・年代の割合を見ると、男性よりも女性の方が多いことから、男性の方が態度は明確である。男女とも若い層の割合が多く、年代が高い層には慎重層が多いことがわかる。

中間層の分類結果を表6に示す。社会課題について詳しい層が23.2%、詳しくない層が76.7%となった。

エネルギー利用にあたり実践・行動していることの中央値は2個であった。このため、3個以上を、実践・行動が多い層とした（詳しくはAppendix A Table 4）。

中間層の中でしめる4分類の割合を見みると、「第1層」（以下1層）が9.5%、「第2層」（以下2層）が25.8%、「第3層」（以下3層）が13.7%、「第4層」

*3 住民基本台帳等からの層化無作為抽出や現地積上法（エアサンプリングの一種で地点を無作為抽出し、等間隔で世帯を訪問し個人を抽出する）によって選定し、訪問面接調査、訪問留置き法、郵送法を用いて実施される調査を指す。

表5 原子力発電再稼働の態度と性・年代比率 (%)

全体 n=20,390		賛成層	中間層	慎重層	合計
		13.1	74.4	12.5	100.0
男性	20代 n= 840	21.3	70.5	8.2	100.0
	30代 n=1,969	22.1	68.5	9.3	100.0
	40代 n=2,620	21.5	65.5	13.0	100.0
	50代 n=2,150	20.9	62.3	16.8	100.0
	60代・70代 n=2,081	17.2	64.1	18.7	100.0
女性	20代 n=2,149	6.8	84.0	9.2	100.0
	30代 n=2,291	6.5	83.4	10.0	100.0
	40代 n=2,112	6.5	82.6	10.8	100.0
	50代 n=1,990	7.2	80.5	12.3	100.0
	60代・70代 n=2,179	5.2	80.7	14.1	100.0

表6 中間層4分類の結果

中央値=2個	社会課題	
	詳しい (23.2%)	詳しくない (76.7%)
実践・行動が多い (3個以上) (35.3%)	1層 9.5% (n=1,445)	2層 25.8% (n=3,915)
実践・行動が少ない (2個以下) (64.6%)	3層 13.7% (n=2,076)	4層 50.9% (n=7,722)

(以下4層)が50.9%となった。4つの層別の性・年代比率を表7に示す。「1層」,「3層」は「男性」が多く,「2層」,「4層」は「女性」が多い。平均年齢をみると高い順から「1層」,「2層」,「3層」,「4層」となる。

表7 4つの層の性・年代の比率 (%)

	中間層 n=15,158	1層 n=1,445	2層 n=3,915	3層 n=2,076	4層 n=7,722
男性	20代	3.9	3.9	2.1	4.2
	30代	8.9	9.6	5.7	11.4
	40代	11.3	13.4	7.4	16.9
	50代	8.9	12.0	6.0	13.2
	60・70代	8.8	15.8	9.7	11.3
	男性計	41.8	54.7	30.9	59.0
女性	20代	11.9	6.3	10.8	8.5
	30代	12.6	6.4	14.3	9.1
	40代	11.5	9.6	12.6	7.9
	50代	10.6	9.6	12.8	8.0
	60・70代	11.6	13.4	18.6	7.6
	女性計	58.2	45.3	69.1	41.1
合計	100.0	100.0	100.0	100.1	100.0
平均年齢	45.8歳	49.9歳	48.4歳	45.9歳	43.6歳

5.2 物事の考え方

考え方の結果を図1に示す。質問はSD法, 5段階評定にて測定した。中立を0点,「選択肢A側」を2点,「選択肢B側」を-2点として平均評定値を示す。層別にみると, 1層は,「意見の強い人がいても自分の意見は主張する」,「多くの人が賛同することでも自分で考えて判断する」,「社会課題の解決は自分なりに考えて判断したい」,「新しいことの導入に積極的」,「新しいことをする前に下調べをしっかりとる」傾向が強い。また,「経済力を強くしなければ国民生活はよくなる」とする傾向が強く,「将来世代の負担やリスクを優先して考える」傾向がある。意見をしっかりと持ち,社会課題の解決のために将来に備えて行動する層である。

2層を見ると,「他人にどう見られているか気になる」,「意見の強い人がいると自分の意見は言わない」という傾向がある。周囲の状況に気を配る層であり,「多くの人が賛同することでも自分で考えて判断する」,「社会課題の解決は自分なりに考えて判断したい」という傾向はあるが, 1層よりも弱い。新しいことの導入に積極的であるとは言えないが,「新しいことをする前には下調べをしっかりとる」タイプである。リスクに関する傾向として,「科学技術の恩恵があってもリスクがあれば受容しない」という傾向がある。「経済力を強くしなければ国民生活は良くなる」と考える傾向が強く,「自分達世代の負担やリスクを優先して考える」傾向が見

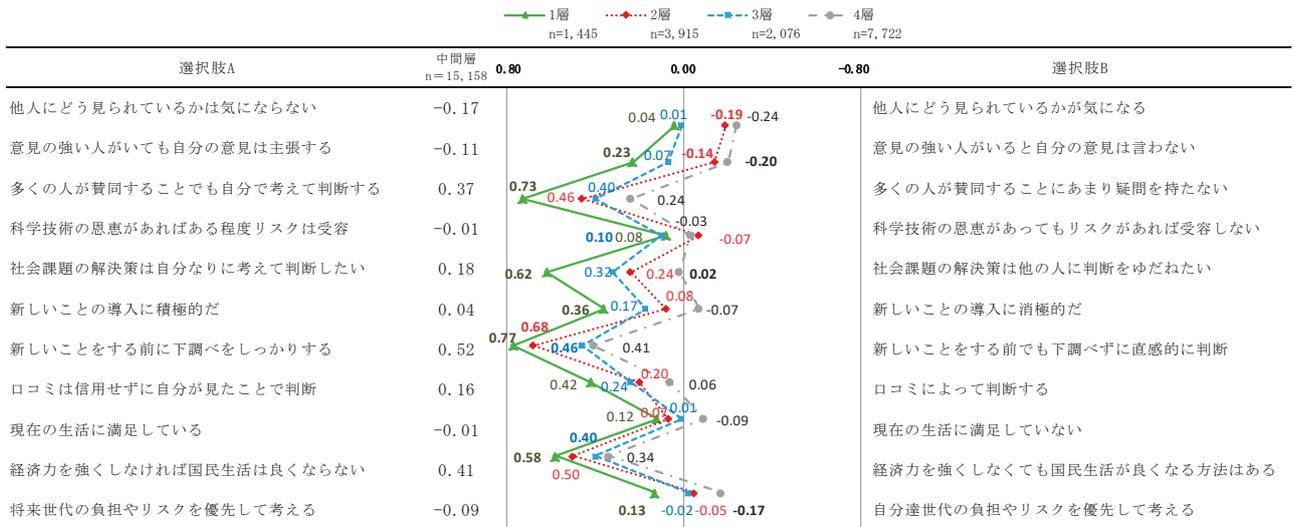


図1 物事の見え方の平均評定値

られる。周囲の状況に気を配りつつ、物事について自分で考えて判断する。リスクに敏感で暮らしの安心を大切にしている層である。

3層を見ると、概ね1層の得点と、2層・4層の中間に位置する。「意見の強い人がいても自分の意見は主張する」は、中立付近の評価で、「社会課題の解決は自分なりに考えて判断する」という傾向が1層の次に強い。新しいことの導入にやや積極的で、「新しいことを取り入れる前には下調べをしっかりと」タイプである。「経済力を強くしなければ国民生活は良くならない」とする傾向が強く、「科学技術の恩恵があればある程度のリスクは受容する」傾向があることから、周囲の状況に配慮できるバランス感覚を持ち、自分でしっかりと考え、現実的、合理的な選択眼で物事を整理する特徴があると考えられる。

4層を見ると、「意見の強い人がいると自分は意見を言わない」という傾向が強く、周囲の影響を受けやすい。「社会課題の解決は自分なりに考えて判断したい」と考える傾向は弱い。他層ほどではない

が「多くの人が賛同することでも自分で考えて判断する」傾向があることから、まったく疑問を持たないということではない。新しいことの導入には消極的で、「自分たち世代の負担やリスクを優先して考える」傾向が強い。

5.3 エネルギー問題を見聞きする媒体

エネルギー問題を見聞きする媒体を表8に示す。テレビが最も多く、新聞、パソコン、スマートフォンを通じたネット情報が上位となる。「特にない」が2割である。

層別にみると、1層は他層よりもあらゆる媒体で情報に接触している。2層は、テレビが1層と同水準に高く、ややテレビ偏重の傾向がある。新聞やネット情報の接触は、1層ほど高くない。3層は、テレビでの接触が低く、新聞が1層の次に高い。4層は、「特にない」が3割と他層よりも高く、エネルギー問題に関する情報接触は少ない傾向がある。

表8 見聞きする媒体の選択比率 (%)

	中間層 n=1,040	1層 n=263	2層 n=259	3層 n=261	4層 n=257
テレビ	64.6	74.5	74.7	54.6	54.6
新聞	45.3	61.4	42.4	46.5	30.7
パソコンを通じたネット情報	36.2	50.0	39.8	30.8	23.9
スマートフォン等を通じたネット情報	19.2	26.1	22.4	16.2	12.0
友人・知人などの口コミ	7.2	12.5	9.0	4.3	3.1
ラジオ	7.0	12.0	7.0	5.4	3.4
特にない	18.2	8.2	13.4	19.5	31.9

表9 推進すべき対策の選択比率 (%)

	中間層 n=1,040	1層 n=263	2層 n=259	3層 n=261	4層 n=257
地球温暖化に影響を及ぼすCO ₂ 排出を抑制する対策をとること	64.0	73.4	74.1	55.9	52.5
エネルギー自給率を高めること	50.8	58.2	65.6	40.6	38.5
災害時における地域のエネルギー安定供給を確保すること	44.5	51.0	60.6	34.5	31.9
CO ₂ の排出量が多い火力発電を減らすこと	39.2	46.0	44.4	37.9	28.4
再生可能エネルギーを安定して利用するための技術開発を行うこと	36.4	49.0	49.0	28.4	19.1
太陽光・風力の発電量を増やすため他の安定した発電や仕組を整備	33.4	49.0	44.4	23.4	16.3
政府やエネルギー関連企業は情報発信や対話活動を丁寧を実施	26.5	35.7	35.9	18.8	15.6
日本の経済力を維持するために、電気料金を低く抑えること	26.2	29.7	35.5	21.8	17.5
原子力発電のさらなる安全性向上のための技術開発を行うこと	22.0	27.8	30.5	16.1	13.6
賦課金が増えても、太陽光・風力を促進	15.1	24.3	20.1	11.5	4.3
高レベル放射性廃棄物は遮蔽容器に入れて地中深くに埋めることを検討	10.9	17.1	14.7	8.0	3.5
安全性が確認された原子力発電所は最大60年運転すること	6.9	9.9	6.9	6.9	3.9
どれも無い	0.8	1.1	0.4	1.1	0.4
わからない	11.2	4.6	8.1	10.3	21.8

5.4 エネルギー問題で推進すべき対策

推進すべき対策の選択比率を表9に示す。地球温暖化、安定供給という項目が上位にきている。

層別に見ると、1層、2層は多くの項目を選択し、両者にほとんど差はない。1層では、「CO₂排出を抑制する対策」が最も高く、「エネルギー自給率の向上」や「災害時における地域のエネルギー安定供給の確保」、「再生可能エネルギーの関係項目」が上位となる。2層の上位は、「CO₂排出を抑制する対策」、「エネルギー自給率の向上」や「災害時における地域のエネルギー安定供給の確保」である。3層は、「CO₂排出を抑制する対策」が最も高く、「エネルギー自給率の向上」、「CO₂排出量が多い火力発電を減らす」、「災害時のエネルギー安定供給」が上位となる。3層の半数以上が選択する項目としては、「CO₂排出を抑制する対策」しかない。3層は1層、2層と4層の中間に位置し、1層、2層とは差が大きい、4層とは差がほとんどない。4層も、半数

を超える人々が選択する項目としては、「CO₂排出を抑制する対策」しかない。4層に特徴的なこととして、「わからない」が他層よりも多く2割となる。

5.5 今後利用していくエネルギー

今後、10年程度にわたり、使用を増やすべきエネルギーという意味での「増加意向」を表10に示す。

「積極的に利用を推進すべき」、「利用を増やす方がよいが、今以上に増やすのは難しい」、「利用を減らす方がよいが、現状レベルで利用せざるを得ない」、「どちらでもない」、「利用をやめるべき」、「わからない」という選択肢のうち、「積極的に利用を推進すべき」と「利用を増やす方がよいが、今以上に増やすのは難しい」の合計値を、「増加意向」と呼んでいる。

中間層全体では、太陽光、風力が上位となり、地熱、水力、その次に、火力、原子力の順となる。1層、2層の増加意向は、太陽光、風力、地熱、水力の再

表10 各種エネルギーの増加意向の選択比率 (%)

	中間層n=15,158	1層n=1,445	2層n=3,915	3層n=2,076	4層n=7,722
火力発電	24.0	28.3	24.5	32.4	20.7
水力発電	60.3	75.5	72.5	62.3	50.8
太陽光発電	68.5	83.1	83.2	67.0	58.8
風力発電	66.4	81.8	79.7	66.2	56.8
地熱発電	61.1	81.8	72.4	65.2	50.3
原子力発電	12.0	13.2	10.4	20.1	10.5

生可能エネルギー系発電が7割～8割，火力が2割～3割，原子力が1割となる。3層をみると，再生可能エネルギー系発電が6割～7割，火力が3割となり1層，2層よりも低いが，原子力は2割となり，他層よりも増加意向の値が高い。4層は，再生可能エネルギー系発電が5～6割，火力が2割，原子力が1割といずれの値も他層に比べて低い。

次に，増加意向の値に消極的肯定「利用せざるを得ない」を加えた「継続意向」を表11に示す。「継続意向」は，中間層全体では再生可能エネルギー系発電が6割～7割，火力が5割，原子力は4割となる。火力，原子力については，消極的肯定層が多く存在する。1層では消極的肯定層が最も多くなり，火力では7割，原子力では5割に近い。

以上のように今後利用していくべきエネルギーとして，再生可能エネルギー系発電の導入意向が強く，火力，原子力については消極的ながらも一定の役割を肯定する回答であった。

次に，太陽光・風力発電と原子力発電に関する利用態度の理由をみていく。5段階評定であるため，「とてもそう思う」を2点，「どちらでもない」を0点，「全くそう思わない」を-2点とし平均評定値を表12に示す。太陽光・風力発電のベネフィットの項目は，「発電時にCO₂など温室効果ガスを出さない」，「資源が枯渇する恐れがない」，「今後，技術開発により課題が改善される期待がある」が上位となる。課題の項目では，「発電量が天候に左右される」，「広大な土地確保が難しい」，「発電出力の調整が難

表11 各種エネルギーの継続意向の選択比率 (%)

	中間層 n=15,158	1層 n=1,445	2層 n=3,915	3層 n=2,076	4層 n=7,722
火力発電	49.6	67.4	58.3	54.1	40.7
水力発電	63.2	78.7	75.2	66.2	53.4
太陽光発電	70.6	85.9	84.3	70.3	60.8
風力発電	68.2	84.2	80.7	69.2	58.6
地熱発電	62.9	83.8	73.4	67.9	52.3
原子力発電	39.1	47.0	42.8	41.4	35.2

表12 太陽光・風力発電および原子力発電の利用意向の平均評定値

	太陽光・風力発電					原子力発電					
	中間層 n=15,158	1層 n=1,445	2層 n=3,915	3層 n=2,076	4層 n=7,722	中間層 n=15,158	1層 n=1,445	2層 n=3,915	3層 n=2,076	4層 n=7,722	
ベネフィット	発電時にCO ₂ など温室効果ガスを出さない	0.76	1.06	1.05	0.64	0.58	0.04	0.08	0.00	0.15	0.02
	資源が枯渇するおそれがない	0.72	1.01	1.00	0.59	0.55					
	今後，技術開発により課題が改善される期待がある	0.66	0.97	0.91	0.58	0.50	0.06	0.04	0.05	0.16	0.04
	産業全体の経済性を高めることに貢献しそう	0.39	0.54	0.53	0.37	0.30	0.19	0.29	0.19	0.32	0.13
	大規模自然災害発生時でも電気が供給できそう	0.37	0.51	0.49	0.39	0.28	-0.10	-0.17	-0.17	0.03	-0.09
	電力の安定供給には必要	0.35	0.47	0.49	0.31	0.27	0.45	0.50	0.50	0.48	0.40
	自宅の電気代を安くすることができる(できそう)	0.34	0.37	0.42	0.36	0.28	0.20	0.18	0.16	0.33	0.18
エネルギーの効率性が高い	0.20	0.23	0.28	0.22	0.15	0.26	0.32	0.31	0.30	0.22	
太陽光・風力	発電量が天候に左右される	0.56	0.79	0.71	0.51	0.45					
	広大な土地確保が難しい	0.46	0.64	0.59	0.46	0.36					
	発電出力の調整が難しく，調整用の発電所が必要	0.44	0.68	0.56	0.47	0.33					
	消費者が支払う再生エネルギー導入負担金が増えている	0.33	0.51	0.40	0.40	0.25					
課題	太陽光パネルや風力発電の大風車が環境や景観を破壊する	0.20	0.35	0.17	0.31	0.16					
	事故が発生すると周辺環境への甚大な被害を与える						0.87	1.22	1.17	0.74	0.68
	廃炉の処理に年数と費用がかかる						0.85	1.24	1.15	0.74	0.66
	安全対策に多大な費用がかかる						0.77	1.12	1.04	0.71	0.59
	新たな原子力発電所建設の新設コストが高い						0.46	0.74	0.60	0.47	0.33
原子力	長期で原子力発電が停止しても大規模停電が起きていない						0.40	0.64	0.53	0.39	0.29

しく、調整用の発電所が必要」が上位となる。上記のベネフィットの項目と課題の項目の値を比較すると、ベネフィットの値が高い。このことが増加意向の強さにつながっていると考えられる。1層、2層にはこの傾向が強いが、3層ではベネフィットの評価が1層、2層よりも低い。4層では、全ての項目で他層よりも値が低く、全体として「どちらでもない」の0点に近い。3層、4層の継続意向の低さは、ベネフィットの評価・認知が低いことによると考えられる。

次に、原子力発電に関する利用態度の理由を見ていく。ベネフィット項目の上位は、「電力の安定供給には必要」、「エネルギーの効率性が高い」、「自宅の電気代を安くすることができる」、「産業全体の経済性を高めることに貢献」が上位となる。最も高い平均評定値でも0.45点であり、太陽光・風力のベネフィットの上位項目よりも値が低い。

課題の認知については、「事故が発生すると周辺環境への甚大な被害を与える」、「廃炉の処理に年数と費用がかかる」、「安全対策に多大な費用がかかる」が上位となる。ベネフィットの上位項目よりも課題の上位項目の方が値は高い。特に、1層は他層よりも課題の認知が相対的に高く、ベネフィットと課題の両面を考慮している。2層については、1層に次いで課題の認知が高く、ベネフィットの項目で値が高い項目は、「安定供給には必要」と、「エネルギーの効率性が高い」である。「発電時にCO₂など温室効果ガスを出さない」の値が低く、「大規模災害発生時の安定供給」の値も低い。3層は、ベネフィッ

トの値が他層よりも高い項目が多い。「大規模自然災害時の安定供給」に対する評価は、唯一肯定側の評価である。3層の増加意向が、4つの層の中で他層よりも高い理由がうかがえる。4層は他層と比較して、ベネフィットと課題の値がともに低い。特に、ベネフィットの項目の認知が低く、これは継続意向の値の低さに関係していると考えられる。

5.6 産業廃棄物処理施設の受容要件

住まいの近くに、産業廃棄物処理施設の建設計画がある場合の受容要件を表13に示す。中間層全体では「住民の健康への影響がなく安全であることがわかること」が最も高く、「現在の生活が脅かされることがないこと」、「将来、問題が起きないと納得できる説明があること」が上位となる。

上位の各項目において2層の値が高い。リスクに敏感で、生活に対する安全志向の強さを感じられる。3層は、上位の項目が他層と異なり、「この場所に建設が必要であるという事実がわかること」が上位に入る。他層と比較して、上位の「住民の健康への影響がなく安全であることがわかること」、「現在の生活が脅かされることがないこと」の値は低く、強い受容要件の項目が見られない。4層では、1層や2層と同様に、「住民の健康への影響がなく安全であることがわかること」が最も高く、「現在の生活が脅かされることがないこと」、「将来問題が起これらないと納得できる説明があること」が上位となるが、1層、2層ほど強い捉え方ではない。ここでも

表13 産業廃棄物処理施設受容要件の選択比率 (%)

	中間層 n=15,158	1層 n=1,445	2層 n=3,915	3層 n=2,076	4層 n=7,722
住民の健康に影響がなく安全であることがわかること	51.8	61.8	72.7	30.8	44.9
現在の生活が脅かされることがないこと	47.8	57.5	67.3	27.9	41.4
将来、問題が起きないと納得できる説明があること	47.0	60.7	65.7	31.1	39.3
問題が起きた際の保証が十分にあること	44.0	56.5	63.2	26.5	36.7
この場所に建設が必要であるという事実がわかること	33.4	45.8	42.9	31.6	26.7
運営事業者から十分な情報公開がされていること	33.3	50.3	50.4	20.7	24.8
運営事業者からの住民説明会が十分に実施されている	33.2	46.8	50.7	20.6	25.1
運営事業者が、過去に同様の施設で問題を起こして 十分な補助金、交付金の支払いがあること	31.1	47.8	46.0	23.2	22.5
地域住民が賛成多数であること	23.7	31.6	34.6	14.9	19.0
その他	0.4	0.9	0.6	0.1	0.2
どのようなことがあっても受け入れられない わからない	6.5	4.8	5.6	5.9	7.5
	11.0	1.8	3.3	9.2	17.2

「わからない」という回答者が17%となり、4つの層の中で最も高い。

5.7 情報発信機関への信頼

情報発信機関の信頼を表14に示す。5段階測定であるため、「とてもそう思う」を2点、「どちらでもない」を0点、「全くそう思わない」を-2点として平均評定値を計算している。

「専門家（大学教授，研究者）」、「都道府県・市町村などの自治体」、「居住地域の電力会社」が上位となる。各層で差のある項目は少ないが、「専門家」への信頼は1層，2層が高く，3層，4層が低い。3層は，1層，2層と4層との中間の評価が多い。4層の評価は，中立付近以下の評価となり，各情報発信機関の信頼の度合いは低い。4層への情報提供は，この信頼度の低さについての配慮が求められる。

5.8 情報提供後の態度変容

情報提供後にみられる原子力発電の継続意向の変化をみていく（表15）。継続意向の値として、「積極的に利用を推進すべき」、「利用を増やす方がよい

が，今以上に増やすのは難しい」，「利用を減らす方がよいが，現状レベルで利用せざるを得ない」を合計した。

結果は，情報提供後に，継続意向が高まる方向に態度が変容しているが，各層の情報提供後の変容量に差は見られなかった。中間層は多様な層が存在することから，情報の受け止めに差があると考えられる。過去の，永井・林（1999）の研究では，原子力発電に対する態度の強度を測定した結果，性別では女性，学歴では低い層ほど，また原子力発電に関する知識では少ない層ほど，態度が動きやすいことが報告されている。しかし，今回の調査では差は見られなかった。

本調査の情報提供は文章テキストの形式で，内容にはエネルギーに関する課題や原子力発電の工学的なしくみに関する情報も含まれている。この提供情報の中でわかりやすいとされた項目の選択比率を表16に示す。「エネルギー自給率の確保」，「自然エネルギーの課題」，「化石燃料資源の節約」等が上位となるが，わかりやすいものが「どれも無い」の選択比率が中間層で25%，特に4層は，4割以上が「どれも無い」としている。

北田（2006）の広報パンフレットの効果測定に関

表14 情報発信機関への信頼度の平均評定値

	中間層 n=1,040	1層 n=263	2層 n=259	3層 n=261	4層 n=257
専門家（大学教授，研究者）	0.23	0.35	0.38	0.16	0.02
都道府県，市町村などの自治体	0.17	0.21	0.30	0.15	0.02
居住地域の電力会社	0.08	0.10	0.12	0.11	-0.01
政府・官公庁	0.01	0.07	0.08	0.02	-0.14
評論家	-0.12	-0.07	0.00	-0.16	-0.25
報道メディア	-0.17	-0.14	-0.03	-0.25	-0.25
原子力規制委員会	-0.17	-0.16	-0.12	-0.13	-0.25
ネットニュース	-0.20	-0.19	-0.20	-0.22	-0.19
政治家	-0.61	-0.69	-0.61	-0.50	-0.65

表15 原子力発電の継続意向選択比率の変化（%）

		情報提供前		情報提供後		差 (pt)	自由度	t 値
		継続比率 (%)	標準偏差	継続比率 (%)	標準偏差			
中間層	n=1,040	44.2	0.497	61.6	0.487	17.4pt	1,039	9.26**
1層	n= 263	54.7	0.499	71.2	0.454	16.3pt	262	4.29**
2層	n= 259	46.3	0.500	62.2	0.486	15.8pt	258	4.21**
3層	n= 261	47.1	0.500	67.0	0.471	19.9pt	260	5.10**
4層	n= 257	28.4	0.452	45.9	0.499	17.5pt	256	4.93**

**p<.01

表16 わかりやすいとされた項目の選択比率 (%)

	中間層 n=1,040	1層 n=263	2層 n=259	3層 n=261	4層 n=257
エネルギー自給率の確保	47.5	55.1	52.5	48.7	33.5
自然エネルギーの課題	38.5	44.5	56.4	30.7	22.2
化石燃料資源の節約	34.8	38.0	42.1	36.4	22.6
原子力発電の長期停止の気候変動への影響	33.4	39.2	39.4	32.2	22.6
再生可能エネルギー導入コストの増加	30.0	36.9	39.0	25.3	18.7
原子力発電再稼働による料金水準の維持	28.4	34.6	35.9	24.1	18.7
放射線の影響と管理	20.5	30.0	27.0	12.6	12.1
原子力発電所の安全対策	18.2	24.3	24.7	13.0	10.5
高レベル放射性廃棄物について	17.0	25.1	19.7	13.0	10.1
40年以降運転に関する取り組み	15.0	19.0	19.3	11.9	9.7
原子力発電所の事故時対応能力の向上	13.9	17.5	20.1	10.3	7.8
どれも無い	25.0	16.7	20.8	19.5	43.2

する研究では、態度変容に最も有効であると認められたのは、工学的しくみからロジカルに説明するコンテンツではないことが報告されている。また、受け手を意識した題材を使って説明することの必要性が説明されている。今回の調査結果からは、文章テキストでの情報伝達には限界があり、各層の態度変容量に差が見られなかったと考えられる。特に4層の「どれも無い」の比率は高い。今後のエネルギー問題の情報共有には、4層を意識した題材や文章テキスト以外の情報伝達も踏まえた検討が必要であることが示唆される。

6. 自由回答を用いた4分類の特徴把握

各層の特徴を多角的にとらえるため、「原子力」といえば何を連想するのかの自由回答記述を用いて、対応分析^{*4}を実施する。解析には樋口(2014)「KHOrder」を用いた。図2に各層の単語の同時布置を示す。各層の布置状況を見ると、それぞれが離れて布置されていることから、各層が互いに異質であると解釈することができ、弁別性があることが確認できる。

各層別に布置された抽出語を見ていくと、1層の特徴的な語として「エネルギー」、「廃棄物」、「制御」、

「廃炉」、「処理」、「コスト」、「電力」が布置された。1層は、社会の中の大きな仕組みの中で原子力を捉えて想起している語が多く存在する。ベネフィット、課題に関する語、問題意識に関連する語を連想している。以上をふまえると1層との対話では、課題を共有し、共に考える場づくりが重要ではないかと考えられる。

2層の特徴的な語として「東日本大震災」、「被害」、「汚染」、「災害時」、「災害」、「起きる」、「起こる」が布置された。原子力から、東日本大震災の惨事や、大規模な災害、過酷事故のリスクを想起している。2層は、1層の近くにある「制御」や「処理」という語とは離れて布置されている。原子力は自分達にとって遠い存在であり、当然、それを守る権限はないことから、事故に対して受け身のスタンスしか取れないことに不安がある可能性がある。2層が持つ不安をどのように理解し共有して対話活動を進めるかが重要となると考えられる。

3層の特徴的な語として、「(鉄腕)アトム」、「ウラン」、「電気」が布置された。原子力から「電気」を、「(鉄腕)アトム」の動力源、物理学的な視点から「ウラン」が想起されている。4層の特徴的な語としては、「特になし」、「特にない」、「危ない」が布置された。4層にとって原子力は、イメージしにくいも

*4 クロス表の行(本稿では回答者)と列(本稿では語の出現回数)を調整し、相関係数が最大になるように数量化する手法である。対応分析の結果から作成された2次元の散布図をもとに、出現パターンが似通った語や回答者のグループごとの特徴的な語を探ることができる。この散布図では、原点(0,0)からみて、「1」、「2」、「3」、「4」のそれぞれの評価と同じ方向に付置されている語が、その評価に特徴的な語となる。語の対象条件は、自由回答から取り出した50語以上の出現、差異が顕著な分析語、上位60語以上を対象としている。自由回答から自動的に抽出した全ての語を解釈すると、本稿の問題とは関連がない語も含まれてしまうので、一部の語に着目して解釈を行なった。このような解釈が恣意的になりうる可能性があることから、どの部分に着目して解釈したかを明確に示すこととした。

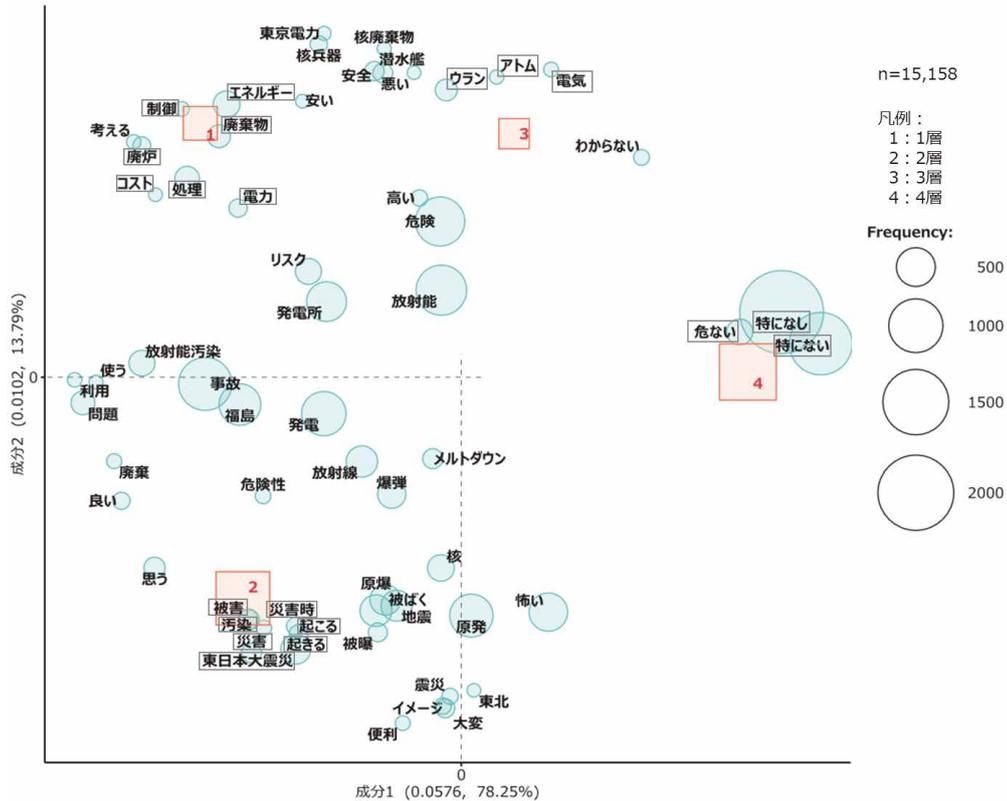


図2 対応分析による各層と単語の同時布置

のである。3層については本稿の「5. 調査結果」によれば、選択比率、平均評定値は中間ないし低めの傾向があるものが多く（一部を除く）、比較的4層に近いように見える。しかし、対応分析の結果からすると質問紙への回答の背景は明らかに4層と異なると思われる。図2によれば、3層は比較的1層の近くに付置されており、1層に近い傾向が見受けられる。このことから3層については、1層に近づけた解釈が必要ではないかと考えられる。

7. ペルソナ（代表的人物像）の提案

提案するペルソナは、本調査の結果や埜田（2019）の調査から、分散している情報を筆者が親和性の観点で組み合わせた。

これらのペルソナは、実際にエネルギー問題に関するコミュニケーション活動を行っている実務家の方が使えるツールとして提案したい。このため、各層の特徴を1枚のシートにまとめて提示する。このため、本稿の「5. 調査結果」の内容と重複していることをお断りしたい。さらに、わかりやすさを優先させる観点から、平均評定値のデータは、選択肢の上位2項目ないし3項目をまとめた比率（%）で表示する。

作成した4つのペルソナを紹介する。各層の特徴を踏まえて、下記の通り名付けを行った。1層は「社会課題アンテナ層」、2層は「暮らしの安心重視層」、3層は「バランス重視のスマート層」、4層は「無関心・おまかせ層」である。

7.1 1層の代表的人物像

1層 社会課題アンテナ層 (10%)

【分類の目安】

社会課題に対して詳しく、エネルギー利用にあたり実践・行動していることが多い。省エネ、冷房温度を高めめに設定、できるだけ公共交通機関を使う、エコドライブ等、3項目以上を実践している。

【総括】

社会課題に対する関心が強く、問題意識を強く持つ、各種エネルギーのベネフィットと課題を認識し、自分なりに考え、国際問題から身近な省エネまで幅広く関心があり実践もしている。中間層の10%をしめる。

【代表的人物像イメージ】

	60代、男性、既婚 職業：会社員
	基本属性データ 会社員・公務員48%（管理職比率18%） 男性：55% 女性：45% 既婚：65% 未婚：35%

(5.1 中間層4分類の分布 表7, Appendix A Table 5, Table 6より)

【物事の考え方】

多くの人が賛同することでも、疑問を持って自分で考えて判断する。このため、強い意見の人がいても、自分の意見を主張できる。新しいモノ・コト・情報を取り入れることに積極的で、下調べもぬかりがない。

現在の生活に対する満足度が高く、経済力を強くしななければ生活はよくなると考える。自分たちより将来世代に対する負担やリスクを優先して考える。

【見聞きする情報媒体】

様々な媒体から情報に触れている。新聞との接触が多いことが特徴。パソコンを通じた接触が約半数となる。

	社会課題	エネルギー
テレビ	78%	75%
新聞	64%	61%
インターネット	パソコン	55%
	スマホ	30%
		50%
		26%

(5.3 エネルギー問題を見聞きする媒体 表8より)

【情報発信機関への信頼】

「専門家」、「自治体」への信頼度が高く、「居住地域の電力会社」への信頼は他層に比べて高い。

専門家（大学教授・研究者）	46%
自治体	35%
政府・官公庁	33%
居住地域の電力会社	31%
報道・メディア	23%

(5.7 情報発信機関への信頼 表14より)

【推進すべき対策】

地球温暖化対策、エネルギー自給率の向上、災害時も含めた安定供給が上位となり半数を超える。再生可能エネルギーの技術開発が約半分。政府・企業の対話もあがる。

地球温暖化対策としてCO ₂ 削減	73%
エネルギー自給率の向上	58%
災害時のエネルギーの安定供給	51%
再エネの技術開発	49%
政府・企業はエネルギーの対話を丁寧に行う	36%
わからない	5%

(5.4 エネルギー問題で推進すべき対策 表9より)

【今後、継続して利用すべき発電方法】

太陽光・風力発電の継続意向が最も強く、原子力発電も6割近くが維持の方向で考えている。30年後については、火力と原子力の継続意向が減少する。

	10年後	30年後
水力	67%	83%
太陽光・風力	83%	83%
火力	67%	56%
原子力	55%	35%

(5.5 今後利用していくエネルギー 表11より)

【原子力発電についての考え方】

課題とベネフィット両面を認知し、問題意識が高い。廃炉の処理に年数と費用がかかる、事故発生の影響、安全対策費用に懸念をもつ。

課題	廃炉の処理に年数と費用がかかる	79%
	事故発生周辺の環境への影響	78%
	安全対策に費用がかかる	76%
	新設コストが高い	61%
ベネフィット	電力の安定供給に必要	57%
	産業の経済性に貢献	43%
	安価な電気代の実現	39%
	燃料コストが低い	35%
	温暖化対策として有効	35%
他	原子力が長期停止しても大停電がない	30%
	大規模災害時の安定供給	17%

(5.5 今後利用していくエネルギー 表12より)

【情報提供後の原子力発電の態度変化】

情報提供によって継続意向は高まる。共感が得られやすい内容としては、安定供給、推進を前提とした自然エネルギーの課題、気候変動への影響があげられる。

	前	後	増減
継続意向	55%	71%	16pt

(5.8 情報提供後の態度変容 表15, 表16より)

7.2 2層の代表的人物像

2層 暮らしの安心重視層 (26%)

【分類の目安】

社会課題に詳しくないが、エネルギーの利用にあたり実践・行動していることは多い。省エネ、冷房温度を高め設定、できるだけ公共交通機関を使う等、3項目以上の取組みをしている。

【総括】

自分の身の回りの問題に対しては敏感であり、基本的には慎重である。安全・安心への意識、リスク回避志向が強く、エネルギー問題にはそれほど詳しくないが、安定供給についての認識は強い。中間層の26%をしめる。

【代表的人物像イメージ】

	30代 女性 既婚 職業：主婦・パート
	基本属性データ 主婦・パート49%、会社員・公務員34% 男性：31% 女性：69% 既婚：66% 未婚：34%

(5.1 中間層4分類の分布 表7、Appendix A Table 5、Table 6より)

【物事の考え方】

他人にどう見られているかを気にしながら、多くの人々が賛同することでも、自分で考えて判断する。新しいコト・モノ・情報の導入には、消極的な方だが、いざ導入するとすると、しっかりと調べるタイプ。科学技術の恩恵があっても、リスクがあれば受け入れない傾向がある。身近な健康や安全・安心を重視し、生活を重視するからこそ、日本経済を強くしなければ生活はよくなると考える。

【見聞きする情報媒体】

テレビの接触が最も多く、新聞にも触れている。パソコン・スマホを通じた接触もみられる。

	社会課題	エネルギー
テレビ	75%	75%
新聞	46%	42%
インターネット	パソコン	44%
	スマホ	40%
	25%	22%

(5.3 エネルギー問題を見聞きする媒体 表8より)

【情報発信機関への信頼】

「専門家」、「自治体」への信頼が高い。「居住地域の電力会社」への信頼は低い。

専門家 (大学教授・研究者)	44%
自治体	39%
政府・官公庁	29%
報道・メディア	24%
居住地域の電力会社	17%

(5.7 情報発信機関への信頼 表14より)

【推進すべき対策】

地球温暖化対策、災害時も含めた安定供給が上位となる。特に安定供給の対策は重視されている。

地球温暖化対策としてCO ₂ 削減	74%
エネルギー自給率の向上	66%
災害時のエネルギーの安定供給	61%
再エネの技術開発	49%
政府・企業はエネルギーの対話を丁寧に	36%
わからない	8%

(5.4 エネルギー問題で推進すべき対策 表9より)

【今後、継続して利用すべき発電方法】

太陽光・風力の継続意向が最も高く、火力・原子力は低い。30年後の原子力の継続意向は減少する。

	10年後	30年後
水力	75%	80%
太陽光・風力	87%	87%
火力	48%	48%
原子力	46%	31%

(5.5 今後利用していくエネルギー 表11より)

【原子力発電についての考え方】

課題は認知されているが、ベネフィットはあまり認知されていない。事故発生時の周辺環境への影響、廃炉・安全対策といった課題を7割が認知している。暮らしの安心重視層が持つ課題に関する心配や不安を理解し共有することが重要である。

課題	事故発生時の周辺環境への影響	75%
	廃炉の処理に年数と費用がかかる	74%
	安全対策に費用がかかる	72%
	新設コストが高い	52%
ベネフィット	電力の安定供給に必要	55%
	安価な電気代の実現	35%
	産業の経済性に貢献	34%
	今後の技術開発により安全性が改善	30%
他	温暖化対策として有効	26%
	原子力が長期停止しても大停電がない	47%
	大規模災害時の安定供給	22%

(5.5 今後利用していくエネルギー 表12より)

【情報提供後の原子力発電の態度変化】

情報提供によって継続意向は高まる。共感が得られやすい項目として、推進を前提とした自然エネルギーの課題、次に、安定供給、地球温暖化対策があがる。

	前	後	増減
継続意向	46%	62%	16pt

(5.8 情報提供後の態度変容 表15、表16より)

7.3 3層の代表的人物像

3層 バランス重視のスマート層 (14%)

【分類の目安】

社会課題に詳しいが、エネルギーの利用にあたり実践・行動しているのは省エネ、冷房温度を高め設定する等ぐらいである。実践・行動する項目は少なく、2項目以下である。

【総括】

社会課題やエネルギー諸課題への認識があり、現実的・合理的な選択眼で物事を判断する。バランスよく現在のエネルギー事情をとらえ、科学技術の恩恵を受けるにはリスクを受容する。中間層の14%をしめる。

【代表的人物像イメージ】

	40代、男性 既婚 職業：会社員
	基本属性データ 会社員・公務員54%（管理職比率20%） 男性：59% 女性：41% 既婚：56% 未婚：44%

(5.1 中間層4分類の分布 表7、Appendix A Table 5、Table 6より)

【物事の考え方】

意見の強い人がいる場合に、自分の意見を強く主張することはないが、自分の考えや判断を持っている。社会課題の解決策を自分なりに考える。科学技術の恩恵を受けるためには、ある程度のリスクは受け入れなければならないと考える傾向があり、日本の経済力を強くしなければ、国民生活はよくなると考える方である。将来世代に対する負担やリスクを考慮しつつ、自分たち世代の負担やリスクも考える。

【見聞きする情報媒体】

テレビ、新聞の間で差が少なく、テレビ偏重ではない。新聞での情報接触が多い。

	社会課題	エネルギー
テレビ	59%	55%
新聞	49%	47%
インターネット	パソコン	33%
	スマホ	19%
		31%
		16%

(5.3 エネルギー問題を見聞きする媒体 表8より)

【情報発信機関への信頼】

「自治体」、「専門家」、「政府・官公庁」、「居住地域の電力会社」が上位だが、抜き出で高いものがない。

自治体	35%
専門家（大学教授・研究者）	32%
政府・官公庁	28%
居住地域の電力会社	27%
報道・メディア	20%

(5.7 情報発信機関への信頼 表14より)

【推進すべき対策】

地球温暖化対策、エネルギー自給率の向上、災害時のエネルギーの安定供給が上位となる。

地球温暖化対策としてCO ₂ 削減	56%
エネルギー自給率の向上	41%
災害時のエネルギーの安定供給	35%
再エネの技術開発	28%
経済のために電気料金を低減	22%
わからない	10%

(5.4 エネルギー問題で推進すべき対策 表9より)

【今後、継続して利用すべき発電方法】

再生可能エネルギーの継続意向が他層に比べて低めであり、当面は特定の電源に偏らないエネルギーミックスを考える。

	10年後	30年後
水力	66%	83%
太陽光・風力	67%	75%
火力	54%	53%
原子力	47%	34%

(5.5 今後利用していくエネルギー 表11より)

【原子力発電についての考え方】

ベネフィットの認知は他層よりも高く、大規模災害時の安定供給は他層よりも高く評価している。課題認知の値は1層、2層ほど高くない。

課題	廃炉の処理に年数と費用がかかる	55%
	安全対策に費用がかかる	55%
	事故発生周辺の環境への影響	54%
	新設コストが高い	45%
ベネフィット	電力の安定供給に必要	50%
	安価な電気代の実現	40%
	産業の経済性に貢献	39%
	エネルギー効率が高い	38%
他	燃料コストが低い	33%
	原子力が長期停止しても大停電がない	39%
	大規模災害時の安定供給	26%

(5.5 今後利用していくエネルギー 表12より)

【情報提供後の原子力発電の態度変化】

継続意向が大きく増加し7割近くになる。共感が得られやすい内容は、安定供給に関連する内容と、地球温暖化対策である。

	前	後	増減
継続意向	47%	67%	20pt

(5.8 情報提供後の態度変容 表15、表16より)

7.4 4層の代表的人物像

4層 無関心・おまかせ層 (51%)

【分類の目安】

社会課題に詳しくなく、エネルギーの利用にあたり実践・行動していることは少ない。3割が特に何もしていない。省エネ、冷房温度を高め設定するぐらいで、実践しているのは2項目以下である。

【総括】

社会課題にそもそも関心がなく、自分に関わることでないと他人事である。エネルギーについて考える機会もなく、「わからない」ので態度は「どちらでもない」となる。中間層の51%をしめる。

【代表的人物像イメージ】



20代 女性 未婚
 職業：主婦・パート・学生
 基本属性データ
 主婦・パート39%、会社員・公務員41%、
 男性：40% 女性：60%
 既婚：54% 未婚：46%

(5.1 中間層4分類の分布 表7、Appendix A Table 5、Table 6より)

【物事の考え方】

意見の強い人がいると、自分の意見を言わない傾向が強い。社会課題の解決については、自分で考えて判断したいとはあまり思わず、新しいことの導入には慎重で、導入する際にはあまり調べることをせずに、直感的に判断して利用する傾向がある。ただし、多くの人が賛同することに、まったく疑問を持たないわけではない。日本の経済を強くしていかなければ生活は良くならないと考える傾向は弱く、将来世代より自分達世代の負担やリスクを優先して考える。

【見聞きする情報媒体】

全体的に、各種情報媒体との接触が少ない。テレビが半数を超える程度で、パソコン・スマホを通じたインターネットでの接触も薄い。

	社会課題	エネルギー
テレビ	57%	55%
新聞	33%	31%
インターネット	パソコン	25%
	スマホ	13%
		24%
		12%

(5.3 エネルギー問題を見聞きする媒体 表8より)

【情報発信機関への信頼】

上位の「専門家」、「自治体」でも2割しかなく、どの情報発信機関も信頼度は低い。

専門家 (大学教授・研究者)	23%
自治体	22%
政府・官公庁	18%
居住地域の電力会社	17%
報道・メディア	12%

(5.7 情報発信機関への信頼 表14より)

【推進すべき対策】

2割がわからないと考えており、対策をとるべきと半数以上が考える課題は、地球温暖化対策しかない。エネルギー安定供給や再生可能エネルギーの導入に関する対策についての認知は低い。

地球温暖化対策としてCO ₂ 削減	53%
エネルギー自給率の向上	39%
災害時のエネルギーの安定供給	32%
再エネの技術開発	19%
経済のために電気料金を低減	18%
わからない	21%

(5.4 エネルギー問題で推進すべき対策 表9より)

【今後、継続して利用すべき発電方法】

再生可能エネルギー、原子力の継続意向は他層よりも低い。なお、継続意向表明の際に、2割の人が「わからない」としている。

	10年後	30年後
水力	53%	61%
太陽光・風力	67%	75%
火力	54%	53%
原子力	28%	34%

(5.5 今後利用していくエネルギー 表11より)

【原子力発電についての考え方】

課題、ベネフィットに対する認知は低く、いずれの項目も50%を下回る。原子力発電についての興味・関心は低い。

課題	事故発生時の周辺環境への影響	49%
	廃炉の処理に年数と費用がかかる	49%
	安全対策に費用がかかる	47%
	新設コストが高い	34%
ベネフィット	電力の安定供給に必要	44%
	安価な電気代の実現	30%
	産業の経済性に貢献	26%
	今後の技術開発により安全性が改善	22%
	温暖化対策として有効	20%
他	原子力が長期停止しても大停電がない	30%
	大規模災害時の安定供給	17%

(5.5 今後利用していくエネルギー 表12より)

【情報提供後の原子力発電の態度変化】

継続意向が他層と比較して低い。情報提供により半数近くまで増加するが、情報共有は難しい。共感の得られやすい項目を強いてあげれば、エネルギー自給率の確保である。情報発信機関への信頼の低さを考慮し、より自然な形でエネルギー問題に関心が持たれるような対話づくりが必要である。

	前	後	増減
継続意向	28%	46%	18pt

(5.8 情報提供後の態度変容 表15、表16より)

8. 考察

本稿では中間層を、「社会課題の詳しさ」と「エネルギー利用にあたり実践・行動していること」についての2つの質問で4分類することにより、4つの層各層の考え方やエネルギー問題に対する受け止めの違いを検討し、その弁別性を確認した。この2つの質問は、実際のコミュニケーションの場で、容易に利用できる方法である。さらに各分類を代表する4つのペルソナの提案を行った。再度、4分類の比率を提示すると、1層の「社会課題アンテナ層」は10%、2層の「暮らしの安心重視層」が26%、3層の「バランス重視のスマート層」が14%、4層の「無関心・おまかせ層」が51%である。

中間層の約半分を、4層の「無関心・おまかせ層」がしめている。したがって中間層を対象とするコミュニケーションでは、ターゲットをこの4層に設定し、内容の検討を行うことが求められる。4層に受け入れられる形でなければ、全体での情報共有は難しい。また個別の対話活動の場では、1層から4層の相異により、対応の仕方が異なることを考えて実施する必要がある。

ペルソナを活用した検討例として、1層との対話活動でいえば、社会課題の解決策は自分なりに考えて判断したいという1層の特徴を踏まえる必要がある。ベネフィットならびに課題の両面提示を的確に行い、より双方向性を重視し共考する機会をつくるような対話活動が重要であると考えられる。

2層であれば、安全・安心への意識、リスク回避志向が強いことから、生活に身近な情報と紐づけた形での説明や、リスク・不安感の共有に配慮した対話活動が求められる。

3層は1層に準ずる部分が多いが、現実的・合理的な選択眼で物事を判断する観点から、根拠としての数字をわかりやすい形で活用した情報提供が有効ではないかと思われる。

4層については、「社会課題の解決策は、自分で考えて判断したい」という傾向が弱く、各種エネルギーに関する認知状況についての質問では「わからない」が散見された。とりわけ、4層の興味・関心を喚起するコミュニケーションツールの充実が必要ではないかと思われる。また、情報発信機関への信頼度の評価において、多くの機関が信頼できない側に位置付けられている。透明性に欠けるような情報提供や、一方的な情報提供がないよう配慮すること

が重要であると考えられる。

9. 今後の課題

本稿で用いた中間層の分類方法には、次のような課題がある。

1. 実際のコミュニケーション活動を想定した場合、エネルギー利用についての質問を行うにあたり、実践・行動する項目についての選択肢をさらに絞り込むことが必要である。
2. 本稿では、2回の質問紙調査の結果をベースにペルソナの作成を行なった。コミュニケーション活動の場をより意識した定性調査データを活用するとともに、質問紙調査では現れないリアルな人間の行動や理解をペルソナに反映させることが望ましい。
3. 本稿で提案を行ったペルソナは、集めた情報をもとに箇条書きしたものから脱却しきれていない。さらに効果的なペルソナとするためには、中間層という抽象的な遠い存在ではなく、具体的な顔のわかる形でとらえやすくしたい。そのためには、態度や受け止めがどのように形成されるかといったプロセスに着目し、ストーリー性を強化する課題がある。
4. 情報提供後に態度変容の測定を行なったが、これは文章テキストによる情報伝達であった。実際のコミュニケーション活動を想定すると、情報発信者の存在、冊子や動画の利用、デジタルコンテンツの活用等と多岐にわたる非言語的情報のやり取りが行われている。今後は、こういった非言語的情報にも着目したコミュニケーション研究が必要である。

以上の課題をふまえ、本稿で提案したペルソナを洗練するとともに、実際のコミュニケーション活動の中でコミュニケーションの起点として活用することにより、ペルソナを通じて中間層を視覚的にとらえ、感情移入を行い、どのようなコミュニケーションが望ましいかを考えることが求められる。

謝辞

本研究の実施にあたって、大阪学院大学 情報学部 田中豊教授にご助言をいただきました。ここに深く感謝申し上げます。

引用文献

- 足立浩平 (2008). 多変量データ解析法－心理・教育・社会系のための入門, ナカニシヤ出版.
- Okamura Keisuke (2015). Dynamic development of public attitude towards science policy-making, *Public Understanding Science* 1-15.
- 関西電力株式会社 (2018). 関西電力がお届けする電気の話 EL MESSAGE かんでんエル・メッセージ.
- 北田淳子 (2006) 広報パンフレットの効果測定に関する研究 —パンフレットの構成要素が態度に及ぼす効果— 広告科学, 第47集, 17-31.
- 桑垣玲子 (2005). 科学技術に対する人々の価値意識とリスクコミュニケーション—「中間群」の出現とアプローチの可能性, 電力中央研究所報告 O18001.
- Pruitt, J. S., Adlin, T. (2006). *Persona Lifecycle*: Elsevier Inc. (ジョン S. プルーイット, タマラ・アドリン, 秋本芳伸・岡田泰子・ラリス資子 (訳) (2007). *ペルソナ戦略—マーケティング, 製品開発, デザインを顧客志向にする* (ダイヤモンド社) 2.
- 高井紳二 (2007). 刊行に寄せて① 企業戦略の基本は市場適応, 顧客・ユーザー適応である
Pruitt, J. S., Adlin, T. (2006). *Persona Lifecycle*: Elsevier Inc. (ジョン S. プルーイット, タマラ・アドリン, 秋本芳伸・岡田泰子・ラリス資子 (訳) (2007). *ペルソナ戦略—マーケティング, 製品開発, デザインを顧客志向にする* (ダイヤモンド社) ii - v.
- 杢田幹宏 (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.
- 永井廉子・林知己夫 (1999) 原子力発電に対する公衆の態度 —態度強度測定を中心にして—, *INSS JOURNAL* Vol. 6, 24-54.
- 林知己夫, 守川伸一 (1994). 国民性とコミュニケーション (原子力発電に対する態度構造と発電側の対応のあり方), *INSS JOURNAL* Vol. 1, 93-158.
- 樋口耕一 (2014). 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, ナカニシヤ出版.

Appendix A

Table1 1回目調査の回答者内訳 (回答者数)

	滋賀県		京都府		大阪府		兵庫県		奈良県		和歌山県		合計
	男	女	男	女	男	女	男	女	男	女	男	女	
20代	49	130	117	279	367	953	225	575	51	132	31	80	2,989
30代	116	129	275	299	857	1,032	525	615	121	135	75	81	4,260
40代	125	119	338	245	1,182	975	703	571	183	130	89	72	4,732
50代	104	112	278	231	969	907	575	552	151	125	73	72	4,149
60・70代	132	109	258	254	871	956	591	634	166	165	63	61	4,260
小計	526	599	1,266	1,308	4,246	4,823	2,619	2,947	672	687	331	366	20,390
合計	1,125	2,574	9,069	5,566	1,359	697							

Table2 2回目調査の回答者内訳 (回答者数)

	1層		2層		3層		4層		合計
	男	女	男	女	男	女	男	女	
20代	9	17	5	10	10	8	9	16	84
30代	31	16	28	42	61	29	45	50	302
40代	29	29	12	32	48	19	25	38	232
50代	34	21	16	38	14	23	15	24	185
60・70代	46	31	27	49	31	18	16	19	237
小計	149	114	88	171	164	97	110	147	1,040
合計	263	259	261	257					

Table3 電力会社のエネルギーに関する情報提供

(ア) 日本のエネルギー自給率は2017年度9%と非常に低く、エネルギー資源のほとんどを政情が不安定な中東地域から輸入している。原子力発電を利用することで、エネルギー自給率を高めることができる。

(イ) 原子力発電を利用することで、輸入している石油、天然ガスなど限りあるエネルギー資源(2017年末の確認埋蔵量は、石油50年、天然ガス53年)を節約することができる。

(ウ) 原子力発電の長期停止によって、火力の発電量が増加しCO2排出量が増加した(2010年度4.6億トン→2017年度4.9億トン)。今後、世界でCO2の排出を抑制できなければ、地球温暖化が進み、集中豪雨や巨大台風、海面上昇といった、身近な生活に大災害をもたらす気候変動を引き起こす可能性がある。

(エ) 東日本大震災以降、原子力発電の長期停止により、2度の電気料金の値上げが行われた。火力発電等の追加燃料費の増加により、2016年度、国民1人あたり年間約1万円(総額約1.3兆円)の負担増となった。電気料金水準を将来にわたり安価に維持するには、原子力発電が一定の役割を果たすと考える。

(オ) 再生可能エネルギーは環境にやさしいがコストが高い。再生可能エネルギーの普及・促進のために支払っている金額は、2019年度、国民1人あたり年間約2万9千円を負担(合計額約3.6兆円)し、2012年度から約9倍増、消費税1~2%分に相当するお金を支払っている。

(カ) 太陽光や風力発電は、天候や時間帯によって発電量が変動し発電できないときがある。24時間365日、災害時も含めて電力を届けることは難しい。再生可能エネルギーの導入拡大に積極的に取り組んでいるが、現時点で、革新的な技術開発が無ければ、再生可能エネルギーで全ての電力をまかなうことは難しい。

(キ) 2013年7月、原子力発電所を規制する新しい基準ができた。この基準は、日本の地震・津波のほか火山・竜巻等の自然災害、重大事故、テロ対策も考慮した対策を求めており、この基準に適合しなければ運転はできない。また、既存の発電所も最新の安全対策が義務づけられる。電力会社は、この基準に適合させるだけでなく、規制の枠組みにとらわれず、自主的な取り組みを進めて、安全性・信頼性の最大化に努めている。

(ク) 稼働中の原子力発電所では、重大事故が発生した場合に備えて、休日・夜間であっても、合計約700名以上が事故収束に注力できる体制を整えている。また、所員の事故時対応能力の向上を目的として、緊急時対策訓練(年間延べ約2,800人への教育、年約2,900回)を繰り返している。また、重大事故時対応能力の向上に取り組んでいる。

(ケ) 原子力発電所を長期間、安全に運転するために、日々の点検修理や定期検査(約1年毎)に加え、大型機器の取替を積極的に実施している。安全上重要な設備については、劣化状況の評価や特別な点検などを実施して安全性を確認している。40年を超える原子力発電所は、国の制度に基づき、長期間の運転に問題がないことが認められた場合、最大60年運転することができる。米国では、すでに60年運転の認可を受けたプラントが86基ある。

(コ) 私たちの身の回りには常に放射線(1人あたり年間自然放射線量2.1ミリシーベルト)があり身近なものである。体への影響は放射線の受けた量によって決まる。100ミリシーベルト未満の放射線を受けた場合の影響については、がんのリスクの明らかな増加を証明することは難しいというのが国際的な認識である。原子力発電所からの放射線の放出実績(年間)は0.001ミリシーベルトで、自然放射線量の1/2400未満である。

(サ) 原子力発電の運転によって発生する高レベルの核のゴミは、放射性物質を長期間安定して閉じ込める能力に優れ、地下水に溶けにくいガラスに混ぜ込んだ固体にし、金属製の容器に入れて、地下深く(300mより深い)の安定した岩盤に閉じ込め人間の生活環境から隔離できる地層処分を計画している。

(シ) 地層処分は国際的にも認められた考え方で、各国で取り組みが進められている。日本では既にある高レベルの核のゴミを、将来世代に負担として先送りしないよう取り組む必要がある。

Table4 エネルギー利用にあたり実践・行動している (%)

	中間層 n=15,158	1層 n=1,445	2層 n=3,915	3層 n=2,076	4層 n=7,722
電気・ガスをできるだけ使わない省エネを意識	50.9	82.1	85.4	34.6	31.9
冷房設定温度を28度と高めに設定	42.8	69.8	72.4	27.9	26.8
毎月の電気・ガス料金の使いすぎに注意している	29.0	57.4	58.4	14.9	12.6
公共交通機関を使い自動車を使わない	17.9	39.0	36.8	6.6	7.4
エコドライブを心がける	16.9	40.4	34.5	7.5	6.2
安い電気・ガス料金の会社を調べて変更	16.4	34.3	31.1	11.4	6.9
電力消費のピーク時間は電気を使わない	8.6	22.4	18.8	3.8	2.2
高くても環境に良い商品があれば選ぶ	8.2	23.1	17.8	3.1	2.0
電気自動車やハイブリッド車を選ぶ	8.0	22.2	17.3	2.6	2.1
自宅に太陽光発電を導入	5.9	12.5	11.9	2.2	2.6
環境イベントに参加	1.9	7.3	3.7	0.4	0.4
自宅に蓄電池を利用	1.7	5.3	3.2	0.8	0.5
その他	0.2	0.5	0.2	0.2	0.2
特に何もしていない	18.1	0.0	0.0	18.6	30.5
選択数の平均値	2.1個	4.2個	3.9個	1.2個	1.0個
選択数の中央値	2個	4個	3個	1個	1個

Table5 中間層4分類別の職業比率 (%)

	中間層 n=15,158	1層 n=1,445	2層 n=3,915	3層 n=2,076	4層 n=7,722
会社員・公務員(管理職)	10.9	17.5	7.3	19.8	9.0
会社員・公務員(管理職除く)	31.0	30.7	26.2	34.4	32.3
商工自営 他就業	5.3	6.8	4.6	6.3	5.1
パート・アルバイト	19.6	13.2	22.1	14.7	20.9
専業主夫・専業主婦(就業せず)	19.6	17.0	26.9	12.2	18.4
学生(就業せず)	4.0	2.7	2.6	4.1	4.8
その他就業せず	9.9	11.9	10.5	8.3	9.6
【再掲】					
フルタイム会社員・公務員	41.9	48.2	33.5	54.2	41.3
専業主夫・主婦+パート・アルバイト	39.2	30.2	49.0	26.9	39.3

Table6 中間層4分類別の婚姻状況 (%)

	中間層 n=15,158	1層 n=1,445	2層 n=3,915	3層 n=2,076	4層 n=7,722
既婚	58.2	64.8	66.0	55.7	53.6
未婚	41.8	35.2	34.0	44.3	46.4

Appendix B

質問文と単純集計値 (%) 本論文と関係ある部分を掲載

[1 回目調査] (n=20,380)

問. あなたの就業状況について教えてください。(1つ)

会社経営(経営者・役員).....	2.2	小学校・幼稚園教職員(管理職).....	0.1
管理職(専門・技術系).....	2.9	小学校・幼稚園教職員.....	0.5
管理職(事務系).....	3.7	農林漁業.....	0.2
管理職(労務・技能系).....	1.0	商工サービス(店舗, 製造など).....	2.8
専門・技術職.....	9.5	専門職(士業, 医師など).....	1.2
事務職.....	11.1	自由業他.....	2.7
労務・技能職.....	6.9	主婦(パート・アルバイト).....	9.5
管理職(専門・技能系).....	0.3	他(パート・アルバイト).....	8.8
管理職(事務系・一般職).....	0.6	大学院生(理系).....	0.2
専門・技術職.....	1.4	大学院生(文系).....	0.1
事務系・一般職.....	1.6	大学生(理系・医・歯・保健系).....	0.9
大学教職員(管理職).....	0.1	大学生(文系).....	2.0
大学教職員.....	0.3	短大生・専門学校生・高校生等.....	0.5
高校・中学校教職員(管理職).....	0.1	専業主夫・専業主婦(就業せず).....	17.7
高校・中学校教職員.....	0.6	その他(就業せず).....	10.5

問. 現在同居している方を教えてください。(いくつでも)

単身(同居している人はいない).....	16.8	親.....	24.6
配偶者・パートナー.....	58.3	祖父母.....	1.5
未就学の子供.....	11.3	孫.....	0.7
小学生の子供.....	9.3	兄弟・姉妹.....	8.6
中学生以上・未成年の子供.....	10.4	その他.....	0.5
成年以上の子供.....	14.0		

問. 以下の項目について近いものを選んでください。(それぞれ1つ)

A	Aにとても近い	Aにまあ近い	どちらとも言えない	Bにまあ近い	Bにとても近い	B
(ア) 交際範囲が広い方	3.1	12.5	28.6	30.0	25.7	交際範囲が狭い方
(イ) 他人にどう見られているかは気にしない方	7.2	21.1	35.5	26.2	10.0	他人にどう見られているかが気になる方
(ウ) 意見の強い人がいても、自分の意見は主張する方	5.2	22.4	41.4	23.6	7.3	意見の強い人がいると、自分の意見は言わない方
(エ) 最初にこうだと思ったことや決めたことは変えない方	3.6	21.0	46.4	24.9	4.2	その場の状況に合わせて、意見や行動を変える方
(オ) たいいていの人に対して用心するに越したことはないと思う	12.7	33.1	38.9	13.8	1.5	たいいていの人とは信頼できると思う
(カ) 疑問に思うことがないか自分で考えて判断する方	10.0	36.6	39.8	11.7	1.8	多くの人の賛同があるものに、あまり疑問を持たずに自分も賛同する方
(キ) 科学技術の恩恵を受けた程度、ある程度リスクは受け入れなければならないと思う	3.7	22.6	48.7	20.4	4.6	科学技術の恩恵があったとして、リスクがあれば受け入れられないと思う
(ク) 社会課題の解決策は、自分なりに考えて判断したいと思う	6.5	29.9	45.9	14.1	3.5	社会課題の解決策は、他の人に判断をゆだねたいと思う
(ケ) 新しいIT・モノ・情報を採り入れるのに積極的な方	5.3	24.9	45.1	19.8	4.8	新しいIT・モノ・情報を採り入れるのに消極的な方
(コ) 新しいモノやサービスを利用する前には下調べをしっかりと行う方	14.5	39.5	33.4	10.8	1.9	新しいモノやサービスでも下調べはあまりせず、直感的に判断して利用する方
(サ) 口コミ情報は信用せずに、自分が見たことや事実で判断をする方	8.3	28.4	41.0	19.3	3.0	口コミ情報によって判断する方
(シ) 新しく得た知識や見聞は積極的に誰かに話したい・発信したい方	4.9	23.0	41.9	21.5	8.7	新しく得た知識や見聞でもあまり誰かに話さない(発信しない)方
(ス) 現在の生活に満足している	6.3	28.8	33.2	19.8	11.9	現在の生活に満足していない
(セ) 日本の経済力を強くしなければ、国民の生活は良くなるかと思う	13.6	33.1	38.4	11.9	3.1	日本の経済力を強くしなくても、国民の生活が良くなる方法はあると思う
(ソ) 自分達世代より、将来世代に対する負担やリスクを優先して考える方	3.6	18.2	50.7	20.7	6.8	将来世代より、自分達世代の負担やリスクを優先して考える方

問. 社会課題に対するあなたの考え方について、考えに最も近いものをお選びください。(1つ)

1. 社会課題に詳しく、積極的に自分の考えを人に話す方..... 7.1
2. 社会課題に詳しいが、積極的には自分の考えはあまり人に話さない方..... 19.0
3. 社会課題について詳しくはないが、求められれば自分の考えを話す方..... 49.2
4. 社会課題について詳しくなく、求められても自分の考えも話さない方..... 24.7

問. 「産業廃棄物処理施設」が、あなたが居住する近くに建設されるという計画が持ち上がった際、どのようなことがあれば受け入れられると思いますか。(いくつでも)

1. この場所に建設が必要であるという事実がわかること..... 34.1
2. ほかに建設する場所がないという事実がわかること..... 21.5
3. 充分な補助金, 交付金の支払いがあること..... 29.8
4. 運営事業者が、過去に同様の施設で問題を起こしていないこと..... 31.2
5. 将来, 問題が起きないと納得できる説明があること..... 45.5
6. 運営事業者からの住民説明会が十分に実施されていること..... 32.6
7. 運営事業者から十分な情報公開がされていること, また担保されていること..... 33.6
8. 地域住民が賛成多数であること..... 22.4
9. 地域住民が参加した話し合いの場が十分に設定されていること..... 28.0
10. 問題が起きた際の保証が十分にあること..... 42.9
11. 現在の生活が脅かされることのないこと..... 46.5
12. 住民の健康に影響がなく安全であることがわかること..... 50.4
13. その他..... 0.5
14. どのようなことがあっても受け入れられない..... 7.2
15. わからない..... 10.9

問. エネルギーの利用に関して、実際に行っていることや意識していることはありますか。(いくつでも)

1. 電気やガスをできるだけ使わない省エネエネルギーを意思している..... 50.5
2. 冷房の設定温度は28度を目安に高めに設定する..... 41.1
3. 安い電気・ガス料金を調べ、少しでも安い会社に変えている..... 16.2
4. 毎月の電気・ガス料金を見て使いすぎていると減らすようにしている..... 16.2
5. 電力消費のピーク時間はできるだけ電気を使わない..... 8.9
6. 自動車は電気自動車やハイブリッド車を選ぶ..... 8.2
7. 自分の家で、太陽光発電で発電をしている..... 18.0
8. できるだけ公共交通機関を使い、自動車を使わないようにする..... 28.6
9. 少し価格が高くても環境に良い商品があればそちらを選ぶ..... 8.6
10. 植林活動やリサイクル等の環境イベントに参加している..... 2.1
11. エコドライブを心がけている..... 8.9
12. 自分の自宅で、蓄電池を利用している..... 2.1
13. その他..... 0.3
14. 特に何もしていない..... 19.3

問. 今後(10年後程度)に向けて、日本はどのようなエネルギーを利活用していくべきだと思いますか。(それぞれ1つずつ)

	積極的に利用を推進すべき	利用を増やす方がよいが、今以上に増やすのは難しい	利用を減らす方がよいが、現状レベルで利用せざるを得ない	どちらともいいない	利用をやめるべき	わからない
(ア) 火力発電.....	8.1	17.4	26.6	35.2	3.5	9.3
(イ) 水力発電.....	30.7	31.0	3.1	26.2	0.5	8.4
(ウ) 太陽光発電.....	46.1	22.2	2.3	21.1	1.1	7.2
(エ) 風力発電.....	40.4	26.1	2.3	22.7	1.0	7.5
(オ) 地熱発電.....	39.4	23.5	2.0	25.0	0.7	9.4
(カ) 原子力発電.....	6.0	11.5	23.7	26.9	23.9	8.1

問. 今「原子力発電所」の再稼働(停止している発電所を稼働させること)についてどのように感じますか。(1つ)

	再稼働してもよい	どちらかといえば再稼働してもよい	どちらでもない	どちらかといえば再稼働すべきではない	再稼働すべきではない
全体.....	13.1	19.1	19.1	32.7	12.5

問. 「火力発電」の利活用の度合いについて、そのように考えた理由を教えてください。(1つずつ)

	とても 思う	そう 思う	どちらとも 言えない	そう 思わ ない	全く そう 思わ ない
(ア) 自分の家の電気代を安くすることができるので(できそうなので)	6.3	18.7	58.1	12.6	4.3
(イ) 産業全体の経済性を高めることに貢献し そうなので	5.3	21.3	59.6	10.5	3.3
(ウ) 燃料コストが高いので	8.5	28.0	54.4	6.8	2.2
(エ) 電力の安定供給には必要なので	8.7	34.3	50.1	5.0	2.0
(オ) 出力の調整が容易なため、電力需要の増 減に対応が可能なので	7.4	28.6	56.7	5.2	2.2
(カ) 安全な発電方法なので	7.7	27.5	55.1	7.4	2.3
(キ) エネルギーの効率がが高いので	6.0	23.4	60.3	8.0	2.4
(ク) 今後、高効率な発電技術が開発される期 待があるので	6.5	23.2	60.4	7.5	2.4
(ケ) 自然災害発生時(大規模災害は除く)で も電気が供給できそうなので	5.0	20.4	59.7	11.5	3.2
(コ) 大規模自然災害発生時でも電気が供給 できそうなので	5.0	19.5	60.5	11.4	3.6
(サ) 発電時に二酸化炭素などの温室効果ガ スを排出するので	17.0	30.7	45.7	4.8	1.8
(シ) 発電時に大気汚染や酸性雨の原因とな る。窒素酸化物などを排出するので	15.1	30.2	48.8	4.3	1.7
(ス) 化石燃料(石油、天然ガス)の資源が枯 渇する心配があるので	17.0	31.1	45.8	4.4	1.8
(セ) 化石燃料(石油、天然ガス)のほとんどを 輸入に依存しているので	19.7	30.5	45.0	3.3	1.5

問. 「太陽光・風力による発電」の利活用の度合いについて、そのように考えた理由を教えてください。(1つずつ)

	とても 思う	そう 思う	どちらとも 言えない	そう 思わ ない	全く そう 思わ ない
(ア) 自分の家の電気代を安くすることができるので(できそうなので)	12.0	25.8	46.6	11.0	4.6
(イ) 燃料コストがゼロなので	16.6	32.5	39.5	8.0	3.3
(ウ) 産業全体の経済性を高めることに貢献し そうなので	11.3	28.7	49.0	7.9	3.1
(エ) 電力の安定供給には必要なので	10.5	29.7	45.6	10.2	4.0
(オ) エネルギーの効率がが高いので	8.6	22.6	50.5	13.5	4.9
(カ) 太陽光や風力発電を使った発電は、資源 が枯渇するおそれがないので	22.2	36.1	35.6	4.1	2.0
(キ) 発電時にCO ₂ (二酸化炭素)など温室効 果ガスを出さない	23.7	36.0	35.2	3.3	1.7
(ク) 今後、技術開発により課題が改善される期 待があるので	19.5	35.7	39.5	3.5	1.7
(ケ) 自然災害発生時(大規模災害は除く)で も電気が供給できそうなので	12.7	29.2	46.1	8.6	3.4
(コ) 大規模自然災害発生時でも電気が供給 できそうなので	12.1	28.1	47.6	8.5	3.8
(サ) 普及のために消費者が支払っている再生 エネルギー導入負担金が増えているので	9.6	25.0	57.1	5.9	2.3
(シ) 天候によって発電量が左右される(発電 できない時がある)ので	15.0	35.1	43.4	4.6	1.9
(ス) 発電出力の調整が難しく、調整用の発電 所(火力・水力など)が必要なので	11.2	31.6	50.9	4.4	1.9
(セ) 設置面積あたりの発電量が少ないため広 大な土地など土地確保が難しいので	12.8	30.7	48.6	5.8	2.0
(ソ) 太陽光パネルや風力発電の大風車が環 境や景観を破壊するので	9.8	22.4	51.2	12.2	4.4

問. 「原子力発電」の利活用の度合いについて、そのように考えた理由を教えてください。(1つずつ)

	とても 思う	そう 思う	どちらとも 言えない	そう 思わ ない	全く そう 思わ ない
(ア) 自分の家の電気代を安くすることができるので(できそうなので)	9.4	25.6	43.0	13.4	8.6
(イ) 産業全体の経済性を高めることに貢献し そうなので	7.4	26.1	46.8	12.0	7.7
(ウ) 電力の安定供給には必要なので	12.9	35.6	34.4	10.3	6.9

(エ) 出力の調整が容易なため、電力需要の増 減に対応が可能なので	6.9	24.8	49.6	11.2	7.5
(オ) 燃料コストが低いので	7.1	22.2	47.1	13.0	10.5
(カ) エネルギーの効率がが高いので	8.8	27.5	45.8	10.1	7.7
(キ) 原子力発電は、地球温暖化対策として有 効だと思うので	6.9	20.4	48.8	13.7	10.3
(ク) 今後、技術開発により安全性などの課題 が改善される期待があるので	6.7	22.5	46.9	13.2	10.7
(ケ) 自然災害発生時(大規模災害は除く)で も電気が供給できそうなので	5.3	18.5	48.2	16.0	12.0
(コ) 大規模自然災害発生時でも電気が供給 できそうなので	5.0	16.9	48.4	16.5	13.2
(サ) 新たな原子力発電所建設の新設コストが 高いので	16.3	28.5	45.5	6.1	3.5
(シ) 事故が発生すると周辺環境への甚大な被 害を与えるので	35.3	25.1	33.9	3.5	2.2
(ス) 安全対策に多大な費用がかかるので	28.9	29.3	35.8	3.7	2.4
(セ) 廃炉の処理に年数と費用がかかるので	34.5	26.0	33.8	3.4	2.2
(ソ) 長期で原子力発電が停止しても、大規模 な停電が起きていないので	15.3	24.6	49.0	7.5	3.6

問. 30年後(2050年頃)、日本は地球温暖化対策としてCO₂(二酸化炭素)をはじめとする温室効果ガスの排出量を80%削減する計画をたてていくべき発電方法(いくつでも)と、②主力として利用すべき発電方法(1つ)をお答え下さい。

	①利用していくべき	②主力として利用すべき
(ア) 火力発電	47.3	12.5
(イ) 水力発電	70.8	9.8
(ウ) 太陽光発電	76.1	39.2
(エ) 風力発電	71.0	6.4
(オ) 原子力発電	33.6	13.8
(カ) その他	4.8	2.1
(キ) わからない	16.2	16.2

[2回目調査] (n=1,040)

問. 日本のエネルギーや発電に関する課題や考え方について、下記のようなところが発信している情報は、どの程度信頼できると思いますか。(1つずつ)

	とても 信頼 できる	信頼 できる	どちらとも いえない	信頼でき ない	全く 信頼 できない
(ア) 政府・官公庁	2.5	24.2	50.3	17.5	5.5
(イ) 自治体	2.3	30.5	52.0	12.2	3.0
(ウ) 政治家	0.6	4.8	44.4	33.4	16.8
(エ) 専門家	1.8	34.3	51.6	9.2	3.0
(オ) 評論家	1.0	10.8	57.7	23.0	7.6
(カ) 報道メディア	1.3	18.3	55.5	17.3	7.7
(キ) ネットニュース	1.0	11.7	58.4	24.0	4.9
(ク) 居住地域の電力会社	1.2	24.1	59.8	11.4	3.5
(ケ) 居住地域以外の電力会社	1.1	16.2	68.5	11.1	3.3
(コ) 原子力規制委員会	0.8	12.9	61.8	17.9	6.6

問. 今後(10年後程度)、日本はどのようなエネルギーを利活用していくべきだと思いますか。(1つずつ)

	積極的に 利用を推 進すべ き	利用を増 やす方が よいが、 今以上に 増やすの は難しい	利用を減 らす方が よいが、 現状レ ベルで利 用せざる を得ない	どちらとも いえない	利用をや めべき	わから ない、 知らない
(ア) 火力	4.9	15.2	36.2	31.6	5.3	6.8
(イ) 水力	22.7	37.9	7.3	24.9	0.7	6.5
(ウ) 太陽光・風力	41.0	26.3	4.0	21.7	0.6	6.3
(エ) 原子力	1.2	8.8	37.1	30.3	16.3	6.3

問. エネルギーに関する問題の対策について、「今後、対策を推進すべき」と思うものを選んでください。(いくつでも)

1	地球温暖化に影響を及ぼすCO ₂ 排出を抑制する対策をとること	64.0
2	CO ₂ の排出量が多い火力発電を減らすこと	39.2
3	日本のエネルギー自給率を高めること	50.8
4	災害時における地域のエネルギー安定供給を確保すること	44.5
5	賦課金が増えても、太陽光・風力を促進	15.1
6	太陽光風力の発電量を増やすため他の安定した発電や仕組みを整備	33.4
7	日本の経済力を維持するために、電気料金を低く抑えること	0.3
8	安全性が確認された原子力発電所は最大60年運転すること	0.1
9	再生可能エネルギーを安定して利用するための技術開発を行うこと	0.4
10	原子力発電のさらなる安全性向上のための技術開発を行うこと	0.2
11	HLWは遮蔽容器に入れて地中深くに埋めることを検討	0.1
12	政府やエネ関連企業は情報発信や対話活動丁寧を実施	0.3
13	どれも無い	0.0
14	わからない	0.1

下記は、電力会社が発表している「エネルギーについての考え方」です。これを読んで考えをお聞かせください。

電力会社提供情報：Appendix A Table3

問. 今後（10年後程度）、原子力発電の利用をしていくべきだと思いますか。(1つ)

	積極的に利用を推進すべき	利用を増やす方がよいが、今以上に増やすのは難しい	利用を減らす方がよいが、現状レベルで利用せざるを得ない	どちらともいえない	利用をやめるべき	わからない・知らない
--	--------------	--------------------------	-----------------------------	-----------	----------	------------

原子力…………… 1.3 9.7 50.6 20.7 8.6 9.1

問. 電力会社の主張の中で内容がわかりやすいものを選んでください。(いくつでも)最もわかりやすいものを選んでください。(1つ)

	わかりやすい	最わかりやすい
(ア) エネルギー自給率……………	47.5	18.4
(イ) 資源の節約……………	34.8	8.7
(ウ) 原子力の停止によるCO ₂ 増加と地球温暖化影響……………	33.4	9.9
(エ) 原子力発電再稼働による電気料金の値下げ……………	28.4	5.8
(オ) 再エネコストによる増加……………	30.0	6.0
(カ) 自然エネルギーでは電力をまかなえない……………	38.5	13.5
(キ) 新規制基準への適合化……………	18.2	2.9
(ク) 事故時の対応能力の向上……………	13.9	1.3
(ケ) 40年以降運転……………	15.0	1.2
(コ) 放射線の影響と管理……………	20.5	4.2
(サ) 高レベル放射性廃棄物……………	17.0	3.4
(シ) どれも無い……………	25.0	25.0

問. あなたが社会課題やエネルギーについての情報を見聞きしたり、調べたりするものを教えてください。(いくつでも)

	①社会課題	②エネルギー
(ア) 新聞……………	47.8	45.3
(イ) テレビ……………	67.3	64.6
(ウ) PCで見るネット情報……………	39.2	36.2
(エ) スマートフォン等で見るネット情報……………	21.8	19.2
(オ) ラジオ……………	8.0	7.0
(カ) 雑誌……………	5.2	4.7
(キ) その他……………	0.1	0.1
(ク) 特になし……………	17.0	18.2

美浜町小中学校エネルギー環境教育質問紙調査結果とその応用

Energy Environmental Education Questionnaire Survey Results Obtained by Mihama Town Targeting Elementary and Junior High School Pupils and Practical Application of the Results

大磯 眞一 (Shinichi Oiso) *1

要約 福井県美浜町では、町内の小中学校生を対象に、エネルギー環境教育を実施している。2019年度に実施した町内の小中学校を対象としたエネルギー環境教育質問紙調査結果を過去の結果と比較したところ、エネルギー環境学習への変わらない意欲が見られた。また、エネルギー環境学習の成果を、家に帰って親に話している児童・生徒は依然少ないことから、学校で学んだことが自然なかたちで家族内の会話につながっていくような仕掛けづくりが望まれる。エネルギー問題への一般層の理解にもつながるものと考えられる。

キーワード 福井県美浜町, エネルギー環境教育, 小中学校, 質問紙調査, 一般層

Abstract A study of energy environmental education has been conducted that targeted the pupils of elementary and junior high schools in Mihama Town, Fukui Prefecture. The energy environmental education questionnaire survey results obtained from elementary and junior high schools in the town in fiscal year 2019 showed no change in attitude towards energy environmental learning compared to past results. Not a lot of the pupils talked with their parents about what they studied in energy environmental education. Therefore, it would be useful to promote the general public's understanding about energy issues by encouraging pupils to talk naturally with their parents at home about what they studied at school.

Keywords Mihama Town, Fukui Prefecture, energy environmental education, elementary and junior high school, questionnaire survey, general public

1. はじめに

福井県美浜町は1970年の美浜原子力発電所の運転開始以来、原子力とともに歩んできた歴史から、エネルギー環境教育で先進的な取り組みを行っている。2020年2月、美浜町エネルギー環境教育推進委員会が美浜町内の小中学校（小学校3校の6年生59名、中学校1校の3年生75名、計134名）を対象にエネルギー環境教育に関する質問紙調査を実施し、結果分析について本稿筆者が担当した。同様の調査は過去4年にわたって実施されており、同町教育委員会の許可を得て、調査結果の一部について論ずる。

2. 本稿の目的

美浜町の小中学生のエネルギー環境教育に関する意識動向ならびに2017年4月に開館した美浜町エネルギー環境教育体験館「きいばす」での学習の成果を調べ、今後の同町でのエネルギー環境教育の推進に役立てること、ならびにエネルギー環境教育の成果を自然なかたちで家族内の会話につないでいくことについて考察することを主な目的としている。

3. 方法および結果

3.1 方法

美浜町内の小学6年生59名および中学3年生75名を対象に、2019年度（2020年2月）にエネルギー

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

環境に関する質問紙調査を行った。そして、小学校については2016年度以降、中学校についても2016年度以降の結果と比較した。本項では、最初に小学校の結果について述べ(3.2および3.3)、次いで中学校の結果について述べる(3.4および3.5)。

3.2 小学校(2019年度)

最初にどのような問題に関心を持っているかを聞いた。その結果、「地球環境問題に関心がある」と答えた児童は67.8% (男子69.7%, 女子65.4%)と最も多かった(図1)。その次に人口問題をあげる児童が57.6% (男子51.5%, 女子65.4%)と多かった。

次に自分自身の行動や生活の仕方の変容についての設問(図2)で、「テレビや新聞を見て、エネルギーや環境のニュースが目にとまるようになった」という児童は50.8%を占め、男子57.6%、女子42.3%と男子の方が多い。

逆に、「エネルギーや環境について学んだことを

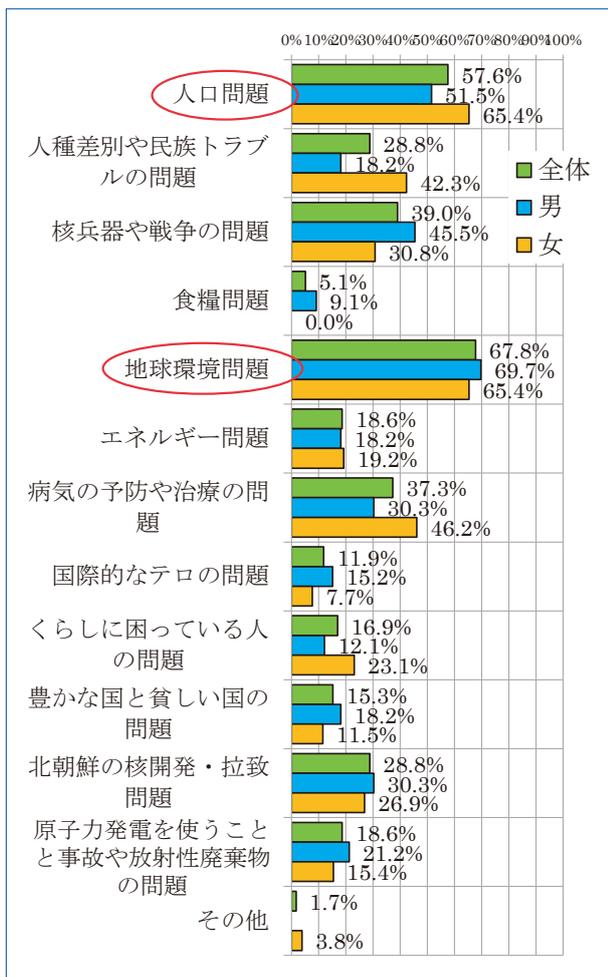


図1 関心を持っている問題(幾つでも)(小学校)

家の人に教えてあげている」という児童は全体で28.8%, 男子15.2%, 女子46.2%と、女子の方が多い(5%水準有意差)。

また、海外の貧しい国の人たちのことが気になるようになったという児童も、女子の方が多い。

3.3 小学校における推移(2016年度-2019年度)

エネルギーと環境の問題を何から学んだかという設問では、①理科、②総合学習、③社会科という順になっている。2016年度は総合学習が69.9%、理科が62.7%と総合学習の方が多くなっていたが、その後は2019年度まで理科が総合学習を上回っている。

総合学習は、自ら課題を見つけ、自ら学び、自ら考え、主体的に判断し、よりよく問題を解決する資質や能力を育てることなどをねらいとしている(文部科学省2020)。ただし総合学習は、学校や先生により具体的内容が相当異なっているようである。2019年度には総合学習の値が少し上がっているが、サンプル数が少ないので有意ではない。社会科は

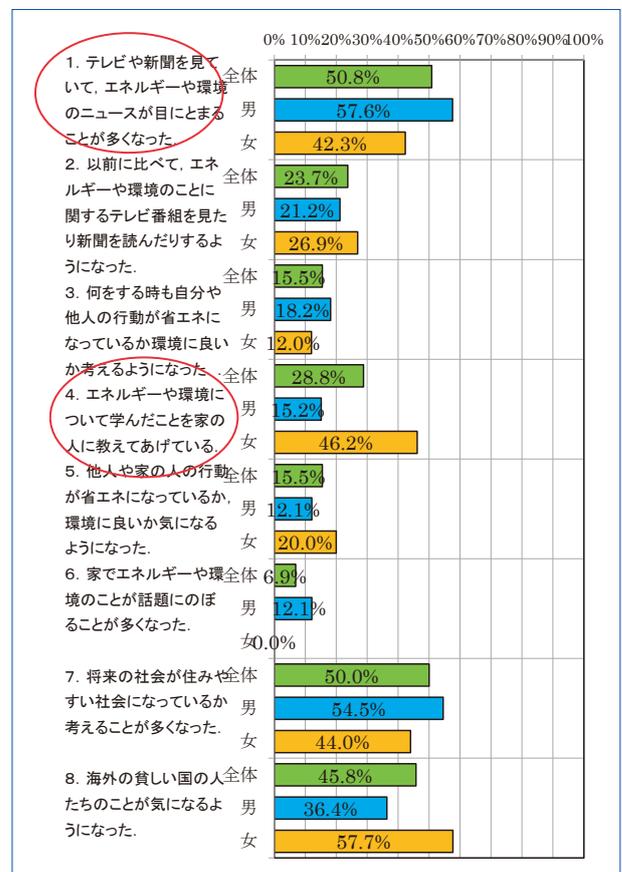


図2 自分自身の行動や生活の仕方の変容(小学校)

2016年から2019年度まで3位となっている(図3)。

とくに関心をもっている問題として、「地球環境問題」をあげる児童は2017年度を除いて過半数を保っている(2016年度66.3%⇒2019年度67.8%)。「原子力発電を使うことと事故や放射性廃棄物の問題」をあげる児童の比率は年ごとに変動が激しい。(2016年度37.3%, 2017年度13.7%, 2018年度37.3%, 2019年度18.6%) (図4)。また人口問題への関心が2019年度は57.6%と大幅に高まっているが、この理由については不明である。何らかの授業の影響があった可能性はある。

エネルギーと環境の問題に関する考えで、「自分たちがエネルギーと環境について学習することは大切なことだと思う」という児童は、2016年度97.6%⇒2019年度93.2%と常に90%を超えている(図5)。

一方、学校の授業でエネルギーと環境のことをもっと取り上げてほしいという児童は、2016年度60.2%⇒2019年度45.8%に減少してきている。エネルギーと環境の問題を解決するため自分はいろいろな形で行動していくつもりだという児童は、2016

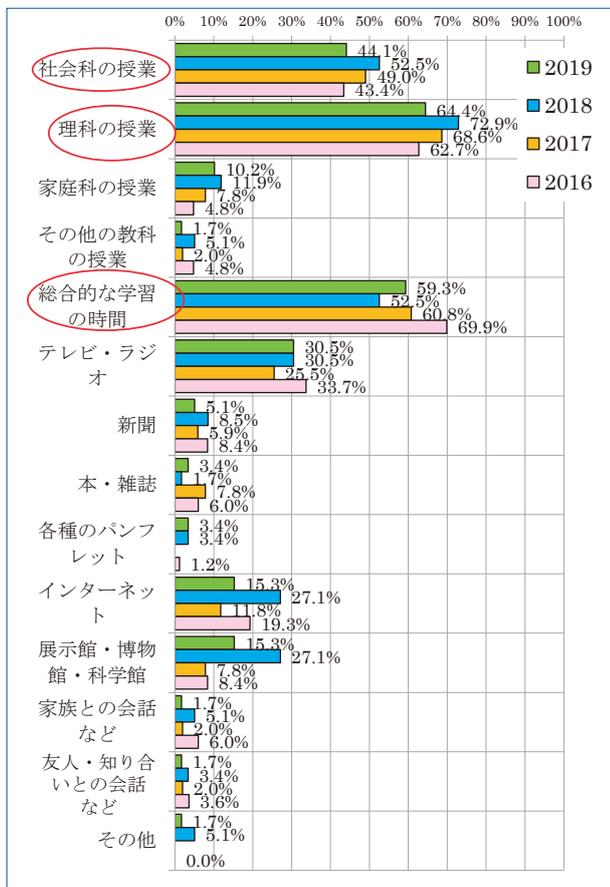


図3 エネルギーと環境の問題を何から学んだか (3つ選択) (小学校推移)

年度69.9%⇒2019年度40.7%に大幅に減少してきている。

エネルギーと環境について学習することは大切だと、ほぼ全員が答えていながら、学校の授業でそれをもっと取り上げてほしい、とする児童が半分以下になるのは、どう考えたらよいのだろうか。「学校の授業ではエネルギーと環境についてもう十分に取上げられている」ということか、「学習するのは大切なことだ」という模範的な答え方で100%近くになっているのか、それともその両方なのか、この調査からは、はっきりとはわからない。

エネルギーと環境の問題を解決するため自分はいろいろな形で行動していくつもりだという児童が大幅に減っている。これは昨今の異常気象などへの無力感が関係する可能性もないわけではないが、理由は明確ではない。

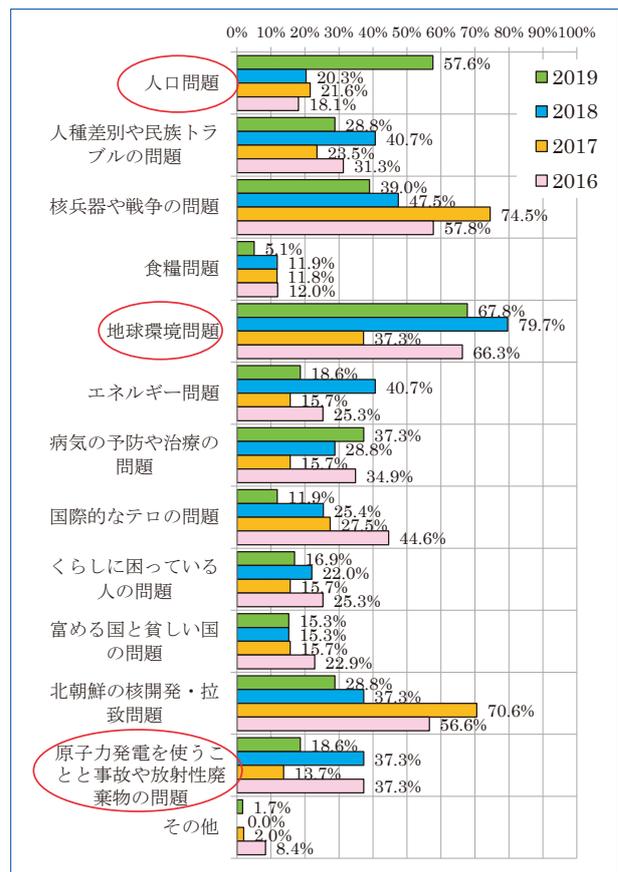


図4 とくに関心を持っている問題 (幾つでも) (小学校推移)

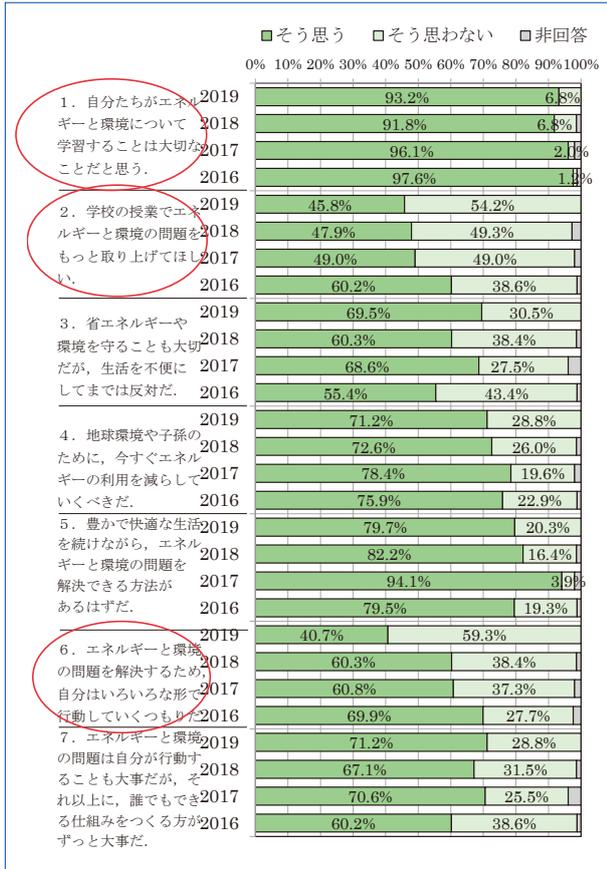


図5 エネルギーと環境の問題に関する考え（小学校推移）

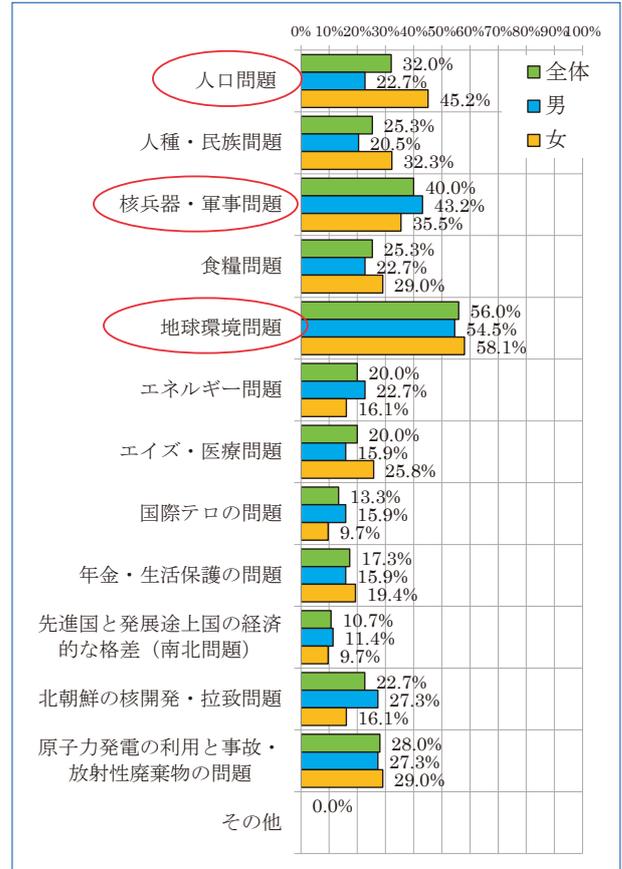


図6 とくに関心を持っている問題（幾つでも）（中学校）

3.4 中学校（2019年度）

次に中学校の結果について述べる。地球環境問題への関心は、56.0%（男子54.5%、女子58.1%）と小学校と同じく高い。小学校では人口問題への関心がそれに次いで高かったが、中学校では核兵器・軍事問題が2位となっている（図1）（図6）。なお、人口問題への関心は小学校だけでなく中学校でも3番目に高く、とくに女子では地球環境問題に次いで2位になっている。

火力発電所も原子力発電所もお湯を沸かして蒸気をつくり発電するということを知っている生徒は、76.0%（男子70.5%、女子83.9%）を占める。一方、コンセントの電気の強さは1.5Vと誤解している生徒が54.7%（男子50.0%、女子61.3%）となっている。この誤答は、①コンセントの電気が1.5Vだと思っているのか、②「コンセント」と「電池」の概念が区別されていないのか、③「電圧」という概念がわからないのか、不明なところがあるが、いずれにしても高い比率である。

「原子力発電の増加は地球の温暖化を促進す

る」と答えている生徒が29.3%（男子27.3%、女子32.3%）を占めている（図7）。これは考察で述べるが、成人でもかなり多い誤解である。

3.5 中学校における推移（2016年度－2019年度）

エネルギー環境問題を何から学んだかについては、①総合学習69.3%、②理科60.0%、③インターネット30.7%の順になっている。小学校(59.3%)（図3）に比べて、中学校では総合学習をあげる生徒の比率が高くなっている。理科、社会科には4年間で大きな変動はないが、インターネットをあげる生徒は2016年度の26.3%から増えており、2019年度は社会科を抜いて3位になった。総合学習および理科が60%台なのに比べると、今のところ30%台とかなり差はあるが、今後さらに比率が伸びていく可能性がある（図8）。

「ほうしゃせん見守り隊のメータ数字の意味を知っている、簡単な説明もできる」という生徒は2019年度30.7%であった（2016年度19.7%⇒2019

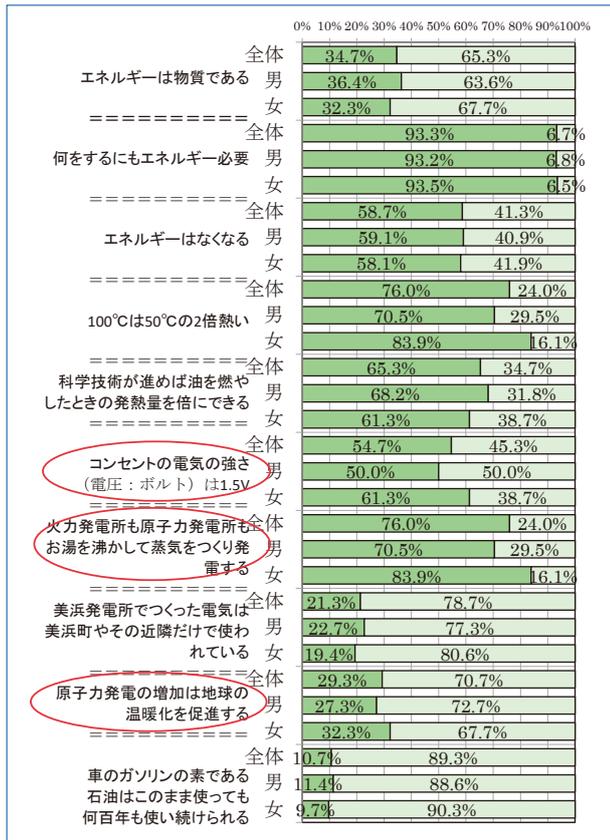


図7 エネルギー概念 (中学校)

年度30.7%) (図9)。「ほうしゃせん見守り隊とは、放射線量を示す大型計器で、値が高くなるとランプの色が緑から黄色に変わる。それを見た児童・生徒は教員に伝え、教員は県に伝えることになっている。放射線モニター装置の一つであり、美浜町内の各学校に設置されている。

また、「原子力施設周辺では他の地域に比べてより多い放射線を浴びる(そう思う+どちらかといえばそう思う)」という生徒が、2016年度65.8%、2017年度46.8%、2018年度40.4%、2019年度30.7%とこの3年間増えてきている。はっきりと「そう思う」という生徒もこの3年間増え続けている(図10)。これについては、後ほど考察のところで説明する。

「自分たちがエネルギーと環境について学習することは大切なことだと思う」という生徒は、2016年度92.1%⇒2019年度93.3%と4年を通して90%を超えている。一方、「学校の授業でエネルギーと環境の問題をもっと取り上げてほしい」という意見は、2017年度54.4%⇒2019年度44.0%に減少した。これは小学校のところでも触れた問題である。大切なことだと思う生徒は90%を超えている一方で、「エネ

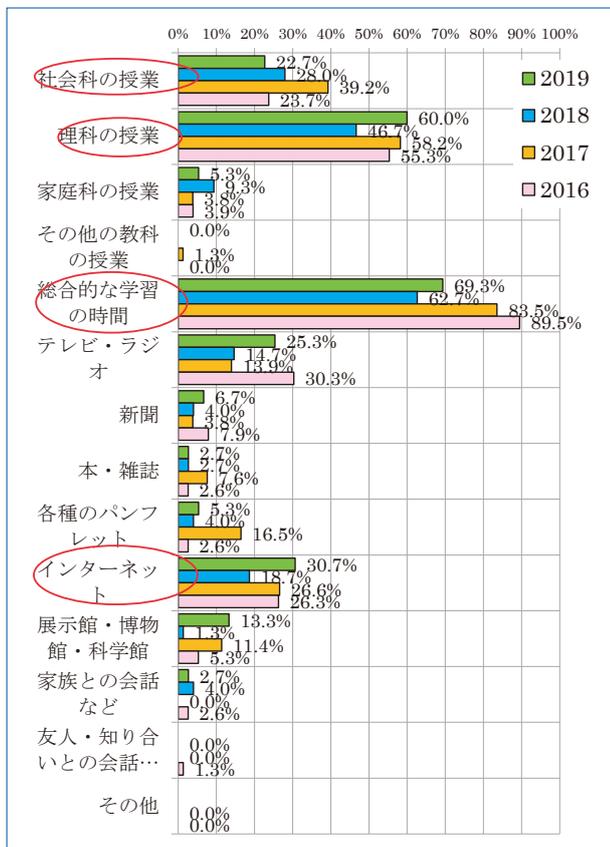


図8 エネルギーと環境の問題を何から学んだか (3つ選択) (中学校推移)

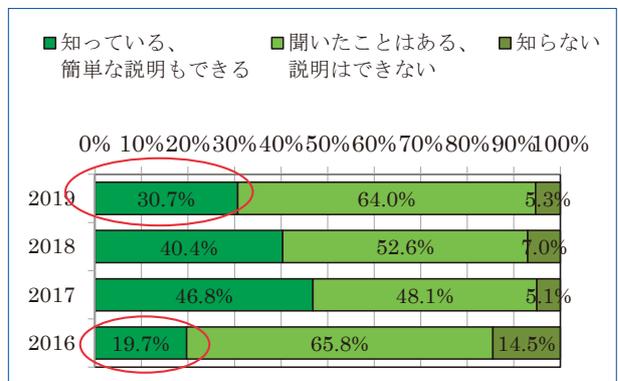


図9 「ほうしゃせん見守り隊」のメータ数字の意味 (中学校推移)

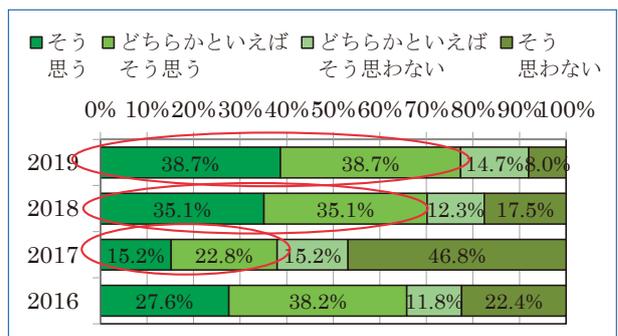


図10 原子力施設周辺では他地域に比べより多い放射線を浴びるか (中学校推移)

ルギーと環境の問題をもっと取り上げてほしい」という生徒が半数以下であり、しかも減少傾向にある。これが、これ以上学校の勉強が増えてほしくないといった感覚によるのか、それとも「きいばす」授業など良い授業が既に十分行われているということなのか、はっきりとはわからない。「豊かで快適な生活を続けながら、エネルギーと環境の問題を解決できる方法はある」という意見は、2016年度67.1%⇒2019年度85.3%に増加した。また、「エネルギーと環境の問題を解決するため、いろいろな形で行動していく」という生徒がやはり減少している。しかし、小学校と違い、2019年度も過半数は保たれている（図11）。

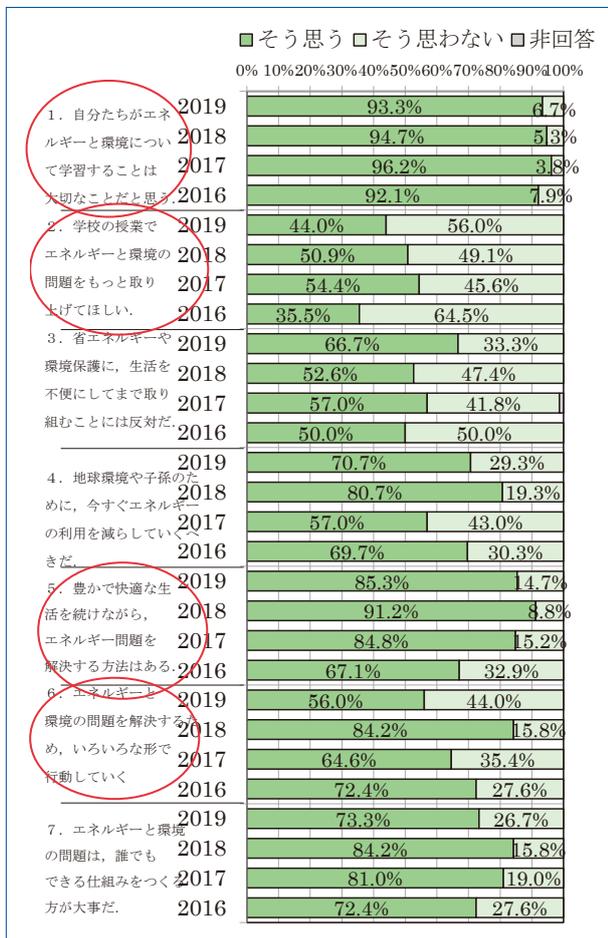


図11. エネルギーと環境の問題に関する考え(中学校推移)

4. 考察

4.1 小学生

美浜町では、エネルギー環境教育の内容を広く一般町民にも知ってもらうことを目標の一つとしている。そのため、学校で学んだことを子どもが家に帰って親に話したり、自然なかたちで家族内の会話につながっていくような仕掛けづくりが望ましい。そのような仕掛けは、決して子どもへの強制ではなく、行動経済学でいうナッジ（軽く肘でつつく）の応用であることも考えられる（大竹 2019）（山根 et al. 2019）。また、子どもにとっても自分以外の人に教えることは自ら学んだことを反復し、さらに理解を深めることができるので学習の定着に有意義である。

たとえば、家庭に持って帰られるプリントなどを用意すると、口で話すだけより親に教えやすい。

父兄参観の内容をエネルギー環境教育にすることなども有効であろう。他の教科に比べ実学的なエネルギー環境教育の内容は、親にとっても関心がありわかりやすいと考えられる。親子の対話をうながしたり、親に学校の教育に関心を持ってもらうきっかけにもなる。

さらに、「児童にエネルギー・環境に関する特定の課題について学校で学ばせ、それについて家庭に戻って家族と対話（議論）することを求め、その結果を再び学校に持ち寄って、先生と児童で共に考える。」というプロセスを繰り返す、などの教育的工夫（PBL: Problem Based Learning）を活用することも有効であると考えられる。

次に、エネルギーと環境の問題を何から学んだかという質問で、社会科より総合学習の授業をあげる児童が多いこと（図3）については、総合学習でエネルギー環境教育に多くの時間を費やしている美浜町の状況をよく表している。他地域では、主に課外活動などに総合学習の時間をあて、エネルギー環境教育には全く使えていないところもあるのが実情である。

とくに関心をもっている問題として、「原子力発電を使うことと事故や放射性廃棄物の問題」をあげる児童が減少してきていること（図4）については、美浜発電所が休止していることもあり、学校の授業で取り上げられることが少なくなっている可能

性がある。また、各地の原子力発電所休止以降、原子力が新聞やテレビで取り上げられることが少なくなっていることも影響しているかもしれない。

「学校の授業でエネルギーと環境のことをもっと取り上げてほしい」という児童が減少してきていること(図5の設問2)については、一つの見方として、「きいばす」におけるエネルギー環境学習が行き渡った結果と考えることもできる(美浜町の小中学校は2017年度からそれぞれ年3回、「きいばす」でエネルギー環境学習を行っている)。しかし、エネルギーや環境問題に関する関心が薄れてきている可能性や、これ以上学校の勉強が増えてほしくないという考えが表れている可能性もあり、今後の数値の推移にも注意していかなければならない。なお、この設問に関しては、小学生、中学生で「そう思う」という比率はあまり変わらない(図5、図11の設問2)。

さらに「エネルギーと環境の問題を解決するため、自分はいろいろな形で行動していくつもりだ」とする児童も4割程度に減少している(図5の設問6)。小学校だけでなく中学校でも同様に減少してきているが、56%と小学校よりは高い比率となっている(図11の設問6)。資源やリサイクルのことをより意識するなどして具体的にどのような行動を取りうるか、教員によるアドバイスを適宜行い、全員参加のPBLなどを授業に取り入れていくことが、児童に行動を考えさせるきっかけになりうると思われる。

4.2 中学生

中学生でも小学生と同じく地球環境問題が関心を持っている問題の1位となっている。昨今、地球温暖化に対する社会の知識も高まってきており、二酸化炭素排出削減への意識も高まってきていることが影響している可能性がある(図1)(図6)。

中学生において、「原子力発電の増加は地球の温暖化を促進する」と誤解している生徒が依然3割を占めていること(図7)については、原子力安全システム研究所の先行研究で一般の大人でもそのように考える人が少なくないことがわかっている(深江2004)。地球温暖化の原因は主に二酸化炭素を主体とする温暖化ガスの増加によると考えられることへの理解は進んでいると思われるものの、原子力発電は発電時に二酸化炭素を排出しないことへの理解を一層深めていく必要がある。

「自分たちがエネルギーと環境について学習することは大切なことだと思う」という中学校生徒は男女とも9割以上を占めており(図11の設問1)、エネルギー環境教育の重要性が理解されている。また、エネルギー環境教育を何によって学んだかという問いに、「総合的な学習の時間」と答える生徒の割合が7割と高く(図8)、美浜町では総合学習の時間が中学校でのエネルギー環境教育に有効活用されていることがわかる。

図5と図11は、小学校と中学校で同じ設問をしているので比較してみた。その結果、「地球環境や子孫のために、今すぐエネルギーの利用を減らしていくべきだ」とする児童・生徒は小学校、中学校とも約7割となっている(図5と図11の設問4)。また「エネルギーと環境の問題は自分が行動することも大事だが、それ以上に、誰でもできる仕組みをつくる方がずっと大事だ」とする児童・生徒も小学校、中学校とも7割強となっている(図5と図11の設問7)。

このことは、一面、小学生でも中学生でも上記質問項目のような内容に関しては、考え方にそれほど差がないとみることもできる。ただし、2019年度のデータでは小学校と中学校でおおよそ同じ数値だが、2018年度以前をみれば相当の違いがある。小学校から中学校へ進むまでの間には、上記質問への回答に影響を与える何かが起こっているということを示唆している。設問7に関しては、2018年度以前、中学生の方がかなり多い。中学生になると制度など、社会の仕組みに期待する傾向が強まっている可能性がある。

最後に下記の回答結果については、今後注意をして推移をみていく必要がある。

- (1)「コンセントの電気の強さ(電圧:ボルト)は1.5V」と回答した生徒が50%を超えている(図7)。単に家庭用コンセントの電圧が、100Vないし200Vであることを教え込んでいく(記憶させる)より、「コンセント」と「電池」について、また「電圧」に対する理解などに努めていくことが重要だと思われる。冷蔵庫や洗濯機などを動かすには、1.5Vという電圧では到底足りないというところに気が付くことが必要である。
- (2)「原子力施設周辺では他の地域に比べてより多い放射線を浴びると思う」という生徒が増加している(図10)。原子力発電所では放射

線の遮蔽を行っており、ほうしゃせん見守り隊などのモニター設備でも確認できることを教えていく必要があると考えられる。ただし、このように答える生徒が増加していることについては、質問のあいまいさによる可能性もある。「放射線を浴びる」というのは、日常生活の中でいつも浴びる、という意味か、もし事故が起きた時に浴びる可能性が高い、という意味かによって、答え方が大きく異なってくる。設問の文面を慎重に再考する必要があると思われる。仮に設問中に「日常的に」といった文言を付け加えた場合に、そう思うという生徒が大きく減少するようであれば、質問のあいまいさによる影響が大きかったということになる。

- (3)「学校の授業でエネルギーと環境の問題をもっと取り上げてほしい」という意見が減少してきている（図11の設問2）。小学校でも同様の傾向で、その理由については小学校のところで考察した。

5. おわりに

学校で学んだエネルギー環境学習のことが自然なかたちで家族内の会話につながっていくような仕掛けづくりを提案した。また、今回の質問紙調査について、今後注意をして推移をみていく必要がある項目について指摘した。今後とも、エネルギー環境教育が美浜町内外の小中学校で、幅広く実施されることが期待される。

謝辞

貴重なデータを提供いただいた美浜町教育委員会に感謝申し上げます。

引用文献

- 文部科学省 HP 2020. 6. 29 https://www.mext.go.jp/a_menu/shotou/sougou/main14_a2.htm
 大竹文雄 2019「行動経済学の使い方」p44-57.
 山根承子, 黒川博文, 佐々木周作, 高阪勇毅 2019「今日から使える行動経済学」p60-61.
 深江千代一 2004 原子力発電が地球温暖化の原因と考える人々の認識 Journal of the Institute of Nuclear Safety System, 11, 50-61.

疲労劣化を考慮した地震荷重に対する 信頼性評価モデルの開発*¹

Development of reliability assessment model for seismic loading that considers fatigue damage

釜谷 昌幸 (Masayuki Kamaya) *²

中村 隆夫 (Takao Nakamura) *³

要約 静的機器の損傷確率は、原子力発電プラントの安全評価やレジリエンス指標の評価で用いられる。本研究では、低サイクル疲労による材料劣化を考慮した損傷確率評価モデルを開発した。モデルでは、まず、疲労劣化の程度を代表する疲労損傷度 (UF) を疲労亀裂の寸法に置き換えた。そして、余震を含む地震荷重による疲労亀裂進展を予測した。最後に、予測した亀裂寸法をもとに、地震荷重による損傷確率を決定した。このモデルを加圧水型原子炉の余熱除去系統に適用したところ、損傷確率は疲労損傷度にはほとんど影響を受けなかったことがわかった。これは、配管の破壊強度は、亀裂深さにほとんど影響されないが、余震回数の増加は配管の漏洩確率を増加させることを意味する。

キーワード 低サイクル疲労, 亀裂進展, 疲労損傷度 (UF), 信頼性評価, 静的機器

Abstract Failure probability of static components is used for assessing plant safety or resilience index of nuclear power plants. In this study, a failure probability assessment model was developed that considers the effect of material degradation caused by low-cycle fatigue. Crack initiation due to fatigue damage was assumed and its depth was determined from the magnitude of fatigue damage. Then, crack growth was predicted for seismic loads consisting of a main earthquake and aftershocks. Finally, the failure probability was calculated for the seismic load of various magnitudes. The model was successfully applied to a pipe of the residual heat removal system of a pressurized water reactor power plant. It was shown that the failure probability was hardly affected by the degree of fatigue damage. Although the crack depth had little influence on the fracture strength of the cracked pipe, an increase in the number of aftershocks could increase the probability of leakage.

Keywords Low-cycle Fatigue, Crack growth, Usage Factor(UF), Reliability Analysis, Static Components

1. 緒言

原子力発電プラントにおいて、設計想定を超える事象に対して一時的に喪失した安全機能をアクセシブルなマネジメントにより回復させることを想定したレジリエンス指標が提案され、検討が進められている⁽¹⁾。その検討の中で、静的機器の破壊や漏洩の確率（以下、損傷確率）を算出する必要があるが、そこには経年劣化の影響も考慮することが求められる。著者らによる過去の検討⁽²⁾では、損傷確率に影響を及ぼす主要な劣化要因として低サイクル疲労

が抽出された。機器の設計においては、低サイクル疲労による劣化は、運転年数とともに蓄積されることを前提とする。具体的には、設計上許容される負荷繰返し数に対して、実際に発生すると想定される繰返し数の比をUF (Usage Factor) と定義し、設計では、UFがプラント運転期間中に1を超えないように制限する。そして、プラント運転開始後も、実績の繰返し数に対するUFが1を超えないように管理している。しかし、運転年数とともにUFは確実に増加するので、その影響を損傷確率の算出に考慮することが必要となる。

*¹ E-Journal of Advanced Maintenance, Vol. 11, No. 1 (2019), pp. 8-15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

*³ 大阪大学

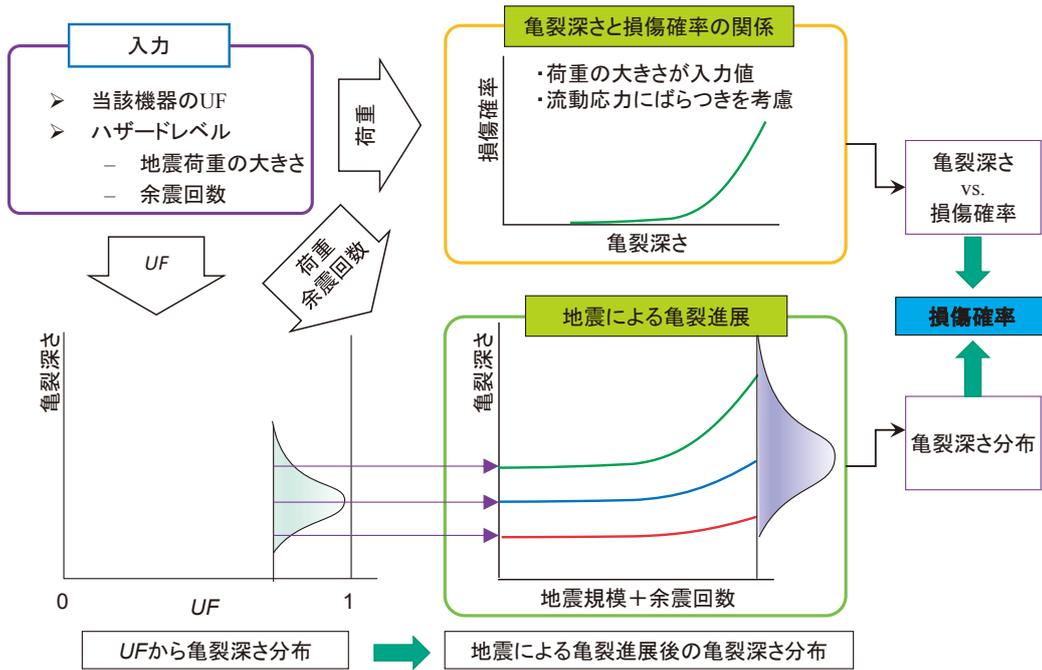


Fig. 1 Schematic diagram for the reliability assessment model considering degradation of static components.

本報では、経年劣化の程度（UFの大きさ）とハザードレベル（地震荷重の大きさ）に応じた条件付損傷確率を算出する静的機器劣化損傷モデルを構築する。そして、安全機能上重要な役割を果たすPWRプラントの余熱除去設備（余熱除去系統配管）を対象とした計算例を示す。

2. 信頼性評価モデルの構築

2.1 モデルの概要

本モデルの入力条件として対象機器のUFとハザードレベル（地震荷重の大きさおよび余震回数）が与えられる。これらの入力条件から損傷確率を算出する手順を図1に模式的に示す。まず、UFを基に疲労によって発生した亀裂深さとその分布を、確率論的破壊力学コードp-CRESTA⁽³⁾を用いた初期の亀裂深さや亀裂進展速度などのばらつきを考慮したモンテカルロ計算により得る。亀裂は、余震を含めた地震荷重により進展することを想定する。一方、地震荷重を負荷したときの、亀裂深さと損傷確率の関係は、すでに著者らによって得られている⁽⁴⁾。そして、地震後の亀裂深さ分布と、それぞれの亀裂深さに対する損傷確率を積分することで、そのUFに地震荷重が負荷された時の損傷確率を算出する。個々の数値の具体的な算出方法を以下で説明する。

2.2 疲労劣化量（UF）と亀裂深さの対応

2.2.1 亀裂進展による疲労寿命の予測

疲労寿命は亀裂の発生と発生した亀裂の成長の2つの期間に分けることができる。そして、設計において対象となる低サイクル疲労では微小な亀裂発生までの発生期間は無視できることが示されている⁽⁵⁾。そこで、微小な亀裂の成長予測により疲労寿命を再現することを試みる。

室温大気中のステンレス鋼から得た、ひずみ範囲 $\Delta\varepsilon$ での亀裂進展速度 (da/dN) は次式で得られている⁽⁶⁾

$$\frac{da}{dN} = 3.33 \times 10^{-12} (\Delta K_{eq})^{2.85} \quad (1)$$

$$\Delta K_{eq} = f \Delta \varepsilon E \sqrt{\pi a} \quad (2)$$

ここで、 a は亀裂深さ、 f は応力拡大係数に対する形状係数⁽⁷⁾、 E はヤング率（325℃に対応する174 GPaを適用）を示す。初期深さが、平均0.1 mm、ばらつきCOV = 0.5の対数正規分布にしたがうとして、深さが3 mmに到達するまでの繰返し数（疲労寿命）の分布を求める。このとき、亀裂形状はアスペクト比0.5の半楕円形状とし⁽⁸⁾、試験片形状を想定した $\phi 10$ mmの丸棒表面からの亀裂成長を模擬する。

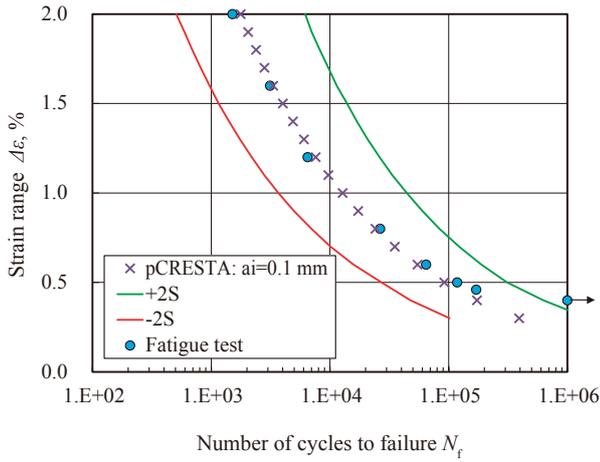


Fig. 2 Fatigue life predicted by probability fracture mechanics analysis and fatigue test.

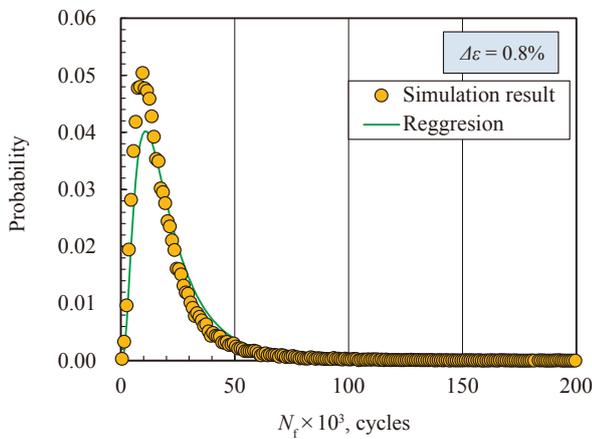


Fig. 3 Fatigue life distribution obtained by probability fracture mechanics analysis.

亀裂成長速度には標準偏差 $10^{2.7}$ のばらつきを考慮した⁽⁹⁾。確率論的破壊力学コードp-CRESTAを用いて予想された疲労寿命を図2に示す。図には、予想疲労寿命の平均と、 $\pm 2\sigma$ のばらつきの範囲を示す。予測された疲労寿命は疲労試験による疲労寿命⁽¹⁰⁾とよく一致していることが確認できる。つまり、疲労寿命は0.1 mmの亀裂深さが3 mmに到達するまでの繰返し数と等価と見なせる。図3に $\Delta\epsilon = 0.8\%$ での疲労寿命の分布を示すが、疲労寿命はおおよそ対数正規分布で近似できることがわかる。

2.2.2 設計疲労曲線における安全率の意味

UFの算出に用いられる設計疲労曲線⁽¹¹⁾には実験結果の回帰線に対して繰返し数で20倍の安全率が考慮されている。したがって、 $UF = 1$ に到達するまでの繰返し数と、疲労試験で得られる疲労寿命

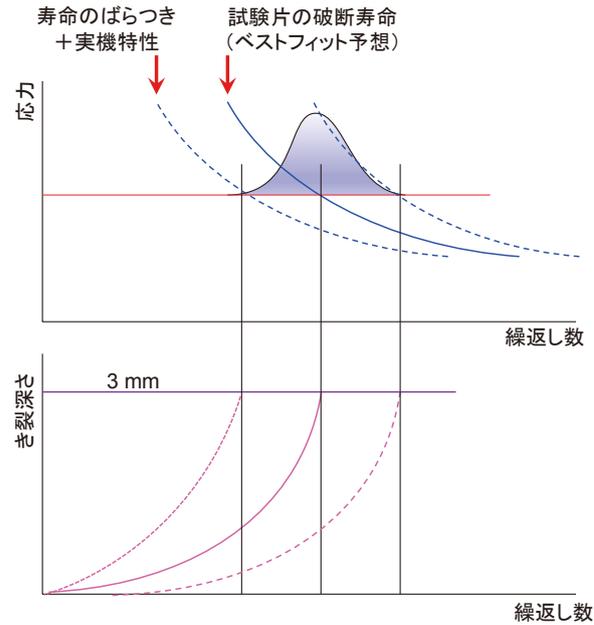


Fig. 4 Schematic drawing representing the meaning of safety margin in the design fatigue curve and correlation with crack depth.

との間には大きな乖離が生じることになる。

20倍の安全率には、

- (1) データのばらつき (2倍)
- (2) 表面粗さ (4倍)
- (3) 寸法効果 (2.5倍)
- (4) 荷重履歴 (設定なし)

が考慮されているとのNUREG/CR-6909⁽¹²⁾の解説がある(カッコ内はNUREGによって与えられている数値)。設計疲労曲線はこれらの影響を考慮した下限近傍の寿命に対応すると考えることができる(図4の模式図参照)。そこで、本モデルでは、これらの安全率の4つの要因を以下のように考慮することで、亀裂成長予測による設計疲労線図の再現を試みた。

- (1) データのばらつきは、初期深さと亀裂成長速度のばらつきと等価
- (2) 表面粗さの影響は初期深さに反映させる
- (3) 寸法効果は考慮しない(潜伏期間を零とする)
- (4) 荷重履歴効果(有効ひずみ範囲の変化に反映させる)

(2)に対する初期深さは、EN疲労設計規格⁽¹³⁾で機械加工粗さが0.2 mmとされていることから、これに余裕を見て平均値を0.3 mm、COVを0.5に設定した。寸法効果による寿命低下は、危険体積の増加に対応している。先の計算では、潜伏期間を考慮しない場合(初期深さ0.1 mmからの進展を模擬

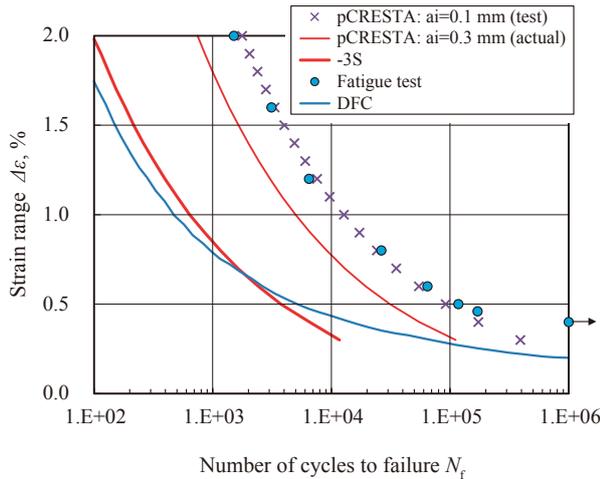


Fig. 5 Fatigue life prediction for actual components.

した場合)でも、3 mmに到達するまでの繰返し数は、試験の疲労寿命とよく一致した。したがって、低サイクル疲労においては、危険体積が変化しても亀裂の発生確率は同一、つまり寸法効果を考慮する必要がないと考えられる。荷重履歴効果は、亀裂の開閉口によってもたらされ、疲労寿命を低下させる方向に作用することが示されている⁽¹⁴⁾。つまり、荷重履歴によって、疲労亀裂の駆動力となる有効ひずみ範囲 $\Delta\epsilon_{\text{eff}}$ が増加する。一定負荷 $\Delta\epsilon$ で試験した場合の $\Delta\epsilon_{\text{eff}}$ は次式で近似できることが示されている⁽¹⁴⁾。荷重履歴効果によって、亀裂の開口が促進されると、

$$\Delta\epsilon_{\text{eff}} = \Delta\epsilon - \frac{100\Delta\epsilon + 200}{E} \quad (3)$$

$\Delta\epsilon_{\text{eff}}$ が $\Delta\epsilon$ に近くなる。つまり、履歴効果によって、有効ひずみ範囲は一定負荷時の(3)式と $\Delta\epsilon$ の間を変化することになる。そして、有効ひずみ範囲の増加によって、疲労寿命はマイナー則による予測よりも短くなる。この影響を考慮するために、 ΔK_{eq} の算出に用いる $\Delta\epsilon$ として、次式の $\Delta\epsilon_{\text{his}}$ を用いた。

ここで、 R_{uniform} は一様乱数により与えられる定数を

$$\Delta\epsilon_{\text{his}} = \Delta\epsilon + R_{\text{uniform}} \frac{100\Delta\epsilon + 200}{E} \quad (4)$$

示す。

以上の想定のもと、p-CRATAによりモンテカルロ計算を実施した。進展速度、およびそのばらつきは、(1)式、および標準偏差 10^{27} を適用した。図5に得られた疲労寿命の平均と-3 σ の線を示す。予測された疲労寿命の-3 σ が日本機械学会の設計疲労線図⁽¹¹⁾とよく対応していることがわかる。

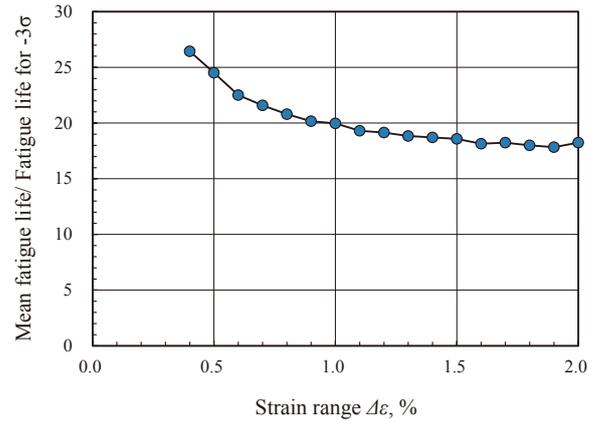


Fig. 6 Change in safety margin with strain range obtained by fatigue life prediction.

平均値の寿命を-3 σ の寿命で除したもの(安全率に対応)とひずみ範囲の関係を図6に示す。正規化した疲労寿命は18.2から26.4まで変化した。 $\Delta\epsilon$ が0.4%~2.0%の場合の正規化寿命の単純平均は20.1となり、設計疲労線図の20倍の安全率にほぼ一致した。ちなみに、この正規化疲労寿命の平均は、初期亀裂の深さ分布COV、初期亀裂深さの平均値 μ_m などに依存し、20倍の安全率を再現する解析条件は複数存在する。

2.2.3 UFと亀裂深さの関係

初期亀裂深さ分布を与え、ばらつきを考慮した進展速度で亀裂を進展させ、深さ3 mmに到達するまでの寿命の平均とばらつきを算出した。そして、ばらつきの-3 σ に相当する寿命が、設計疲労曲線($UF = 1$)とほぼ一致した。このモデルを用いることで、UFと亀裂深さの分布を図7に模式的に示すように取得する。つまり、モンテカルロ計算で得られる亀裂深さの分布を繰返し数毎に取得して、統計的に近似することで、UFと亀裂深さ分布の関係を算出する。

設計疲労曲線では、丸棒試験片を用いて得られた疲労寿命を基本に、実機における影響因子が考慮されている。したがって、 $UF = 1$ での亀裂深さは3 mmに相当すると考えられる。実際の評価においては、 $UF = 1$ 相当の荷重と繰返し数が負荷されても、実機の形状によって駆動力 ΔK_{eq} が変化し、 $UF = 1$ 到達時の亀裂深さ(の平均)が3 mmになるとは限らない。例えば、形状複雑部や大型構造物などでは、駆動力 ΔK_{eq} に用いる形状係数 f が変化し、 $UF = 1$ 相

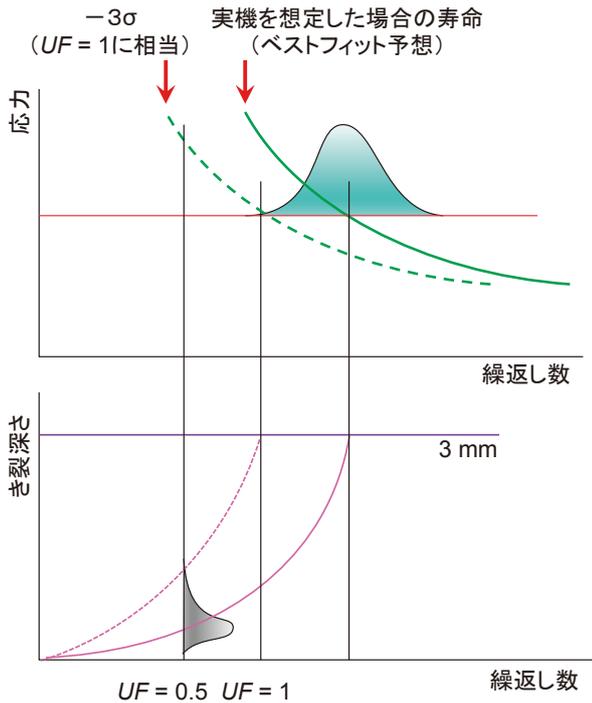


Fig. 7 Relationship between the crack depth and its distribution and the number of cycles for fatigue life.

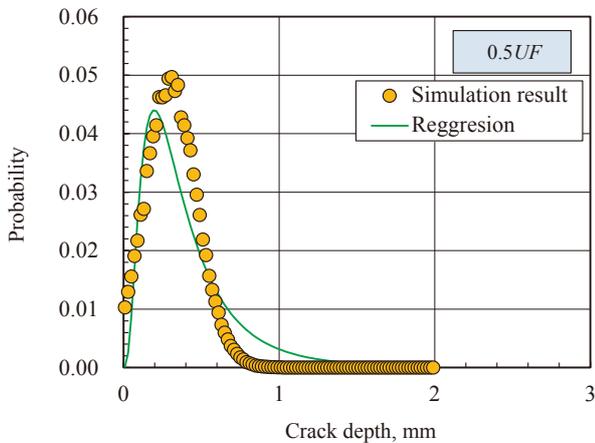
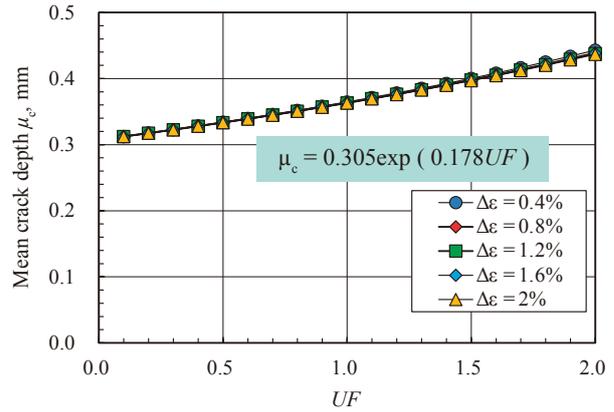
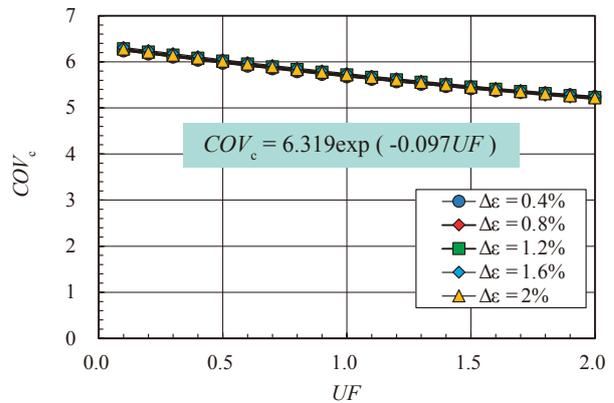


Fig. 8 Crack depth distribution for $UF = 0.5, \Delta\varepsilon = 1.2\%$.

当の負荷と繰返し数の組み合わせでも、合計の進展量が同一でなくなる。ここでは、モデルに一般性を持たせるため、亀裂が深さ無限大の平板表面に存在すると仮定する。つまり、(2)式における形状係数 f を、アスペクト比0.5の表面亀裂に相当する $f = 0.896$ ⁽¹⁵⁾ とした。その他の計算は、先の計算と同一とした。図8に $\Delta\varepsilon = 1.2\%$ 、 $UF = 0.5$ 相当の繰返し数の亀裂深さ分布を示す。ここで、 $UF = 1$ は図5に示した -3σ に相当する曲線で与えた。誤差はあるものの、亀裂深さ分布は対数正規分布で近似できて



(a) Mean value



(b) COV

Fig. 9 Change in crack depth distribution parameters.

UF 毎の亀裂深さの分布の平均 μ_c とばらつき COV_c を図9に示す。 UF が増加する（疲労劣化が進行する）にしたがって、亀裂深さが増加している様子が再現できている。 $UF = 1$ においては亀裂深さ分布の $+3\sigma$ は、おおよそ3 mmであった。これは、 UF を亀裂深さ3 mmに到達する疲労寿命の -3σ としていることに対応している。 μ_c と COV_c の UF に対する変化はひずみ範囲にほとんど依存しなかった。そして、 $\Delta\varepsilon = 1.2\%$ に対する最小自乗近似として以下の式を得た。

$$\mu_c = 0.305\exp(0.178UF) \tag{5}$$

$$COV_c = 6.319\exp(-0.097UF) \tag{6}$$

これらの式を用いることで、 UF に対する亀裂分布を得ることができる。

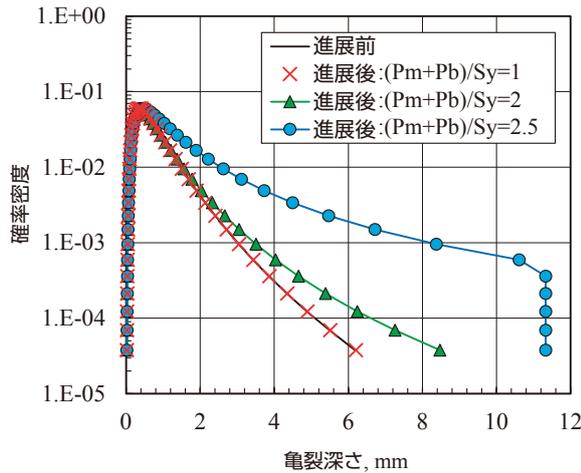


Fig. 10 Crack depth distribution before and after seismic loading.

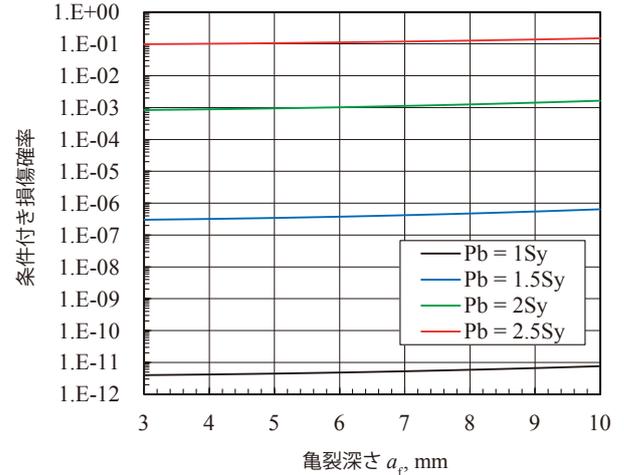


Fig. 11 Relationship between failure probability and crack depth ⁽⁴⁾.

3. 損傷確率の算出

3.1 損傷確率算出の流れ

図1で説明したように、本モデルの入力条件としてはUFと地震荷重の大きさとなる。(5)式および(6)式より、UFを入力として亀裂深さ分布が求まった。この亀裂に対する、地震力による亀裂進展、および亀裂の存在する機器(管)に対する破壊荷重を算出する。

対象となる余熱除去系統の配管の諸元は以下のとおり。

- (a) 想定される使用条件
 - ・温度：200℃
 - ・圧力：5 MPa を想定
- (b) 形状
 - ・外径：267.4 mm (10B, 主配管)
 - ・肉厚： $t = 15.1$ mm (Sch80) ($R_m/t = 8.35$)
- (c) 材料定数 (200℃)
 - ・オーステナイト系ステンレス鋼
 - ・材料規格 (SUS304TP ステンレス鋼) ⁽¹⁶⁾
 - ・ヤング率：183 GPa
 - ・設計応力強さ S_m ：129 MPa
 - ・設計降伏強さ S_y ：144 MPa
 - ・設計引張強さ S_u ：402 MPa
 - ・流動応力 S_f ： $(144+402) \times 0.5 = 273$ MPa

3.2 地震荷重による亀裂進展

地震荷重に対する亀裂進展は、地震力による ΔK_{eq} を算出し、日本機械学会維持規格 ⁽¹⁷⁾、添付E-2-10に記載されているオーステナイト系ステンレス鋼の大気中の疲労亀裂進展速度である次式により進展させる。

$$\frac{da}{dN} = 2.93 \times 10^{-12} (\Delta K)^{3.3} \quad (7)$$

計算には ΔK の代わりに ΔK_{eq} を用いた ⁽¹⁸⁾。また、形状係数 f としては、厚さ無限大の平板の値である 0.896 を適用した。荷重の大きさは $P_m + P_b$ で与え、ひずみ範囲の算出には K_e 係数 ⁽¹¹⁾ を用いた。

図10に亀裂進展後の亀裂深さ分布を示す。地震荷重 ($P_m + P_b$) は、設計降伏強さ S_y で正規化しており、 $2S_y$ が設計上の上限荷重となる。1回の地震により60回の繰返し荷重が負荷されると仮定しているが ⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾、地震荷重が $1.0S_y$ の場合は、繰返しによる亀裂進展は小さく、亀裂深さ分布が地震荷重付与前後でほとんど変化しない。一方、地震荷重が $2.5S_y$ の場合は、亀裂の進展が確認できる。そして、大きい亀裂は管厚 $t = 15.1$ mm の75%を超えた。本モデルでは亀裂深さが $0.75t$ に到達すると漏洩と判断した。

3.3 亀裂深さと損傷確率の関係

亀裂の存在する管の損傷確率は維持規格の極限荷重評価法を適用した。深さ a 、表面長さ $2c$ の周方向

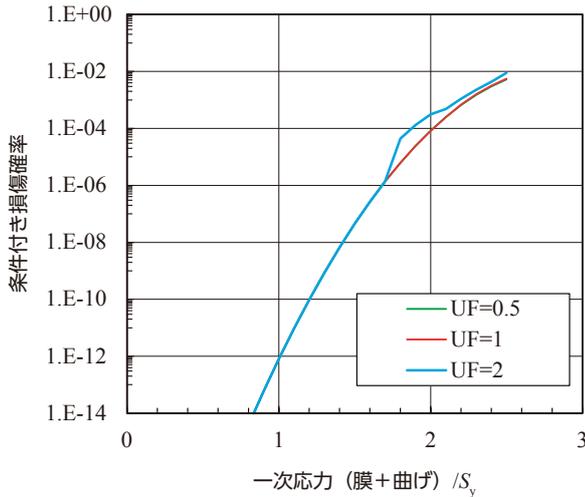


Fig. 12 Failure probability for various amplitudes of seismic loading.

亀裂を有する管の許容曲げ荷重 P_b' を次式により算出した⁽¹⁷⁾.

$$P_b' = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left(2\sin\beta - \frac{a}{t}\sin c \right) \quad (8)$$

$$\beta = \frac{1}{2} \left(\pi - \frac{ac}{t} - \pi \frac{P_m}{\sigma_f} \right) \quad (9)$$

膜応力 P_m としては 5 MPa の内圧に相当する値を用いた。流動応力 σ_f は、平均 308.5 MPa ($S_f/0.885$)⁽²⁾、 $COV = 0.1$ の分布を考慮した。算出された亀裂深さと損傷確率の関係は図 11 のようになった⁽²⁾。

3.4 損傷確率

亀裂進展後の亀裂深さ分布に対して、図 11 の関係を積分することで、UF と地震力に対する損傷確率を算出できる。図 12 に地震荷重と損傷確率の関係を示す。地震荷重が大きくなるほど損傷確率が増加している。設計限界である $2S_y$ における損傷確率はおよそ 0.01% であった。一方、損傷確率に対する UF の影響はほとんど見られない。図 11 に示すように、損傷確率は亀裂深さにほとんど影響を受けない。極限荷重は、亀裂面における亀裂でない断面の面積（リガメントの面積）を用いて算出される。UF の変化に対応するリガメントの面積の変化は、管全体の断面積に対して限定的であったため、損傷確率はほとんど変化しなかった。UF = 2 において、 $1.6S_y$ 以上で損傷確率が増加しているのは、亀裂進展による漏洩の影響による。

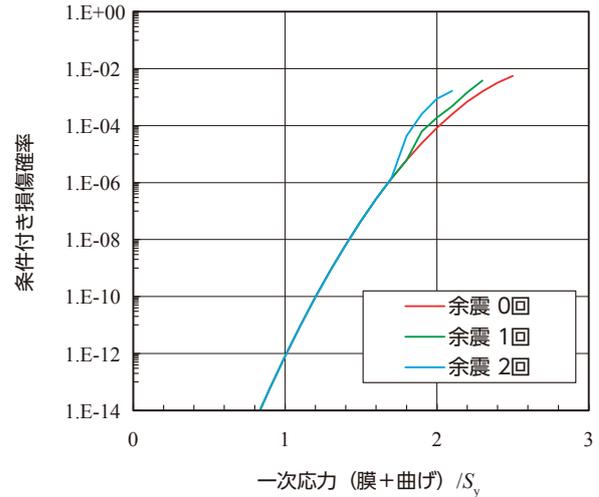


Fig. 13 Failure probability for various amplitudes of seismic loading (influence of aftershocks).

4. 考察

4.1 疲労寿命に及ぼす環境効果の考慮

本モデルでは環境効果については陽には考慮していない。用いる亀裂進展速度や疲労寿命は大気中の疲労試験の結果を適用している。実機の疲労劣化評価において、疲労寿命に対する環境効果は係数 F_{en} を用いて考慮され⁽²¹⁾、(大気中の UF) / F_{en} が評価に用いる UF となり、これが本モデルの入力となることを想定している。 F_{en} は実験値のベストフィットとなるよう近似されている。もし、環境効果が F_{en} によって誤差なく考慮されているとすれば、本モデルにおいて環境効果は、亀裂進展の速度を F_{en} 倍していると解釈できる。その場合、環境効果は、UF と亀裂深さ分布の関係に影響を及ぼさないことになる。したがって、本モデルの検討では環境効果は陽には考慮していないが、実機の評価においては、環境効果を考慮した UF を本モデルの入力に用いても、大気中と同様に損傷確率が算出できる。

ちなみに、進展速度で考慮した標準偏差 10^{27} は PWR 環境中の疲労亀裂進展試験のばらつきから決定した⁽⁸⁾。

4.2 地震荷重に対する余震の影響

地震評価においては、余震の影響も無視できない。図 13 は、余震による損傷確率の変化を示している。余震には、本震と同じ規模（繰り返しの一次応力、繰り返し数 60 回）を想定した。つまり、余震 1 回

の場合は、繰り返し数が120回になり、亀裂進展量が増えることになる。先のUFの影響と同様に、余震により亀裂進展量が増えても損傷確率はほとんど変化しない。負荷が大きくなると損傷確率が増加しているのは、亀裂進展量の増加による漏洩の発生による。つまり、余震は配管の破断ではなく、漏洩のリスクを高くしている。

4.3 機器設計における疲労劣化の妥当性

図12に示すように、損傷確率はUFにほとんど依存しなかった。UFが大きくなると、亀裂進展量が増えることから漏洩による損傷の発生が増加すると考えられるが、 $UF = 2$ においては、その影響はほとんど見られない。とくに、一次応力に対する設計限界は $2S_y$ であるが、実際の想定荷重はこれを大きく下回っていると想定される。そして荷重が $1.7S_y$ 以下では $UF = 2$ の損傷確率は $UF = 1$ とほぼ一致した。このことは、現状の $UF = 1$ の設計限界を $UF = 2$ としても、つまり現状の安全率20倍を10倍に変更しても、地震荷重に対する損傷確率には影響しないことを意味している。

5. 結言

UFと地震荷重の大きさを入力に機器（配管）の損傷確率を算出できる静的機器劣化損傷詳細モデルを構築した。モデルでは、確率論的破壊力学手法を適用したモンテカルロ計算により設計疲労線図（ $UF = 1$ の繰り返し数）を寿命のばらつきの -3σ と等価であるとして、UFに対する亀裂深さ分布を求めた。また、地震による繰り返し荷重による亀裂進展も考慮した。そして、亀裂深さに対する損傷確率を掛け合わせることで、UFに対する損傷確率を算出した。得られた結果は以下のように要約できる。

- (1) 亀裂進展解析によって実験の疲労寿命は再現できた。そして、寿命のばらつきの -3σ が、寿命に対する20倍の安全率とほぼ等価とすることができた。
- (2) UFに対する亀裂深さ分布は対数正規分布で近似できた。その平均とばらつき（COV）はひずみ範囲にほとんど依存せず、UFと分布定数の相関式を導くことができた。
- (3) 機器損傷確率は、UFにはほとんど依存せず荷重の大きさに対して単調増加した。設計限界で

ある $2S_y$ における損傷確率はおよそ0.01%であった。

- (4) 損傷確率は亀裂深さにほとんど依存しない。したがって、保全活動によって損傷を小さく（亀裂を小さく）する努力をしても、損傷確率の改善に対する寄与は小さい。
- (5) 損傷確率に対する余震の影響は顕著ではなかった。余震回数が多くなると漏洩の発生確率が大きくなる。つまり、余震は配管の破断ではなく、漏洩のリスクを高くしている。
- (6) 低サイクル疲労による経年劣化は地震発生時の配管漏洩の発生確率を増加させるが、配管の損傷確率に与える影響は小さいことから、レジリエンス評価手法の開発において静的機器の経年劣化を考慮する必要はないことが明らかとなった。

参考文献

- (1) 出町他, “原子力プラントにおけるレジリエンス評価法の開発（その1：原子力プラントの事故時安全性評価指標としてのレジリエンス指標の提案）”, 保全学, Vol. 15, No. 1 (2016), pp.65-70.
- (2) 中村隆夫, 釜谷昌幸, “原子力プラントにおけるレジリエンス評価法の開発（その2：静的機器の劣化要因に対する信頼性評価法の検討）”, 保全学, Vol. 15, No. 1 (2016), pp.71-76.
- (3) K. Hojo, S. Hayashi, W. Nishi, M. Kamaya, J. Katsuyama, K. Masaki, M. Nagai, T. Okamoto, Y. Takada and S. Yoshimura, “Benchmark analyses of probabilistic fracture mechanics for cast stainless steel pipe”, JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.3, DOI: 10.1299/mej.16-00083 (2016).
- (4) M. Kamaya and T. Nakamura, “Development of resilience evaluation method for nuclear power plant (part 2: development of failure probability assessment model for static components)”, E-Journal of Advanced Maintenance Vol.8-2, pp. 32-42 (2016).
- (5) M. Kamaya, M. Kawakubo, “Strain-based modeling of fatigue crack growth - An

- experimental approach for stainless steel”, *International Journal of Fatigue*, Vol. 44 (2012), pp. 131-140.
- (6) M. Kamaya and T. Nakamura, “Fatigue damage management based on postulated crack growth curve”, *E-Journal of Advanced Maintenance*, Vol. 7-1 (2015), pp.43-49.
- (7) 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 (2012) pp.1518-1533.
- (8) 釜谷昌幸, “き裂成長予測による低サイクル疲労の損傷評価 (繰返し熱応力下での疲労寿命)”, *日本機械学会論文集 A 編*, Vol. 79 (2013) pp.1530-1544.
- (9) Y. Nomura, K. Tsutsumi, H. Kanasaki, N. Chigusa, K. Jotaki, H. Shimizu, T. Hirose and H. Ohata, “Fatigue crack growth curve for austenitic stainless steels in PWR environment”, *Proc. 2004 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference*, PVP-Vol. 480 (2004), pp.63-70.
- (10) M. Kamaya, M. Kawakubo, “Mean stress effect on fatigue strength of stainless steel”, *International Journal of Fatigue*, Vol. 74 (2015), pp. 20-29.
- (11) 日本機械学会, “発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2016年版)”, JSME S NC1-2016 (2016).
- (12) Chopra OK, Shack WJ. Effect of LWR coolant environments on the fatigue life of reactor materials. NUREG/CR-6909, ANL-06/08, USA, 2007.
- (13) EN Standards. Unified pressure vessels design. EN13445-3:2002, BSI; 2002.
- (14) M. Kamaya, M. Kawakubo, “Loading sequence effect on fatigue life of Type 316 stainless steel”, *International Journal of Fatigue*, Vol.81 (2015), pp.10-20.
- (15) Raju, I. S. and Newman, J. C. Jr., “Stress-intensity factors for internal and external surface cracks in cylindrical vessels”, *Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol.104 (1982), pp.293-298.
- (16) 日本機械学会, “発電用原子力設備規格 材料規格 (2016年版)”, JSME S NJ1-2016 (2016).
- (17) 日本機械学会, “発電用原子力設備規格 維持規格 (2016年版)”, JSME S NA1-2016 (2016).
- (18) M. Kamaya, “Fatigue crack tolerance design for stainless steel by crack growth analysis”, *Engineering Fracture Mechanics*, Vol. 177, pp.14-32 (2017).
- (19) 原子力安全基盤機構, “原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 配管系終局強度”, 04基構報-0002 (2004), p4-8.
- (20) 三浦直樹, “き裂を有する配管の動的破壊評価法の開発”, *電力中央研究所研究報告書*, T47 (1997), p.39.
- (21) 日本機械学会, “発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法”, JSME S NF1-2006 (2006).

T字配管合流部における熱応力変動の数値シミュレーション^{*1}

Numerical Simulation of Thermal Stress Fluctuation at a Mixing Tee for Thermal Fatigue Problems

三好 弘二 (Koji Miyoshi) ^{*2} 中村 晶 (Akira Nakamura) ^{*2}
歌野原 陽一 (Yoichi Utanohara) ^{*2} 釜谷 昌幸 (Masayuki Kamaya) ^{*2}

要約 原子力発電所の配管合流部では熱疲労が発生した事例がある。高低温水の合流は、管壁に温度・応力変動を引き起こし、疲労き裂を発生させる。筆者らは、流体・構造熱連成数値シミュレーションにより、流体・管壁の温度を予測してきた。本研究では、これまで得られた管壁温度の予測結果を用い、熱応力を算出した。得られた熱応力は、実験で測定した管内面温度から算出した応力と比較し、その妥当性を確認した。実験は、管内径150 mmの水平管と管内径50 mmの鉛直管からなるT字管を対象に行った。管内面における温度と応力の変動幅が比較的大きい箇所は、実験結果と比較して管軸方向に狭い範囲となった。一方、温度・応力変動幅ともに管周方向の分布形状は、うまく再現できていたが、その変動幅の最大値はいずれも過大評価となった。実験から得られた応力は、管軸と管周方向成分の値が比例関係となっていたが、その特徴は、数値シミュレーションにより、うまく再現できていた。次に、熱応力の時間変化とレインフロー法を用いることで、応力変動幅だけでなく応力振幅のサイクル数を調べた。その結果、応力振幅の頻度分布は、実験結果と類似していた。

キーワード 熱疲労, T字配管, 温度変動, 熱応力, 数値シミュレーション

Abstract Thermal fatigue cracks have been found at mixing tees in nuclear power plants. The mixing flow of high and low temperature fluids causes temperature and stress fluctuations in the pipe wall and these results in fatigue crack initiation. The authors have conducted a fluid-structure coupled simulation to estimate the fluid and pipe wall temperatures in a mixing tee in their previous study. In the present study, the authors simulated thermal stress using the previous simulation results of the pipe wall temperature. The simulated thermal stress was validated using the stress obtained from the temperature on the pipe inner surface measured by mock-up tests. The test section of the tee pipe was made of stainless steel and consisted of a horizontal main pipe with a diameter of 150 mm and a T-junction connected to a vertical pipe with a diameter of 50 mm. The ranges of the large temperature and stress fluctuation areas on the pipe inner surface calculated by the fluid-structure coupled simulation were narrower in the axial direction of main pipe compared with the results of test. On the other hand, the profiles of the circumferential direction were reproduced by the fluid-structure coupled simulation. The maximum values of the temperature and stress fluctuation ranges were overestimated. The stress fluctuation obtained from the measured temperature showed the equibiaxial behavior where the axial and circumferential stresses had a proportional relationship. Such characteristics of stress fluctuation were reproduced well by the numerical simulation. Not only the stress fluctuation range but also the number of cycles for the stress amplitude were estimated using the time history of the thermal stress and the rain-flow counting method. The distribution of the number of cycles for the stress amplitude estimated by the simulation was similar to that obtained from the measured temperatures.

Keywords thermal fatigue, mixing tee pipe, temperature fluctuation, thermal stress, numerical simulation

*1 Mechanical Engineering Journal (2018), Vol.5, No.4, 18-00272 を和訳し転載

*2 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

1. はじめに

原子力発電所の配管合流部で熱疲労が発生した事例がある⁽¹⁾⁽²⁾。温度差のある流体が混合することで局所的な温度変動が生じ、疲労き裂が発生する。疲労損傷の程度は合流前の温度差のみならず、配管形状や流動条件に依存することが知られている^{(3)~(5)}。日本機械学会は、このような合流部における熱疲労を評価するため「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」⁽⁶⁾を策定している（以後、指針とよぶ）。指針では、疲労き裂発生の可能性を配管形状や流動条件に基づき評価しているものの、限られた条件の実験データに基づいた手法であるため、適用範囲に限りがある。その適用範囲を拡張するため、追加実験を行うことは、費用面から合理的ではない。よって、さまざまな条件に対する疲労寿命を予測することが可能な数値シミュレーション手法を開発することが望まれる。また、現状の指針では、流体から構造体への熱伝達過程の周波数依存性を簡易的に取り扱っており、過度に保守的な評価手法であることが知られている⁽⁷⁾。そのような指針の保守性を定量化するためにも、数値シミュレーションは活用できる。

T字配管の合流部における数値シミュレーションは、これまでいくつかの研究事例があり^{(8)~(16)}、流体と配管の温度について実験結果による検証も行われている。しかしながら、混合現象の複雑さにより、特に配管の温度変動を正確に予測することは難しい。釜谷ら⁽¹⁷⁾は、中村ら⁽¹⁰⁾が行った流体・構造熱連成数値シミュレーションの結果を用い、熱応力分布を予測している。しかしながら、予測した熱応力については、実験データによる検証が実施されていない。

合流部の熱疲労現象を再現するためには、流れの境界条件から、配管の熱応力までを予測可能な一貫した数値シミュレーション手法の構築が求められる。しかし、実験結果による検証が行われたそのような手法は、見当たらない。検証が困難な理由として、信頼できる熱応力データが実験により得られていないことがあげられる。筆者らは、これまで管内面の温度分布を測定するため148本の熱電対を埋め込んだ試験体を開発してきた⁽¹⁸⁾。また、得られた温度分布から、疲労損傷を引き起こす熱応力の特徴について調べた⁽¹⁹⁾。本研究では、数値シミュレーションにより予測した熱応力と実験で測定した管壁

温度から明らかにした熱応力とを比較・検証した。まず、数値シミュレーションの検証用データとして、実験によって測定した管壁温度から配管の熱応力を計算した。次に、前報⁽²⁰⁾で示した流体・構造熱連成数値シミュレーションによって得られた配管の温度データをもとに熱応力を算出した。最後に、数値シミュレーションによる熱応力変動の予測結果の妥当性について検証した。

2. 実験による熱応力の算出

2.1 実験ループおよび試験部

T字配管合流部における熱応力は、管壁温度から計算することができる。本研究では、T-Cubic (Transient Temperature measurement equipment at a T-junction pipe) 実験ループ⁽¹⁸⁾を用いて測定した管内面の温度から管壁温度を算出した。図1にその実験ループの概略図を示す。高温水は試験部で低温水と混合する。試験部の上流には、エルボや弁により生じる乱れを低減するため整流器を設置した。水平管側は合流部の上流 $18D_m$ (D_m = 主管内径)の位置に、鉛直管側は上流 $56D_b$ (D_b = 分岐管内径)の位置に整流器を取り付けた。試験部入口の速度分布は、十分発達した乱流分布になっていることを確認している⁽¹⁸⁾。

図2に温度測定用の試験体の概略図を示す。試験体はステンレス製で、低温水側を主管側、高温水側を分岐管側とし、各々の管内径は $D_m = 150$ mm, $D_b = 50$ mmとした。管厚は、主管側7.6 mm, 分岐管側5.3 mmとした。また、管外面には断熱材を取り付けた。

管内面温度の測定には、直径0.5 mmの非接地型のシース熱電対を使用した。熱電対は図3に示すとおり管厚7.6 mmの配管に穴をあけ外面から挿入し、内表面に加工した幅0.6 mm, 深さ0.7 mmの矩形溝に沿わせた後、ロウ付けで固定した。ロウ付けした配管内表面は滑らかに仕上げた。図4に温度測定箇所を示す。測定箇所は、図中の赤丸で示した。 $z = -50$ mm ~ 225 mmの範囲に25 mm間隔, $\theta = 0^\circ \sim 60^\circ$ の範囲に 5° 間隔, $z = -150$ mm, 600 mmでは $\theta = 0^\circ$ の位置とした。測定総箇所数は148箇所である。ここで z は主管軸で、 θ は分岐管の方向を 0° とする主管上流側からみて反時計周りの周方向角度とする(図2参照)。原点は、主管軸と分岐管軸の

交点とした。求まる応力振幅の精度は、測温点の軸方向および周方向の間隔に依存するため、予め数値シミュレーションを行い最適な位置を求めた。詳細は前報⁽²¹⁾を参照されたい。

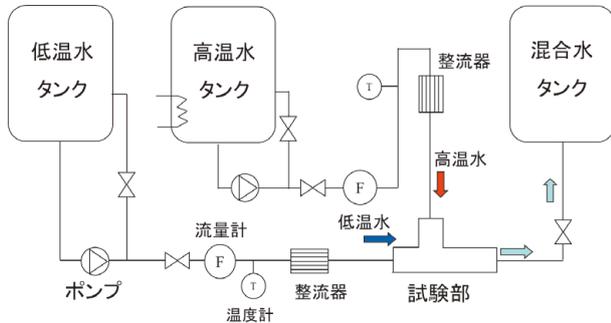


図1 実験ループ (T-Cubic)

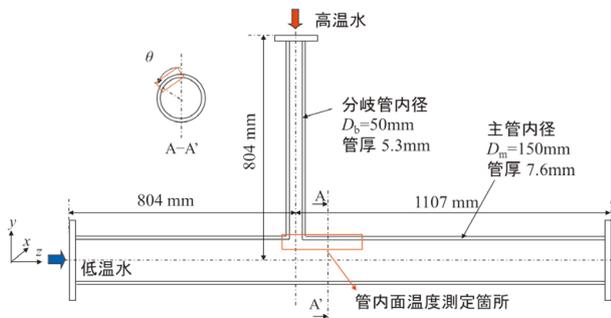
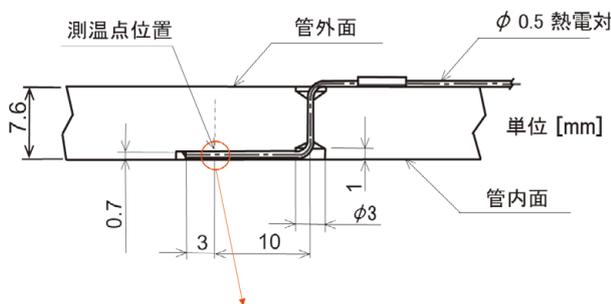


図2 温度測定用試験体



(拡大断面写真)

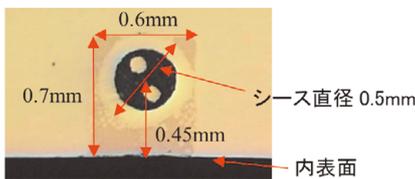


図3 熱電対取り付け概略図

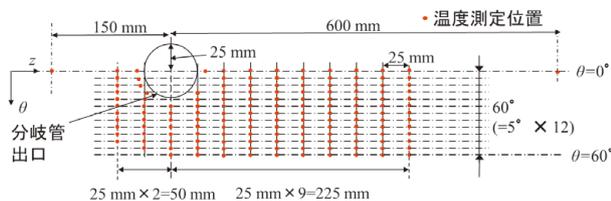


図4 管内面温度測定箇所

2.2 実験条件

実験条件を表1に示す。管断面平均流速は、流量を流路面積で除した値とした。また、入口流体温度は、整流装置の上流に設置した熱電対により測定した。上出ら⁽²²⁾は、T字合流部の流動様式を合流前の流量比に基づき3つに分類しており、そのうち、分岐管からの噴流が主管の中心部まで到達せず主管壁に沿って流れる壁面噴流条件では、比較的管壁近傍の流体温度変動強度が大きいことを示している。本研究では、熱疲労の厳しい条件である壁面噴流条件となるように、入口流量比を設定した。

表1 実験条件

	主管側	分岐管側
入口流体温度 [°C]	25.7	59.8
管断面平均流速 [m/s]	0.99	0.66
レイノルズ数 [-]	1.7×10^5	6.9×10^4

2.3 熱応力算出方法

2.3.1 解析手順

熱応力の時間変化は、熱伝導および応力解析により求めた。解析には、商用コードAbaqus (ver.6.14)を用いた。使用した解析格子を図5に示す。解析範囲は主管軸を通るy-z平面で分割した2分の1の領域とした。要素は主に主管の軸方向は12.5 mm間隔、周方向は2.5°間隔で分割した。これらの間隔は、熱電対の測温点間隔よりは小さい。また、熱応力の過小評価を低減するため、管内面近傍の板厚方向

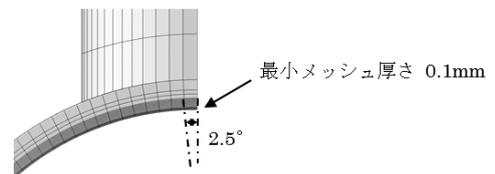
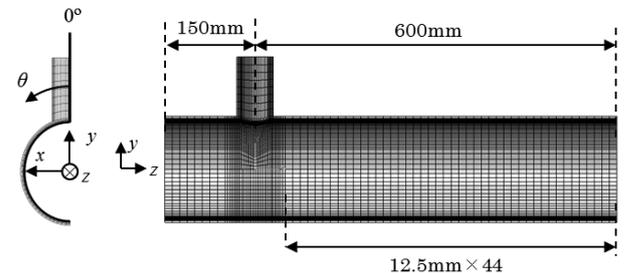


図5 解析格子 (実験結果に基づく熱伝導・応力解析に使用)

の厚みは0.1 mmとした。総要素数は81,856である。要素形状は、3次元8節点要素 (DC3D8, C3D8)⁽²³⁾を使用した。熱伝導解析では、後退オイラー法⁽²⁴⁾を、応力解析では、線形静的解析⁽²⁵⁾を用いた。

2.3.2 熱伝導解析条件

配管の温度を求めるためには境界条件として管内表面の温度が必要となる。一方、実験では図3に示すとおり、熱電対による測定位置は、管内面から深さ0.45 mmの位置となる。そのため、逆解析を用いた手法により測定温度から管内面の温度を算出した。詳細は、前報⁽¹⁹⁾に示す。得られた160秒間の管内面温度を図4に示した測定位置の節点に付与した。その他の節点については、線形補間で得られた値を与えた。また、分岐管内面には、入口流体温度を一様に付与した。管外面は断熱条件とした。初期温度としては、全節点に、 $z = 150 \text{ mm}$, $\theta = 0^\circ$ 位置の時間平均値を与えた。計算のステップ時間は、温度の測定時間間隔と同じ0.02 秒とした。解析に使用した物性値を表2に示す。

表2 解析に使用した物性値

密度 [kg/m ³]	7920 (at 20°C)* 7910 (at 50°C)
熱伝導率 [W/(mK)]	16.0 (at 20°C)* 16.1 (at 50°C)
比熱 [J/(kgK)]	498 (at 20°C)* 502 (at 50°C)
ヤング率 [GPa]	195 (at 20°C)* 193 (at 50°C)
ポアソン比 [-]	0.30
線膨張係数 [1/K]	1.52×10^{-5} (at 20°C)* 1.55×10^{-5} (at 50°C)

*各温度の値に対し線形補間した値を用いた

2.3.3 応力解析条件

応力は熱伝導解析で求めた温度を境界条件として計算した。熱伝導解析では、60秒後に管外面の温度が準安定状態となっていたため、60秒から160秒までの配管温度のみを使用した。解析のステップ時間は熱伝導解析と同じ0.02秒とした。対称面の節点は、 x 方向の並進と z 軸周りの回転を拘束した。解析に使用した物性値を表2に示す。

3. 数値シミュレーションによる熱応力の算出

3.1 使用した管壁温度

図1, 2に示す試験体系で表1に示す実験条件を対象に流体・構造熱連成数値シミュレーションを行った。前報⁽²⁰⁾では、その計算結果と実験結果との比較検証を行った。そのシミュレーションは商用コードFluent (ver.15.0)を用い、乱流モデルとしてLES dynamic Smagorinsky-Lillyモデル⁽²⁶⁾を採用した。入口境界条件には、レーザードップラ流速計で測定した速度分布⁽¹⁸⁾を与えた。また、測定された変動強度を用い、vortex法⁽²⁶⁾により速度変動強度も付与した。詳細な計算方法は、前報⁽²⁰⁾のとおりである。本研究では、この数値シミュレーションで得られた配管温度から、熱応力を求めることにした。

3.2 応力解析手法

応力解析には、商用コードAbaqus (ver.6.14)を用いた。使用した解析格子を図6に示す。総要素数は321,120である。この解析格子は、前報⁽²⁰⁾で示した流体・構造熱連成数値シミュレーションに使用したのと同じとした。境界条件として、前節に示した方法で求めた0.02秒毎の配管温度を使用した。また、準安定状態となった後半の91秒間(10秒から101秒)の温度のみを使用した。解析に使用した物性値を表2に示す。変形拘束はなしとした。要素形状と解析方法は、2.3.1節に述べた内容と同じである。

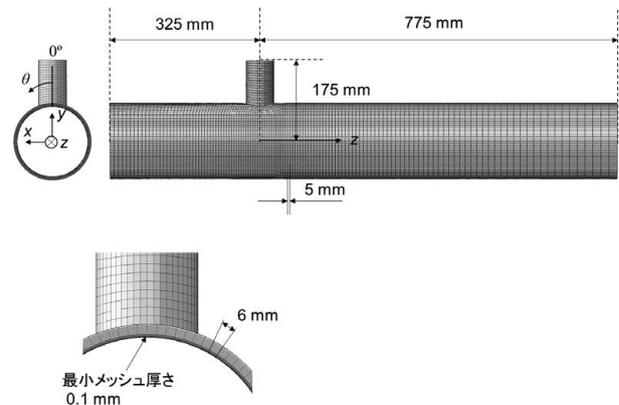


図6 解析格子 (流体・構造熱連成数値シミュレーションおよび応力解析に使用)

4. 数値シミュレーション結果の検証

4.1 管内面温度分布

図7(a),(b)に数値シミュレーションにより求めた主管内表面の温度分布を示す。これらの分布は図中の×印の位置 ($z = 75 \text{ mm}$, $\theta = 30^\circ$) における温度が最大 (74.44 s) と最小 (87.94 s) になった時刻における分布である。分岐管出口からの高温噴流が主管内面を加熱して、温度は、分岐管出口から $\theta = 0^\circ$ に沿って比較的高くなっていった。また、高温噴流により加熱されたホットスポットの大きさが時間とともに変化していた。次に、実験により測定した主管内面の温度分布を図8に示す。これらの分布は図中の×印の位置 ($z = 75 \text{ mm}$, $\theta = 30^\circ$) における温度が最小 (86.28 s) と最大 (97.46 s) になった時刻における分布である。ホットスポットは、 $\theta = 0^\circ$ に沿って発生し、時間とともに変化していた。この特徴は、数値シミュレーションの結果と類似していた。

図9に数値シミュレーションにより求めた主管内面の温度変動範囲の分布を示す。ここで、温度変動範囲とは、91秒間での最大値と最小値の差である。前報⁽²⁰⁾では、root mean squareの値を比較検証した。しかしながら、ここでは、疲労損傷の評価に

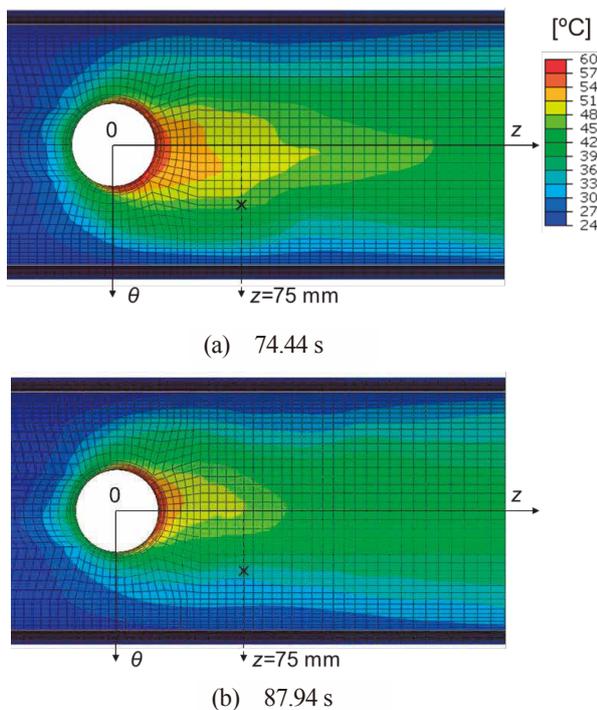


図7 主管内面の温度分布の時間変化 (数値シミュレーション)

とって、より重要な温度変動範囲を示した。温度変動範囲は、分岐管出口から $z = 75 \text{ mm}$ までの範囲で、 $\theta = \pm 30^\circ$ の角度において大きくなっていった。図10に実験にて測定した100秒間の温度変動範囲の分布を示す。温度変動範囲は、分岐管出口から $z = 150 \text{ mm}$ までの範囲で、 $\theta = 30^\circ$ の角度にて大きくなっていった。数値シミュレーションにより再現された温度変動範囲の値は全体的に実験結果と比較して大きくなっていった。また、その変動値が比較的大きな z 方向の領域は、数値シミュレーション結果のほうが狭くなっていった。一方、 θ 方向の分布は数値シミュ

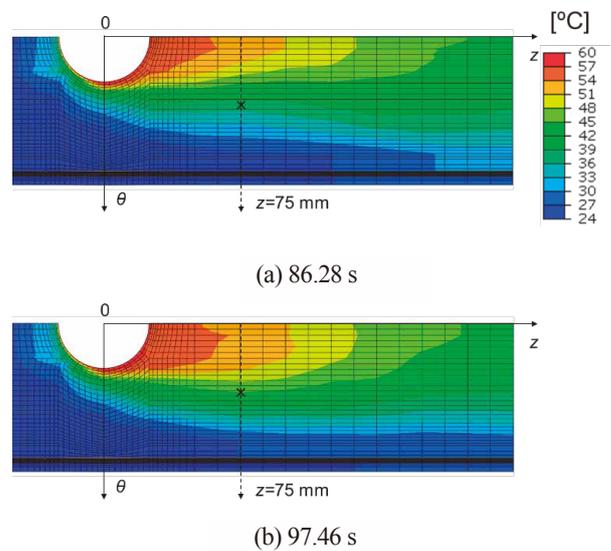


図8 主管内面の温度分布の時間変化 (実験)

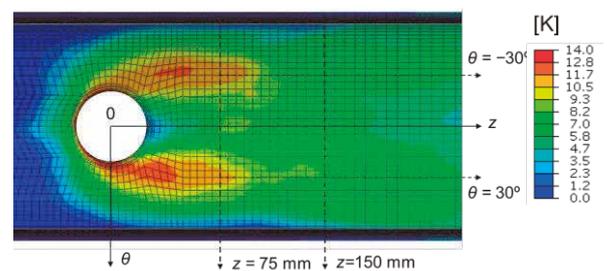


図9 主管内面の温度変動範囲の分布 (数値シミュレーション)

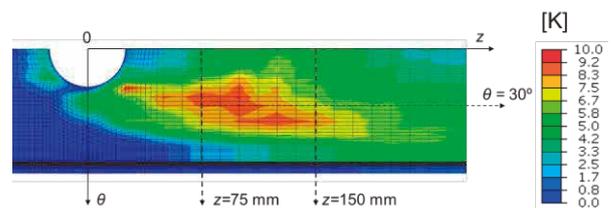
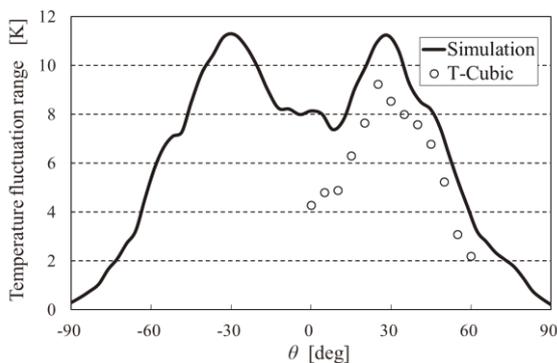


図10 主管内面の温度変動範囲の分布 (実験)

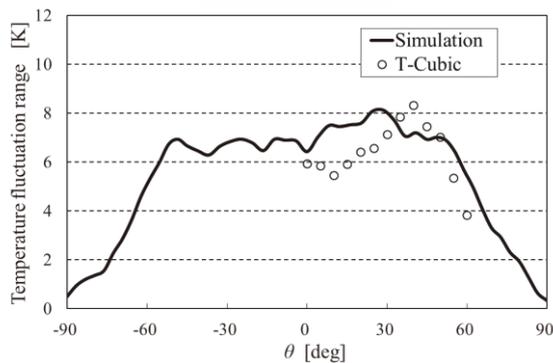
レーションにより再現されていた。

図11(a)に $z = 75$ mmにおける管内面の温度変動範囲の分布を示す。横軸は、図2および図6で定義した主管の周方向角度 θ を示す。実験で測定した温度変動範囲は、 30° 付近でピークを有しており、そのピークは、数値シミュレーションにてうまく再現できていた。しかし、その最大値は、実験結果と比較して22%過大評価となっていた。図11(b)に $z = 150$ mmにおける管内面の温度変動範囲の分布を示す。実験で得られた温度範囲は 40° 付近でピークを有しているが、数値シミュレーションでは再現できなかった。一方、その最大値については、実験値に近かった。

以上のように、数値シミュレーションで予測した温度変動範囲は全体的に実験値と比較して過大評価となった。この傾向は、前報⁽²⁰⁾で示したroot mean square基準の比較結果と同様であった。この原因として、前報⁽²⁰⁾にて壁近傍の流体温度変動が過大評価されたことによるものと考察された。温度変動が大きくなった領域の z 方向の範囲が狭く再現されたことから、数値シミュレーションでは、高低温水の混合が早く発生したと推測される。この理由



(a) $z = 75$ mm



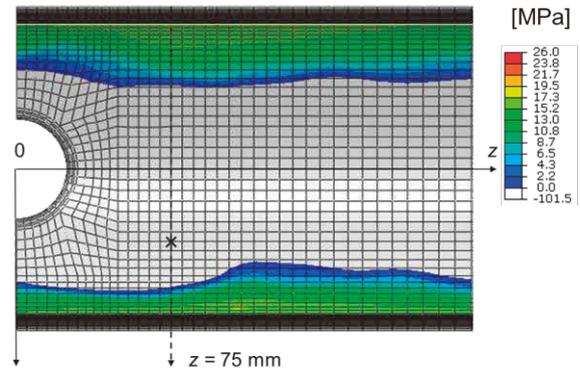
(b) $z = 150$ mm

図11 主管内面の温度変動範囲の周方向分布

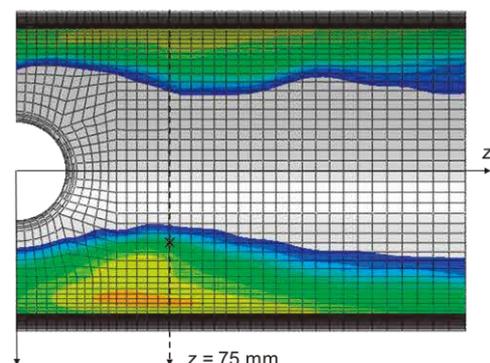
は、現時点で明らかではないが、LESで使用した温度拡散モデルがその理由の1つである可能性がある。壁近傍の流体温度変動の予測性能を改善する必要がある。

4.2 管内面の応力分布

図12に瞬時の管軸方向応力 σ_z の分布の数値シミュレーション結果を示す。これらの分布は図中の×印の位置 ($z = 75$ mm, $\theta = 30^\circ$) における σ_z が最小 (74.44 s) と最大 (87.94 s) になった時刻における分布である。コンター図では、わかりやすくするため $\sigma_z \leq 0$ の範囲のみ表示した。ホットスポットが観察された領域では圧縮応力が発生し、その周辺では、引張応力が発生している。これらの図から $\sigma_z = 0$ となる線が周方向に時間とともに変化していることがわかる。次に、実験から得られた σ_z の分布の時間変化を図13に示す。これらの分布は図中の×印の位置 ($z = 75$ mm, $\theta = 30^\circ$) における σ_z が最大 (86.28 s) と最大 (97.44 s) になった時刻における分布である。圧縮応力の領域がホットスポットの領域に発



(a) 74.44 s



(b) 87.94 s

図12 主管内面の管軸方向応力分布の時間変化 (数値シミュレーション)

生し、時間とともに周方向に移動していることがわかる。これらの特徴は数値シミュレーションにより求めた結果と同様であった。

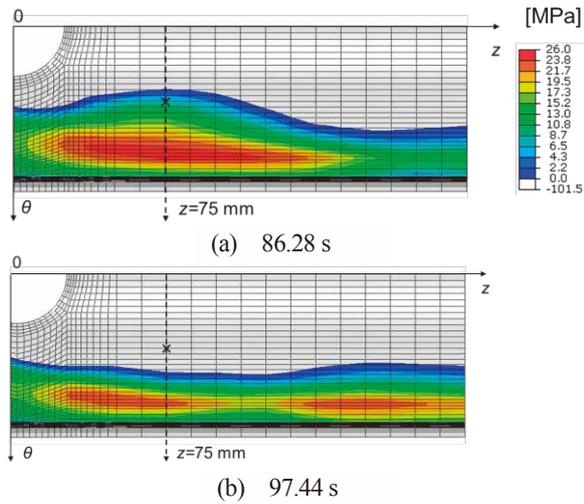


図13 主管内面の応力分布の時間変化 (実験)

4.3 管内面の応力変動範囲分布

図14に主管内面における応力変動範囲の数値シミュレーションによる予測結果を示す。管軸方向

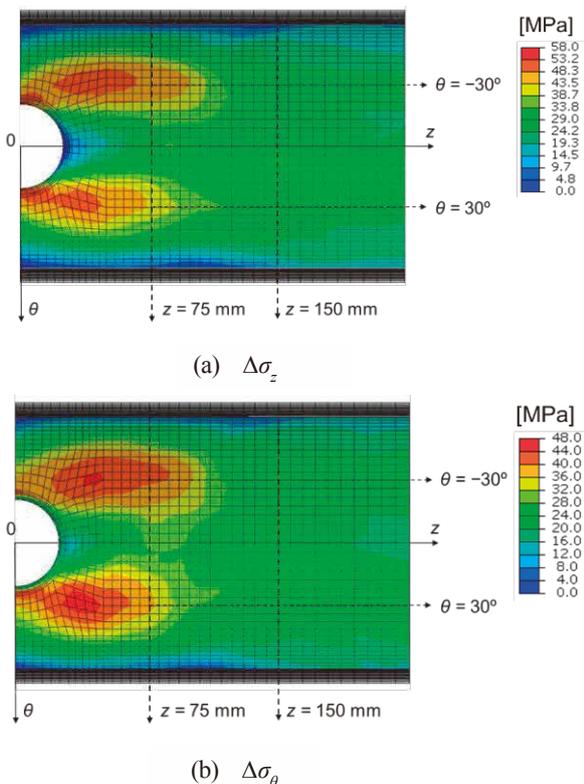


図14 主管内面の応力変動範囲の分布 (数値シミュレーション)

の応力変動範囲 $\Delta\sigma_z$ と周方向の応力変動範囲 $\Delta\sigma_\theta$ は、91秒間での最大値と最小値の差である。疲労評価では、応力振幅の最大値を材料の疲労限度と比較することから応力変動範囲 $\Delta\sigma$ の分布を明らかにすることは重要である。図に示す通り、その変動範囲は、分岐管出口から $z = 75$ mmまでの範囲で、 $\theta = \pm 30^\circ$ 付近で比較的大きくなっていた。また、 $\Delta\sigma_z$ の分布は $\Delta\sigma_\theta$ の分布と似ていることがわかる。さらに、これらの分布は、図9に示した温度変動範囲の分布と類似していた。

図15に実験から求めた応力変動範囲の分布を示す。変動範囲は100秒間の応力から算出した。その変動範囲は、分岐管出口から $z = 150$ mmまでの範囲で、 $\theta = 30^\circ$ 付近で比較的大きくなっていた。 $\Delta\sigma_z$ の分布は $\Delta\sigma_\theta$ の分布と類似していた。また、これらの分布は、図10に示した温度変動範囲の分布と似ていることがわかる。数値シミュレーションで予測された応力変動範囲の値は実験から求めた値と比べて全体的に高めとなっていた。加えて、その変動範囲が比較的大きい領域は、 z 方向に狭くなっていた。一方、 θ 方向の分布は、数値シミュレーションで再現されていた。

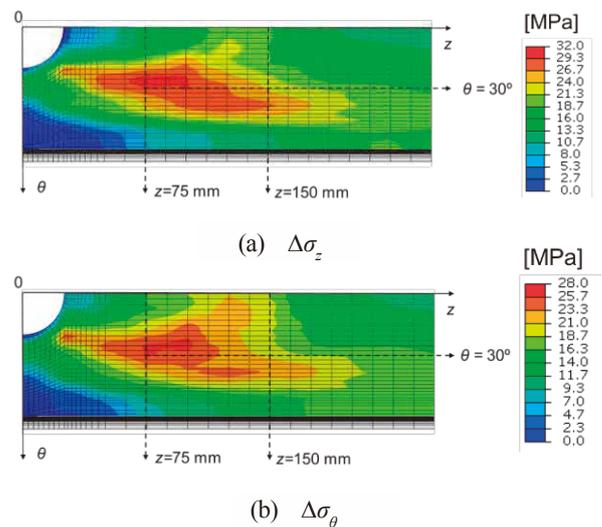
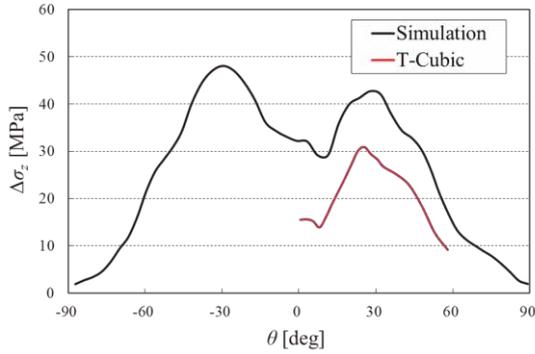
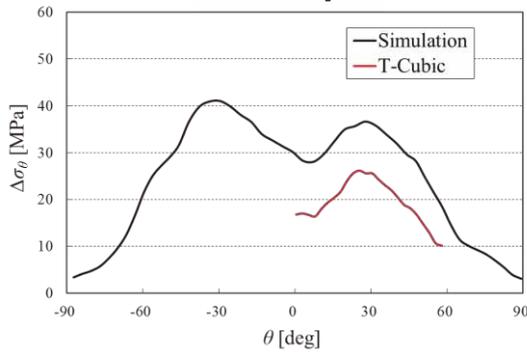


図15 主管内面の応力変動範囲の分布 (実験)

図16に主管内面の応力変動範囲の $z = 75$ mmにおける θ 方向分布を示す。実験から求めた $\Delta\sigma_z$ および $\Delta\sigma_\theta$ の分布は、 30° 付近にピークを有しており、数値シミュレーション結果でも、同じ位置付近にピークが再現されていることがわかる。しかしながら、その最大値は、 $\Delta\sigma_z$ は56%、 $\Delta\sigma_\theta$ は57%の過大評価となっていた。

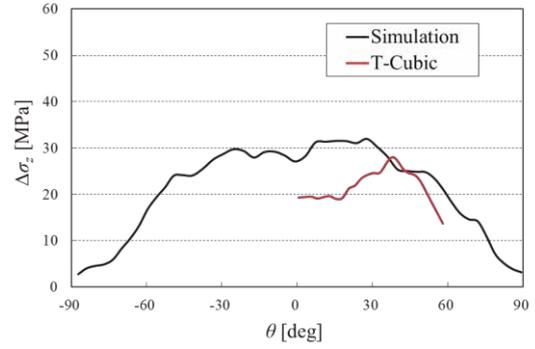


(a) $\Delta\sigma_z$

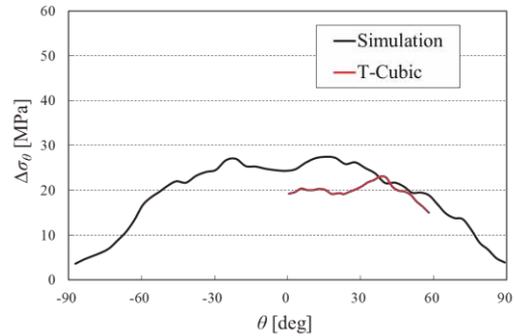


(b) $\Delta\sigma_\theta$

図16 主管内面の応力変動範囲の周方向分布 ($z = 75 \text{ mm}$)



(a) $\Delta\sigma_z$



(b) $\Delta\sigma_\theta$

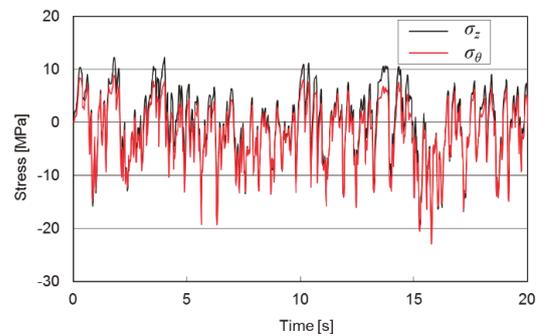
図17 主管内面の応力変動範囲の周方向分布 ($z = 150 \text{ mm}$)

図17に主管内面の応力変動範囲の $z = 150 \text{ mm}$ における θ 方向分布を示す。実験から求めた $\Delta\sigma_z$ および $\Delta\sigma_\theta$ の分布では、 40° 付近にピークがあるものの、数値シミュレーション結果では、同様なピークは再現できなかった。また、その最大値は、 $\Delta\sigma_z$ では14%、 $\Delta\sigma_\theta$ では16%の過大評価となっていた。

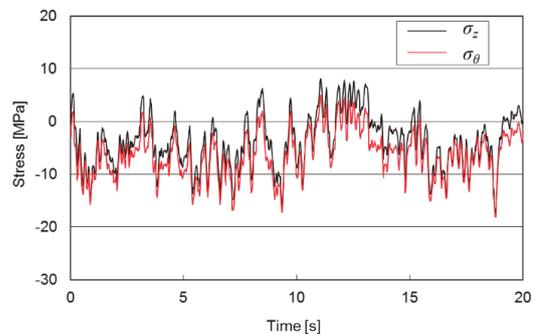
以上、数値シミュレーションにより予測した応力変動範囲は、過大評価となっていた。この結果は、4.1節で示したとおり温度変動幅の過大評価により生じていると考えられる。

4.4 管内面応力の時間変化

図18に主管内面の $z = 75 \text{ mm}$, $\theta = 30^\circ$ 位置における応力 σ_z および σ_θ の時間変化を示す。図18(a)は数値シミュレーションによる予測結果を、図18(b)は実験にて得られた結果を示す。図に示す通り、二軸応力が発生していることがわかる。二軸応力下の疲労損傷は、各々の応力成分の位相差に依存することが知られていることから、 σ_z および σ_θ の関係を調べた。図19に示す通り σ_z と σ_θ の間には比例関係があることがわかる。つまり、応力が、等二軸の変動



(a) 数値シミュレーション



(b) 実験

図18 主管内面の応力の時間変化 ($z = 75 \text{ mm}$, $\theta = 30^\circ$)

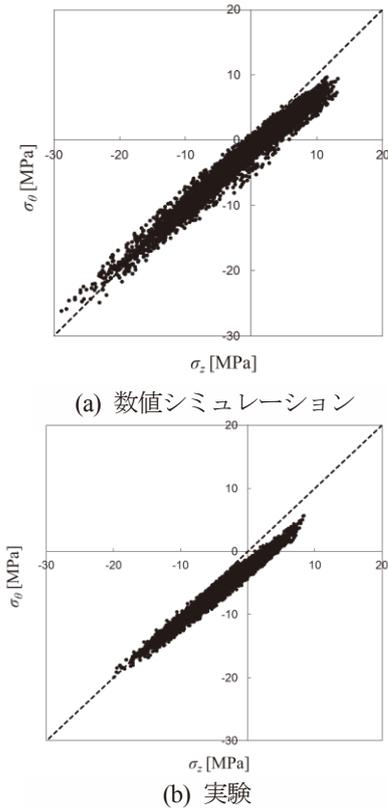


図19 σ_z と σ_θ の関係 ($z = 75 \text{ mm}, \theta = 30^\circ$)

となっていた。そのため、図14および図15に示した通り、 $\Delta\sigma_z$ と $\Delta\sigma_\theta$ の分布は類似していた。このような等二軸の特徴は、数値シミュレーションにより再現されていた。

4.5 疲労損傷

熱疲労を適切に予測する観点から、応力の変動量だけでなく、疲労損傷量の再現についての検証が必要である。疲労損傷量として、指針⁽⁶⁾で利用されている線形累積損傷則により算出した疲れ累積損傷係数 U_f を用いた。 U_f は以下の式で計算される。

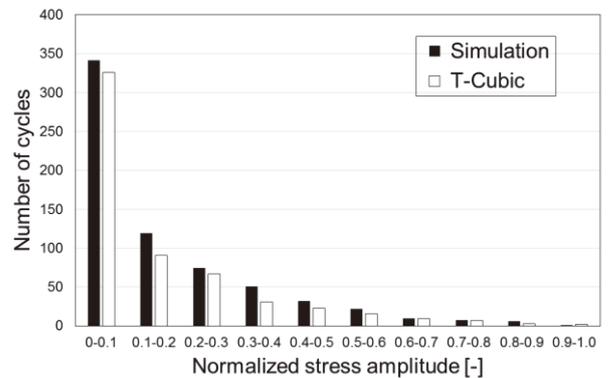
$$U_f = \sum_i \frac{N^i}{N_f^i} \tag{1}$$

ここで、 N^i は*i*番目の応力振幅のサイクル数、 N_f^i は*i*番目の応力振幅に対する疲労寿命である。応力振幅とそのサイクル数 N は、求めた応力の時間変化にレインフロー法⁽²⁷⁾を適用することで算出した。 N_f は、その材料の疲労寿命曲線から求まる。

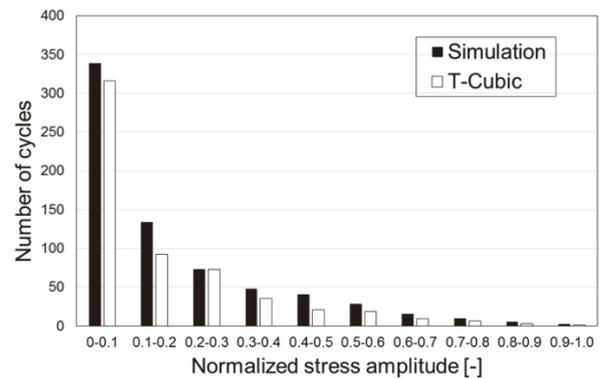
本研究での実験は、入口流体温度差が34.1Kであるため、発生する応力振幅は、ステンレス鋼の疲労

限度より小さくなる。その場合、式(1)の値は0となることから、ここでは、応力振幅のサイクル数 N^i の分布のみ比較した。図20に $z = 75 \text{ mm}, \theta = 30^\circ$ 位置での応力振幅の頻度分布を示す。レインフロー法にて抽出した応力振幅は、応力変動範囲(最大振幅)で無次元化した。図に示す通り、数値シミュレーションにて予測した応力振幅の分布は、実験で得られた値の分布と類似していた。

無次元化した応力振幅に対するサイクル数を検証のために比較したが、疲労寿命 N_f は、応力振幅の値によって変わる。応力振幅が過大に予測されると、 N_f は小さくなり、疲れ累積損傷係数も過大に見積もられることになる。数値シミュレーションによって予測される疲労寿命の保守性を低減するには、応力変動幅を適切に再現することが必要である。



(a) Axial stress



(b) Circumferential stress

図20 無次元化した応力振幅の頻度分布 ($z = 75 \text{ mm}, \theta = 30^\circ$)

5. 結論

T字合流部における熱応力を流体・構造熱連成数値シミュレーションの結果⁽²⁰⁾をもとに予測した。次に、予測した応力を管壁温度測定実験⁽¹⁸⁾から算

出した応力と比較しその妥当性を検証した。その結果、以下の結論が得られた。

- (1) 数値シミュレーションにより予測した主管内面の温度変動範囲の分布は、その値が比較的大きい領域が実験結果と比較して、主管軸方向で狭くなっていた。一方、周方向の分布形状はうまく再現できていた。また、 $z = 75$ mm 位置におけるその最大値は、22%大きめの予測となった。
- (2) 数値シミュレーションにより再現した主管内面の応力変動範囲の分布は、その値が比較的大きい領域が実験結果と比較して、主管軸方向で狭くなっていた。一方、周方向の分布形状はうまく再現できていた。しかしながら、 $z = 75$ mm 位置におけるその最大値は、管軸方向応力で56%、管周方向応力で57%大きめの予測となった。
- (3) 主管内面の応力変動範囲が比較的大きな位置における管軸方向応力と管周方向応力の関係は比例関係となっていた。このような等二軸応力の特徴は数値シミュレーションによりうまく再現できていた。
- (4) 数値シミュレーションにより予測した応力からその振幅の頻度分布をレインフロー法により求めた。応力振幅の頻度分布は実験で得られた分布に類似していた。

文献

- (1) Chapuliot, S., Gourdin, C., Payen, T., Magnaud, J.P. and Monavon, A., Hydro-thermal-mechanical analysis of thermal fatigue in a mixing tee, Nuclear Engineering and Design, Vol.235 (2005), pp.575-596.
- (2) McDevitt, M., Hoehn, M., Childress, T., McGill, R., Analysis and impact of recent U.S. thermal fatigue operating experience, Fourth International Conference on Fatigue of Nuclear Reactor Components (2015), Paper No. 27.
- (3) Kawamura, T., Kurosaki, M., Wakamatsu, M., Tanimoto, K., Fukuda, T., Minami, Y., Moriya, S. and Madarame, H., Study on high-cycle fatigue evaluation for thermal striping in mixing tees with hot and cold water (2) (Type B; Characteristics of temperature fluctuations and heat transfer in mixing tees with same pipe diameters), Proceedings of the 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-11) (2003), Paper No. 36182.
- (4) Noguchi, H., Ogura, K., Shiina, K., Minami, Y., Fukuda, T., Moriya, S. and Madarame, H., Study on high-cycle fatigue evaluation for thermal striping in mixing tees with hot and cold water (3) (Type C; Characteristics of temperature fluctuations and heat transfer in mixing tees with different pipe diameters), Proceedings of the 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-11) (2003), Paper No. 36376.
- (5) Wakamatsu, M., Shiina, K., Tanimoto, K., Mizutani, J., Minami, Y., Moriya, S. and Madarame, H., Study on high-cycle fatigue evaluation for thermal striping in mixing tees with hot and cold water (1) (Type A: Characteristics of temperature fluctuations and heat transfer in collision-type mixing tees with same pipe diameters), Proceedings of the 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-11) (2003), Paper No. 36208.
- (6) 日本機械学会, JSME S 017 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 (2003).
- (7) Kasahara, N., Itoh, T., Okazaki, M., Okuda, Y., Kamaya, M., Nakamura, A., Nakamura, H., Machida, H., Matsumoto, M., Development of thermal fatigue evaluation methods of piping systems, E-Journal of Advanced Maintenance, Vol.6 (2014), pp.14-23.
- (8) Höhne, T., Scale resolved simulation of the OECD/NEA-Vattenfall T-junction benchmark, Nuclear Engineering and Design, Vol.269 (2014), pp.149-154.
- (9) Howard, R. and Pasutto, T., The effect of adiabatic and conducting wall boundary conditions on LES of a thermal mixing tee, Proceedings of 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal

- Hydraulics (NURETH-13) (2009), Paper No.N13P1110.
- (10) Nakamura, A., Oumaya, T. and Takenaka, N., Numerical investigation of thermal striping at a mixing tee using detached eddy simulation, Proceedings of 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13) (2009), Paper No.N13P1074.
 - (11) Nakamura, A., Utanohara, Y., Miyoshi, K. and Kasahara, N., A Review of Evaluation Methods Developed for Numerical Simulation of the Temperature Fluctuation Contributing to Thermal Fatigue of a T-junction Pipe, E-Journal of Advanced Maintenance, Vol.6-4 (2015), pp.118-130.
 - (12) Qian, S., Kanamaru, S. and Kasahara, N., High-accuracy analysis methods of fluid temperature fluctuations at T-junctions for thermal fatigue evaluation, Proceedings of the ASME 2012 Pressure Vessels & Piping Division Conference (ASME-PVP) (2012), Paper No. PVP2012-78159.
 - (13) Qian, S., Kanamaru, S. and Kasahara, N., High-accuracy CFD prediction methods for fluid and structure temperature fluctuations at T-Junction for thermal fatigue evaluation, Nuclear Engineering and Design, Vol. 288 (2015), pp. 98-109.
 - (14) Tanaka, M., Ohshima, H. and Monji, H., Thermal mixing in T-junction piping system related to high-cycle thermal fatigue in structure, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 47, No. 9 (2010), pp. 790-801.
 - (15) Tanaka, M. and Miyake, Y., Numerical simulation of thermal striping phenomena in a T-junction piping system for fundamental validation and uncertainty quantification by GCI estimation, Mechanical Engineering Journal, Vol. 2, No. 5 (2015), DOI:10.1299/mej.15-00134.
 - (16) Utanohara, Y., Nakamura, A., Miyoshi, K. and Kasahara, N., Numerical simulation of long-period fluid temperature fluctuation at a mixing tee for the thermal fatigue problem, Nuclear Engineering and Design, Vol.305 (2016), pp.639-652.
 - (17) Kamaya, M., and Nakamura, A., Thermal stress analysis for fatigue damage evaluation at a mixing tee, Nuclear Engineering and Design, Vol.241 (2011), pp.2674-2687.
 - (18) Miyoshi, K., Nakamura, A., Utanohara, Y. and Takenaka, N., An investigation of wall temperature characteristics to evaluate thermal fatigue at a T-junction pipe, Mechanical Engineering Journal, Vol.1, No.5 (2014), DOI:10.1299/mej.2014tep0050.
 - (19) Miyoshi, K., Kamaya, M., Utanohara, Y. and Nakamura, A., An investigation of thermal stress characteristics by wall temperature measurements at a mixing tee, Nuclear Engineering and Design, Vol.298 (2016), pp.109-120.
 - (20) Utanohara, Y., Miyoshi, K., Nakamura, A., Conjugate numerical simulation of wall temperature fluctuation at a T-junction pipe, Mechanical Engineering Journal, Vol.5, No.3 (2018), DOI:10.1299/mej.18-00044.
 - (21) Miyoshi, K., Nakamura, A. and Takenaka, N., Numerical evaluation of wall temperature measurement method developed to estimate thermal stress at T-junction pipe, Mechanical Engineering Journal, Vol.1, No.2 (2014), DOI:10.1299/mej.2014tep0006.
 - (22) Kamide, H., Igarashi, M., Kawashima, S., Kimura, N. and Hayashi, K., Study on mixing behavior in a tee piping and numerical analyses for evaluation of thermal striping, Nuclear Engineering and Design, Vol.239 (2009), pp.58-67.
 - (23) Dassault systemes Inc., Abaqus analysis user's manual, v6.14ja, Chap. 28.1.4, 3D solid element library (2014), Dassault systemes Inc.
 - (24) Dassault systemes Inc., Abaqus analysis user's manual, v6.14ja, Chap. 6.5.2, Heat transfer analysis (2014), Dassault systemes Inc.
 - (25) Dassault systemes Inc., Abaqus analysis

user's manual, v6.14ja, Chap. 6.2.2, Static stress analysis (2014), Dassault systemes Inc.

- (26) ANSYS Inc., ANSYS FLUENT Theory Guide, Release 15.0, Chap.4.12.2, ANSYS, Inc. (2009) .
- (27) 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.

T字配管合流部分岐管上流への逆流現象の 数値シミュレーション^{*1}

Numerical Simulation of Penetration Flow into T-Junction Branch Lines

歌野原 陽一 (Yoichi Utanohara) ^{*2}

三好 弘二 (Koji Miyoshi) ^{*2}

釜谷 昌幸 (Masayuki Kamaya) ^{*2}

要約 T字配管合流部にて温度差のある流体が混合する場合、合流部下流の配管で温度変動に伴う熱疲労が生じることがある。一般に、熱疲労はT字配管の下流で発生することが多い。しかし、米国の原子力発電所において近年、合流部から分岐管上流部にも熱疲労損傷が発生する事例があった。従って、著者らはこれまでにT-Cubic実験装置を用いてT字配管における流れ場の可視化実験を実施してきた。その結果、主管と分岐管の運動量比に応じて主管流体が間欠的に分岐管内に逆流する現象が観察された。そこで本研究では、可視化実験で観察された逆流現象を数値計算で再現することを試みた。CFDソフトウェアFLUENT 17.2を用い、ラージエディシミュレーションを実施した。作動流体の室温(20℃)の水が、内径60 mmの主管と内径30 mmの分岐管から流入するとした。流入境界は主管入口で3.1 m/s、分岐管入口で0.9 m/sとした。主管流体と分岐管流体の混合の様子を識別するために、両者の物性値は同一であるものの、成分の異なる流体として取り扱った。主管流体の質量分率分布の計算結果から、主管流体が可視化実験と同様、分岐管内へ間欠的に侵入している様子が再現された。分岐管への逆流原因として、合流による変動で分岐管内流れが壁からはく離して、はく離した間隙に主管流体が侵入するというプロセスが考察された。このような逆流現象は、従来知られていたキャビティ流れ型の逆流現象とは異なるものである。

キーワード 熱疲労, T字配管, 分岐管逆流, 数値シミュレーション

Abstract Thermal fatigue cracks may be initiated at T-junction pipes where high- and low-temperature fluids flow in and mix. Generally, thermal fatigue occurs downstream from the T-junction. However, according to recent operating experiences in one US nuclear power plant thermal fatigue occurred in the branch line upstream from the junction. Hence the authors previously conducted visualization studies of flow fields in a T-junction pipe using the T-Cubic experimental facility. As a result, it was found that flows from the main pipe penetrated into the branch line intermittently depending on the momentum ratio between main and branch lines. In the present study, numerical simulations were carried out to reproduce flow fields observed in the visualization studies. The CFD code FLUENT 17.2 was used and large eddy simulation was carried out. Inner diameters were 60 mm(main) and 30 mm(branch). Water was room temperature(20℃) and inlet velocities were 3.1 m/s(main) and 0.9 m/s(branch). To distinguish between the fluids from main and branch lines, they were treated as different fluids while physical properties were kept the same. From the distribution of the mass fraction of the main flow, the main fluid penetrated into the branch line intermittently, the same as seen in the visualization studies. The most plausible reason for the penetration flow was that the branch flow fluctuated and separated from the wall in the branch line due to mixing and the main flow penetrated into the separation region. This penetration flow was different from the previously well-known penetration due to cavity flow.

Keywords Thermal fatigue, T-junction, Penetration flow, Numerical Simulation

*1 本原稿はThe 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), Paper No. 27613(2019)で公表したものを和訳して転載したものである。

*2 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

1. はじめに

T字配管は原子力発電プラントや火力発電プラントにおいて必要不可欠な配管要素である。T字配管合流部にて高温水と低温水が混合する際、高サイクル熱疲労が生じる可能性があることが知られている。熱疲労は原子力発電プラントの保全において考慮しなければならない主要な劣化モードである。熱疲労のメカニズムを理解するために、これまで数多くの実験が行われてきた。OECD/NEAでは、Vattenfall社により実施されたT字配管に対する流れ場および温度場の測定実験を対象に、いくつかの国際的なベンチマークを行っている⁽¹⁾⁽²⁾。また、FATHER実験⁽³⁾では、T字配管合流部での温度変動メカニズムを調べるため、実機プラントと同様の高温条件で流体温度と配管壁面温度を計測している。日本原子力研究開発機構（JAEA）はT字配管を対象とした一連の実験（WATLON実験）⁽⁴⁾を実施している。これらのT字配管に関する実験に対し、数値流体計算による実験結果の再現方法を確立すべく、これまで様々な取り組みが実施されてきた。

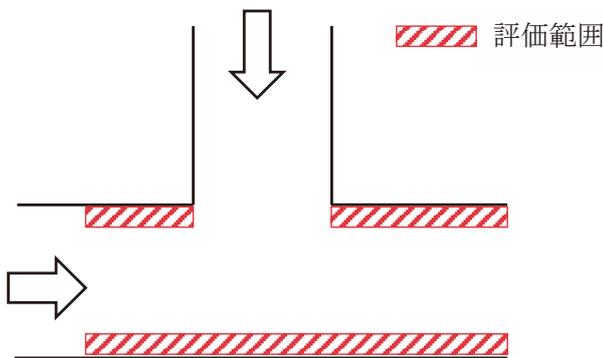


図1 JSME指針における評価範囲

日本機械学会では熱疲労を防止すべく、配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針（以後、JSME指針）⁽⁵⁾を発行している。JSME指針では図1に示す通り、主管壁面の合流部上流・下流が評価範囲となっている。しかし、図2に示すように、合流部から分岐管上流部にも熱疲労によると思われるき裂が米国発電所で発見された⁽⁶⁾。該当部位はJSME指針の評価対象外であるため、き裂発生の詳細なメカニズムの解明が必要である。熱疲労き裂発生の原因として考えられるものに、分岐管への逆流現象が挙げられる。このような逆流は“Turbulent penetration”（乱流による侵入）と呼ばれ、これまでいくつかの研究が行われてきた^{(7)~(10)}。既存のTurbulent penetrationに関する研究では、分岐管上流側が弁で閉止されているかもしくは、弁リークが発生し主管流量よりずっと低い分岐管流量が発生している場合が想定されている。

著者らもまた、T字配管の熱疲労を対象とした研究を実験⁽¹¹⁾⁽¹²⁾、数値計算⁽¹³⁾⁽¹⁴⁾の両面から行ってきたが、これらは主に合流部下流を対象としたものだった。分岐管上流側での熱疲労の可能性を調べるために、MiyoshiとKamaya⁽¹⁵⁾⁽¹⁶⁾は分岐管への逆流現象を可視化実験で観察している。その結果、主管と分岐管の運動量に応じて2つの逆流パターンがあることが明らかになった。しかし、実験は室温の水で行っており、高温による影響（浮力など）は検討されていない。実験により明らかになった分岐管への逆流に関する知見を補足・拡張するには、数値計算の適用が望ましい。よって、本研究では、逆流現象の可視化実験を対象とした数値流体計算（CFD）を行い、数値流体計算による実験の再現性について検討する。

2. 可視化実験の概要

2.1 計算対象

MiyoshiとKamayaによる可視化実験⁽¹⁵⁾⁽¹⁶⁾の概要を以下に示す。実験は、図3に示すT-Cubic（Transient Temperature measurement equipment at a T-junction pipe）実験装置⁽¹¹⁾⁽¹²⁾を用いて行った。タンクから供給した作動流体（室温水）をポンプ下流で2つに分け、試験部のT字配管で再び合流させてタンクへ戻すループとなっている。作動流体は加圧せず、大気圧の状態で行った。主管と分岐

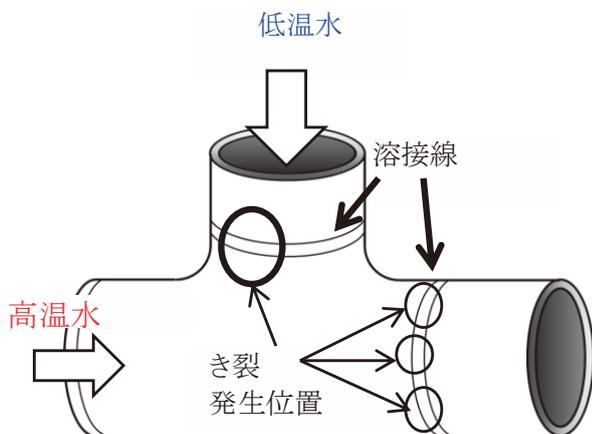


図2 米国原子力発電所でみられた熱疲労亀裂発生箇所⁽⁶⁾

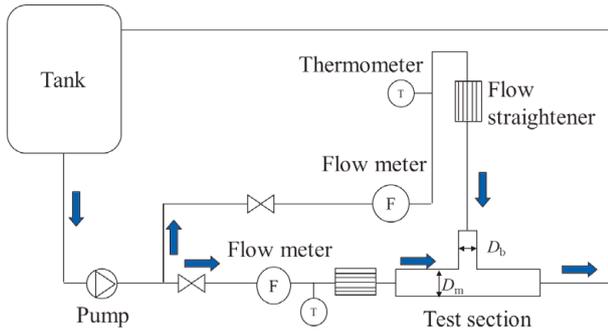


図3 T-Cubic実験装置

管のそれぞれの上流側には、流れの乱れを除去するための整流器を設置している。主管と分岐管それぞれで、合流部上流にて発達した流速分布となっていることを確認した。図4は可視化実験用の概略で、透明なアクリル樹脂で作成した。主管と分岐管の合流部の縁は丸みを付けず、角の付いた状態のままとした。試験体の配管周囲はウォータージャケットで覆い、配管表面における可視化用レーザー光の屈折を低減した。図4では、主管内径 $D_m = 60$ mm, 分岐管内径 $D_b = 30$ mmと表記したが、他に $D_m = 150$ mm, $D_b = 50$ mmおよび $D_m = 60$ mm, $D_b = 20$ mmの試験体を製作した。流れ場の可視化にはNd-YAGレーザー (Lee Laser 社, LDP-100MQG) によるレーザーシートを主管と分岐管のそれぞれの中心

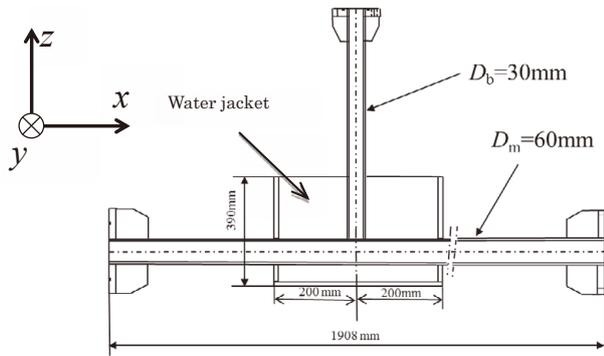


図4 可視化実験用アクリル試験体 ($D_m = 60$ mm, $D_b = 30$ mm)

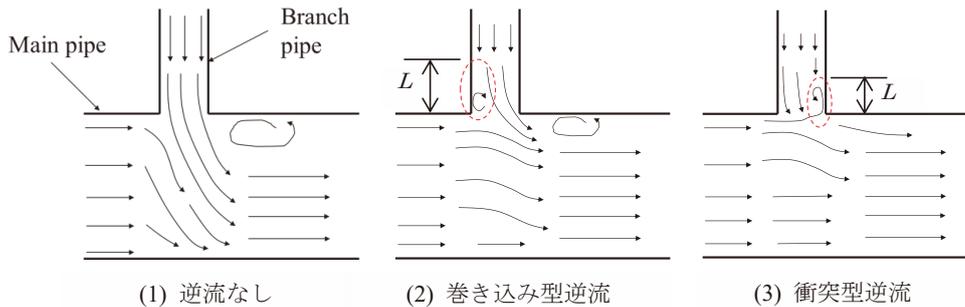


図5 観察された流動様式

軸を通るように照射し、トレーサーとして流れに混入した平均粒径 $30 \mu\text{m}$ のナイロン粒子からの散乱光を高速ビデオカメラ (nac Image Technology 社, MEMRECAM GX-1 Plus) で撮影した。粒子の動きから粒子画像流速測定法 (PIV) で 0.02 秒ごとの速度ベクトルを算出した。測定回数は1155回、測定時間は23.1秒である。流動様式の判定と主管流体の分岐管への侵入深さは、PIVによる流速ベクトル、および高速カメラによるナイロン粒子の動きから決定した。

測定の結果、図5に示すように以下の3つの流動様式が観察された。

- (1) 逆流無し
- (2) 巻き込み型逆流 (Entrained penetration)
分岐管内の流れが主管の流れにより曲げられ、分岐管内で壁からはく離れた領域に主管流体が侵入する流動様式
- (3) 衝突型逆流 (Impinged penetration)
主管流体が分岐管壁面に衝突し、分岐管内へ侵入する流動様式

上記(3)の流動様式はキャビティフローの一種で、これまでの文献では“turbulent penetration”として報告されている^{(7)~(10)}。しかし、上記(2)の流動様式については報告例が無く、本可視化実験によって初めて発見された。図2のき裂発生位置から推定するに、米国の原子力発電所で発生した熱疲労事例は、上記(2)の流動様式によって引き起こされた可能性がある。以下では、上記(2)および(3)の流動様式の名称をそれぞれ「巻き込み型逆流」、「衝突型逆流」とする。

図6は流動様式線図を示したもので、次式によって定義される主管流れの運動量 M_m および分岐管流れの運動量 M_b によって分類される。

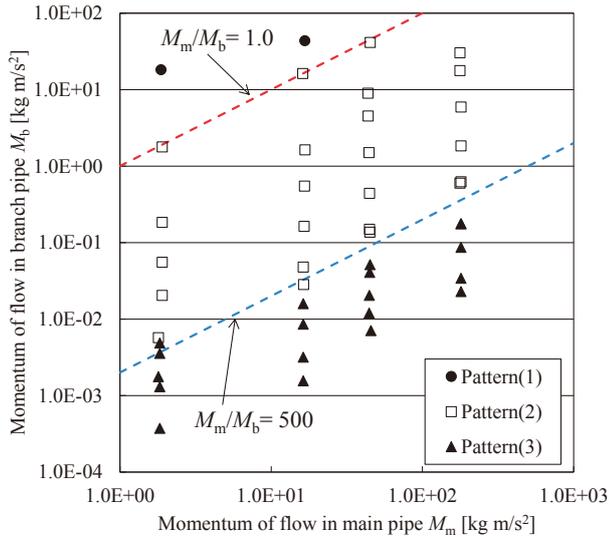


図6 流動様式線図（主管運動量 M_m および分岐管運動量 M_b による分類）

$$M_R = M_m / M_b \quad (1)$$

$$M_m = \rho D_m D_b U_m^2 \quad (2)$$

$$M_b = 1/4 \pi \rho D_b^2 U_b^2 \quad (3)$$

ここで、 ρ は密度、 U_m と U_b は主管および分岐管内の流速である。図6に示すように、逆流に関する流動様式は次の3通りに分類される。

- $M_R < 1.0$: 逆流無し
- $1.0 < M_R < 500$: 巻き込み型逆流
- $500 < M_R$: 衝突型逆流

この分類方法はKamideら⁽⁴⁾によって提案された合流部下流の流動様式分類を参考にしたものである。

60秒間のナイロン粒子の動画から、最も侵入した深さを最大侵入深さと定義した。図7は巻き込み型逆流による最大侵入深さを示したものである。 M_R が小さい場合は、分岐管の流れの運動量が比較的大きいので、主管の流れは分岐管に侵入できない。 M_R が増加するに伴い、最大侵入深さはより深くなり、およそ $M_R = 30$ でピーク値 $0.5D_b$ となった。

3. 数値計算方法

図8は計算領域を示したものである。図4に示した実験で用いた試験体と寸法は同様だが、流体領域のみモデル化し、配管金属は計算領域に含めていな

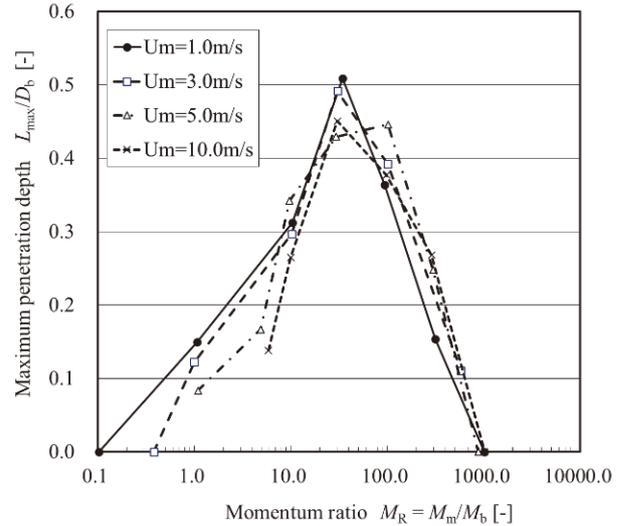


図7 巻き込み型逆流による分岐管内最大侵入深さ

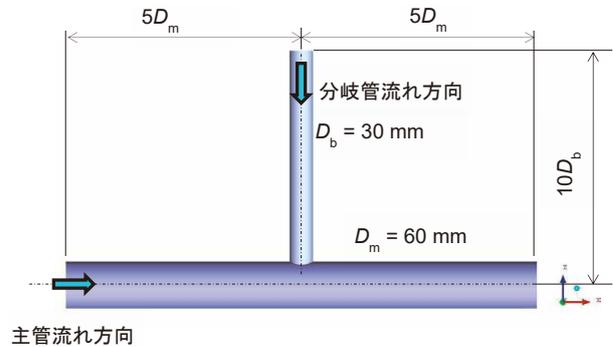


図8 計算領域

い。計算領域は、合流部より主管の上流側及び下流側にそれぞれ $5D_m$ 、分岐管の上流側に $10D_b$ の距離の範囲とした。

数値計算条件を表1に示す。CFDソフトウェアFLUENT17.2を用い、Large eddy simulation (LES)を行った。サブグリッドスケールモデルには動的Smagorinsky-Lillyモデル⁽¹⁷⁾を用いた。主管および分岐管の流入速度は、実験において最も深く分岐管へ侵入した、およそ $M_R = 30$ の値(図7)を設定した。流入境界でVortex法⁽¹⁸⁾による速度変動も考慮し、時間平均速度分布に変動速度を付加している。図9に計算メッシュを示す。メッシュ数は約26万セルである。壁面でのメッシュ第1層厚さは主管で0.01 mm、分岐管で0.02 mmである。計算領域全体で壁面 y^+ の値は5以下であり、壁面境界条件は粘着条件を適用している。初期条件は標準 $k-\epsilon$ モデルによる定常計算結果を用い、計算解が準定常状態になるまで2.5秒間計算を行い、続く10秒間(12.5秒まで)で統計量を算出した。

表1 計算条件

ソフトウェア		FLUENT 17.2	
流体 (水)		密度	998.2 kg/m ³ (20.0℃)
		粘性係数	9.626 x 10 ⁻⁴ Pa s
乱流モデル		LES (Dynamic Smagorinsky-Lilly)	
境界条件	流入境界	主管入口	管断面平均値 $U_m = 3.07$ m/s
		分岐管入口	管断面平均値 $U_b = 0.90$ m/s
		流速分布	測定結果を使用
		速度変動	Vortex法で乱流強度分布を指定
	流出境界		圧力境界
	壁面		粘着条件
時間	時間刻み		0.0002 s
	初期条件		標準 $k-\epsilon$ 計算結果
	統計量 (時間平均および変動値)		2.5 ~ 12.5 s の値で算出
計算メッシュ	流体		258,000セル
	壁面 y^+		5 以下

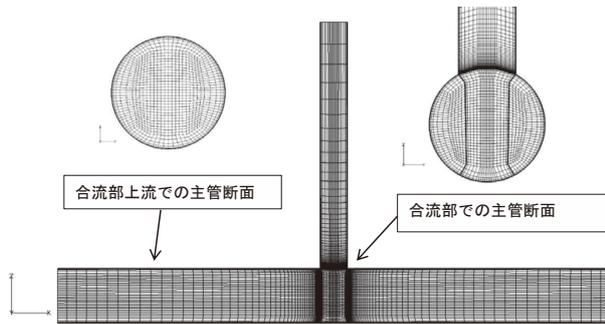


図9 管断面の計算メッシュ

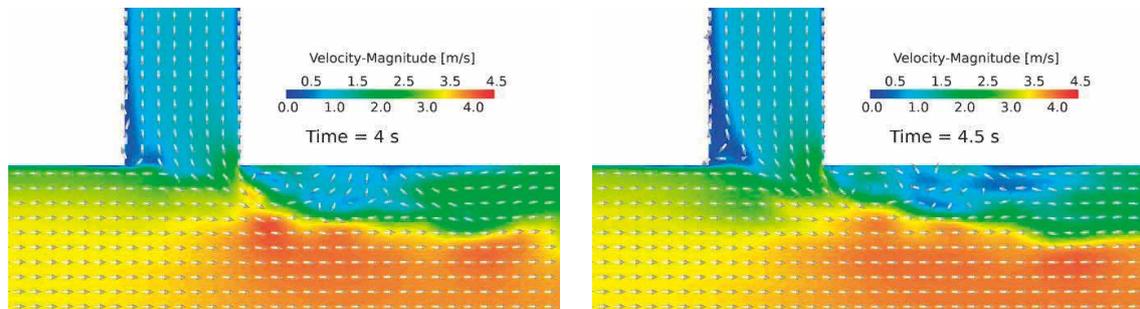
4. 結果と考察

以下で示す計算結果において、 x , y , z 座標は主管流れ方向、水平方向、鉛直方向とした(図4)。座標原点は主管中心軸と分岐管中心軸の交差点とする。

4.1 速度分布

図10に主管及び分岐管の中心軸を含む断面における速度分布の一例を示す。この場合、合流部下流で分岐管流れがはく離・再付着し、壁面に付着して流下する、いわゆる「壁面噴流」の流動様式が形成されている。主管上流側の分岐管壁面の近傍では、分岐管内で流れが逆流しており、図5で示した巻き込み型逆流が再現されている。侵入深さ L は時間とともに変動しており、4秒時で $L = 0.7 D_b$ 、4.5秒時で $L = 1.0 D_b$ であった。

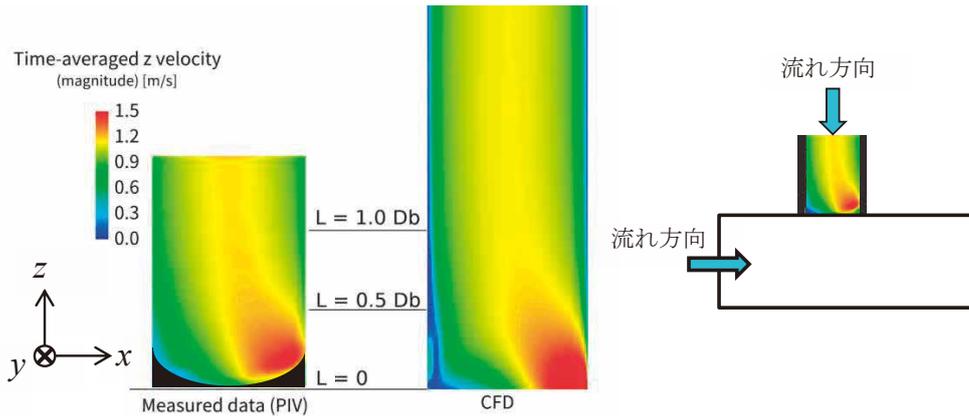
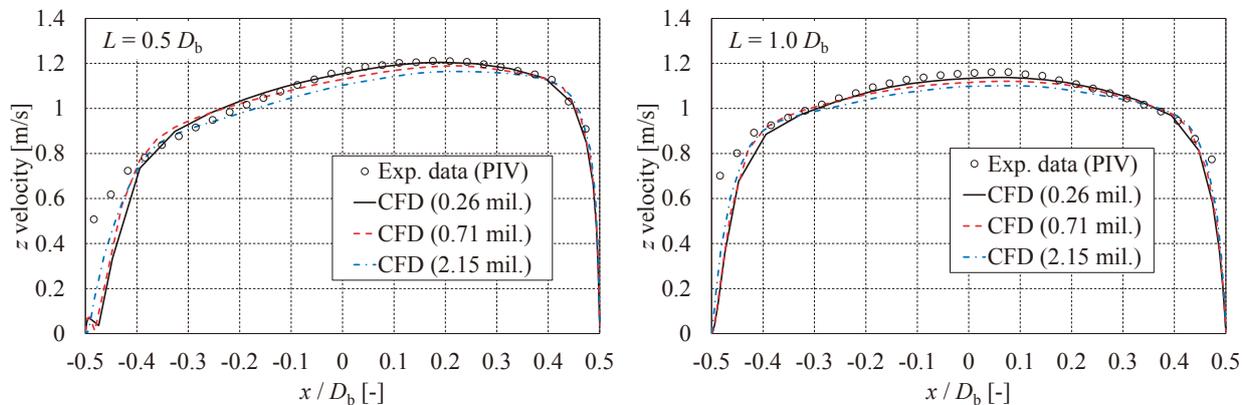
図11は時間平均流速を実験データ(PIV計測結果)と数値計算結果とで比較したものである。計測範囲は分岐管内のみである。ただし、実験で得られた画像は試験体の主管と分岐管の繋ぎ目で、接着剤などの影響で不鮮明となったため、データとして採用せ



(a) 4秒

(b) 4.5秒

図10 瞬時の速度場

図11 分岐管内での z 方向速度時間平均分布図12 z 方向速度の時間平均分布

ず黒塗りとした。実験結果と計算結果を比べると、主管下流側の角で流速が増加し、主管上流側の角で減速する、といった定性的な傾向は数値計算で再現されている。ただ、数値計算では低流速の範囲が実験データより広範囲になった。より定量的に比較したものが図12で、速度分布は実験データをよく再現しているが、上流側 ($x = -0.5 D_b$) では速度を過小評価した。図12では3種類の計算メッシュ (26万セル、71万セル、215万セル) の計算結果を示している。計算結果のメッシュ収束性については次節で述べる。

4.2 メッシュ収束性と離散化誤差

数値計算では計算メッシュのセルの大きさに応じて離散化誤差が発生するが、セルサイズを小さくしメッシュ解像度を上げると、離散化誤差は低減し、ある一定の計算解に収束する。よって、数値計算ではメッシュ解像度に依存しなくなる程度に収束した計算解を用いることが望ましい。ただし、あまり高

解像度の計算メッシュを用いると膨大な計算時間がかかるため、ここではある程度精度を犠牲にし、定性的な傾向が再現できるメッシュを採用した。そして、メッシュ収束性と離散化誤差の推定を ASME V&V 20⁽¹⁹⁾ に基づき行った。 x, y, z 方向に1.4倍ずつ解像度を上げた3種類の計算メッシュ (26万セル、71万セル、215万セル) を使用した。推定には、最大侵入深さの計算値 (4.4節で詳述) を用いた。評価結果を表2および図13に示す。 ϕ_{ext}^{21} はメッシュを無限に小さくし、 $h = 0$ となった場合の推定収束値である。使用したメッシュによる計算値と ϕ_{ext}^{21} との相対誤差を評価したものがGrid convergence index (GCI) である。GCIの値は、大きいもので4.7%であった。より詳細なメッシュ収束性を評価するには、より解像度の高い計算メッシュを使用して計算結果を比較する必要がある。26万セルの計算結果でも定性的な傾向は十分再現できていると判断して、以後では26万セルの計算結果を示した。

表2 メッシュ収束性の推定

セル数	N_1, N_2, N_3	2151200, 707952, 258000
セル幅	h_1, h_2, h_3 [mm]	0.957, 1.39, 1.94
セルサイズ比	$r_{21} (= h_2/h_1)$	1.45
セルサイズ比	$r_{32} (= h_3/h_2)$	1.40
評価パラメータ (最大侵入深さ)	ϕ_1, ϕ_2, ϕ_3	0.72, 0.96, 0.94
収束次数	p	6.2
$h = 0$ での補外値	ϕ_{ext}^{21}	0.693
Grid convergence index (N_1 と N_2)	GCI_{21}	4.7%
Grid convergence index (N_2 と N_3)	GCI_{32}	0.4%

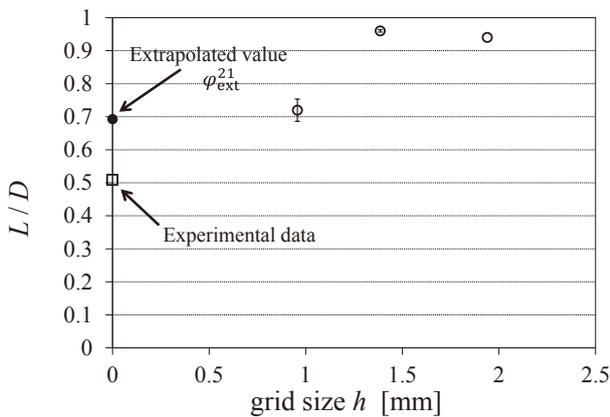


図13 分岐管内の最大侵入深さの計算値のメッシュ収束性

4.3 分岐管内における 主管流体の質量分率分布

数値計算では主管と分岐管の流体を区別できるよう、物性値（密度と粘性係数）は同一だが成分が異なる流体として取り扱った。これにより、分岐管内における主管流体の侵入深さを同定することが可能となる。図14に主管流体の質量分率を示す。赤色が主管流体、青色が分岐管流体を示す。主管と分岐管の流れの境界で波立ちがあり、Kelvin-Helmholtz

不安定による波と考えられる。このように、合流部下流の流体混合の様子ははっきり現れているが、分岐管内の主流の質量分率が低すぎるため、図14のダイナミックレンジでは、分岐管内への主流の侵入は判明しなかった。よって、図15に示すようにカラーバーの上限を0.1%と低くし、0.1%を超える値を赤く表示した。その結果、主管流体侵入が鮮明に示された。赤色の領域は、分岐管内で逆流が生じている箇所まで続いていた。流れの方向から考えると、主管流体は分岐管流体と混合しながら、分岐管内のはく離点付近まで侵入していると考えられる。侵入深さの計算結果は変動しているが、これははく離点位置もまた変動し、時間とともに移動するためである。これらの結果を踏まえると、巻き込み型逆流における侵入深さの変動は壁面温度の変動を引き起こしうるため、場合により熱疲労を生じさせる可能性がある。

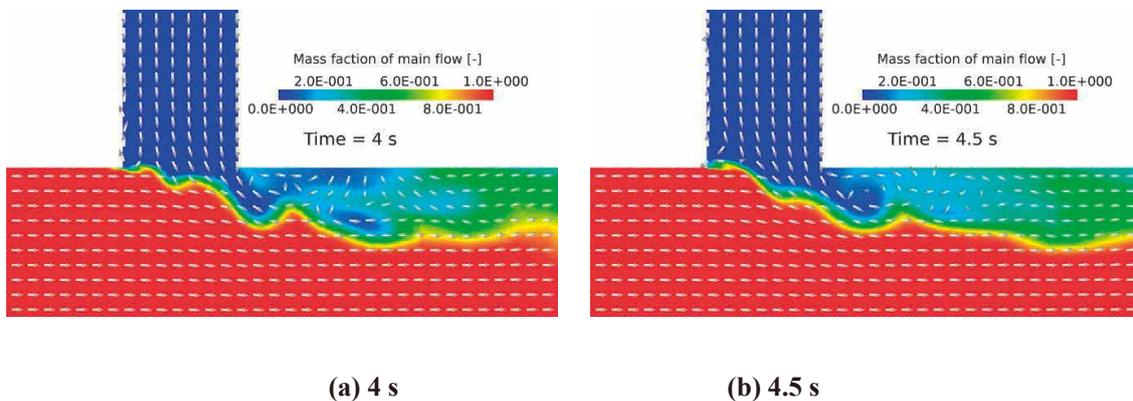


図14 主管流体の質量分率 (矢印は流れ方向を示す.)

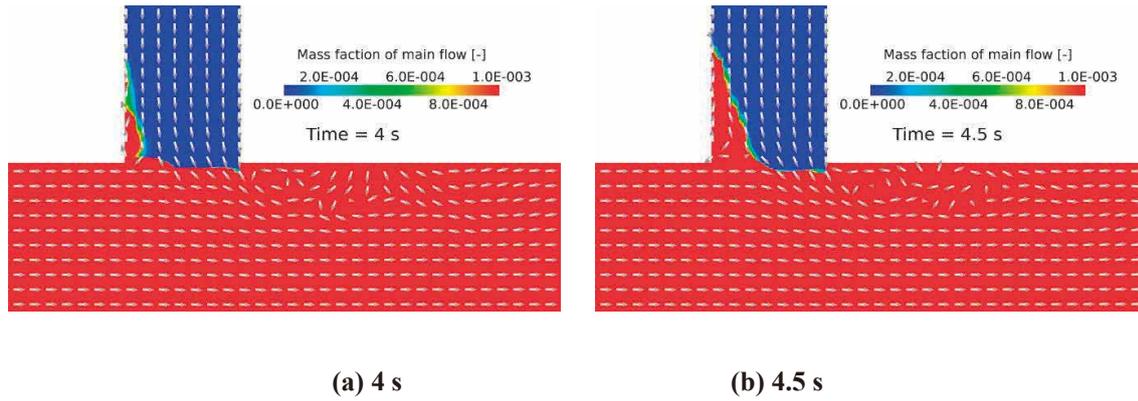


図15 主管流体の質量分率（上限を0.1%に制限，矢印は流れ方向を示す．）

4.4 分岐管内への主管流体侵入深さ

分岐管への最大侵入深さを判定するために，図16に示すようなモニター点を設置した．分岐管壁面からは1 mm 離れ，深さ方向には $0.1 D_b$ (3 mm) ごとに $1.9 D_b$ まで，各断面で $\pm 30^\circ$ ， $\pm 15^\circ$ ， 0° の5角度で，計100点設置した．各モニター点で主管流体の質量分率を1タイムステップ (0.2 ms) 毎に記録した．

図17に分岐管内への主管流体の最大侵入深さの円周方向分布を示す．最大侵入深さは，主管流体の質量分率が0.1%以下に低下する点として定義した．なお，数値計算上にて，流速ベクトルにより判定した最大侵入深さと，主管流体の質量分率により判定した最大侵入深さがほぼ一致することを確認している．26万メッシュを用いた計算結果では円周方向によらず，主管流体は $1.0 D_b$ 程度まで侵入する結果となった．一方，実験結果では図7に示すように，およそ $M_R = 30$ で最大侵入深さはピーク値 $0.5 D_b$ であり，計算結果は现阶段では実験結果を過大評価する結果となった．分岐管内への主管流体侵入深さの再現精度の向上が今後の課題である．

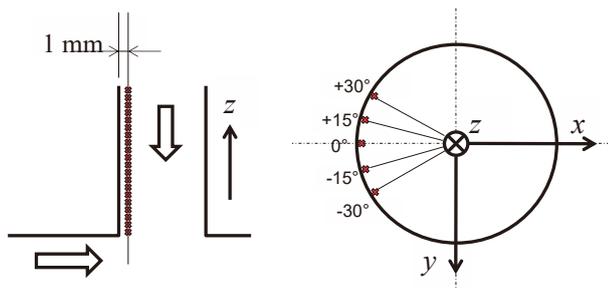


図16 主管流体検知用のモニター点（赤い×印）

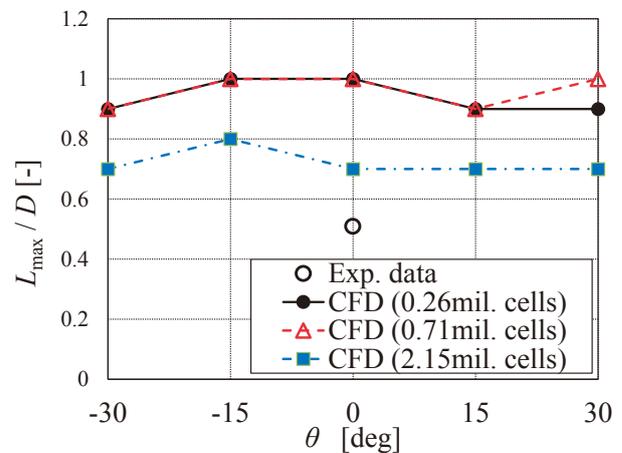


図17 分岐管内への主管流体最大侵入深さの円周方向分布

5. 結論

T字配管合流部における分岐管内への主管流体の侵入について数値流体シミュレーションを行い，侵入深さの再現精度を検討した．これまでの可視化実験では，2つの逆流に関する流動様式（巻き込み型逆流，衝突型逆流）が観察された．ここでは，主管上流側の分岐管壁面の近傍に主管流体が侵入する「巻き込み型逆流」を対象に数値計算を行った．

その結果，巻き込み型逆流の特徴である，主管上流側の分岐管壁面の近傍での逆流が再現された．時間平均速度は実験データをほぼ再現していたが，壁面近傍で速度を過小評価した．主管流体の質量分率分布から，侵入深さが時間とともに変動している様子が再現されていた．このことは，巻き込み型逆流により分岐管壁面温度が変動し，最終的には熱疲労に繋がる可能性を示唆している．最大侵入深さの計算値は，26万メッシュを用いた場合，実験データよりも2倍程度過大評価しており，予測精度向上が今後の課題である．

6. 参考文献

- (1) OECD/NEA, "OECD/NEA-Vattenfall T-junction benchmark specifications," Final version, (2009).
- (2) OECD/NEA, "Report of the OECD/NEA-Vattenfall T-junction benchmark exercise," Report No. NEA/CSNI/R (2011) 5, (2011).
- (3) O. Braillard, R. Howard, K. Angele, A. Shams and N. Edh, "Thermal mixing in a T-junction: Novel CFD-grade measurements of the fluctuating temperature in the solid wall," *Nuclear Engineering and Design*, 330, pp. 377-390 (2018).
- (4) H. Kamide, M. Igarashi, S. Kawashima, N. Kimura and K. Hayashi, "Study on Mixing Behavior in a Tee Piping and Numerical Analyses for Evaluation of Thermal Striping," *Nuclear Engineering and Design*, 239, pp. 58-67 (2009).
- (5) 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 S 017-2003 (2003).
- (6) M. McDevitt, M. Hoehn, T. Childress and R. McGill, "Analysis and Impact of Recent U.S. Thermal Fatigue Operating Experience," Fourth International Conference on Fatigue of Nuclear Reactor Components, Sevilla, Spain, Sep. 28- Oct. 1, Paper No. 27 (2015).
- (7) J.H. Kim, R.M. Roidt and A.F. Deardorff, "Thermal Stratification and Reactor Piping Integrity," *Nuclear Engineering and Design*, 139, pp. 83-95 (1993).
- (8) E. Deutsch, P. Montanari and C. Mallez, "Isothermal Study of the Flow at the Junction between an Auxiliary Line and Primary Circuit of Pressurised Water Reactor," *Journal of Hydraulic Research*, 35 (6), pp. 799-812 (1997).
- (9) R. Zboray and H.-M. Prasser, "On the Relevance of Low Side Flows for Thermal Loads in T-junctions," *Nuclear Engineering and Design*, 241, pp. 2881-2888 (2011).
- (10) J. Kickhofel, V. Valori and H.-M. Prasser, "Turbulent Penetration in T-junction Branch Lines with Leakage Flow," *Nuclear Engineering and Design*, 276, pp. 43-53 (2014).
- (11) K. Miyoshi, A. Nakamura and Y. Utanohara, "An Investigation of Wall Temperature Characteristics to Evaluate Thermal Fatigue at a T-Junction Pipe," *Mechanical Engineering Journal*, 1 (5), pp. tep0050. (2014).
- (12) K. Miyoshi, M. Kamaya, A. Nakamura and Y. Utanohara, "An Investigation of Thermal Stress Characteristics by Wall Temperature Measurements at a Mixing Tee," *Nuclear Engineering and Design*, 298, pp. 109-120 (2016).
- (13) Y. Utanohara, A. Nakamura, K. Miyoshi and N. Kasahara, "Numerical Simulation of Long-Period Fluid Temperature Fluctuation at a Mixing Tee for the Thermal Fatigue Problem," *Nuclear Engineering and Design*, 305, pp. 639-652 (2016).
- (14) Y. Utanohara, K. Miyoshi and A. Nakamura, "Conjugate Numerical Simulation of Wall Temperature Fluctuation at a T-Junction Pipe," *Mechanical Engineering Journal*, 5(3), pp. 18-00044. (2018).
- (15) 三好, 釜谷, プラント配管の熱疲労防止に向けた流動挙動の検討, 日本機械学会2017年度年次大会, 埼玉, 9月, Paper No. J0310201 (2017).
- (16) 三好, 釜谷, T字合流部の熱疲労防止に向けた流動現象の検討, 日本機械学会2017年度年次大会, 大阪, 9月, Paper No. J0320301 (2018).
- (17) D. K. Lilly. "A Proposed Modification of the Germano Subgrid-Scale Closure Model," *Physics of Fluids*. 4. pp. 633-635 (1992).
- (18) ANSYS Inc., ANSYS FLUENT Theory Guide, Release 18.2, Chap. 4.14.3.1, ANSYS, Inc. (2017).
- (19) ASME (American Society of Mechanical Engineers) , "Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer," ASME V&V 20-2009 (2009).

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

Effects of Mn 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、Mn濃度が0.19から1.87wt%のFe-Mn合金を用いてMnの影響を調べた。290℃でイオン照射したFe-Mn合金試料について3次元アトムプローブ測定によりMnのクラスタ形成を調べた結果、クラスタの形成により照射硬化を定量的に説明できることを確認した。また、Mn濃度が0.6wt%以上ではMnのクラスタが母相に均一に形成し、溶質原子クラスタの形成機構に対するMn濃度の影響は小さいことが分かった。

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 Mn on the solute atom clustering in the reactor vessel steels irradiated by neutrons, ion-irradiation experiment was carried out using Fe-Mn alloys with Mn concentration between 0.19 and 1.87wt%. Specimens irradiated by iron ions at 290°C to 1 dpa were examined by atom probe tomography. Mn-enriched clusters were observed in all specimens. The irradiation hardening correlated well with Mn-enriched cluster formation. The clusters formed homogeneously in the bulk at the Mn concentrations of 0.6wt% or more. The small influence of Mn concentration on the solute atom clustering was indicated.

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、脆化因子の実体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ミ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 (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よく分かっていない。

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) で最近得られた長時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

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

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ゆくことが肝要である。このためにも、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確認することが必要である。

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ンク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。

そこで、本研究では、溶質原子クラスタ形成に対するMnの影響を調べるために、Mn濃度を0.19から1.87wt%の範囲で変化させたFe-Mn合金7種を

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、APT測定で硬化因子を調べた。

2. 実験方法

2.1 供試材

Mn濃度を0.19から1.87wt%の範囲で変化させたFe-Mn合金7種を用いた。合金は真空溶解および熱間鍛造により作製した。表1にMn濃度と最終熱処理条件をまとめて示す。なお、不純物濃度 (wt%) は<0.005C, <0.02Si, <0.002P, <0.001S, <0.032O, <0.019Nである。

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、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。

イオン照射は京都大学イオン照射設備DuETで実施された。照射には、6.4 MeVのFe³⁺イオンを用いた。照射温度は290℃であり、深さ600 nmでの照射量/損傷速度は0.1 dpa / 1.1 × 10⁻⁴ dpa/sと1 dpa / 1.1 × 10⁻⁴ dpa/sの2条件である。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。

表1 Fe-Mn合金の化学組成と熱処理

合金	Mn濃度 (wt%)	最終熱処理
Fe-0.2Mn	0.19	1000℃ × 1h+AC
Fe-0.6Mn	0.55	1000℃ × 1h+AC
Fe-0.7Mn	0.67	740℃ × 2h+WQ
Fe-0.9Mn	0.94	1000℃ × 1h+AC
Fe-1.3Mn	1.25	740℃ × 2h+WQ
Fe-1.5Mn	1.45	1000℃ × 1h+AC
Fe-1.9Mn	1.87	1000℃ × 1h+AC

AC：空冷, WQ：水冷

2.2 材料試験および分析

(1) 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前込み深さの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⁽¹⁸⁾。今回の測定では前込み深さを300 nmとすることで損傷領域のみの硬さを得た。

(2) 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° 、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、タンゲステン(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つつ先端径 $0.1 \mu\text{m}$ 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、Fe、Mn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。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

各合金に対して測定された損傷量に対する超微小硬さの変化を図1に示す。誤差は測定値の標準偏差で評価したが、マーカーの大きさ以下である。各合金の未照射材の硬さは1.6~2.0 GPaの範囲にあり、Mn濃度の増加に伴い増加する傾向があるが、その違いは大きくない。硬さは照射量の増加に伴い増加するが、飽和する傾向を示した。硬さの増加量は合

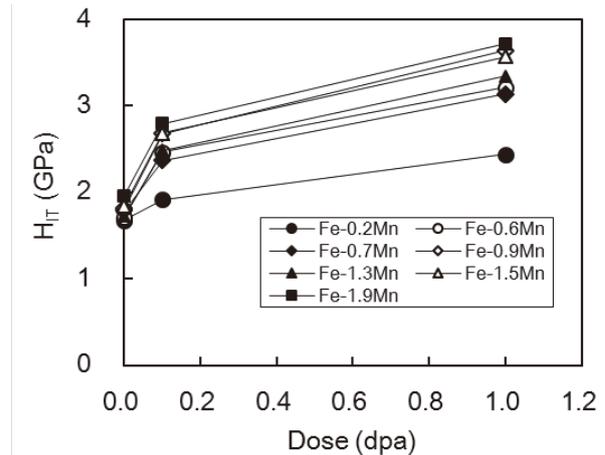


図1 損傷量に対する硬さの変化

金により異なり、Mn濃度0.19wt%のFe-0.2Mn合金では硬さの増加量が比較的小さく、Mn濃度の増加により硬さの増加量は大きくなる傾向を示した。ただし、Fe-0.7Mn合金については硬さの増加量が小さい傾向が認められた。合金の最終熱処理工程を比較した結果、Fe-0.7Mn合金およびFe-1.3Mn合金は 740°C で2時間アニールした後に水焼入れされたものであるのに対して、他の合金は 1000°C で1時間アニールした後に空冷されたものであることが分かった。図2に最終熱処理条件で分けて硬さの増加量の照射による変化を示した。Mn濃度の増加に伴い硬さの増加量は大きくなる明確な傾向が確認できる。また、水焼入れした材料でも空冷の材料と同様なMn濃度の影響が認められ、定性的には熱処理によらず同様なMn濃度依存性を示すことが確認された。

図3には、最終熱処理が 1000°C で1時間アニールした後に空冷された材料について、照射に伴う硬さの増加量のMn濃度依存性を示した。照射量が0.1 dpaではMn濃度が0.6wt%以上で増加量に大きな差はない。一方、照射量が1 dpaではMn濃度が1.0wt%以上で増加量に大きな差はない。照射量が増加するほどMnの影響が飽和する濃度が高くなる傾向が確認された。

図4には、最終熱処理が 1000°C で1時間アニールした後に空冷されたもののみについて照射量当たりの硬さの変化量のMn濃度依存性を示した。照射量0.1 dpaまでの照射ではMn濃度0.19wt%では照射に伴う硬さの増加量がMn濃度0.55wt%と比べて小さく、Mn濃度が0.55wt%以上ではMn濃度によらず8 GPa/dpa程度の値であった。これに対して、照射量が0.1~1.0 dpaではMn濃度によらず1 GPa/

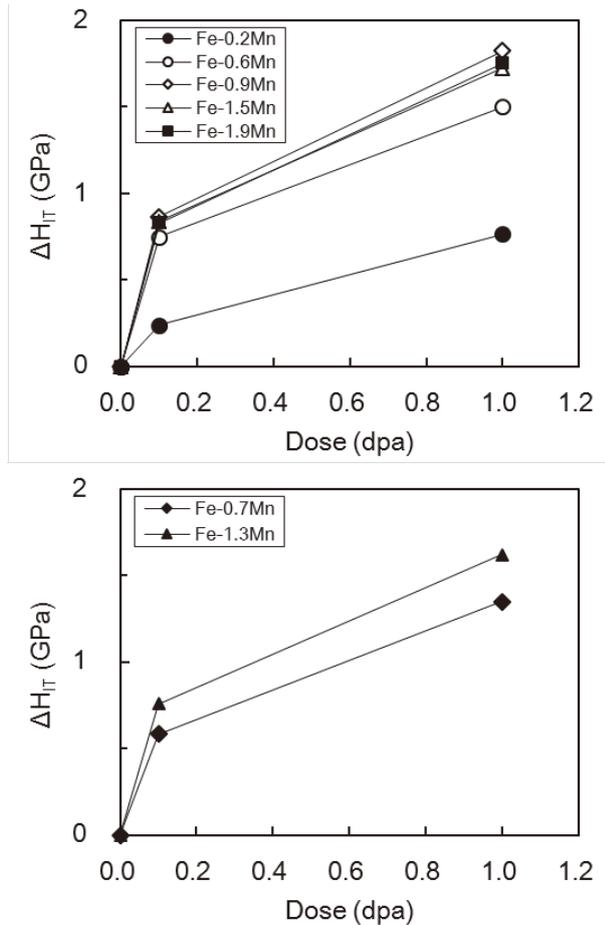


図2 硬さの増加量の照射による変化

dpa程度の値であった。この結果は、照射の初期にMn濃度が0.2から0.6wt%程度で照射硬化挙動が異なること示しており、ミクロ組織変化が異なること、Mn濃度が0.6wt%以上では類似なミクロ組織変化を生じている可能性を示唆する。

3.2 アトムプローブ測定

図5には、測定されたMnの原子マップをまとめて示した。Mn濃度が0.2wt%で照射量0.1 dpaの試料においてもMnクラスタの形成が認められ、Mn濃度によらず照射量の増加に伴いMnクラスタは成長する傾向が認められた。ただし、Mn濃度が最も低いFe-0.2Mn試料では均一なMnのクラスタ形成は認められず、特定の領域にまとまってクラスタが形成している様子が観察された。

溶質原子クラスタを定量的に検討するため、再帰的探索アルゴリズムに基づくクラスタ解析を行った。抽出条件等の解析パラメータは下記の通りである。

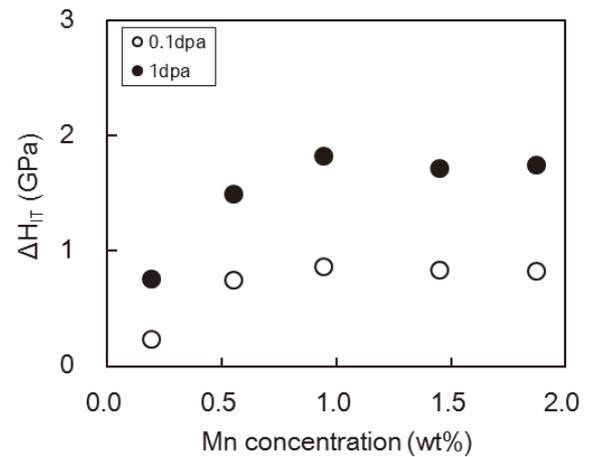


図3 硬さの増加量のMn濃度依存性

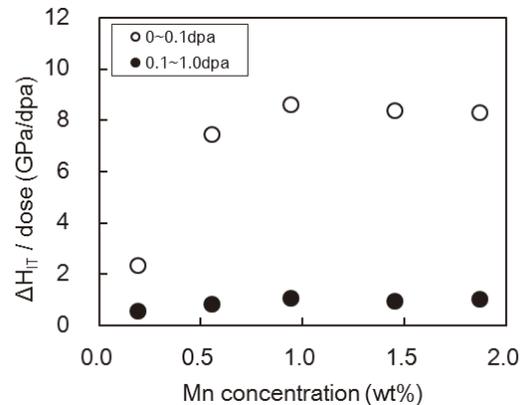


図4 照射量あたりの硬さの変化量のMn濃度依存性

- ・クラスタ抽出条件
コア原子：Mn, コア原子間距離 ≤ 0.8 nm
コア原子数 ≤ 20
- ・周辺原子抽出条件
周辺原子-コア原子間距離 ≤ 0.5 nm
- ・周辺原子の一部取り除き条件
周辺原子-コア原子間距離 ≤ 0.5 nm
コア原子数 ≤ 2

図6には、溶質原子クラスタのサイズ分布を、各Fe-Mn合金について照射量で比較して示した。照射量が0.1 dpaでは、Mn濃度によらずに、クラスタのサイズ分布は1つのピークであった。照射量が1.0 dpaでは、クラスタのサイズ分布は2つのピークを示した。これは、照射量の増加に伴いクラスタが成長するとともに、新たにクラスタが形成していることを示唆する。ただし、Mn濃度が最も高いFe-1.9Mn試料については、大きなクラスタの割合が低く、クラスタの成長が抑制されていることが示唆される。

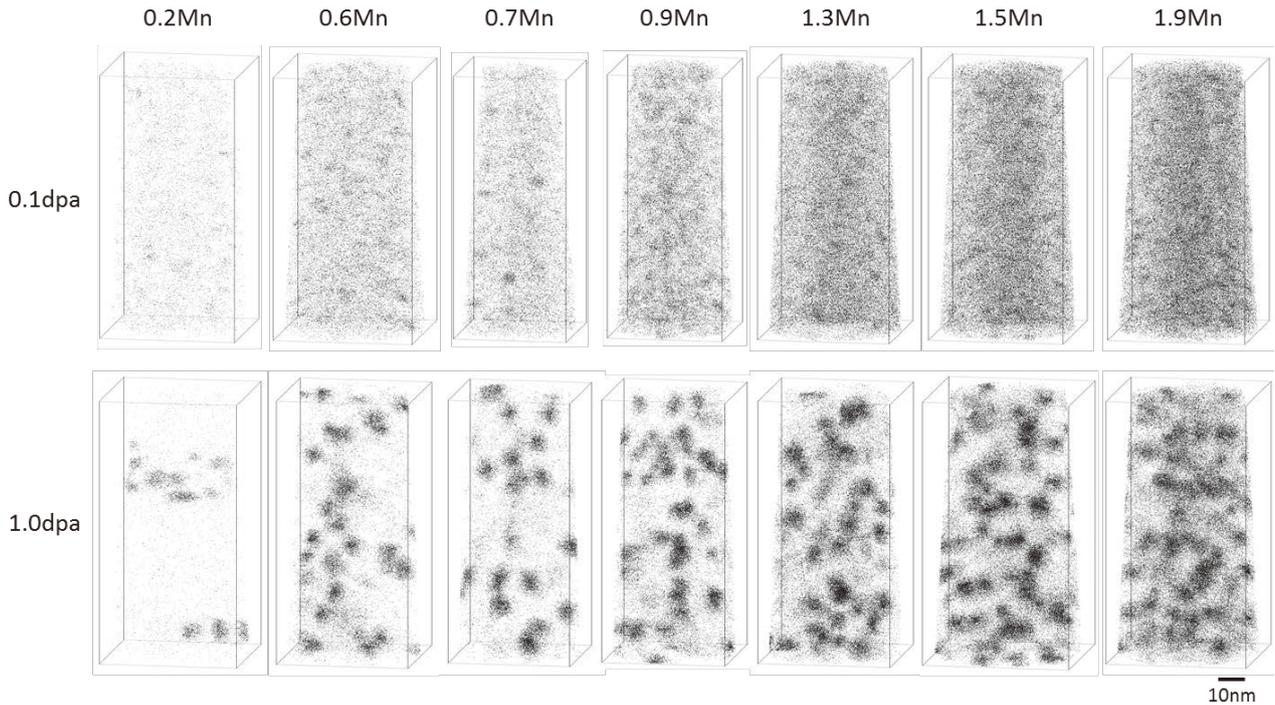


図5 イオン照射したFe-Mn合金中のMnマップ

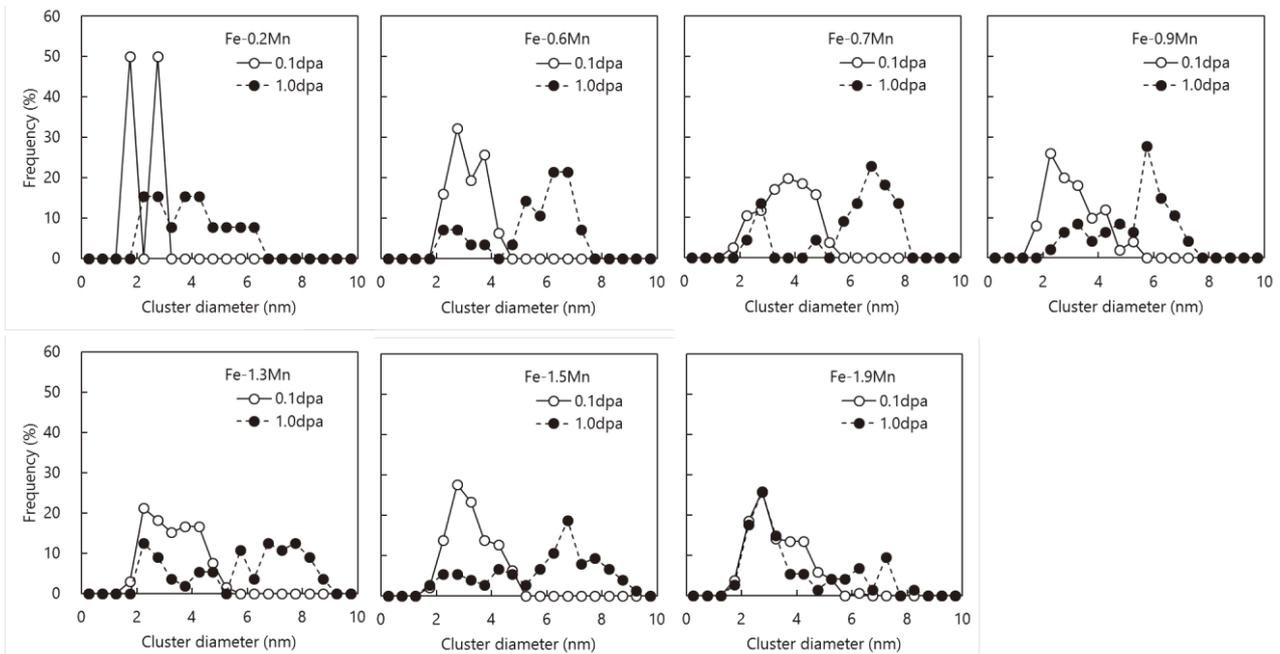


図6 溶質原子クラスタのサイズ分布

表2に溶質原子クラスタの解析結果を硬さの増加量とともにまとめて示した。図7には、Mn濃度に対する溶質原子クラスタの平均直径、数密度、体積率および平均Mn濃度の変化を示した。溶質原子クラスタの平均直径はMn濃度によらず照射量の増加に伴い大きくなる傾向を示し、照射に伴いMnが集積して成長することが分かった。溶質原子クラスタの数密度については、Mn濃度の増加に伴い大きく

なる傾向が認められ、照射量の増加に伴う変化は小さい。この結果は、0.1 dpaの照射において、Mn濃度に依存した溶質原子クラスタの核が形成し、照射により新たに核を形成するよりもむしろ成長する挙動を取ることを示唆する。溶質原子クラスタの体積率については、Mn濃度の増加に伴い大きくなる傾向が認められ、照射量の増加に伴いその増加傾向はより顕著になる。ただし、Mn濃度が最も高いFe-

表2 溶質原子クラスタの解析結果

合金	照射量 (dpa)	硬さ増加量 (GPa)	平均直径 (nm)	数密度 (m^{-3})	体積率	平均Fe濃度 (at%)	平均Mn濃度 (at%)
Fe-0.2Mn	0.1	0.24	2.3	7.7×10^{21}	0.0001	62.26	37.74
Fe-0.6Mn	0.1	0.75	3.1	1.5×10^{23}	0.0024	63.32	36.68
Fe-0.7Mn	0.1	0.58	3.7	1.8×10^{23}	0.0046	64.67	35.33
Fe-0.9Mn	0.1	0.86	3.1	4.6×10^{23}	0.0070	62.28	37.72
Fe-1.3Mn	0.1	0.76	3.3	3.8×10^{23}	0.0070	67.66	32.34
Fe-1.5Mn	0.1	0.84	3.2	5.0×10^{23}	0.0088	65.70	34.30
Fe-1.9Mn	0.1	0.83	3.3	9.6×10^{23}	0.0176	66.50	33.50
Fe-0.2Mn	1.0	0.76	4.0	7.6×10^{22}	0.0025	63.21	36.79
Fe-0.6Mn	1.0	1.50	5.4	2.2×10^{23}	0.0184	70.04	29.96
Fe-0.7Mn	1.0	1.35	6.0	2.0×10^{23}	0.0224	71.42	28.58
Fe-0.9Mn	1.0	1.82	5.2	4.0×10^{23}	0.0298	69.82	30.18
Fe-1.3Mn	1.0	1.62	5.7	4.1×10^{23}	0.0402	68.95	31.05
Fe-1.5Mn	1.0	1.72	5.9	4.7×10^{23}	0.0494	69.70	30.30
Fe-1.9Mn	1.0	1.75	4.3	7.4×10^{23}	0.0315	67.18	32.82

1.9Mn 試料については1.0 dpa照射において体積率が小さくなる傾向が認められた。これは、これより低いMn濃度の試料に比べて、溶質原子クラスタの数密度が照射量の増加により減少する傾向を示すとともに平均直径も小さい傾向であることによる。また、溶質原子クラスタ以外の照射損傷組織の形成によりMnの集積が抑制された可能性を示唆する。溶質原子クラスタの平均Mn濃度については、Mn濃度と照射量による変化は小さく、30~40at%のMn濃度であり、ほぼ一定のMn/Fe比の溶質原子クラスタが形成していることが分かった。ただし、高照射の方が幾分小さくなる傾向があるが、これは溶質原子クラスタの成長によりクラスタとマトリックスの界面の影響が大きくなり、クラスタ解析においてクラスタ周りのFeがより多く取り込まれるためと考えられる。

合金の製造工程の違いの影響については、740°Cで2時間アニールした後に水焼入れされたFe-0.7Mn合金およびFe-1.3Mn合金の試料で、他の合金(1000°Cで1時間アニールした後に空冷)試料に比べて、違いは小さいが、溶質原子クラスタの平均直径が大きく、数密度が小さい傾向が認められた。ただし、体積率で比較すると影響が相殺し、合金の製造工程の違いの影響は認められない。

4. 考察

イオン照射したFe-Mn合金のミクロ組織変化と硬化との関係を以下で検討する。低合金鋼の照射脆化因子として溶質原子クラスタが考えられ、その体積率の平方根と硬さの増加量により相関があることが知られている。図8には、イオン照射Fe-Mn合金で観察されたMnクラスタの体積率の平方根と硬さの増加量との関係を示した。比較的よい相関が認められ、イオン照射による硬さの増加が溶質原子クラスタの形成により説明できることを示唆する。

図4に示した単位照射量当たりの硬さの変化量のMn濃度依存性から、高照射量においてMn濃度が0.2から0.6wt%で照射硬化挙動が異なることが分かり、ミクロ組織変化が異なること、Mn濃度が0.6wt%以上では類似なミクロ組織変化を生じている可能性が示唆された。APT測定の結果、Mn濃度が0.6wt%以上ではMnのクラスタが母相に均一に形成していることが確認され、硬さの変化の傾向とよく一致した。また、Mn濃度が最も低いFe-0.2Mn試料では、図5に示したように、均一なMnのクラスタ形成は認められず、特定の領域にまとまってクラスタが形成している様子が観察された。このような溶質原子クラスタの形成の空間的な違いが硬化挙動の違いに影響していると考えられる。Mnのクラスタは面上に間隔を置いて存在しており、何らかの面状の組織、例えば転位ループ上での形成が考えられる。

溶質原子クラスタを構成するCu, Mn, Ni, Si

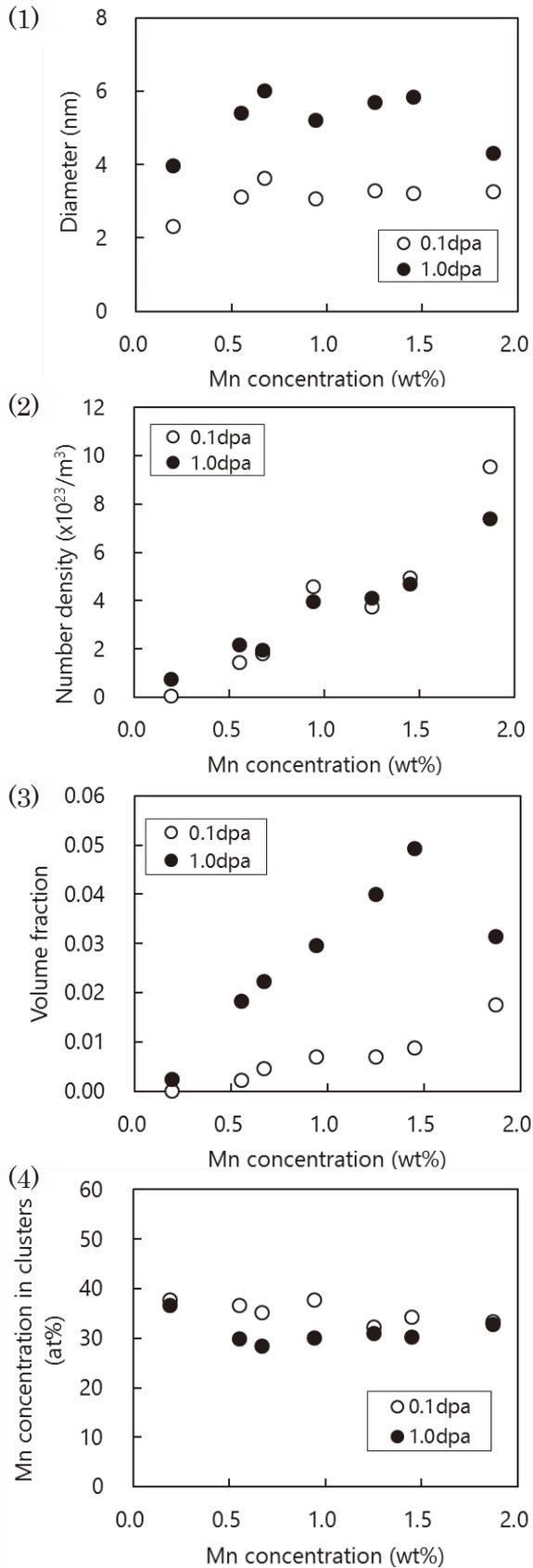


図7 Mn濃度に対する溶質原子クラスタの(1)平均直径、(2)数密度、(3)体積率および(4)平均Mn濃度の変化

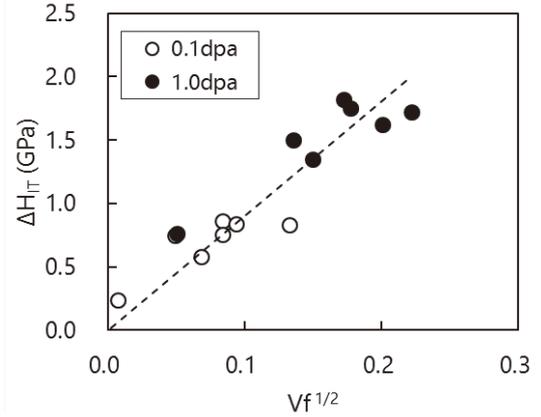


図8 クラスタの体積率の平方根と硬さの増加量との関係

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、APT分析で硬化因子を調べた結果を報告している⁽¹⁷⁾。イオン照射実験は、本研究と同じ京都大学イオン照射設備DuETで実施し、照射には6.4 MeVのFe³⁺イオンを用いて290℃で行っている。図9には、Fe-1.5Mn合金を例に照射量の増加に伴うMnクラスタの変化をMnのアトムマップを比較して示した。直径が5 nm程度の球状のMnクラスタに加えて、ループ状および針状のMnクラスタが観察されている。また、照射量の増加に伴いクラスタがより明確になり、クラスタの密度は増加する傾向があった。この結果は、照射によりMnのクラス

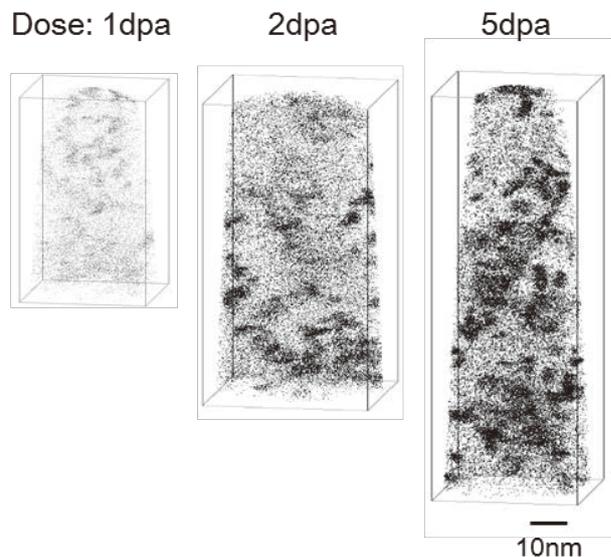


図9 イオン照射したFe-1.5Mn合金のMnアトムマップ⁽¹⁷⁾

タ化が進むとともに、新たなクラスタが形成することを示唆し、本研究で明らかになった低照射量側での変化とも一致する。

また、すべての試料に溶質原子クラスタの形成が確認された。Mnを含まない合金ではクラスタの数密度が低い傾向が認められている。Mnを含む合金では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。さらに、ループ状にNiやSiが集積した場所にMn/Ni等のクラスタが観察される場合もあり、転位ループの周囲にクラスタが形成していることも示唆されている。今後、中性子照射されたFe-1.5Mn合金等についてAPT観察により溶質原子クラスタの形成を調べることで、これらを解明する知見が得られるものと期待される。

5. まとめ

原子炉容器鋼の照射脆化因子である溶質原子クラスタ形成に対するMnの影響を調べるために、Mn濃度を0.19から1.87wt%の範囲で変化させたFe-Mn合金7種をイオン照射した後、硬さを測定して照射硬化挙動を調べるとともに、APT測定で硬化因子を調べた。

イオン照射したFe-Mn合金試料についてAPT測定によりMnのクラスタ形成を調べた結果、クラスタの形成により照射硬化を定量的に説明できることを確認した。また、Mn濃度が0.6wt%以上ではMnのクラスタが母相に均一に形成し、溶質原子クラスタの形成機構に対するMn濃度の影響は小さいことが分かった。

ただし、Mnの転位ループ形成促進による照射脆化への寄与や、NiやCu等の他の元素が共存した場合の溶質原子クラスタの形成挙動は不明であり、今後さらなる研究が必要である。

文献

- (1) J.R. Hawthorne, "Demonstration of improved radiation embrittlement resistance of A533-B steelthrough 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, "mproved 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, 石野葉, "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>

低合金鋼の照射マイクロ組織変化と局部共振高調波強度との相関

Correlation between Microstructural Changes of Low Alloy Steels Irradiated by High Energy Electrons and Acoustic Nonlinear Intensities by Local Resonance Harmonic Measuring

小島 敦子 (Atsuko Kojima) *¹ 藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii) *¹
石田 仁志 (Hitoshi Ishida) *¹ 川嶋 紘一郎 (Koichiro Kawashima) *²

要約 原子炉容器の照射脆化評価に対する非線形超音波法の適用性の検討を目的に、電子線照射した低合金鋼についてマイクロ組織変化と局部共振高調波強度の照射量依存性を調べた。板厚に応じた共振周波数で測定した自由振動中の高調波共振エネルギー（時間積分量）は、照射量に伴い増加する傾向があり、Cuリッチ析出物が高密度に形成した高照射量の試料で高調波強度が大きくなった。照射脆化要因である溶質原子クラスタの形成と高調波強度の相関が確認された。

キーワード 非線形超音波法, 高調波, 照射脆化, 共振高調波法

Abstract The applicability of the nonlinear ultrasonic technique for evaluating irradiation embrittlement of reactor vessel steels was examined by the comparison between microstructural changes of low alloy steels irradiated by high energy electrons and measured acoustic nonlinear intensities by local resonance harmonic. The acoustic nonlinear intensities compensated by the specimen thickness increased with increasing dose. The largest acoustic nonlinearity intensity was detected in the specimen in which fine Cu-rich precipitates of 2 nm diameter were observed with high number density by atom probe tomography, irradiated to the highest dose of 0.022 dpa at 290°C. It was found that the acoustic nonlinearity intensity related to the formation of solute atom clusters causing radiation hardening and embrittlement.

Keywords nonlinear ultrasonic technique, embrittlement, low alloy steel

1. はじめに

原子炉容器を構成する低合金鋼は、中性子照射により延性-脆性遷移温度の上昇と上部棚エネルギーの低下が生じること（中性子照射脆化）が知られており⁽¹⁾、原子炉容器と同一の材料から製作された監視試験片を炉内で照射し、定期的に取り出して破壊試験を実施することで、健全性の確認がなされている^{(2)~(4)}。しかし、原子力発電所の運転期間が認可により40年から60年へ延長された場合には、炉内で照射された監視試験片が不足する可能性があり、使用済み監視試験片の再生などの研究が進められている⁽⁵⁾。また、監視試験片の脆化の非破壊的な評価手法の研究も実施されており^{(6)~(13)}、その1つに超音波法⁽¹³⁾がある。

超音波法のうち線形超音波法では、欠陥部からの散乱波振幅が、粒界散乱波あるいは異種材料界面の散乱波振幅より十分大きい場合には欠陥を検出できるが、密着き裂界面や連続体内の微小な異質部からの散乱波振幅は、粒界散乱波あるいは異種材料界面の散乱波振幅より小さく検出が困難である⁽¹⁴⁾。このような線形超音波法による検出が困難である内部欠陥及び異質部の検出に適用できる方法として、非線形超音波法がある。非線形超音波法は、単一周波数の大振幅正弦波パースト波により励起される繰返し応力が材料内の異質部・不健全部を揺り動かしたときに生ずる、正弦波からの波形のゆがみを高調波（入射周波数の整数倍）あるいは分調波（入射周波数の分数倍）として抽出し、その振幅を用いて欠陥を検出・評価する方法である。材料内不健全

*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

部あるいは部分接触面における引張側と圧縮側応力ひずみ応答の差が大きいほど、波形のゆがみが増大する⁽¹⁴⁾。

一方、原子炉容器鋼の照射脆化因子として、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ある。材料変化に対する高調波の感受性に着目して、中性子照射された原子炉容器鋼に対する測定がMatlackらによりなされており⁽¹⁵⁾、この中で、照射量と照射温度、銅 (Cu) 含有量の異なる試料について2次高調波の振幅が測定され、照射量の増大にともなう高調波振幅の増大とCu含有量が高い材料において大きな振幅が確認されている。また、照射後の回復焼鈍と再照射によっても2次高調波の振幅が変化することが示されており、非線形超音波法により微細構造の変化を検出することが可能であると報告しているが、まだ研究例は少ない。

そこで、当研究グループでは非線形超音波法のうち水浸局部共振高調波法を適用して、高調波による照射マイクロ組織変化の評価を開始した。適用した方法は、集束させた縦波の垂直入射により超音波ビーム照射域だけを厚さ方向に共振させる厚さ方向局部共振高調波法であり、高調波の画像化により塑性変形の可視化⁽¹⁶⁾などに成功している方法である。原子炉容器鋼の照射組織変化への適用を検討するため、高エネルギーの電子線で照射された低合金鋼 (0.16 wt% Cu) とその非照射材について、照射による高調波振幅の変化を調べた結果、直径が数nmのCuを含む溶質原子クラスタが高密度 ($3.2 \times 10^{23} \text{ m}^{-3}$) に形成した電子線照射試料において高調波の振幅が大きくなり、電子線照射の有無による差が生じることを確認した⁽¹⁷⁾。本研究では、電子線照射量の異なる低合金鋼 (0.12 wt% Cu) の5試料について、マイクロ組織変化と局部共振高調波強度の照射量依存性を調べ、これらの関係を検討した。

2. 実験方法

2.1 供試材

供試材には、Cu含有量が0.12 wt%のA533B鋼材を用いた。化学組成 (wt%) は、Fe-0.25C-1.20Mn-0.25Si-0.014P-0.58Ni-0.08Cr-0.54Mo-0.12Cuである。照射は5 MeV電子で行い、照射温度は $290 \pm 5^\circ\text{C}$ 、

損傷速度は $2 \times 10^{-8} \text{ dpa/s}$ である。電子線照射実験の詳細は既報⁽¹⁸⁾にまとめて示されている。図1に電子線照射した試験片の形状を示す。この試験片から比較的均一な照射を受けた中央部が $20 \times 5 \times 1 \text{ mm}$ の試験片の先端に位置するように、図1の斜線部から高調波測定用と硬さ測定・マイクロ組織観察用の試料2個を切り出した。厚さ方向局部共振高調波法では、板厚や試料表面の凹凸によっても、水平面内に振幅の変動が現れるため、測定用試料の両面を研磨紙で#1200まで研磨した後にDP-懸濁液 $9 \mu\text{m}$ で研磨して測定用の試料とした。また、硬さ測定・マイクロ組織観察用の試料も同様に研磨した。

図1の斜線部に示す高調波測定用試料の左端からの距離に対する電子線照射量の分布を図2に示す。図1の高調波測定用試料左端から18 mmの位置が、電子線照射した試験片の中心であり、電子線照射量が最大となる位置である。電子線照射量が最大の位置を中心に両側2 mmにおいて、電子線照射量がほぼ一定とみなせる。なお、試料面における短辺方向には照射量は一定である。5試料の最大照射量と電子線照射量がほぼ一定である領域の板厚値を、表1にまとめて示す。

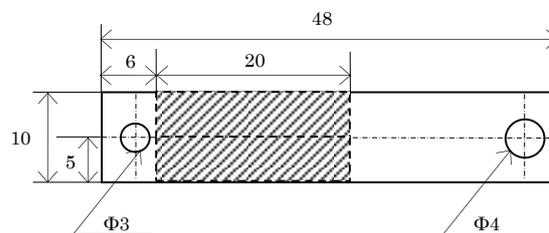


図1 試料形状⁽¹⁸⁾ (厚さ1mm)

表1 各測定用試料の電子線照射量と板厚値

試料名	電子線照射量 (dpa)	板厚値 (mm)
A-1	0.0001	0.935
A-2	0.0009	0.906
A-3	0.0027	0.910
A-4	0.0090	0.924
A-5	0.0217	0.928

2.2 硬さ測定

硬さは、ミットヨ社製の微小硬さ試験機(HM-221)を用い、ビッカース硬さ試験により測定した。試験荷重は、0.5 kgとした。ビッカース硬さ計測位置は、図2で示す電子線照射量がほぼ一定の領域内の24

か所を測定した。

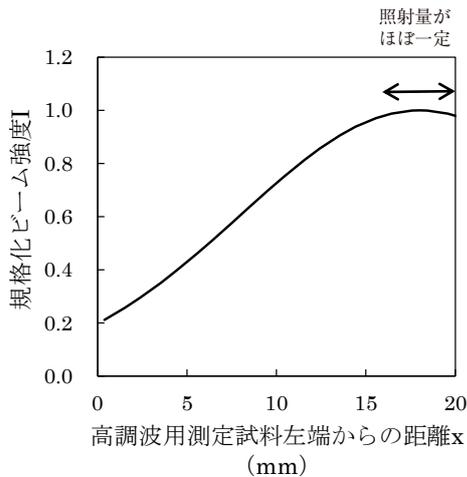


図2 測定試料の高エネルギー電子線照射量分布⁽¹⁸⁾

2.3 ミクロ組織観察

溶質原子クラスタの測定にはアトムプローブ (atom probe tomography, APT) を用い、各試料の図2で示す電子線照射量がほぼ一定となる領域に対して実施した。

APT測定には、日本原子力研究開発機構の新型転換炉原型炉ふげんの管理区域内にある高経年化分析室のCAMECA社製のLEAP3000XHRを用いた。測定は電圧パルスモードとレーザーパルスモードで行った。電圧パルスモードでは、試料温度を -223°C 、パルス比を0.15として測定を行った。また、レーザーパルスモードでは、試料温度を -238°C 、レーザー出力を0.2 nJ、パルス周波数を250 kHzとして測定を行った。測定用の針状の試料は、HITACHI製の集束イオンビーム (focused ion beam, FIB) 加工装置 (NB5000) を用いて作製した。FIB加工装置を用いて、 $2 \times 2 \times 10 \mu\text{m}$ の角柱状に切り出した微小サンプルを、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つつ先端径が $0.1 \mu\text{m}$ 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た。なお、元素の3次元像 (原子マップ) のz方向長さを最適化するために、電圧パルスモードでは電界蒸発場 (Evaporation Field) 33.0 V/nm とアトムマップの伸長係数 (Image Compression Factor) 1.20、レーザーパルスモード

では 30.0 V/nm と1.65をそれぞれ用いた。

多くの元素において、質量/電荷比は元素固有の値となるが、いくつかの元素では、異なる元素が同じ質量/電荷比を持つ。鉄鋼に含まれる元素の場合、質量58のFeとNiが同じ質量/電荷比を持つことになり、質量/電荷比からは個々の原子がどちらの元素であるかを決定することは不可能である。バルクの平均組成を調べる場合には、質量/電荷比が持つ元素の濃度を同位体の存在比を基に配分することで値を求めることができるが、個々の元素の局所的な濃度変化を評価する場合にはこの方法は妥当ではない。そこで本研究では質量58の元素として取り扱った。

2.4 水浸局部共振高調波法

入射した正弦波のゆがみを高調波として測定することによって材料特性の変化などを評価することが可能な非線形超音波法の一つである水浸局部共振高調波法を用いた。数サイクルの短いバースト波入射では困難な、本研究で測定するような薄肉の試料に対して、板厚方向に入射した数十～数百サイクルの長いバースト波を試料内で共振させることにより、入射正弦波からの微弱な変調が増幅され、材料特性変化の検出が期待できる。水中で集束探触子を用いることで、水距離の変化によって試料の板厚内に焦点を設定し、超音波をビーム径と板厚の領域に集中させて共振させ、局所的な材料特性の変化や劣化部を検出する。

水浸局部共振高調波計測装置の構成を図3に示す。大振幅正弦波バースト波の発生装置にはRITEC製のRPR-4000、探触子には公称周波数35 MHz、水中焦点距離20 mm、素子径6 mmの集束探触子、画像化および波形処理・記録にはInsight製のデータ採取ソフトウェアInsightScanを用いた。また、基本波振幅の1%程度の微弱な高調波成分を抽出するためのアナログハイパスフィルタには、Insight製の高調波抽出用フィルタを用いた。記録した測定データの測定後の画像化および波形処理には、Insight製のデータ解析ソフトウェアInsightAnalysisを用いた。

水中に水平に置いた板状の試料に、集束探触子を用いて縦波を垂直入射し、スキャナで集束探触子を水平方向に走査し、アナログハイパスフィルタにより抽出した高調波振幅を、スキャナで得た探触子の

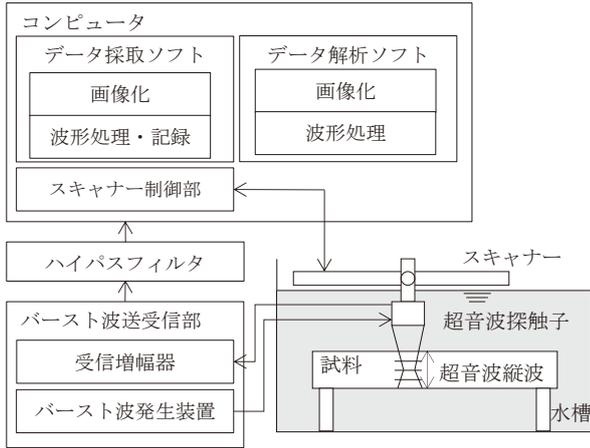


図3 水浸局部共振高調波計測装置の構成

位置情報に対してマッピングし画像化を行った。走査ピッチは0.1 mmとし、サンプリング周波数は1000 MHzとした。

水浸局部共振高調波法測定を試料の配置を図4に示す。治具に固定した試料の先端が、各試料の図2に示す電子線照射量がほぼ一定の領域である。また、左から右に照射量が大きくなるように試料を配置した。

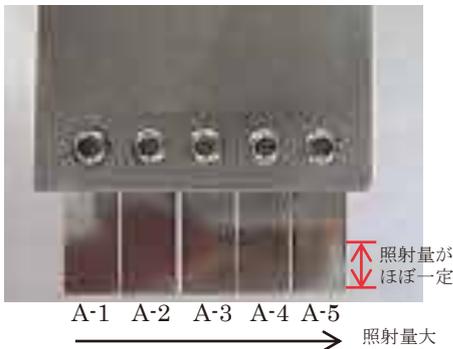


図4 水浸局部共振高調波法測定を試料配置

3. 結果

3.1 硬さ測定

照射量に伴う硬さの変化を図5に示す。エラーバーは測定値の標準偏差である。硬さは照射量の増加とともに大きくなり、最大照射量であるA-5試料の硬さは、照射を受けていない試料と比べて35増加した。

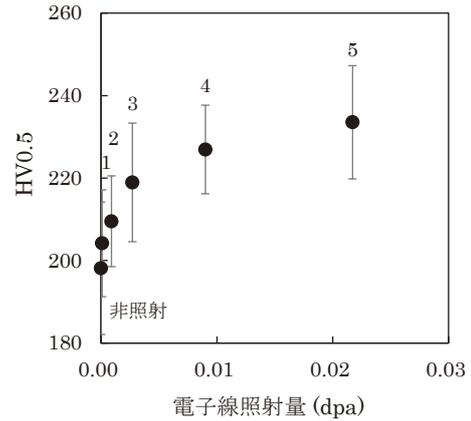


図5 照射量に伴う硬さの変化

3.2 ミクロ組織観察

図6には、レーザーパルスモードで測定したCuの原子マップの例を各試料について示す。A-4試料とA-5試料でCuの微細な集積した箇所が観察され、Cuを含む溶質原子クラスタが形成していることが分かる。レーザーパルスモードでの測定では、Si等の軽元素の分布にレーザー照射によるイオンの表面移動によるアトムマップへの影響が生じる場合がある。また、SiはCuを含む低合金鋼に照射で形成するCuリッチ析出物に含まれる元素として知られている。そこで、A-4試料とA-5試料については、溶質原子クラスタの大きさおよび組成を評価するために、電圧モードでのAPT測定を実施した。

図7には、電圧パルスモードで測定したA-4試料とA-5試料の原子マップの例を示す。照射量の低いA-4試料では微細なCuのクラスタが観察されるのに対して、照射量の高いA-5試料ではより成長したCuクラスタが観察される。今回の測定では、Cuクラスタの位置にMnやNi、Siが明確に集積したもの

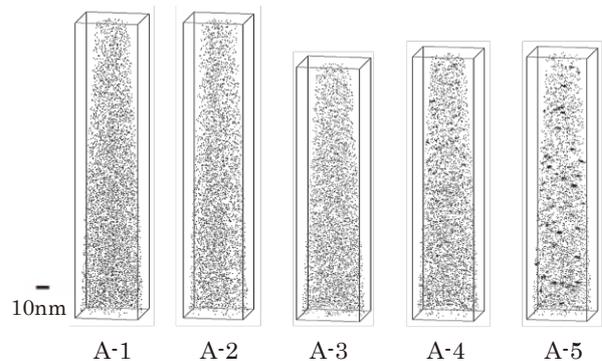


図6 Cuの原子マップの比較 (測定条件：レーザーパルスモード)

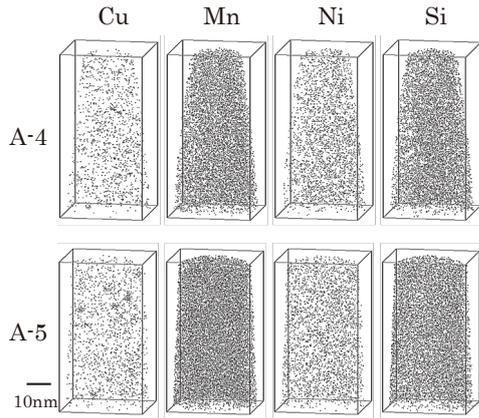


図7 A-4 および A-5 試料の原子 マップの例 (測定条件：電圧パルスモード)

も観察されるが、Cuのみが集積したものも多く観察された。そこで、Cuのみを溶質原子クラスタのコア元素として再帰的探索アルゴリズムに基づくクラスタ解析⁽¹⁹⁾によりクラスタを抽出した。なお、コア原子の抽出に用いるしきい距離には0.7 nmを用い、コア原子が5個以上のものだけをクラスタとして取り扱った。表2に溶質原子クラスタの平均直径、数密度、体積率および平均組成をまとめて示す。照射量の増加に伴いクラスタは成長するとともに、数密度および体積率は大きくなる。また、クラスタのCu濃度も大きくなり、Cuの集積が進んでいることもわかる。

3.3 水浸局部共振高調波法

(1) 共振周波数と板厚の関係

板厚の異なる各試料に対して異なる入射周波数を用いて測定するには、基準を設定し、規格化する必要があると考え、以下に述べる波形の特徴に基づき入射周波数を確定した。図8には、入射周波数19.27 MHz、送信電圧29 V、60サイクルのバースト波を入射し、アナログハイパスフィルタを使用しないA-5試料の波形の例を示す。0.6 μsから3.6 μsがバースト波入射中の振動（以下、強制振動）であり、3.6 μs以降がバースト波の入射終了後の振動（以下、自由振動）である。水距離と入射周波数を変化

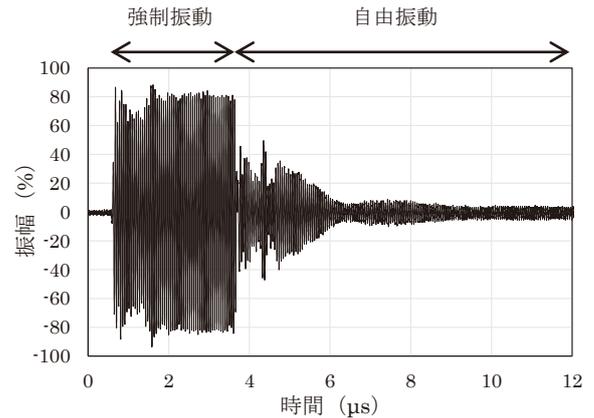


図8 アナログハイパスフィルタを使用しない測定波形の例 (測定条件：入射周波数19.27 MHz, 60サイクル, 送信電圧29 V, 試料：A-5)

させ、強制振動波形の一部の落ち込みや増減などがない一定となる波形によって、定常共振状態にあると判断し、その時の入射周波数を実測周波数とした。なお、以下の結果は共振状態で発生した自由振動を評価の対象とした。

図9に、各試料の板厚と実測の共振周波数の関係を示す。5種類の板厚に相当する共振周波数が選定できた。

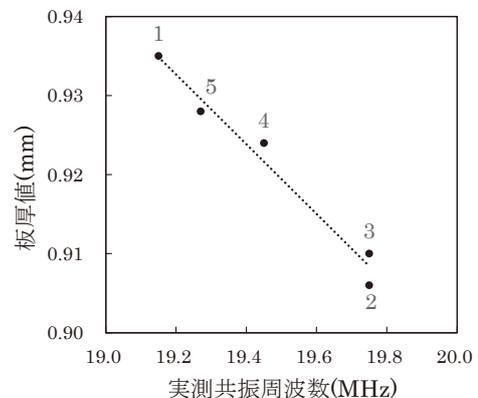


図9 各試料の板厚値と実測共振周波数の関係

(2) 高調波測定画像と波形の例

各試料の共振周波数を表3に示す。各試料に対する実測共振周波数、送信電圧150 V、60サイクルのバースト波入射、遮断周波数30 MHzアナロ

表2 APTで観察された溶質原子クラスタ

試料	平均直径 (nm)	数密度 ($\times 10^{23}/m^3$)	体積率	平均組成 (at%)				
				Fe	Cu	Mn	Ni	Si
A-4	2.1	1.0	0.0005	73.9	6.5	4.8	9.2	5.3
A-5	2.6	2.3	0.0021	73.6	7.1	6.0	8.1	4.2

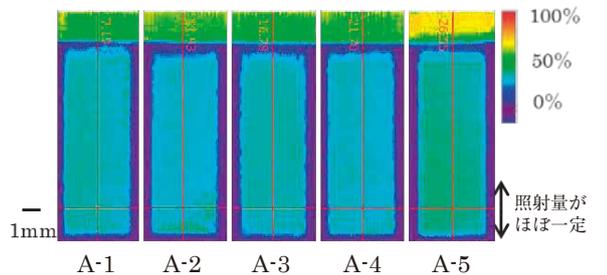
表3 各試料の実測共振周波数

試料名	実測共振周波数 (MHz)
A-1	19.17
A-2	19.80
A-3	19.78
A-4	19.50
A-5	19.29

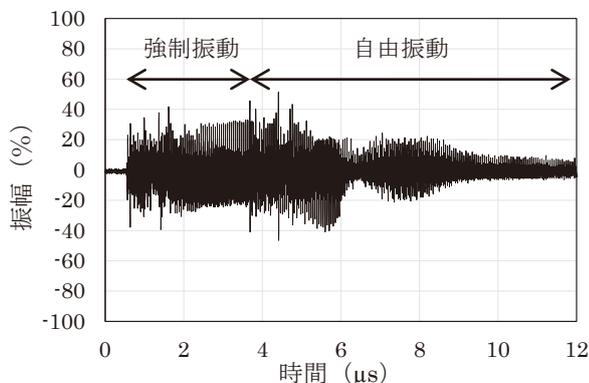
ゲハイパスフィルタ使用による高調波測定画像を図10(a)に示す。高調波測定に際し、最初アナログハイパスフィルタを使用しない測定を行い、強制振動振幅の大きさがデジタルオシロスコープの垂直軸の80%となるようにゲインを調整し規格化した後に、遮断周波数30 MHzアナログハイパスフィルタを使用した測定を行った。照射量の増加に伴う高調波振幅の増大が認められる。

3.4 高調波振幅の定量評価

図10(a)において可視化した高調波振幅を解析対象とし、定量評価を行った。波形の例を図10(b)に示す。高調波の強度として、振幅値の絶対値の時間



(a) 高調波測定画像
(時間5.5~6μsの自由振動の振幅)



(b) 高調波波形
(a)のA-5試料の赤線の交点における波形

図10 各試料の実測共振周波数による高調波測定

積分量を算出した。アナログハイパスフィルタを使用しない測定において強制振動振幅の大きさを一定に調整していることから、高調波の強制振動の振幅も一定であると考え、高調波の強制振動の時間積分量を基準として、規格化した。評価対象は、強制振動終了時から測定終了までの時間3.6 μs~12 μsの自由振動の時間積分量とした。評価では、試料先端から約1 mm、側面から約1.5 mm離れた内部の400点についての高調波自由振動の時間積分量を積算した。図11に、規格化した高調波自由振動の時間積分量と照射量の関係を示す。照射に伴う増加傾向が確認された。

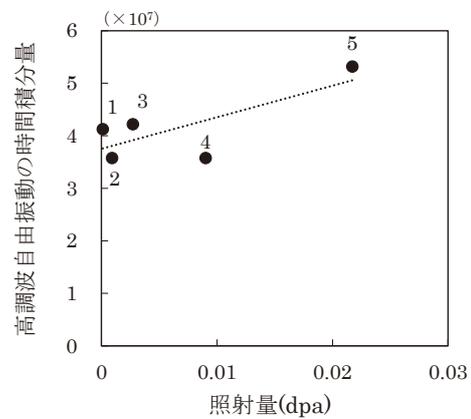


図11 規格化した高調波自由振動の時間積分量と照射量の関係

4. 考察

4.1 測定の改良

厚さ方向局部共振高調波法では、板厚や試料表面の凹凸によっても、水平面内に振幅の変動が現れる。また、板厚が1%変化すると共振周波数も約1%変化することになる。図12に、アナログハイパスフィルタを使用しない場合の入射周波数19.27 MHz

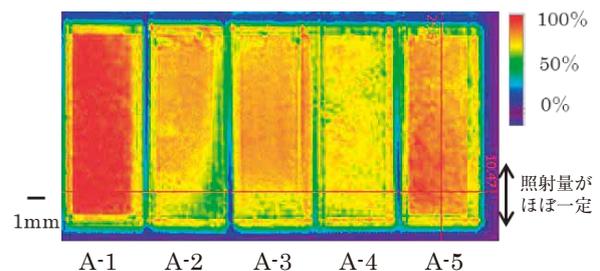


図12 アナログハイパスフィルタを使用しない場合の入射周波数19.27 MHzによる測定画像

による測定画像の例を示す。それぞれの試料の板厚値の違いを考慮して決定した共振周波数で測定した図10(a)に示した高調波測定画像とは異なり、板厚の違いによる共振条件のずれの影響を受けた強度分布となる。前報⁽¹⁷⁾では、試料の板厚値が同じであったためその影響は確認されなかったが、複数の試料を比較する場合には、試料の板厚の違いによる共振条件を調整することが重要であることが分かった。

また、高調波の測定においても、まずアナログハイパスフィルタを使用しない測定を行い、デジタルオシロスコープの垂直軸を統一し、垂直軸に対する強制振動の振幅が同じ大きさとなるようにゲイン値を調整し規格化した後に、入射した周波数成分を持つ波を遮断するため遮断周波数30 MHzアナログハイパスフィルタを使用した測定を行うことで、直接比較できる高調波波形が得られることが分かった。この強制振動の振幅の規格化は、高調波の自由振動振幅の変化を定量的に比較することを可能にするものである。

4.2 ミクロ組織変化と高調波強度

原子炉容器鋼の照射脆化は中性子照射による溶質原子クラスタの形成量と相関することが知られている。そこで、溶質原子クラスタの形成量と高調波波形の関係を検討した。図13には、規格化した高調波自由振動の時間積分量と溶質原子クラスタの体積率との関係を示した。溶質原子クラスタの形成量の増加に伴い高調波強度が増加する傾向にあることがわかる。図11には、規格化した高調波自由振動の時間積分量と照射量との関係を示したが、照射量が0.01 dpaまでは増加傾向が必ずしも明確ではなかったが、溶質原子クラスタの形成量で整理することでより良い相関が確認された。また、同様に電子線で0.022 dpa照射され、直径が数nmのCuを含む溶質原子クラスタが高密度 ($3.2 \times 10^{23} \text{ m}^{-3}$) に形成した低合金鋼 (0.16 wt% Cu) 試料においても、高調波の振幅が大きくなることを確認している⁽¹⁷⁾。これらの結果は、高調波の発生が溶質原子クラスタの形成によることを示唆する。今後、測定例を拡充するとともに、溶質原子クラスタの形成と三次弾性定数の変化との相関などから、溶質原子クラスタによる高調波の発生機構を検討する必要がある。

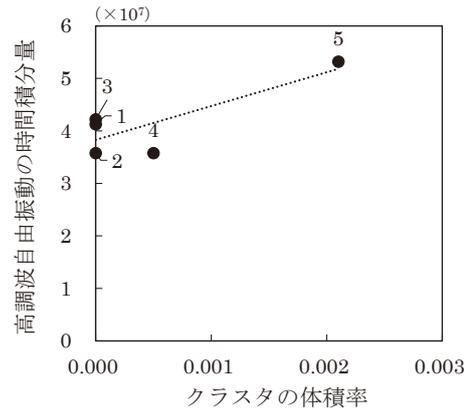


図13 規格化した高調波自由振動の時間積分量と溶質原子クラスタの体積率との関係

5. まとめ

原子炉容器の照射脆化評価に対する非線形超音波法の適用性の検討を目的に、電子線照射量の異なる5試料の低合金鋼についてミクロ組織変化と局部共振高調波強度の照射量依存性を調べた。自由振動中の高調波の時間積分量が照射量に伴い増加した。溶質原子クラスタの形成量と高調波強度により相関が認められた。この結果は、高調波の発生が溶質原子クラスタの形成によることを示唆する。

参考文献

- (1) 福谷耕司, 大野勝巳, 中田早人, “原子炉容器鋼の照射組織変化,” INSS MONOGRAPHS No.1, p.1 (2001).
- (2) (社)日本電気協会, 原子炉構造材の監視試験方法の概要, JEAC4201-2007 (2007).
- (3) (独)原子力安全基盤機構, 高経年化技術評価審査マニュアル 原子炉圧力容器の中性子照射脆化, JNES-SS-0507-04 (2011).
- (4) 例えば, (独)原子力安全基盤機構, 高経年化技術評価等報告に対する技術審査報告書 (関西電力株式会社美浜発電所3号機) (2006).
- (5) (独)原子力安全基盤機構, 原子炉圧力容器監視試験片の再生に関する調査報告書, JNES-SS-0601 (2006).
- (6) 大岡紀一, 石井敏満, “原子炉容器用鋼材の中性子照射脆化の評価 (特集 発電用原子炉の健全性評価)”, 非破壊検査, vol.52, No.5, May2003, pp.235-239 (2003).
- (7) 鎌田康寛, 高橋正氣, 荒克之他, “圧延及び熱時効したFeCuモデル合金の脆化と磁気特性”, 日本保全学会第2回学術講演会要旨集, pp.173-174 (2005).
- (8) 中東重雄, 程衛英, 志波光晴他, “材料劣化評価技術に関する研究 電磁気的手法による圧力容器鋼 (SQV2A) の照射脆化度評価”, 溶接・非破壊検査技術センター技術レビュー, vol.2, pp.34-40 (2006).
- (9) M. Delnondedieu, J.F. Coste, H. Hegeman, et al., “GRETE project-Evaluation of non-destructive testing techniques for monitoring of material degradation,” Article presented at FISA 2003 symposium, Luxembourg, 10-13 November, (2003).
- (10) G. Dobmann, I. Altpeter, M. Kopp, “Nondestructive materials characterization of irradiated nuclear pressure-vessel steel samples by the use of micromagnetic techniques and in terms of mechanical properties,” Russian Journal of Nondestructive Testing, 42, pp.272-277 (2006).
- (11) B. Acosta, L. Debarberis, A. Rito, “Advances in the development of the “STEAM” thermoelectric method for radiation embrittlement assessment,” Proc. 4th International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurised Components, London, 6-8 December, (2004).
- (12) B. Acosta, F. Sevini, “Evaluation of irradiation damage effect by applying electric properties based techniques,” Proc. Nuclear Engineering and Design, 229, pp.165-173 (2004).
- (13) S. Matsubara, Y. Kawaguchi, “Evaluation of Thermal Aging in Duplex Stainless Steel by nd Velocity Measurement of Surface Acoustic wave,” Proc. The First International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurised Components, 1, pp.262-270 (1998).
- (14) 川嶋紘一郎, “水浸超音波法による材料表面近傍及び内部欠陥・異質部の可視化の現状” 非破壊検査, 66, pp.171-177 (2017).
- (15) K.H. Matlack, J.-Y. Kim, J.J. Wall, J. Qu, L.J. Jacobs, M.A. Sokolov, “Sensitivity of ultrasonic nonlinearity to irradiated, annealed, and re-irradiated microstructure changes in RPV steels,” Journal of Nuclear Materials. 448, pp.26-32 (2014).
- (16) 川嶋紘一郎, “非線形超音波法による有孔帯板塑性変形度の画像化”, 非破壊検査, 60, pp.222-223, (2011).
- (17) 小島敦子, 藤井克彦, 石田仁志, 川嶋紘一郎, “非線形超音波法による照射ミクロ組織変化の評価-原子炉容器鋼の照射組織変化-”, INSS JOURNAL, Vol.26, pp.98-105 (2019).
- (18) K. Fujii, K. Fukuya, N. Nakata, K. Hono, Y. Nagai, M. Hasegawa, “Hardening and microstructural evolution in A533B steels under high-dose electron irradiation,” J. Nucl. Mater., 340, pp.247-258 (2005).
- (19) J.M. Hyde, C.A. English, “An analysis of the structure of irradiation induced Cu-enriched clusters in low and high nickel welds,” in: Proc. Mater. Res. Soc. Symp., vol. 650, 2001, p. R6.6.1.

実機ステンレス鋼溶接金属のフェライト相とオーステナイト相のマイクロ組織と引張特性

Microstructures and tensile properties of ferrite and austenite phases in stainless steel welds used in PWRs

三浦 照光 (Terumitsu Miura) *¹ 福村 卓也 (Takuya Fukumura) *²

藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii) *¹ 福谷 耕司 (Koji Fukuya) *¹ 瀬戸 仁史 (Hitoshi Seto) *³

要約 加圧水型原子炉にて熱時効条件下で長期間使用されたステンレス鋼溶接金属のうち中性子照射を受けた材料と受けていない材料を用いて、熱時効と照射によるステンレス鋼溶接金属の脆化挙動を調べた。マイクロ組織と組成を三次元アトムプローブと透過型電子顕微鏡を用いて調べた結果、フェライト相ではCrのスピノーダル分解とMn-Ni-Siクラスターの形成が両方の材料で確認され、照射を受けた材料ではMn-Ni-Siクラスターの形成の促進と転位ループ等の照射欠陥の形成が認められた。硬化の主要因となるスピノーダル分解については、照射による明確な促進は認められなかった。また、オーステナイト相では、照射を受けた材料で照射欠陥とNi-Siクラスターの形成が認められた。フェライト相とオーステナイト相の引張特性を超微小引張試験で調べた結果、両相ともに照射を受けた材料では受けていない材料よりも高い耐力と引張強さが認められた。オーステナイト相の照射による耐力増加は、試験片のサイズ効果を仮定したオロワンモデルを用いて評価したマイクロ組織変化に基づく硬化量と良く一致した。

キーワード ステンレス鋼溶接金属, 熱時効, 中性子照射, アトムプローブ, 超微小引張試験

Abstract Embrittlement behavior of austenitic stainless steel welds due to thermal aging and neutron irradiation was investigated using two stainless steel welds obtained from pressurized water reactors for the long-term aging condition; one was neutron-irradiated and the other was unirradiated (representing thermal aging). Microstructure analysis conducted by atom probe tomography and transmission electron microscopy showed that spinodal decomposition and formation of Mn-Ni-Si clusters had occurred in the ferrite phase of both welds, and that promotion of Mn-Ni-Si clustering and formation of radiation-induced defects such as dislocation loops had occurred in the irradiated weld. For spinodal decomposition which is a dominant factor for hardening, no apparent acceleration under neutron irradiation was identified. In the austenite phase, formation of radiation-induced defects and Ni-Si clusters was confirmed in the irradiated weld. Micro-tensile testing for both ferrite and austenite phases revealed that the irradiated weld had higher yield and tensile strengths than the thermally aged weld for both phases. The difference in yield strength between irradiated and thermally aged welds for the austenite phase could be explained by the radiation-induced microstructure change using the Orowan model which assumes specimen size effects on yield strength.

Keywords stainless steel weld, thermal aging, neutron irradiation, atom probe tomography, micro-tensile testing

1. はじめに

オーステナイト系ステンレス鋼の溶接金属（以下、ステンレス鋼溶接金属）はフェライト相とオー

ステナイト相から成る2相組織であり、軽水炉の運転温度条件では casting オーステナイト系ステンレス鋼（以下、casting ステンレス鋼）と同様にフェライト相でスピノーダル分解と析出相の形成を生じ、熱脆

*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)

*³ 日本核燃料開発(株)

化する可能性がある。ステンレス鋼溶接金属におけるフェライト相の体積率は5～15%であり、鑄造ステンレス鋼の10～25%と比較して少なく、熱脆化による機械的性質への影響は比較的小さいと考えられる。しかし、オーステナイト系ステンレス鋼は炉内構造物に多用されており、その溶接金属で中性子照射と熱時効が重畳し、脆化が促進される可能性が考えられる。加圧水型原子炉 (Pressurized water reactor, PWR) の炉心その溶接部では、60年運転における中性子照射量は 1×10^{22} n/cm² (E > 0.1 MeV) と想定されており⁽¹⁾、損傷量では数 dpa以上に達する。また、鑄造ステンレス鋼についても、下部炉心支持構造物等で炉心周辺部に使用されている場合は、 10^{20} n/cm² (E > 0.1 MeV) オーダーの中性子照射を受ける可能性がある。米国においては炉心その外周側の溶接部付近で亀裂指示が確認された事例⁽²⁾もあり、軽水炉の運転長期化に伴い、熱時効と照射によるステンレス鋼溶接金属の脆化挙動の把握が望まれる。

ステンレス鋼溶接金属や鑄造ステンレス鋼の照射脆化については、米国原子力規制委員会 (Nuclear Regulatory Commission, NRC) や米国電力研究所 (Electric Power Research Institute, EPRI) より、収集したデータに基づくレビュー⁽³⁾⁽⁴⁾が報告されている。ステンレス鋼溶接金属の照射データは限られるが、照射による破壊靱性の低下や耐力の増加が認められる。また、PWRや沸騰水型原子炉 (Boiling water reactor, BWR) の廃炉材を活用した引張試験や破壊靱性試験の結果も報告されている⁽⁵⁾⁽⁶⁾。これらのデータを見ると、照射による破壊靱性の低下や耐力の増加はおよそ1 dpaから顕著になり、10 dpaまでには飽和する傾向にある。また、母材や熱影響部 (Heat-affected zone, HAZ) よりも溶接金属の方が破壊靱性は低く、耐力は高い傾向が認められる。ステンレス鋼溶接金属の照射脆化に関連する先行研究については次章に追記する。

破壊靱性や耐力等の機械的性質の変化はマイクロ組織の変化に起因するため、熱時効と照射による脆化挙動の理解には、マイクロ組織変化の把握が重要になる。フェライト相では熱時効によりスピノーダル分解とG相の形成が生じるが、照射を受ける場合にこれらのマイクロ組織変化に及ぼす影響を理解する必要がある。Chenら⁽⁷⁾は鑄造ステンレス鋼のフェライト相について、熱時効後に中性子照射をすると硬さが増加し、スピノーダル分解のVパラメータや溶質

原子クラスタの形成量と硬さが相関することを報告している。また、阿部ら⁽⁸⁾は熱時効を施した316Lステンレス鋼溶接金属について、熱時効単独では有意なマイクロ組織変化は認められないが、 2×10^{18} n/cm²の中性子照射が加わるとスピノーダル分解とMn-Ni-Siクラスタの形成が認められ、照射を受けることでスピノーダル分解や溶質原子クラスタの形成が加速される可能性を報告している。照射を受けると熱時効単独に比べてマイクロ組織変化が加速され、より硬化すると考えられるが、ステンレス鋼溶接金属の機械的性質の変化とマイクロ組織の変化の関係を検討した報告は少ない。この一因として、フェライト相の体積率が比較的少ないステンレス鋼溶接金属では幅1 μm程度の細かい網目状にフェライト相が分布していることが多く、フェライト相とオーステナイト相を区別した機械的性質の評価は、超微小硬さ試験を用いても難しい場合があることが考えられる。

これまでにINSSでは、熱時効と照射によるステンレス鋼溶接金属の脆化挙動を理解するため、PWRにて320℃で92,000時間時効された316Lステンレス鋼溶接金属と324℃で110,000時間かけて3 dpaまで中性子照射された304ステンレス鋼溶接金属について、フェライト相のマイクロ組成を三次元アトムプローブ (Atom probe tomography, APT) で調べ、照射を受けるとG相の前駆体と考えられるMn-Ni-Siクラスタの形成促進が認められるものの、スピノーダル分解については大きな照射影響がないことを報告している⁽⁹⁾。本研究では、ステンレス鋼溶接金属の脆化挙動に関する理解を深めるため、この材料について、マイクロ組織を透過型電子顕微鏡 (Transmission electron microscope, TEM) でさらに詳細に調べるとともに、オーステナイト相についてもマイクロ組成をAPTで調べた。また、超微小引張試験によりフェライト相とオーステナイト相の引張特性を個別に調べ、マイクロ組織変化との関係を検討した。なお、本報告ではフェライト相のAPT測定⁽⁹⁾についてもまとめて報告する。

2. 照射ステンレス鋼溶接金属の照射脆化に関連する先行研究

本章では、ステンレス鋼溶接金属の照射脆化に関連する先行研究を追記する。ChopraとRaoは⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾、ステンレス鋼溶接金属と鑄造ステンレス鋼の熱脆化

と照射脆化による破壊靱性のデータをそれぞれ整理し、炉内構造物の評価のための予測式を報告している。高速炉や軽水炉で照射されたステンレス鋼溶接金属について、破壊靱性値 J_{Ic} はおよそ0.3 dpa以上から照射による低下が顕著になり、6~8 dpa以上で飽和傾向を示す下限式を示している。照射量に対する破壊靱性値の傾向は铸造ステンレス鋼についても同様であり、また、铸造ステンレス鋼ではフェライト相の照射脆化は0.1 dpaでおおむね完了するが、オーステナイト相の照射脆化は0.3 dpa以上で顕著になることが報告されている⁽¹¹⁾。

廃炉材を活用した研究報告では、Jenssenら⁽⁵⁾がZorita（スペインの廃炉PWR）の炉心そこの溶接金属（308溶接金属、1.2~1.9 dpa）の引張試験と破壊靱性試験の結果を報告しており、溶接金属の延性と破壊靱性値は同じ照射量の母材よりも低い傾向にあると評価されている。また、Barseback 2号機（スウェーデンの廃炉BWR）の炉心シュラウド（304鋼相当、1 dpa）の引張試験の結果がZoritaの炉心そこの引張試験データと合わせて報告⁽⁶⁾されており、どちらも溶接金属の方が母材やHAZよりも耐力が高い傾向にあり、また、炉心そこの溶接金属は炉心シュラウドよりも耐力が高い。

BWR材については、Oskarshamn 1および2号機（スウェーデンのBWR）の制御棒ハンドル（304L鋼、12 dpa）とジェットポンプライザー管（304鋼、0.6~1 dpa）の母材と溶接金属についての引張試験と破壊靱性試験の結果がMRP-79 Rev.1⁽¹²⁾に引用されており、母材と溶接金属では引張特性は大きく変わらないが、破壊靱性値は溶接金属の方が低い傾向が認められる。また、旧原子力安全基盤機構の「照射誘起応力腐食割れ（Irradiation assisted stress corrosion cracking, IASCC）評価技術」事業では、BWRの炉内構造物の溶接継手を対象に材料試験炉（Japan Materials Testing Reactor, JMTR）で中性子照射が行われ、引張試験とIASCC進展試験が実施されている⁽¹³⁾。この報告では、耐力は照射前と0.8~2 dpaの照射後とともに溶接金属が母材やHAZよりも高いが、照射による耐力増加は母材やHAZの方が大きくなっている。照射量が1 dpaを超える高照射側での耐力の増加や破壊靱性の低下には、フェライト相の影響は小さく、オーステナイト相での照射脆化が強く影響している可能性が考えられる。

マイクロ組織変化に関する報告については、JMTR

で中性子照射された原子炉压力容器の内面クラッドの引張試験とシャルピー試験および破壊靱性試験の結果が日本原子力研究開発機構（Japan Atomic Energy Agency, JAEA）から報告⁽¹⁴⁾されており、照射による耐力増加と延性低下が認められるとともに、マイクロ組織ではフェライト相でスピノーダル分解とG相の形成が確認されている⁽¹⁵⁾。Pareigeら⁽¹⁶⁾は熱時効された铸造ステンレス鋼について、巨視的硬度（オーステナイト相+フェライト相）とスピノーダル分解のVパラメータとの間に線形関係を報告している。また、藤井と福谷⁽¹⁷⁾は熱時効とイオン照射された308Lと316Lステンレス鋼溶接金属について、フェライト相のナノインデンテーション硬さとスピノーダル分解のINNパラメータおよび溶質原子クラスタの体積分率との関係を議論している。熱時効によるフェライト相の硬化についてはスピノーダル分解が支配的に寄与していると考えられるが、照射を受けた場合の硬さとマイクロ組織との相関関係については明確な結論は得られていない。

3. 試験方法

3.1 供試材

供試材には、実機PWRで使用された炉内計装用フラックスシングルチューブ（Flux thimble tube, FTT）の先端に溶接された端栓溶接部と主冷却材管（Main coolant pipe, MCP）の溶接部を用いた。以下、それぞれをFTT材とMCP材とする。FTT材は、316ステンレス鋼製FTTに304ステンレス鋼製端栓をフィラー無しでタングステンイナートガス（Tungsten inert gas, TIG）溶接したものであり、324°Cで111,000時間使用され、3 dpa（ 7×10^{-9} dpa/s）の中性子照射を受けている。MCP材は、蒸気発生器出口のSCS14A製エルボと316ステンレス鋼製セーフエンドを316LフィラーによりTIG溶接したものであり、320°Cで92,000時間の熱時効を受けているが、中性子照射は受けていない。

3.2 ミクロ分析

3.2.1 TEM 観察

FTT材よりツイングジェット電解研磨法で薄膜試料を作製し、フェライト相とオーステナイト相のミ

クロ組織をTEM（日立ハイテクノロジーズ製HF-2000）を用いて調べた。

MCP材についても、FTT材と同様にマイクロ組織観察用の薄膜試料を作製し、フェライト相のマイクロ組織を調べた。なお、薄膜試料の作製には、JAEA敦賀廃止措置実証部門 新型転換炉原型炉ふげんの高経年化分析室（ホットラボ）に設置された集束イオン／電子ビーム加工観察装置（Focused ion beam / Scanning electron microscope, FIB-SEM, 日立ハイテクノロジーズ製NB5000）を用いた。FIB加工により薄膜試料に導入されるダメージ層については、2 kVのGaイオンビームで薄膜試料を最終加工することで低減した。また、マイクロ組織観察には、同ホットラボ設置の走査型透過電子顕微鏡（Scanning transmission electron microscope, STEM, 日立ハイテクノロジーズ製HD2700）を用いた。

MCP材のオーステナイト相については、熱時効のみではマイクロ組織や組成に変化を生じないと考えられることから、TEM観察および次項のAPT測定は実施していない。

3.2.2 APT測定

FTT材のフェライト相とオーステナイト相およびMCP材のフェライト相からFIB加工によりマイクロ試料を採取し、その一部を切断して、タングステン製の針状試料の先端にFIB装置のタングステン蒸着機構を用いて固定した。その後、試料の先端を曲率50 nm程度の針状にFIB加工し、APT測定用の試験片とした。

APT測定には、ふげんのホットラボに設置された局所電極型3次元アトムプローブ（CAMECA製LEAP 3000X HR）を用いた。標準の測定条件は、レーザーパルスモード、試料温度35 K、レーザー出力0.2 nJ、パルス周波数250 kHzである。収集したデータについて、質量／電荷比ごとに元素の種類を決定し、3次元像形成処理によりアトムマップを構築した。

3.3 超微小引張試験

ふげんのホットラボのFIB-SEMを用いて、図1に示すゲージ部寸法が $2.4 \times 0.3 \times 0.3 \mu\text{m}$ と $8 \times 1 \times 1 \mu\text{m}$ の超微小引張試験片（以下、S型試験片とL型

試験片）をFTT材とMCP材のフェライト相とオーステナイト相について作製した。なお、S型試験片の形状はフェライト相の幅（約 $0.3 \mu\text{m}$ ）を考慮して決定した。L型試験片については、これまでにイオン照射された低放射化フェライト鋼の引張特性評価に用いており、未照射材では通常の引張試験で測定される値と近い耐力が測定されている⁽¹⁸⁾。フェライト相についてはS型試験片で試験し、オーステナイト相については試験片のサイズ効果を検討するため、S型とL型の両方の試験片で試験した。なお、引張方向については指定せずに試験を行った。

引張試験はFIB-SEM装置内にて室温で実施した。超微小引張試験の概略図と試験前の走査イオン顕微鏡（Scanning ion microscope, SIM）像を図2に示す。試験方法の詳細はこれまでに報告している⁽¹⁹⁾。本研究では、S型試験片には梁部の寸法が $225 \times 5 \times 4 \mu\text{m}$ でバネ定数が60 N/mのマイクロ梁を使用し、L型試験片には梁部の寸法が $225 \times 7 \times 7 \mu\text{m}$ でバネ定数が580 N/mのマイクロ梁を使用した。

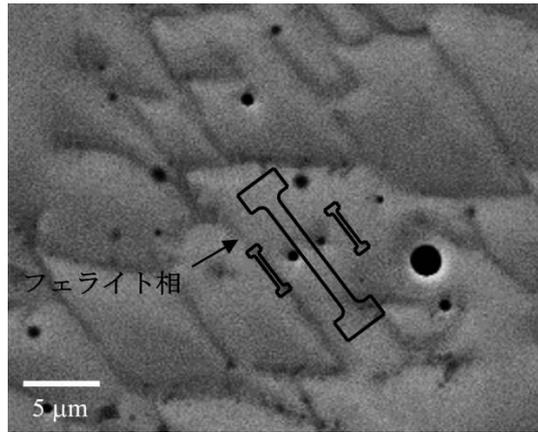
引張中の試験片のSIM像を 512×512 ピクセルの解像度で毎秒20コマで録画し、試験片の形状変化とマイクロ梁の変位を記録した。試験片にかかる荷重は、マイクロ梁の変位とバネ定数から線形弾性論により計算した。SIM像の録画条件と荷重と伸びの分解能を表1に示す。試験後、破面をSEM（日立ハイテクノロジーズ製SU-70）で観察して破壊の様子を調べた。

4. 試験結果

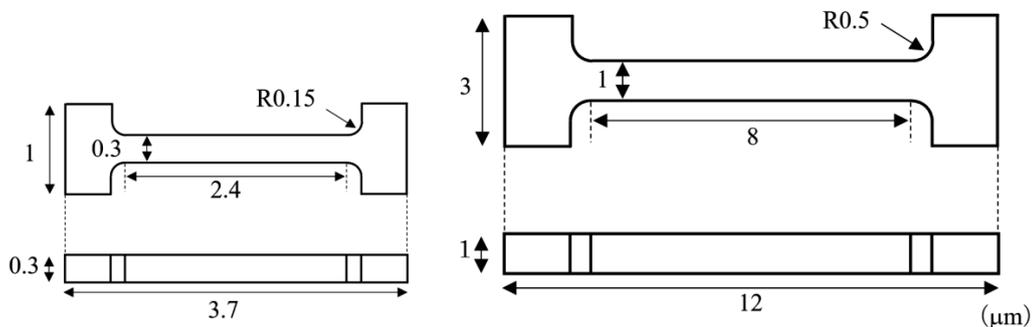
4.1 ミクロ分析

4.1.1 TEM観察

FTT材のフェライト相のマイクロ組織をTEM観察した結果、図3(a)に示すように、ドット状欠陥、完全転位ループおよびキャビティが観察された。ドット状欠陥と完全転位ループについては、電子線の入射方位を $[001]$ 近傍とし、電子線回折図形における $g = [200]$ のスポットを用いて、 $g / 3g$ の条件でウィークビーム暗視野法を用いて結像し観察した。また、キャビティについては、アンダーフォーカスで明視野像を観察した。なお、同一視野についてオーバーフォーカスで取得したTEM像と比較することによってキャビティを識別した。析出相につ



(a) 試験片の作製位置の例

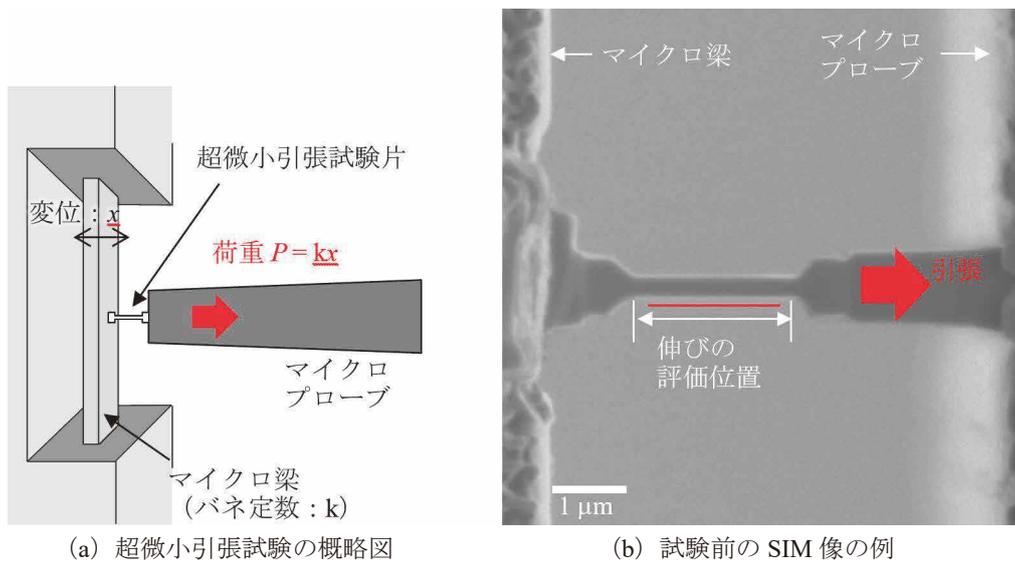


ゲージ部寸法：2.4×0.3×0.3 μm (S型)

ゲージ部寸法：8×1×1 μm (L型)

(b) 試験片寸法

図1 超微小引張試験片の作製位置の例と寸法



(a) 超微小引張試験の概略図

(b) 試験前の SIM 像の例

図2 超微小引張試験の概略図と試験前の SIM 像の例

いては、電子線の入射方位を [001] 近傍として電子線回折図形を取得したが、析出相によるスポットは認められなかった。析出相による回折スポットが現れる位置 ($g = [200]$) のスポットと透過波によ

るスポットとの間) に対物絞りを挿入して結像し、暗視野像を取得したが、析出相によるコントラストは観察されなかった。観察された組織を定量評価した結果を表2に示す。

表1 超微小引張試験のSIM像の録画条件と荷重と伸びの分解能

相	試験片	視野範囲 (μm)	ピクセルサイズ (nm)	分解能	
				荷重 (μN)	伸び (%)
フェライト	S型	7.23 × 7.23	14	0.84	0.7
オーステナイト	S型	7.23 × 7.23	14	0.84	0.7
	L型	14.45 × 14.45	28	17	0.4

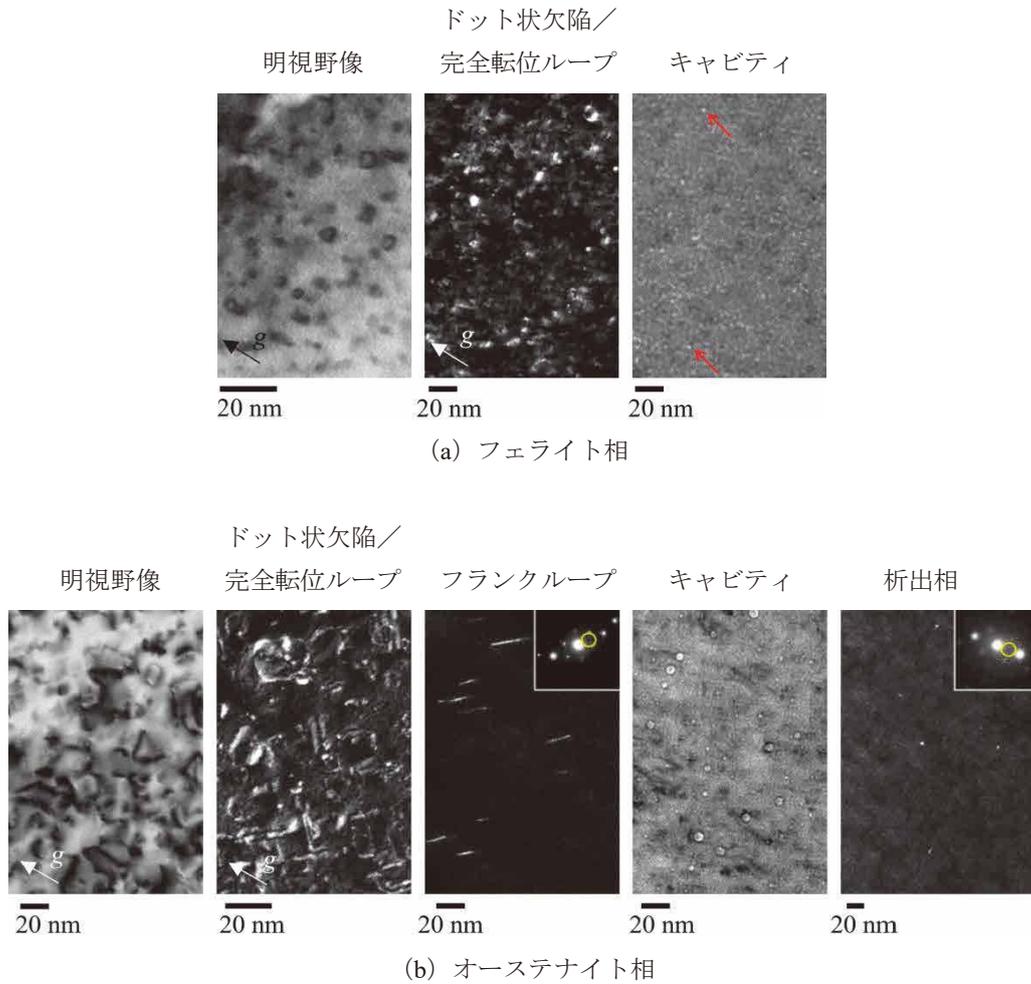


図3 FTT材のマイクロ組織
析出相の結像に用いた対物鏡位置にはγ相とG相からの回折スポットを含む

表2 TEM観察によるFTT材のマイクロ組織の評価結果

相	マイクロ組織	平均直径 (nm)	数密度 (×10 ²³ m ⁻³)
フェライト	完全転位ループ/ ドット状欠陥	3.2	1.6
	キャビティ	2.9	0.19
	ドット状欠陥	2.4	0.84
オーステナイト	完全転位ループ	9.1	0.68
	フランクループ	12.8	0.33
	キャビティ	3.2	0.55
	析出相	5.1	0.013

FTT材のオーステナイト相のマイクロ組織をTEM観察した結果、図3(b)に示すように、ドット状欠陥、完全転位ループ、フランクループ、キャビティおよび析出相が観察された。ドット状欠陥と完全転位ループおよびキャビティについては、フェライト相と同じ観察条件で観察した。フランクループについては、電子線の入射方位を [011] 近傍とし、rel-rod法を用いて結像し観察した。析出相については、フェライト相と同じく、電子線の入射方位を [001] 近傍として電子線回折図形を取得したところ、析出相によるスポットは認められなかったため、g =

[200] のスポットと透過波によるスポットとの間に対物絞りを挿入して結像し観察した。回折スポットが認められなかったために観察された析出相を同定できないが、対物絞りを挿入した箇所は γ' 相とG相からの回折スポットが現れる箇所とおおよそ一致している。このため、析出相は γ' 相やG相を含むものと推察される。観察された組織を定量評価した結果を表2に示す。

MCP材のフェライト相のマイクロ組織のSTEM観察結果を図4に示す。電子線の入射方位を[001]近傍として電子線回折図形を取得したところ、析出相によるスポットは認められなかった。図4(a)は明視野像であり、図4(b)は $g = [200]$ のスポットと透過波によるスポットとの間に対物絞りを挿入して結像した暗視野像である。暗視野像観察からは、析出相によるコントラストは観察されなかった。

4.1.2 APT測定

FTT材のフェライト相とオーステナイト相およびMCP材のフェライト相について得られたアトムマップの例を図5に示す。なお、アトムマップの z 方向長さを最適化するため、3次元像形成処理において、材料の電解蒸発に必要な電界強度(Evaporation field, EF)と試験片の先端形状による電気力線の圧縮因子(Image compression factor, ICF, EFとともにアトムマップの Z 方向長さや X - Y 面の広がり具合に影響する)は、FTT材についてはEF = 30.0 V/nmとICF = 1.65を、MCP材についてはEF = 33.0 V/nmとICF = 1.1を用いた。

FTT材のフェライト相では、Feリッチな α 相とCrリッチな α' 相へのスピノーダル分解に加え、Ni

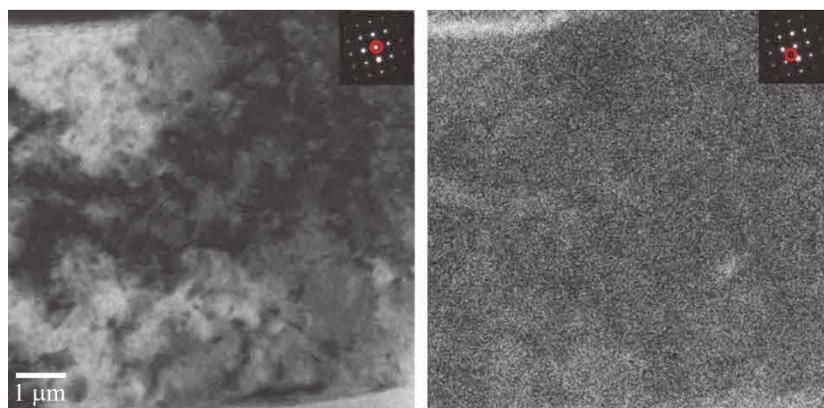
とSiとMn原子が明確に濃縮している様子がアトムマップに認められた。Ni/Si/Mn原子が濃縮している位置ではCr原子の濃度は低く、Cr原子はこれらの溶質原子クラスタでは濃縮していない。また、Cu原子もNi/Si/Mn原子と同じ位置で濃縮している様子があり、Cuリッチクラスタを形成していると考えられる。

FTT材のオーステナイト相では、Si原子が明確に濃縮している様子がアトムマップに認められ、同じ位置でNi原子の濃縮とFeとCr原子の減少が確認された。SiとNi原子が濃縮している場所ではCu原子も濃縮している様子があり、フェライト相と同様に、Cuリッチクラスタを形成していると考えられる。Ni-Siクラスタの形成は、照射されたオーステナイトステンレス鋼では広く報告^{(20)~(25)}されており、最近のデータによるとSi原子の濃縮領域の形状は多岐に渡り、球状や線状の他にもリング形状をしている場合や、原子の濃縮の程度が弱い場合は一部が重なっているような例も報告されている。Si原子は転位線や転位ループ等のシンクにも偏在していると考えられる。

MCP材のフェライト相については、FTT材のフェライト相と同様に、スピノーダル分解とNi/Si/Mn原子が濃縮している様子がアトムマップに認められた。Ni/Si/Mn原子と同じ位置にCu原子が濃縮している様子は認められなかった。

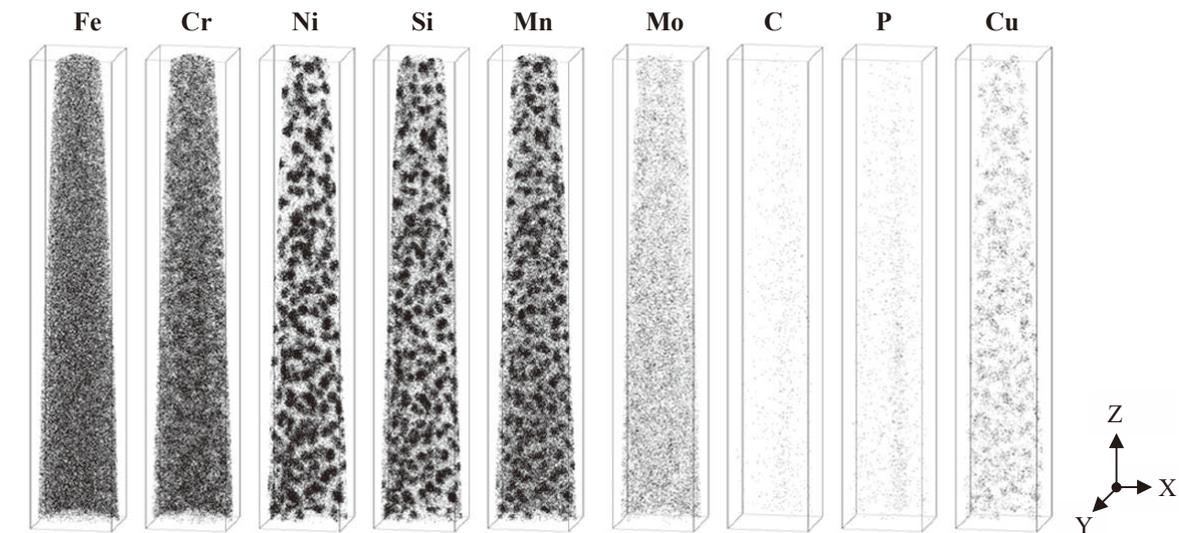
・溶質原子クラスタの評価

測定結果に対して、マキシマム・セパレーション法⁽²⁶⁾に基づいた再帰的検索手法を用いて溶質原子クラスタ解析を行った。解析手法の詳細については、これまでに報告している⁽²⁵⁾。本解析では、Siをク

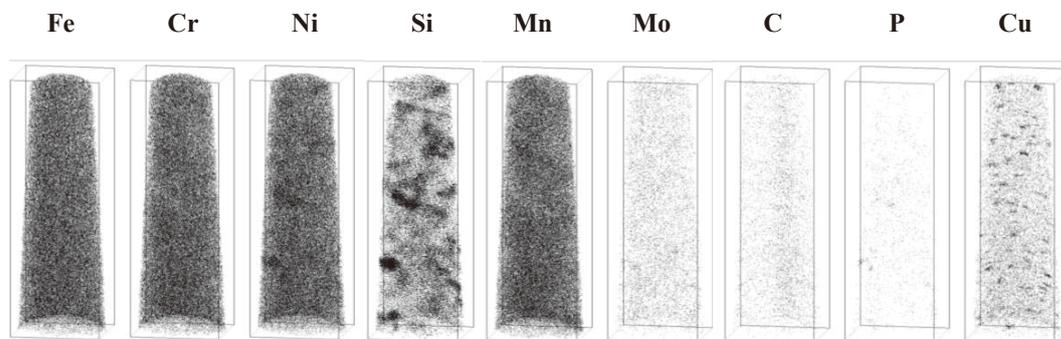


(a) [001]晶帯軸からの明視野像 (b) 透過波と $g = [200]$ 間の暗視野像

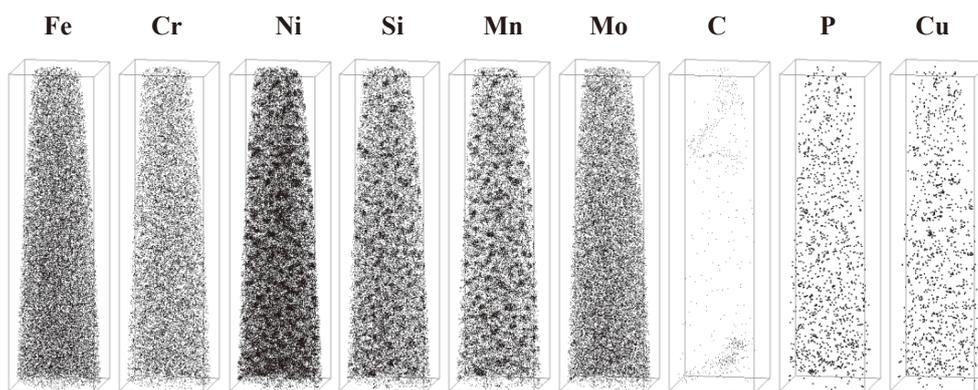
図4 MCP材のフェライト相のマイクロ組織



(a) FTT 材のフェライト相 (263×45×45 nm)



(b) FTT 材のオーステナイト相 (158×53×54 nm)



(c) MCP 材のフェライト相 (125×33×34 nm)

図5 アトムマップの例

ラスタのコア元素と定義し、コア原子の抽出に用いるしきい距離には0.7 nmを用い、コア原子が20個以上のものをクラスタとして取り扱った。また、周辺原子の抽出に用いるしきい距離には0.5 nmを用いて周辺原子を含めたクラスタを抽出した。最後に、周辺原子のうち0.5 nm以内にSiもしくはNiが

3個未満しかないものを取り除いた。FTT材のオーステナイト相については、抽出されたクラスタの形状をアトムマップで1つずつ確認し、球状とリング状の2種類に分類した。球状のクラスタはいわゆるNi-Siクラスタと考えられる。一方、リング状のクラスタはフランクループや完全転位ループへの偏析

に対応すると考えられる。

クラスタの大きさは、クラスタの回転半径(Radius of gyration)に $2\sqrt{5/3}$ を乗じたギニエ直径(Guinier diameter) で定義した⁽²⁷⁾。なお、クラスタの数密度の算出には抽出された全てのクラスタを用いたが、大きさと組成の評価には測定領域の縁にクラスタの一部がかかるものは、クラスタの全体が含まれていない可能性があるため除外した。

APT測定により明らかにされた溶質原子クラスタの平均直径と数密度を表3に示す。FTT材のフェライト相では、比較的大きな溶質原子クラスタが認められた。FTT材のオーステナイト相については、球状のクラスタの平均直径と数密度を示した。フェライト相と比べて平均直径は小さく、数密度は1桁少なかった。なお、リング状のクラスタについては、直径は10 nmを超えており、数密度は $6.0 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$ であり、球状のクラスタと比較して一桁以上少なかった。MCP材のフェライト相では、比較的小さな溶質原子クラスタが数多く形成していた。

溶質原子クラスタの組成については、サイズによる明確な変化は認められなかった。平均組成(at%)は、FTT材のフェライト相とオーステナイト相ではそれぞれ50.4 Fe-11.4 Cr-25.2 Ni-6.2 Si-5.9 Mnと50.2 Fe-12.0 Cr-22.8 Ni-12.8 Si-1.1 Mnであり、MCP材のフェライト相では46.7 Fe-18.6 Cr-21.1 Ni-5.2 Si-5.9 Mnであった。フェライト相における溶質原子クラスタのMn/Ni/Si比は、FTT材とMCP材とともに、おおよそ1:4:1であった。また、溶質原子クラスタのNi, Si, Mn濃度は、母相の組成と比較して5倍程度に濃縮したものであった。FTT材のオーステナイト相については、Ni/Si比はおおよそ2:1であり、母相の組成と比較した溶質原子クラスタのNiとSi濃度はそれぞれ3, 13倍の濃縮比であった。

・スピノーダル分解の評価

FTT材とMCP材のフェライト相については、Crのスピノーダル分解の程度をCr濃度の頻度分布か

ら評価するVパラメータ法⁽²⁸⁾とCr-Cr原子間距離の頻度分布から評価する第一近接分布解析法⁽²⁹⁾の2つの方法で検討した。Vパラメータ法では、Cr濃度の頻度分布をCr原子がランダムに分布していると仮定した場合の頻度分布と比較してスピノーダル分解の程度を評価するが、微細な溶質原子クラスタが形成している場合、見かけ上ランダムな濃度分布とは異なる値と比較することになり、溶質原子クラスタの形成による影響が含まれる可能性がある。一方、第一近接分布解析法では、Cr原子の短距離秩序を調べるため、溶質原子クラスタの形成の影響は含まれにくい。なお、これらの分析は、溶質原子クラスタの原子を差し引いたアトムマップに対して実施した。

Vパラメータについては、FTT材で0.98、MCP材で0.65であった。また、1NNパラメータについては、FTT材で0.133、MCP材で0.131であった。なお、詳細は報告済みである⁽⁹⁾。APT測定により明らかにされたスピノーダル分解のデータを表3に示す。

4.2 超微小引張試験

引張試験時のSIM像の例を図6に示す。なお、SIM像中の赤線は、試験片が引張軸から逸れていないことを確認するために用いた線である。試験片の多くは掴み部の近傍で破断した。

図2に示した伸びの評価位置で評価したゲージ部の伸びと応力の関係を図7に示す。伸びの分解能は、S型試験片については0.7%であり、L型試験片については0.4%である。応力はマイクロ梁の変位から算出した荷重を試験前のゲージ部断面積で除して求めており、試験後の試験片をSEM観察して未変形部から試験片の厚さと幅を評価して断面積を求めた。試験時の引張速度は $1 \times 10^{-3} \text{ s}^{-1}$ であった。

FTT材のフェライト相の試験片は、860 MPaで降伏し、最大応力(引張強さ)1,210 MPaまで伸びて破断した。全伸びは3.4%であった。FTT材のオー

表3 APT測定による溶質原子クラスタの平均直径と数密度およびVパラメータと1NNパラメータの評価結果

材料	相	平均直径 (nm)	数密度 ($\times 10^{23} \text{ m}^{-3}$)	Vパラメータ	1NNパラメータ
FTT	フェライト	5.7	10.8	0.98	0.133
	オーステナイト	3.7	2.0	-	-
MCP	フェライト	3.3	45.0	0.65	0.131

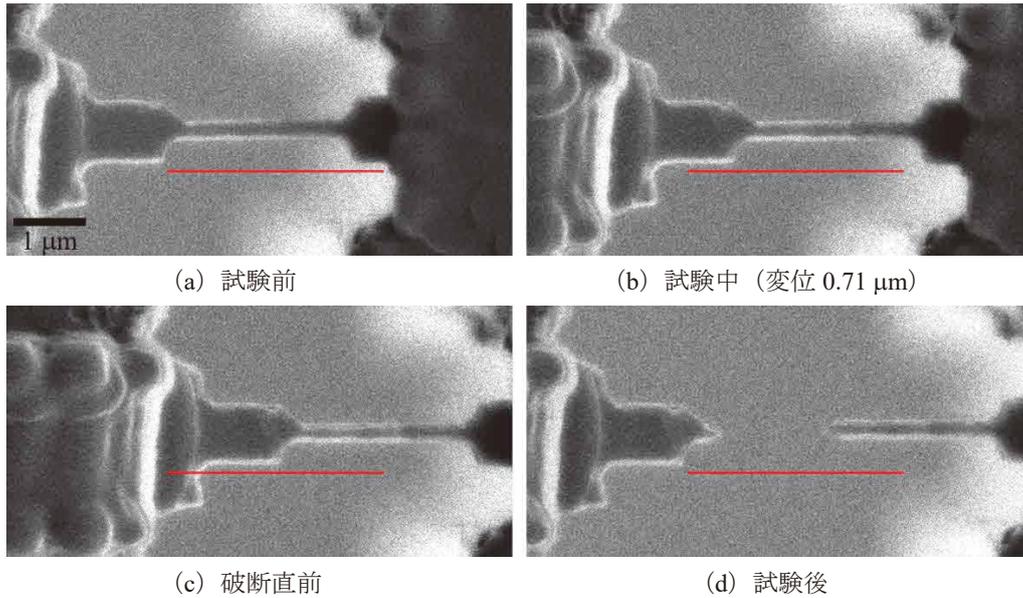


図6 引張試験時のSIM像の例 (FTT材のフェライト相, S型試験片)

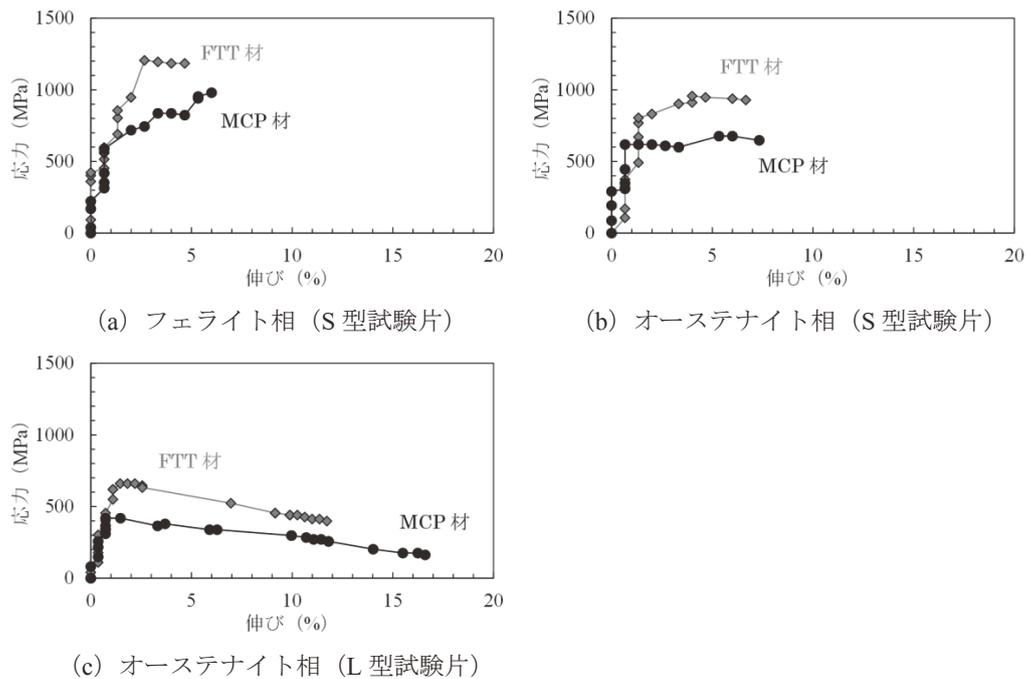


図7 応力-伸び線図

ステナイト相では、S型試験片については800 MPaで降伏し、引張強さは960 MPa、全伸びは5.4%であった。L型試験片については620 MPaで降伏し、引張強さは660 MPa、全伸びは10.6%であった。表4に引張特性の評価結果を示す。フェライト相は、オーステナイト相と比較して強度が高く、伸びが小さい傾向が認められた。また、オーステナイト相では、小さい試験片の方が強度が高く、破断時の伸びが小さくなった。

MCP材のフェライト相の試験片は、590 MPaで降伏し、引張強さは980 MPa、全伸びは5.3%であった。MCP材のオーステナイト相では、S型試験片については620 MPaで降伏し、引張強さは680 MPa、全伸びは6.6%であった。なお、620 MPaを負荷した時点で加工硬化を伴わない伸びが確認されたが、試験中に負荷した最大応力680 MPaで引張強さを評価した。L型試験片については、試験片は420 MPaで降伏し、加工硬化せずに伸びて破断した。

表4 超微小引張試験による引張特性の評価結果

材料	相	試験片	耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)	全伸び (%)
FTT	フェライト	S型	860	1,210	3.4
		L型	620	660	10.6
	オーステナイト	S型	800	960	5.4
MCP	フェライト	S型	590	980	5.3
		L型	420	420	15.9
	オーステナイト	S型	620	680	6.6

全伸びは15.9%であった。表4に引張特性の評価結果を示す。フェライト相とオーステナイト相では耐力は同程度であったが、フェライト相の方が引張強さは高く、伸びがやや小さくなった。オーステナイト相では、FTT材と同様に、小さい試験片の方が強度が高く、破断時の伸びが小さくなった。

試験片破面のSEM像の例を図8に示す。全ての試験片で破面は比較的平坦であり、単一のすべり面にすべり変形が集中して起こり、せん断破壊により試験片が破断したことが確認された。破面の近傍には別のすべりによる段差が認められ、これらは同じ指数のすべり面ですべった跡であった。

5. 考察

5.1 熱時効と照射によるマイクロ組織変化

FTT材 (324 °C, 111,000時間, 3 dpa) とMCP材 (320 °C, 92,000時間) のマイクロ組織を比較し、

熱時効と照射によるマイクロ組織変化を検討する。TEM観察で明らかにされたマイクロ組織のデータは表2に、APT測定により明らかにされた溶質原子クラスタとスピノーダル分解のデータは表3に示した。

5.1.1 フェライト相

FTT材では比較的小さな転位ループとキャビティの形成がTEM観察により確認された。MCP材ではこれらのマイクロ組織は認められなかったことから、照射により導入された欠陥であることが確認された。また、G相の形成については、TEM観察ではFTT材とMCP材でともに確認されなかったが、APT測定ではMn-Ni-Siクラスタの形成がFTT材とMCP材でともに確認されており、これらはG相の前駆体であると考えられる。溶質原子クラスタの組成比は、FTT材ではMn : Ni : Si = 6 : 25 : 6であり、MCP材ではMn : Ni : Si = 6 : 21 : 5であり、G相の

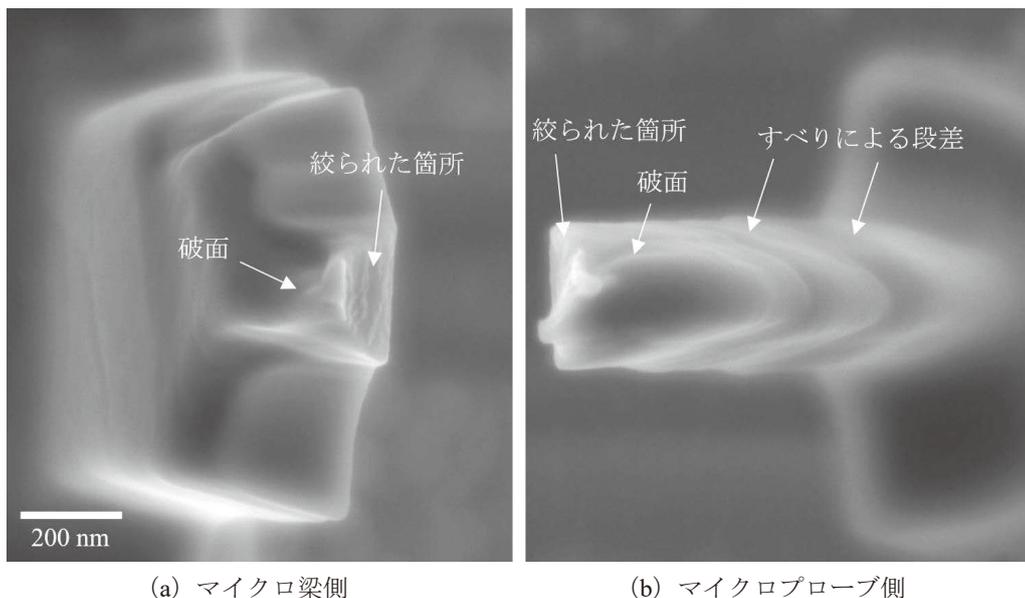


図8 破面のSEM像の例 (FTT材のフェライト相, S型試験片)

組成比 (M : Ni : Si = 6 : 16 : 7, M=Mn, Mo) と比較的矛盾しない。FTT材で確認された溶質原子クラスタは、MCP材と比較して平均直径が大きく、数密度が小さかった。溶質原子クラスタの体積率は、FTT材では0.105であり、MCP材の0.075と比較して大きく、FTT材における溶質原子クラスタの形成過程は、MCP材と比べて促進されていることが示唆される。FTT材での照射欠陥の形成と溶質原子クラスタの形成の促進は、照射を受けた材料では受けていない材料よりも硬化することを示唆する。

Crのスピノーダル分解については、FTT材とMCP材で共通して認められた。スピノーダル分解のVパラメータはFTT材の方がMCP材よりも値が大きく、照射を受けることでスピノーダル分解が進んでいることを示唆するものの、INNパラメータではFTT材とMCP材で大きな違いは認められなかった。熱時効中のスピノーダル分解の進展は、温度や時間、MoやC等の組成等の様々なパラメータに依存することが知られている⁽²⁰⁾⁽³⁰⁾。FTT材とMCP材は同様の供用温度と時間履歴であるものの、Mo濃度はMCP材の方が高いことから、中性子照射がスピノーダル分解を加速する可能性も示唆される。阿部ら⁽⁸⁾の報告では、中性子照射がフェライト相のスピノーダル分解を加速させる可能性が示唆されているが、本研究で使用した材料と比べて比較的低温かつ短時間で熱時効(275℃, 8,000時間)された材料で評価されており、熱時効のみでは明確なスピノーダル分解は確認されていない。本研究で使用した材料のような長期間の供用等により熱時効のみでもスピノーダル分解が十分進む状態においては、照射を受けてもスピノーダル分解がさらに大きく加速される可能性は小さいと考えられる。スピノーダル分解の観点からは、照射を受けた材料と受けていない材料で硬化に明確な違いは生じないと考えられる。

フェライト相では熱時効によりCrのスピノーダル分解が生じるとともにMn-Ni-Siクラスタが形成しており、照射を受けた場合はMn-Ni-Siクラスタの形成が促進されるとともに照射欠陥が形成されたが、スピノーダル分解への影響は明確ではなかった。照射を受けることで熱時効単独に比べてより硬化すると考えられるが、その照射硬化には照射欠陥の形成と溶質原子クラスタの促進が寄与すると考えられる。

5.1.2 オーステナイト相

FTT材では転位ループとキャビティおよび析出相の形成がTEM観察により確認された。これらのマイクロ組織は、照射されたオーステナイトステンレス鋼では典型的に認められる組織であった^{(31)~(33)}。キャビティの形成量から計算したスエリング量は0.94%であり、無視できるレベルであった。また、G相あるいは γ' 相を含む析出相の形成がTEM観察で確認された。析出相の数密度は、APT測定で認められた球状の溶質原子クラスタよりも2桁少なく、APTで確認された溶質原子クラスタの大部分はG相や γ' 相の前駆体であると考えられる。これらの照射欠陥や溶質原子クラスタの形成は、照射を受けた材料のオーステナイト相を硬化させる要因である。

球状の溶質原子クラスタの平均直径や数密度および平均組成は、中性子照射された316ステンレス鋼について報告されている溶質原子クラスタのデータ⁽²⁵⁾と類似していた。また、転位ループ等の点欠陥クラスタへのNiとSiの偏析と考えられるリング状の溶質原子クラスタも認められた。リング状の溶質原子クラスタは、直径はTEM観察で認められた完全転位ループやフランクループと近いものの、数密度は1桁少なかった。これは一部の転位ループにNiやSiが偏析していることを示唆する。最近、馬淵ら⁽³⁴⁾はNiやSiが偏析することで転位ループ等の照射欠陥の硬化係数が増大する(より硬い欠陥になる)可能性を報告している。リング状の溶質原子クラスタの形成は照射されたオーステナイトステンレス鋼でも認められているが^{(20)~(25)}、転位ループへの偏析挙動や偏析した転位ループが硬化に及ぼす寄与については十分には理解されておらず、APT測定とTEM観察を同じ視野(位置)で実施する等の高度な実験による検討が今後必要である。

オーステナイト相では、熱時効のみでは有意なマイクロ組織変化が生じないと考えられることから、照射を受けることで硬化し、その硬化には照射欠陥と溶質原子クラスタの形成が寄与すると考えられる。

5.2 熱時効と照射による引張特性の変化

中性子照射を受けると、フェライト相では転位ループ等の照射欠陥が形成されるとともに、溶質原子クラスタの形成が熱時効単独に比べて促進される

ことが示唆され、オーステナイト相では照射欠陥と溶質原子クラスタの形成が認められた。本節では、熱時効と照射によるマイクロ組織変化をもとに、引張特性の変化を検討する。

5.2.1 引張特性の比較

超微小引張試験での引張特性を比較する際には、幾つかの技術的に考慮すべき点がある：(1) 供用前（未照射／未時効）の材料は入手できていないこと、(2) 単結晶からなる試験片であること、(3) S型試験片は細い網目状のフェライト相を含めるために非常に薄く（厚さ：0.3 μm）、引張試験の結果に及ぼす試験片のサイズ効果が大きいこと、(4) 試験片サイズが小さいため、ひずみ速度が比較的高いこと、(5) 伸び測定における分解能が試験中のSIM像の分解能により低いこと（0.4～0.7%）。

(2) については、オーステナイト相のL型試験片の応力-伸び線図で単結晶試験片の典型的な挙動が認められた。この試験では、すべりの開始まで応力が増加し、その後、応力はほとんど増加せずすべり変形が継続して破断に至った。一方、S型試験片では加工硬化と同様の応力の増加を示したが、その原因については良く分かっていない。(3) については、FTT材とMCP材でともに、オーステナイト相の耐力にS型とL型の試験片で～200 MPaの差が認められた。この系統的な違いは、試験片のサイズ効果の結果であると考えられる。小さな試験片では内包される欠陥の数が減少するため、転位の増殖機構であるフランク・リード源となる転位の張り出しの間隔が広くなり、転位の増殖、すなわち塑性変形に必要な応力が高くなり、S型試験片ではL型試験片より高い耐力を示す。このため、同じ型の試験片のデータをFTT材とMCP材で比較することにした。

FTT材のフェライト相の耐力は、MCP材のフェライト相よりも270 MPa高かった。また、FTT材のオーステナイト相でも、S型とL型の両方の試験データで、MCP材よりも耐力は200 MPa高かった。MCP材のオーステナイト相では製造時のマイクロ組織が維持されていると考えられることから、オーステナイト相の耐力に認められた200 MPaの差の大部分は照射硬化に対応する可能性が高いと考えられる。また、フェライト相で認められた耐力の違い(270 MPa)についてもフェライト相の照射硬化に対応すると考えられ、FTT材とMCP材の供用前のフェ

ライト相の初期強度が同等であったと仮定すると、現在のFTT材の試験片は、中性子照射を受けることで熱時効単独のMCP材よりも高い硬化を引き起こしたことを示唆する。これはマイクロ組織の傾向とも対応する。

5.2.2 ミクロ組織と引張特性の関係

FTT材とMCP材の供用前の材料は入手できなかったため、機械的性質の変化とマイクロ組織の変化の関係を厳密に議論することはできない。よって、本項では2つの溶接金属の耐力の相対的な違いを、マイクロ組織データに基づいて計算したせん断応力の変化と定性的に比較する。なお、超微小引張試験片は単結晶であったため、本計算は多結晶の試験片ではなく単結晶について行っていることを注記する。

オーステナイト相については、マイクロ組織は転位ループ、キャビティ、溶質原子クラスタ等のよく知られた照射誘起欠陥で構成されていた。このような欠陥の硬化への寄与（せん断応力の増加 $\Delta\tau$ ）は、次式で示す欠陥*i*のサイズ（ d_i ）と数密度（ N_i ）を使用したオロワン機構に基づく硬化モデルによって推定できる。

$$\Delta\tau = \sqrt{\sum \Delta\tau_i^2}, \quad \Delta\tau_i = \alpha_i \mu b \sqrt{N_i d_i} \quad (1)$$

ここで、 α_i は欠陥*i*の硬化係数、 μ はせん断弾性率（76 GPa）、 b はバーガーズベクトル（0.255 nm）である。

マイクロ組織データと想定した硬化係数を使用した、FTT材のオーステナイト相におけるせん断応力の増加 $\Delta\tau$ の計算結果を表5に示す。この計算では、TEMで観測される析出相の数密度はAPTで観測される溶質原子クラスタの数密度よりもはるかに少ないため、その寄与を無視した。計算された $\Delta\tau$ は208 MPaであった。 $\Delta\tau$ を単結晶のシュミット因子（最大値）で除算し、耐力の増加 $\Delta\sigma_y$ を求めた。なお、引張方向を特定して試験していないことから、シュミット因子は0.45と仮定した。 $\Delta\sigma_y$ は462 MPaであった。

FTT材とMCP材の供用前のオーステナイト相の初期強度が同等であったと仮定すると、超微小引張試験で認められたFTT材とMCP材のオーステナイト相の耐力の差200 MPaは、計算されたFTT材の照射硬化量462 MPaと一致しない。この不一致の原因として、試験片のサイズ効果の現れ方が未照射材と照射材で異なる⁽³⁵⁾ことが影響していると考え

表5 FTT材のオーステナイト相におけるせん断応力の増加の計算結果

マイクロ組織	平均直径 (nm)	数密度 ($\times 10^{23} \text{ m}^{-3}$)	α_i	$\Delta\tau_i$ (MPa)
ドット状欠陥	2.4	0.84	0.2	55
完全転位ループ	9.1	0.68	0.2	96
フランクループ	12.8	0.33	0.4	159
キャビティ	3.2	0.55	0.2	51
溶質原子クラスタ	3.7	2.0	0.1	53
Total $\Delta\tau$				208

られる。照射材では照射欠陥やNi-Siクラスタが形成されているため、試験片が小さくても内包される欠陥の数が未照射材に比べて多く、フランクリン源となる転位の張り出しの間隔が広くなることによる試験片のサイズ効果が、未照射材に比べてより小さな試験片になるまで現れにくい。

単結晶の316Lステンレス鋼の室温での引張試験データ⁽³⁶⁾を参考に、試験片のサイズ効果がない場合のオーステナイト相の耐力を150 MPaと仮定すると、MCP材のオーステナイト相では、S型試験片で470 MPa、L型試験片で270 MPaの耐力増加がサイズ効果により生じていることになる。また、FTT材についてはS型試験片で180 MPa (S型とL型の耐力の差)の耐力増加がサイズ効果により生じているが、L型試験片では生じていないと仮定する。この場合のFTT材の耐力は、照射硬化量462 MPaにサイズ効果がMCP材よりも小さくなる分を差し引くと、MCP材よりもS型試験片で172 MPa、L型試験片で192 MPa高くなる。これは超微小引張試験の実測値 (S型試験片で180 MPa、L型試験片で200 MPaの違い)と近い。試験片のサイズ効果を適切に設定することで、超微小引張試験によりマイクロ組織変化に基づく耐力の変化を評価できることが示唆された。なお、L型試験片を用いた低放射化フェライト鋼の超微小引張試験⁽¹⁸⁾では、未照射材でも試験片のサイズ効果が明確に認められなかったが、低放射化フェライト鋼ではラス境界等の微細な組織が試験片が小さくても維持されており、照射材のように試験片のサイズ効果が現れ難かった可能性が考えられる。

一方、フェライト相については、Crのスピンノードル分解が硬化の主な原因であることが知られているが、スピンノードル分解の硬化への寄与を推定するための物理的な相関法は、まだ十分に確立されていない。本研究で示したMCP材のフェライト相の耐力とVパラメータがFTT材と比較してともに低い

傾向は、Pareigeら⁽¹⁶⁾によって報告された铸造ステンレス鋼の硬さとVパラメータとの間の線形相関と一致する。しかし、Vパラメータでは、溶質原子クラスタが形成されている場合にはその影響を含んで評価される可能性があることに注意する必要がある。フェライト相における耐力増加とマイクロ組織変化との相関関係を確立するには、更なる検討が必要である。

6. まとめ

熱時効と中性子照射によるステンレス鋼溶接金属の脆化挙動を理解するため、PWRにて熱時効条件下で長期間使用されたステンレス鋼溶接金属のうち中性子照射を受けた材料と受けていない材料について、マイクロ組織をAPTとTEMで調べるとともに、フェライト相とオーステナイト相の引張特性を超微小引張試験で調べ、マイクロ組織と引張特性の関係を検討した。その結果、以下のことが分かった。

- ・ マイクロ組織については、フェライト相ではCrのスピンノードル分解とMn-Ni-Siクラスタの形成が両方の材料で認められ、照射を受けた材料ではMn-Ni-Siクラスタの形成の促進と転位ループ等の照射欠陥の形成が確認された。硬化の主要因となるスピンノードル分解については、照射による明確な促進は認められなかった。また、オーステナイト相では、照射を受けた材料で照射欠陥とNi-Siクラスタの形成が確認された。
- ・ 引張特性については、フェライト相とオーステナイト相ともに、照射を受けた材料では受けていない材料よりも高い耐力と引張強さが認められた。オーステナイト相の照射による耐力増加は、試験片のサイズ効果を仮定したオロワンモデルを用いて評価したマイクロ組織

変化に基づく硬化量と良く一致した。

- ・ 照射を受けると熱時効単独よりも硬化することがフェライト相とオーステナイト相とともに確認され、ミクロ組織変化の傾向と対応した。

文献

- (1) PWR炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心そう] (第2版), 一般社団法人原子力安全推進協会 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会, 平成27年3月 (2015).
- (2) K.J. Amberge, "PWR Core Barrel Cracking Operating Experience in US, MRP-227-A Inspection Findings Summary," NRC-industry Materials Technical Exchange Meeting, Rockville, MD, 2019.
- (3) O.K. Chopra, "Effects of Thermal Aging and Neutron Irradiation on Crack Growth Rate and Fracture Toughness of Cast Stainless Steels and Austenitic Stainless Steel Welds," NUREG/CR-7185, ANL-14/10 (2015).
- (4) Materials Reliability Program: PWR Internals age-Related Material Properties, Degradation Mechanisms, Models and Basis Data - State of Knowledge (MRP-211, Revision 1) , EPRI, 2017.
- (5) A. Jenssen, J. Stjärnsäter, K. Kese, R. Carter, J. Smith, A. Demma, M. Hiser, "Fracture Toughness Testing of an Irradiated PWR Core Barrel Weld, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs' Safety," Performance and Reliability, Fontevraud 9, SFEN, 2018.
- (6) A. Jenssen, J. Stjärnsäter, R. Pathania, R. Carter, "Crack Growth in Irradiated Stainless Steel Welds in BWR Environments, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs' Safety," Performance and Reliability, Fontevraud 9, SFEN, 2018.
- (7) S. Chen, Y. Miyahara, A. Nomoto, K. Nishida, "Effects of thermal aging and low-fluence neutron irradiation on the mechanical properties and microstructure of ferrite in cast austenitic stainless steels," Acta Materialia, 179 (2019) 61.
- (8) 阿部博志, 渡邊豊, 平田一真, 宮崎孝道, 越石正人, 堀内寿晃, 源聡, "圧力バウンダリ構成部で使用されるステンレス溶接金属の熱時効脆化評価のための基盤技術開発 (6) ステンレス鋼の熱時効硬化挙動ならびに照射材のミクロ組織調査", 日本原子力学会2018年秋の大会, 1C05.
- (9) K. Fujii, H. Nishioka, K. Fukuya, "APT measurement of stainless steel welds after long-term aging and irradiation," Proc. 17th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, CNS, 2015.
- (10) O.K. Chopra, A.S. Rao, "Methodology for Estimating Thermal and Neutron Embrittlement of Austenitic Stainless Steels Welds during Service in Light Water Reactors," J. Pressure Vessel Technology, 138 (2016) 040802.
- (11) O.K. Chopra, A.S. Rao, "Methodology for Estimating Thermal and Neutron Embrittlement of Cast Austenitic Stainless steels during Service in LWRs," J. Pressure Vessel Technology, 138 (2016) 040801.
- (12) Materials Reliability Program: A Review of Radiation Embrittlement for Stainless Steels (MRP-79) - Revision 1, EPRI, 2004.
- (13) 平成20年度照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成21年9月 (2009).
- (14) T. Tobita, M. Udagawa, Y. Chimi, Y. Nishiyama, K. Onizawa, "Effect of neutron irradiation on the mechanical properties of weld overlay cladding for reactor pressure vessel," J. Nucl. Mater., 452 (2014) 61.
- (15) T. Takeuchi, Y. Kakubo, Y. Matsukawa, Y. Nozawa, Y. Nagai, Y. Nishiyama, J. Katsuyama, K. Onizawa, M. Suzuki, "Effect of neutron irradiation on the microstructure of weld overlay cladding for nuclear reactor pressure vessels," J. Nucl. Mater., 443 (2013) 266.
- (16) C. Pareige, S. Novy, S. Sallet, P. Pareige,

- “Study of phase transformation and mechanical properties evolution of duplex stainless steels after long term thermal ageing,” *J. Nucl. Mater.*, 411 (2011) 90.
- (17) 藤井克彦, 福谷耕司, “オーステナイト系ステンレス鋼溶接金属のミクロ組織への熱時効と照射の影響”, *INSS JOURNAL* 25 (2018) NT-3.
- (18) T. Miura, K. Fujii, K. Fukuya, “Micro-tensile testing of reduced activation ferritic steel F82H irradiated with Fe and He ions,” *Nucl. Mater. Energy*, 17 (2018) 24.
- (19) 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, “中性子照射ステンレス鋼の粒界酸化部の破壊特性の評価”, *INSS JOURNAL*, 25 (2018) NT-5.
- (20) P. Pareige, A. Etienne, B. Radiguet, “Experimental atomic scale investigation of radiation effects in CW316SS and UFG-CW316SS,” *J. Nucl. Mater.* 389 (2009) 259.
- (21) A. Etienne, B. Radiguet, N.J. Cunningham, G.R. Odette, P. Pareige, “Atomic scale investigation of radiation induced segregation in austenitic stainless steels,” *J. Nucl. Mater.*, 406 (2010) 244.
- (22) Z. Jiao, G.S. Was, “Novel features of radiation-induced segregation and radiation-induced precipitation in austenitic stainless steels,” *Acta Mater.* 59 (2011) 1220.
- (23) T. Toyama, Y. Nozawa, W. Van Renterghem, Y. Matsukawa, M. Hatakeyama, Y. Nagai, A. AlMazouzi, S. Van Dyck, “Irradiation-induced precipitates in a neutron irradiated 304 stainless steel studied by three-dimensional atom probe,” *J. Nucl. Mater.*, 418 (2011) 62.
- (24) P. Chou, N. Soneda, K. Nishida, K. Dohi, E.A. Marquis, Y. Chen, “Microstructure and Fracture Toughness of Irradiated Stainless Steel Retrieved from the Field: the Potential Role of Radiation-Induced Clusters,” *Proc. Fontevraud 8 - Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to LWRs' Safety, Performance and Reliability*, Avignon, 2014.
- (25) 藤井克彦, 福谷耕司, “中性子照射ステンレス鋼の溶質原子クラスタ形成”, *INSS JOURNAL*, 23 (2016) NT-5.
- (26) J.M. Hyde, C.A. English, “An analysis of the structure of irradiation induced Cu-enriched clusters in low and high nickel welds,” *Proc. Mater. Res. Soc. Symp.*, vol. 650 (2001) R6.6.1.
- (27) M.K. Miller, “Atom Probe Tomography: Analysis at the Atomic Level,” Kluwer Academic, New York (2000).
- (28) F. Danoix, B. Deconihout, A. Bostel, P. Auger, “Some new aspects on microstructural and morphological evolution of thermally aged duplex stainless steels,” *Surface Sci.*, 266 (1992) 409.
- (29) M. Kato, “Hardening by spinodally modulated structure in b.c.c. alloys,” *Acta Met.*, 29 (1981) 79-87.
- (30) T.G. Lach, A. Devaraj, K.J. Leonard, T.S. Byun, “Co-dependent microstructural evolution pathways in metastable δ -ferrite in cast austenitic stainless steels during thermal aging,” *J. Nucl. Mater.*, 510 (2018) 382.
- (31) G.S. Was, *Fundamentals of Radiation Materials Science*, Springer, 2007.
- (32) K. Fukuya, “Current understanding of radiation-induced degradation in light water reactor structural materials,” *J. Nucl. Sci. Tech.*, 50 (2013) 213.
- (33) K. Fukuya, K. Fujii, H. Nishioka, Y. Kitsunai, “Evolution of microstructure and micro-chemistry in cold-worked 316 stainless steels under PWR irradiation,” *J. Nucl. Sci. Tech.*, 43 (2006) 159.
- (34) 馬淵貴魁彰, 土井武志, 福元謙一, 藤井克彦, “オーステナイト鋼の照射硬化に対する溶質クラスタの影響”, 日本原子力学会2019年秋の大会, 2H07.
- (35) P. Hosemann, C. Shin, D. Kiener, “Small scale mechanical testing of irradiated materials,” *J. Mater. Res.* 30 (2015) 1231-1245.
- (36) 岡本和孝, 近藤保夫, 金田潤也, 吉成明, 青野泰久, “析出強化による単結晶オーステナイト系ステンレス鋼の機械的性質の改善”, *日本金属学会誌*, 63, 6 (1999) 796.

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-

SCC initiation in cold worked Alloy TT690
under simulated PWR primary water (2nd report)
- Crack initiation under high stress condition allowing plastic deformation -

寺地 巧 (Takumi Terachi) *1 岡本 マキエ (Makie Okamoto) *2
山田 卓陽 (Takuyo Yamada) *3 有岡 孝司 (Koji Arioka) *3

要約 TT690合金(20%CWおよび30%CW)を用い、360℃のPWR1次系模擬水環境中で定荷重型の亀裂発生試験を実施し、亀裂発生状況を応力解析結果と比較した。促進試験として材料の変形を許容する高い応力を付与したブラントノッチ型CT試験片を用い、約1万時間の試験を実施した結果、複数の粒界に微小な亀裂が生じた。亀裂は20%CW材で塑性ひずみが9%以上、30%CW材で4%以上の領域で確認された。また、亀裂開口方向にかかる応力成分が750 MPa以上と高い応力が付与された領域でのみ亀裂は発生し、高応力および高塑性ひずみ条件部ほど亀裂が多くなる傾向が認められた。発生期の亀裂伝播速度を評価した結果、20%CW材で高応力および高温条件で促進した条件においても、0.1 mmの亀裂形成に約10年を要する遅い速度であった。亀裂の走査型透過電子顕微鏡(STEM)を用いた観察の結果から、亀裂発生の前駆挙動として粒界にキャビティの形成が進み、その後、キャビティと酸化の重畳により粒界結合力が低下することで開口が生じたと推察された。

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, 高応力条件

Abstract Constant load crack initiation tests of Alloy 690TT(20%CW and 30%CW) were carried out under simulated PWR primary water at 360℃, and the cracks were compared with stress analysis results. Blunt notch compact tension specimens with excessive high stress, which allowed the deformation of the materials, for approximately 10,000 h produced microscopic cracks. The cracks were confirmed to be in the region where plastic strains were over 9% in 20%CW and over 4% in 30%CW. The number of cracks increased with increasing higher stress and strain conditions and the calculated stress components applied in the crack opening direction were over 750 MPa. The estimated crack propagation rate of the initiation stage for 20%CW specimens was over 10 years to form a crack depth of 0.1mm, although it was accelerated under excessive stress and temperature conditions. Detailed observations of the cracks using STEM suggested that the formation of grain boundary cavities worked as a precursor of crack initiation, and then the grain boundary bonding strength decreased due to the superposition of cavities formation and oxidation.

Keywords Alloy 690TT, cold work, SCC initiation, blunt notch CT, cavity formation, high stress conditions

1. 緒言

TT690合金は加圧水型軽水炉 (pressurized water reactor, PWR) の1次系環境下で生じる応

力腐食割れ (stress corrosion cracking, SCC) の対策材として、圧力バウンダリーなどの重要部材に用いられている。1989年より蒸気発生器 (SG) 細管への導入が進められたが、実機におけるSCC発生

*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 元(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現(株)神戸工業試験場
*3 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

は報告されていない。実験室においても、リバースUベント試験片などを用いた定ひずみ型の試験が多く行われたが、いずれもSCCを生じさせず優れた耐SCC性が確認されている^{(1)~(4)}。

しかし、その後行われたSCC進展試験では、TT690合金でも冷間加工を付与した時にSCCが進展することが確認された^{(5)~(16)}。SCC進展速度は感受性の高い600合金と比べて概ね一桁程度遅いが、応力、冷間加工、温度が促進因子として働くなど、600合金のSCCと類似の傾向も認められている。SCC発生に対しても、促進因子を加味した検討が進められ、360℃のPWR条件下で強冷間加工材の粒界にキャビティが生じることが多数報告されている^{(17)~(22)}。更にZhaiら⁽²³⁾は、強冷間加工材を用い360℃1万時間程度の定荷重試験を実施した時に、微細なSCCの核が生じることを報告している。著者らもブラントノッチ型CT (blunt notch compact tension, BNCT) 試験片により4万時間以上のSCC発生試験を行い、粒界に開口が生じることを前報で述べた⁽²⁴⁾⁽²⁵⁾。これらの報告では、高冷間加工材を長時間高温、高応力条件下に晒した場合に、粒界炭化物の周辺でキャビティが形成することが共通している。粒界キャビティの生成機構および生成への影響因子については、Arioka⁽¹⁸⁾により詳報され、冷間加工により導入された空孔が、応力勾配などの化学ポテンシャル勾配を駆動力とした拡散により粒界に集積し、粒界拡散を経てキャビティが形成すると考えられている。しかし、キャビティ生成型の割れは、材料内部でも生じることから腐食の関与については明確になっていない。

一方、Mossら⁽²⁶⁾やKuangら⁽²⁷⁾⁽²⁸⁾は、キャビティ生成では無く、酸化の効果が主体となるSCC発生に対する仮説を提唱している。粒界炭化物を持たずキャビティが生じ難い690合金溶体化材を用い、定歪速度引張 (constant extension rate tensile, CERT) 試験により微小な欠陥を生じさせ発生段階の亀裂評価を試みた結果から、粒界上に形成された保護皮膜の破壊が、SCC発生に寄与することを指摘した。粒界には拡散誘起粒界移動 (diffusion induced grain boundary migration, DIGM) が形成され、接液部にはCr₂O₃の保護皮膜が認められたことから、腐食初期には粒界を經由したクロムの外方拡散が生じた。その後クロムの表面への供給速度が低下することで、動的歪により破壊された保護皮膜の修復が追い付かない状況となり、粒界

へ酸化が進行するとした仮説である。この仮説では、SCC発生には動的ひずみの付与が必要とされ、特定条件で690合金に割れが生じることを説明している。

キャビティ生成型と酸化型の割れは、いずれも粒界拡散により物質移動が生じ、粒界結合力が低下する点が共通しているが、キャビティ生成と酸化の重量を詳細に評価した研究は見当たらない。また、酸化 (腐食) により発生する水素は、転位の移動を促進する効果が報告されているため、キャビティ生成にも影響することが想定される⁽²⁹⁾。

以上の知見から、SCC発生の機構解明および定量評価を進めるには、キャビティ生成と酸化が相互に影響を及ぼす可能性を評価することが重要と考えられる。著者らは、前報で述べたとおりBNCT試験片を用いた高い応力条件下の試験や、予め粒界にキャビティを生じさせた試験など、特定の促進条件を考慮することでTT690合金でも割れが生じる場合があることを明らかにしてきた。特に塑性変形を伴う高応力を付与した試験では、複雑な応力条件とひずみが付与されることにより、TT690合金の割れが促進されることが明確となったが、応力および塑性ひずみによる定量的な促進効果については評価できていなかった。そこで、特に顕著な亀裂発生が観察された高応力条件下の試験に対して、亀裂の成長状況および微細亀裂の評価を行い、TT690合金のSCC発生期における亀裂成長過程を明らかにすることを試みた。

なお、本報告はSCC発生を対象とした検討だが、TT690合金は容易にSCCを生じさせないため、種々の促進条件を付与し検討を進めている。そのため、明確な促進試験の結果に対しては「亀裂」という表現を用い、SCC発生とは異なる定義で取り扱った。

2. 実験方法

2.1 供試材および試験片

供試材には表1, 2に示した化学組成および機械特性のTT690合金20%CW (cold work) および30%CWを用いた。供試材は溶体化処理後、700℃で15時間の特殊熱処理 (TT処理) を施した材料で粒界に炭化物を有する。図1に試験片形状を示す。試験片はSCC進展試験に広く用いられている0.5TCT (compact tension) 試験片と同様の形状である

表1 供試材の化学組成

単位：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 (%)	試験温度 (°C)	0.2%耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)
20	RT	716	790
	360	546	613
30	RT	781	849
	360	701	733

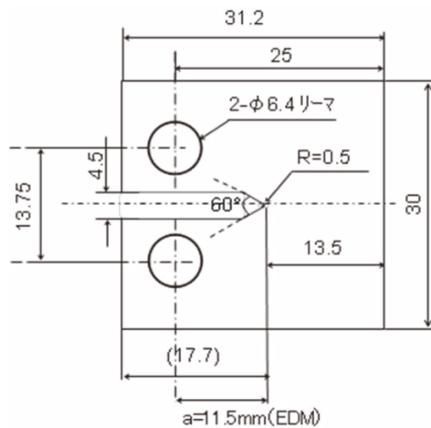


図1 BNCT試験片の形状

が、ノッチ先端を $R = 0.5 \text{ mm}$ とし予亀裂は導入していない。また、高い応力を付与するため、試験荷重の制限から板厚は0.5 T CTに用いられる12.5 mmではなく、その約半分にあたる5.6~6.5 mmとした。冷間加工に対応する試験片の採取方位は、速い進展速度が報告されているT-L方位とした⁽¹⁵⁾⁽³⁰⁾。亀裂が発生するノッチ底部はダイヤモンドペースト $1 \mu\text{m}$ 仕上げとし表面加工層の影響を除去した。

試験の応力条件には、応力拡大係数 (K 値) の概念を用いた。本来、亀裂が導入されていない試験片にK値は適用できないが、亀裂進展試験との対比やCT試験片の応力状態として理解しやすいため、亀裂進展試験片と同様の亀裂をノッチ先端に仮定し「見かけのK値」という指標とした。試験片の一覧

を表3に示す。一般的なSCC発生試験では、耐力相当の引張荷重が採用され、著者らも見かけの $K = 30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ や $40 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ で長時間試験を続けてきた⁽²⁵⁾。しかし本研究では、亀裂発生を促進するために、見かけの $K = 70$ および $80 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ の応力条件を採用した。

2.2 SCC発生試験片の応力解析

本研究は材料の変形を許容する過大な応力を付与したため、試験片に付与された応力を有限要素法による弾塑性解析により評価した。計算には360°Cの真応力-真ひずみ曲線を用い、材料は等方性材料として汎用有限要素プログラムABAQUSにより3次元での解析を行った。

2.3 亀裂発生試験

亀裂発生試験には液循環型の腐食試験装置を用いた。環境は標準的なPWR1次系模擬水として、ほう酸、水酸化リチウム水 (500 ppm B + 2 ppm Li + 30 cc-STP/kg · H₂O) を採用したが、温度は促進条件とするために360°Cとした。試験片には表3に示した一定荷重を付与し、微細な亀裂の発生状況を確認するため、約5,000時間毎に中断し走査型電子顕微鏡 (scanning electron microscope, SEM) でノッチ底部を観察した。

2.4 発生した亀裂の分析

亀裂発生後の状況を詳細に観察するため試験片を切断加工した。切断の概要を図2に示す。試験片は板厚方向の中央部を切断し、断面観察とノッチ底の

表3 TT690合金の高応力試験片の一覧

試験片ID	冷間加工度 (%)	見かけのK値 (MPa√m)	試験片板厚 (mm)	負荷荷重 (kN)	試験時間 (h)
69C20-52-1	20	80	5.85	8.6	12,417
69C30-53-1	30	80	5.69	8.4	9,802
69C30-53-2		70	6.50		5,276

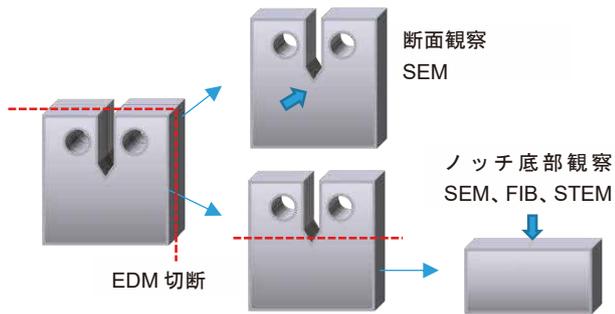


図2 BNCT試験片の観察・分析用切断の概要

表面観察に供した。ノッチ底の表面観察にはSEMを用いた。その後一部の亀裂については、集束イオンビーム加工装置（focused ion beam, FIB）によりトレンチ加工を施し断面観察するとともに、薄膜化加工を施し走査透過型電子顕微鏡（scanning transmission electron microscope, STEM）およびエネルギー分散型X線分析（energy dispersive spectroscopy, EDS）による断面観察および組成分析を実施した。

3. 結果

3.1 SCC発生試験片の応力解析

ノッチ底部から亀裂進展方向への距離に対する応力の評価結果を図3に示す。見かけの $K = 80 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を付与した試験片のミーゼスの相当応力の最大値は、20%CW材と30%CW材でそれぞれ670 MPaおよび730 MPaであった。最大応力値が30%CW材で高い値を示した理由は、局所領域での応力が高くなることが原因と考えられる。これらの値は0.2%耐力を超えており、塑性変形を伴った試験であることがわかる。計算された塑性ひずみは、20%CW材で約0.12（12%）に、30%CW材でも見かけの $K = 80 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ と $70 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ でそれぞれ、0.06（6%）と0.04（4%）と計算された。いずれも、塑性ひずみの最大部はノッチ底部に位置し、亀裂進展方向への距離が増加するほど低下した。一方、亀裂の開口方向となる荷重軸方向の応力成分については、亀裂進展方向への深さ0.5～0.6 mm内部に入った領域に最大値を示した。ノッチ底部の表面における荷重軸方向の応力の最大値は、20%CW材と30%CW材でそれぞれ、830MPa、880MPa程度であった。

SCCが発生するノッチ底部について板厚方向へ

の応力および塑性ひずみを計算した結果を図4に示す。試験片板厚方向の応力は一定ではなく、特に20%CW材では、試験片端部側での応力低下が顕著であった。ノッチ底部の表面では、いずれの領域でも応力値は30%CW材が高く、塑性ひずみは20%CW材で高い傾向が確認された。30%CW材については、比較のために従来から亀裂発生試験に適用してきた見かけの $K = 30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ も計算した。30%CW材の計算結果は、特に荷重軸方向の応力成分に関して、過度に高い応力を適用しても表面の応力は大きく変化しないことを示した。一方で、塑性ひずみについては高い見かけの K を適用した材料ほど、大きく変形した。なお、図中では見かけの $K = 30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ が広い領域で高い応力分布を示しているのは、実際の試験と同様に板厚が異なる条件で評価を実施したためである。

3.2 BNCTノッチ底部の観察

3.2.1 69C30-53-1（30%CW, 見かけの $K = 80 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$, 360°C, 9,802 h）

69C30-53-1の9,802時間経過時点におけるBNCTノッチ底部のSEM観察結果を図5に示す。図中赤で示した領域は、250倍での観察により亀裂と判断された領域である。広域に82個の亀裂が発生しており、粒界で割れが生じていることが確認された。亀裂発生領域を10分割してそれぞれの領域について亀裂発生数を数えた結果、ノッチ底部の端部で亀裂発生数が少ない傾向が認められた。

ノッチ底部の板厚方向に対する亀裂の発生数と荷重軸方向への応力を図6に示す。荷重軸方向の応力はノッチ底部における10分割した領域の計算値で、ノッチ底部両端で減少していることがわかる。そのため、ノッチ底部の端部で亀裂数が少ないことは、応力の低下に対応していると推察される。

亀裂開口状況の時間変化を図7に示す。5,276時間で試験を中断し観察した領域について、その後9,802時間まで継続した結果、粒界部と思われる領域で開口が成長していることが確認できた。ただし、図7下段の亀裂のように、一部の亀裂では過大な応力による変形が認められた。

発生期の亀裂を定量的に評価するため、比較的明瞭な5ヵ所で亀裂開口量の時間変化を試験時間で除し亀裂開口速度を評価した結果、それぞれ、 $4.7 \times$

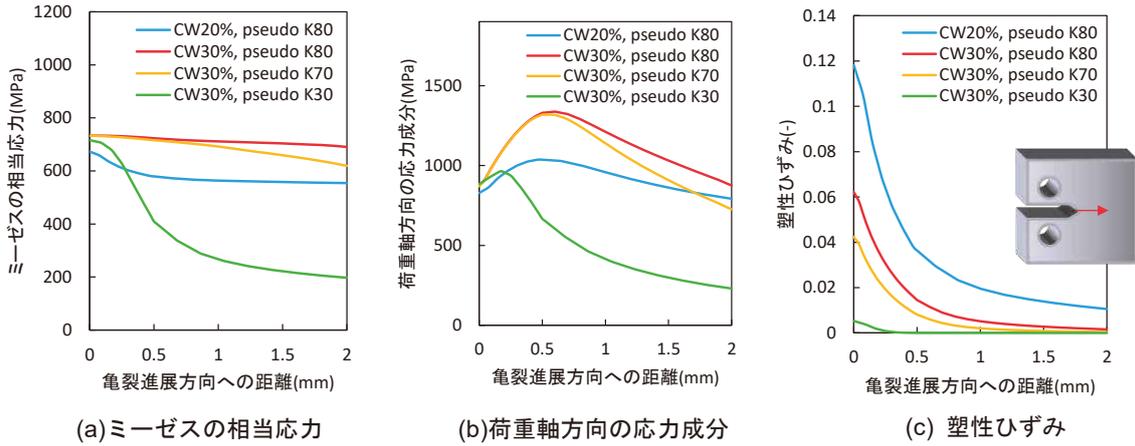


図3 BNCTノッチ底部から亀裂進展方向への距離と応力、塑性ひずみの関係

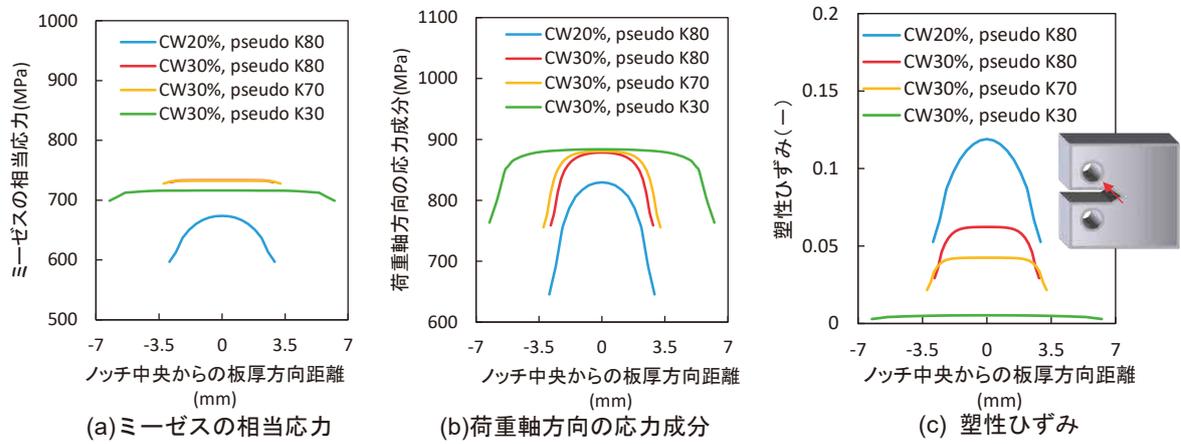


図4 BNCTノッチ表面における板厚方向への距離と応力、塑性ひずみの関係

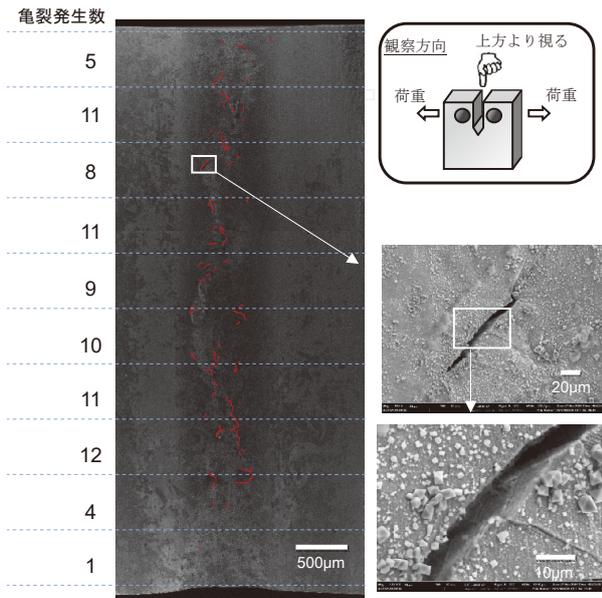


図5 69C30-53-1 ノッチ底部全面のSEM 観察結果 (30% CW材, 360°C × 9,802 h, PWR 1次系模擬条件, 見かけのK = 80 MPa√m)

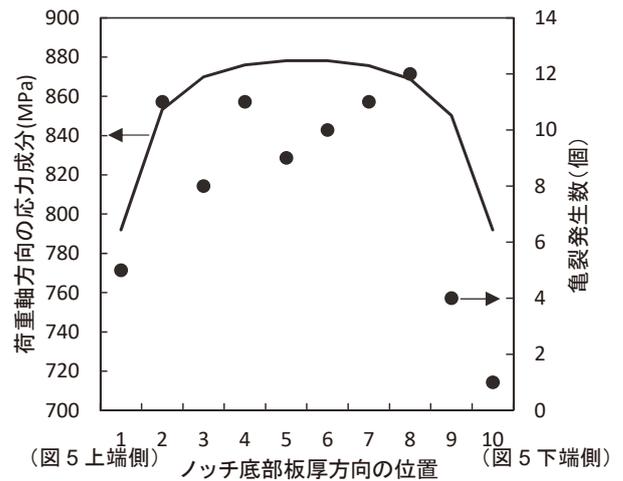


図6 69C30-53-1 ノッチ底部の亀裂発生数と荷重軸方向の応力分布 (30% CW材, 360°C × 9,802 h, PWR 1次系模擬条件, 見かけのK = 80 MPa√m)

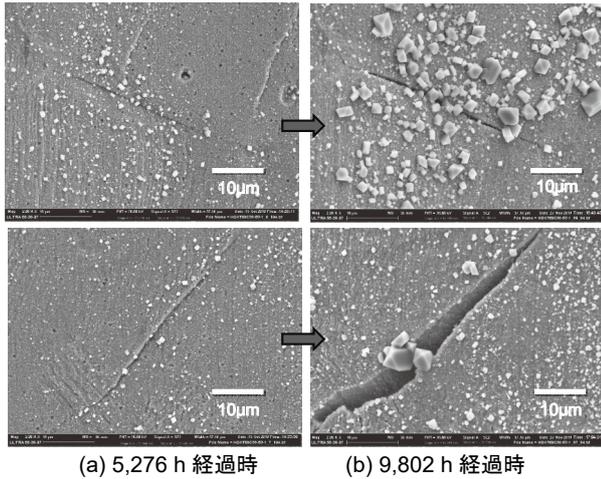


図7 69C30-53-1ノッチ底部の亀裂の時間変化 (30% CW材, 360°C × 9,802 h, PWR 1次系模擬条件, 見かけのK = 80 MPa√m)

10^{-10} , 2.5×10^{-11} , 2.8×10^{-10} , 8.6×10^{-11} および 2.5×10^{-10} mm/s と評価された。

3.2.2 69C20-52-1 (20%CW, 見かけの K = 80 MPa√m, 360°C, 12,417 h)

69C20-52-1の亀裂発生状況を観察した結果を図8に示す。亀裂発生数は6個であり、最も開口が進んだ亀裂でも開口量は0.7 μmだった。図5, 7に示した30%CW材と比べて、亀裂数、開口幅共に明瞭に抑制されていることが確認された。開口状況の時間変化を観察した図8(b)からは、腐食生成物の成長とともに開口が進んでいることがわかる。粒界の開口幅の時間変化から評価した当該亀裂の開口速度は 1.9×10^{-11} mm/sであった。他の3ヵ所の亀裂についても評価したところ、それぞれ 8.5×10^{-12} , 7.2×10^{-12} および 2.9×10^{-12} mm/sの開口速度が得

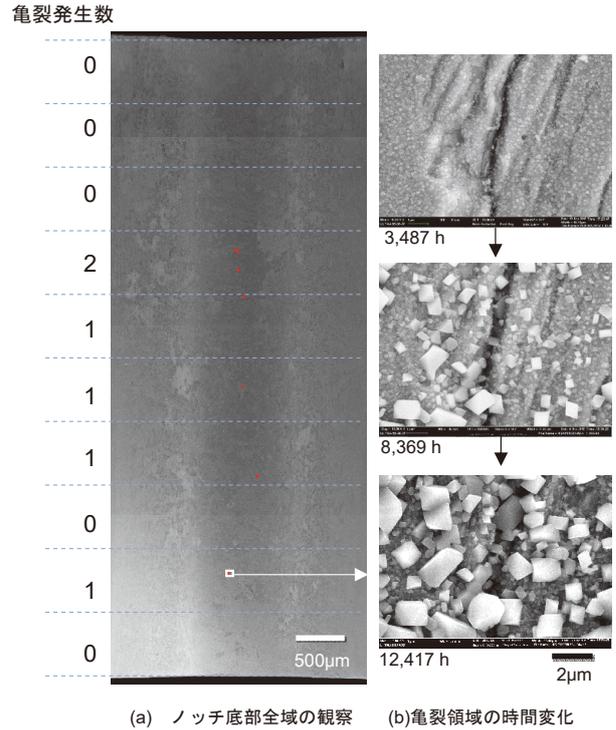


図8 69C20-52-1のノッチ底部SEM詳細観察結果 (20% CW材, 360°C × 12,417 h, PWR 1次系模擬条件, 見かけのK = 80 MPa√m)

られ、何れも30%CW材と比べて一桁以上低い値であった。

3.2.3 69C30-53-2 (30% CW, 見かけの K = 70 MPa√m, 360°C, 5,276 h)

69C30-53-2は5,276時間で観察に供したため、他のサンプルより試験時間が短く、開口が確認された明瞭な亀裂は1個しか確認されなかった。亀裂状の段差が認められていたが、開口が確認されてい

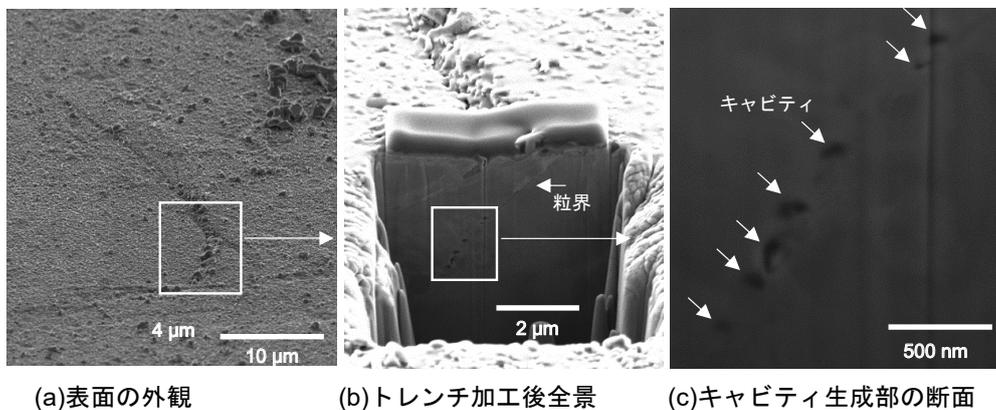


図9 69C30-53-2のノッチ底部で段差が形成されていた領域のSEM観察結果 (30% CW, 360°C × 5,276h, 見かけのK=70MPa√m)

かった領域の観察結果を図9に示す。当該部では、断面の観察でも亀裂は認められないが、表面から深さ約2 μmの粒界部において100 nm程度の微小なキャビティ形成が認められた。亀裂発生前の領域に微小なキャビティが生じている状況は、亀裂発生の前駆挙動にキャビティ発生が寄与していることを示唆する結果といえる。

亀裂が認められた領域の観察結果を示す図10では、亀裂は端部から1.3 mmの距離にあり、荷重軸方向の応力成分は870MPa程度と評価された。図中に示したA, B, Cは後述する断面サンプルの採取位置である。亀裂の開口幅は0.5 μm程度で、長さは20 μm程度であった。

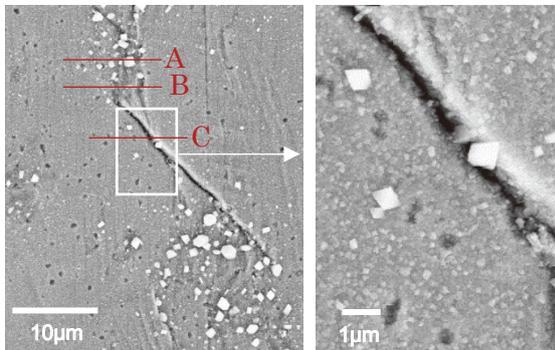


図10 69C30-53-2のノッチ底部および断面サンプル採取位置 (30% CW, 360°C × 5,276h, 見かけのK=70MPa√m)

11は亀裂端部で開口していない領域 (図10 A 断面) のSEM像を示し、明瞭な粒界キャビティが認められる。当該領域のキャビティのサイズは100 nm程度と、著者ら⁽³¹⁾が亀裂進展試験片の破面や断面で観察してきた200 nm程度と比べて小さく、成長段階にあるものと考えられる。酸化物は接液部のみで認められ、キャビティが生じている粒界部では観察されなかった。よって、伝播前の潜伏期にある粒界では、酸化が生じる前にキャビティの形成が進んでいることが示唆される。

図12に亀裂開口部に近い領域 (図10 B 断面) の断面観察結果を示す。STEMによるZコントラスト (ZC) 像およびEDSによる組成マッピング像から、ノッチ底部に位置する表層では幅0.5 μm程度の幅で酸化が生じ、深さ2.5 μmまで進行していること

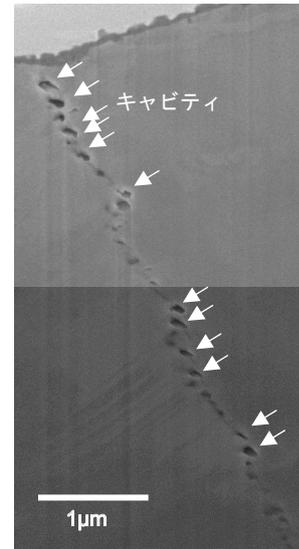


図11 亀裂発生部近傍の断面SEM像 (図10 A 断面)

3.3 微小亀裂の分析

69C30-53-2について、図10のA,B,C領域を断面サンプルとして観察した結果を図11～13に示す。図

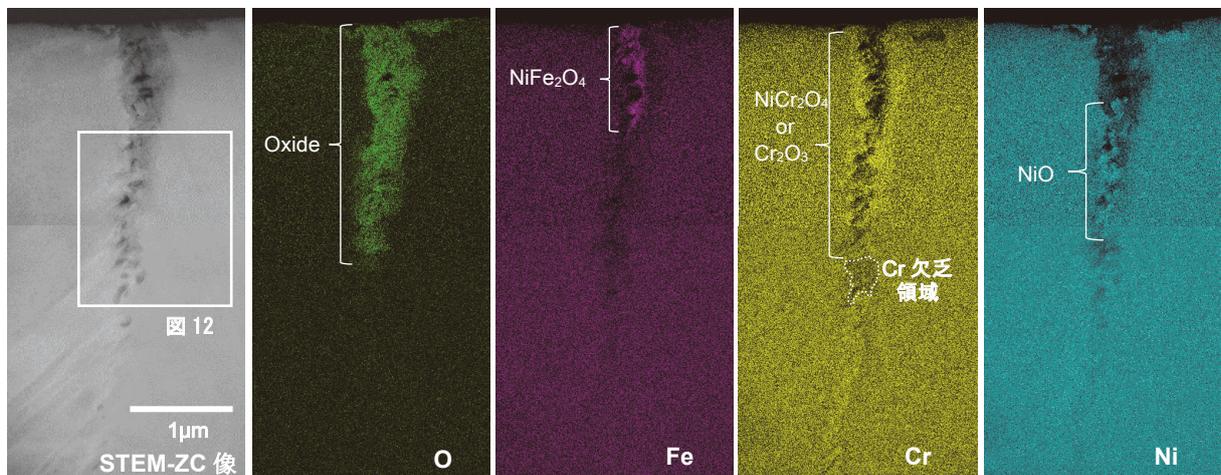


図12 亀裂発生部の断面STEM ZC像およびEDSによる組成マップ (図10 B 断面)

がわかる。表面近傍から、深さ1 μm の領域にはFeを主成分とする酸化物が認められ、その先の領域ではNi濃度が高い酸化物が確認された。同種の酸化物は表面皮膜でも外層酸化物として確認されており、Feを主成分とするものが NiFe_2O_4 、Ni濃度が高い酸化物がNiOであることが分かっている⁽³²⁾。これらの酸化物は析出物形態として確認されることから、溶解再析出で生じると考えられ、当該領域も明瞭な開口は認められないが、接液した状態で腐食が進行したと推察される。

690合金の表面皮膜は外層および内層の2層構造を成し、 $\text{Ni}_{(1-x)}\text{Fe}_{(2+x)}\text{O}_4$ およびNiOは外層として形成される^{(26)(32)~(34)}。一方、保護皮膜として機能する内層には一般にクロム濃度が高い NiCr_2O_4 を主体としたスピネル構造の酸化物を形成することが知られている。また、内部酸化が生じた領域や酸化物と金属の境界で Cr_2O_3 が形成されることが確認されている^{(26)(28)(35)~(37)}。観察結果でも、酸化が進行した領域はクロム濃度が高い領域が認められることから、これらは表面皮膜に認められる内層と同様の NiCr_2O_4 や Cr_2O_3 により構成されているものと考えられる。

更に、酸化の先端領域では僅かにクロム濃度が低下している様相が確認された。同様のクロム濃度低下は、DIGMが生じた領域で形成されることが報告されている⁽²⁶⁾。DIGMの形成は、粒界を経由したクロムの外方拡散により接液面に安定な Cr_2O_3 を生じさせることが要因と考えられている。観察した亀裂では明瞭なDIGMは認められず、クロムの濃度低下が生じた領域も0.5 μm 程度と限定的であったが、観察数が限られるためクロム濃度の変化については知見拡充が必要と思われた。なお、僅かなクロム濃度の低下は粒界炭化物の形成によっても生じるが、本観察では明瞭な炭化物が確認されなかった。

酸化の先端領域を拡大観察した図13では、酸化領域の先端にコントラストが低下した領域が存在することがわかる。当該部は酸化物が形成された領域から外れているため、キャビティが形成されたことによりコントラストが低下したと考えられる。これらの観察結果は、形成したキャビティに環境水が侵入することで、粒界の接液領域が拡大され酸化が進行したことを示唆している。

明瞭な開口が生じていた領域(図10 C断面)のSTEMによるZC像を図14に示す。粒界で生じた亀裂は16.3 μm の深さに至り、亀裂内には腐食生成物

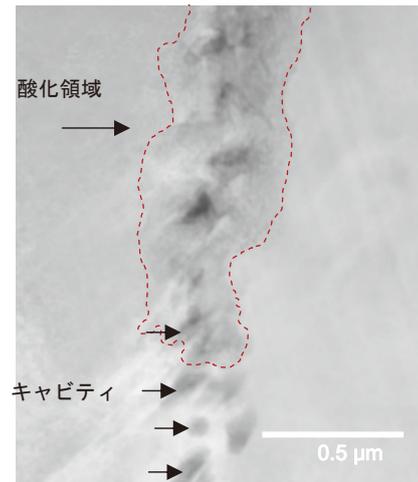


図13 亀裂発生部の断面STEM ZC像(図12領域の拡大)

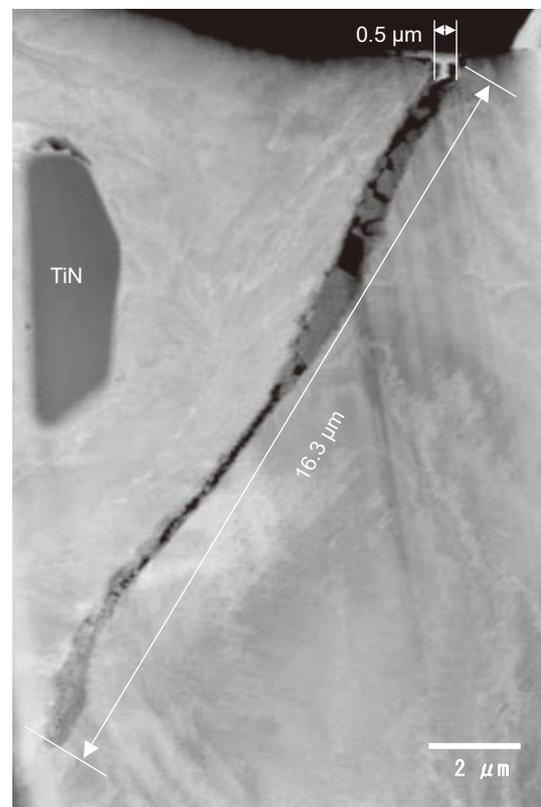


図14 亀裂断面STEM ZC像(図10C断面)

が形成されていることが分かった。観察結果は、亀裂状の開口が試験片内部で生じ表面まで到達したのではなく、試験片表面から生じたことを示している。図中の左側の結晶粒には6 μm 程度の析出物が存在し、EDSによる分析からTiNであることが確認された。弾塑性解析の結果では、荷重負荷により最大4%程度の塑性ひずみが生じる領域にあたるため、TiNによる局所的な変形の拘束は、周囲の変形および応力状態に影響を及ぼした可能性がある。

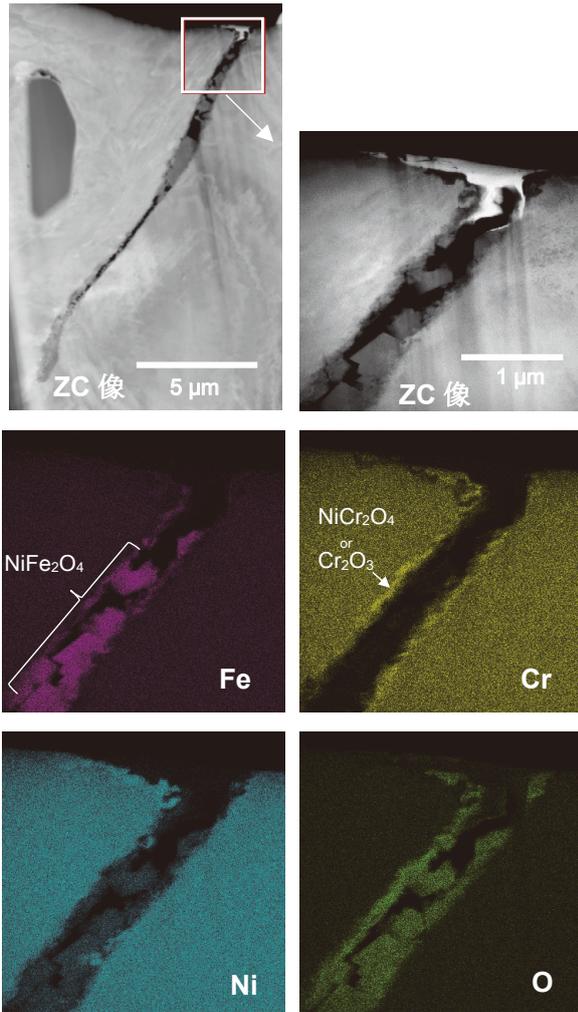


図15 69C30-53-2微小亀裂開口部のSTEMおよびEDSによる組成像，亀裂開口部（図10C断面）

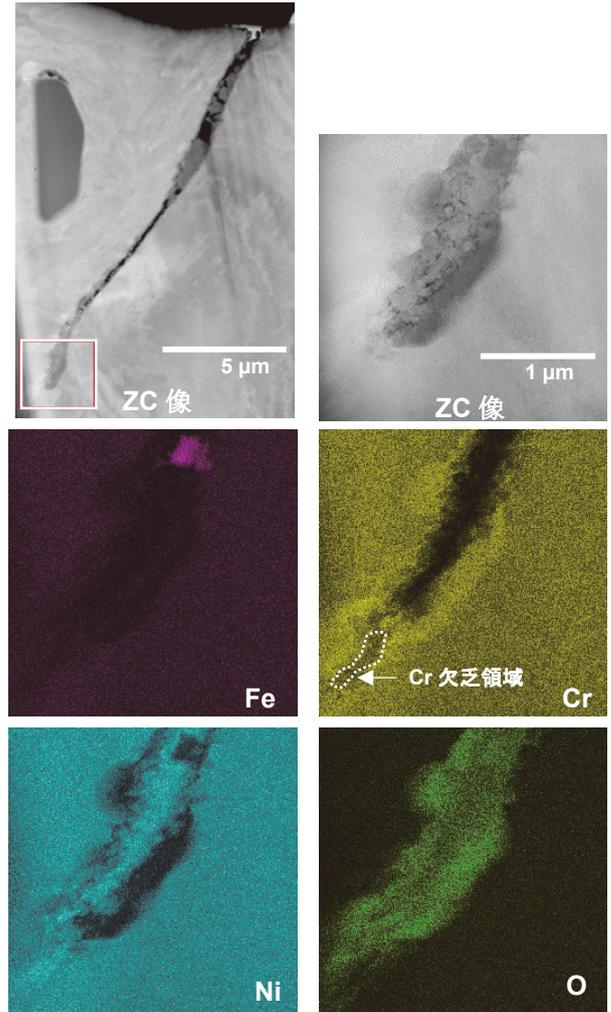


図16 69C30-53-2微小亀裂先端部のSTEMおよびEDSによる組成像（図10C断面）

断面観察及びEDSによる組成分析結果を図15、16に示す。開口の入口近傍に生じた粒状の腐食生成物は、鉄を主体としたニッケルを含む酸化物(NiFe_2O_4)であった。また、亀裂先端近傍はNiOを主体とした酸化物であることがわかる。いずれの部位でも粒状の腐食生成物の下層はクロム濃度の高い酸化物(NiCr_2O_4 または Cr_2O_3)が形成されており、これらは図10に示した開口が明確ではない領域と共通していた。酸化物先端から先の組成変化は明瞭ではないが、クロム欠乏が生じている領域が認められた。

3.4 試験片断面の観察結果

破壊試験に供した69C30-53-2の試験片中央部を切断し、断面をSEMにより観察した結果を図17に示す。ノッチ底部から0.3～1.0 mmの領域でキャビ

ティ生成の影響を受けたと思われる亀裂が観察された。これらの亀裂形成部位は応力評価の結果で荷重軸方向の応力成分が高い領域と整合する（図2参照）。類似の材料内部における亀裂は、BNCT試験片を用いたAriokaら⁽³⁸⁾による大気中の亀裂発生試験片でも確認されている。

断面で観察された亀裂は材料表面には到達しておらず、材料内部に留まっていた。そのため、表面に認められた微細な亀裂はキャビティ生成のみではなく、材料表面における腐食の影響も受けたものと推察される。

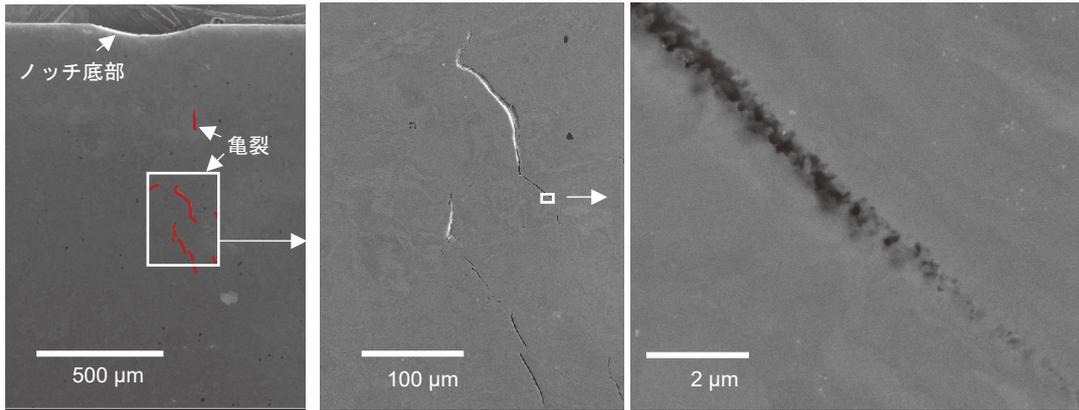


図17 69C30-53-2の断面SEM観察結果（広域および亀裂発生領域）（30% CW, 360℃×5,276h, 見かけの $K=70\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ ）

4. 考察

4.1 冷間加工度の影響

本試験は材料の変形を許容したものであるため、加工度の影響を考える時には塑性ひずみについても合わせて評価しておく必要がある。図18に、69C20-52-1（20%CW材, 12,417時間）と69C30-53-1（30%CW材, 9,802時間）の亀裂発生領域の塑性ひずみと亀裂発生数の関係を示す。両試験とも見かけの $K = 80 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ の条件で実施されたが、材料の耐力が高い30%CW材は変形が生じ難く、塑性ひずみは20%CW材で大きいことが分かる。両材料とも塑性ひずみが大きい領域で亀裂が多く発生しているが、塑性ひずみが大きい20%CW材より30%CW材の方が多くの亀裂が認められた。そのため、試験時に導入された塑性ひずみのみで亀裂発生量を整理す

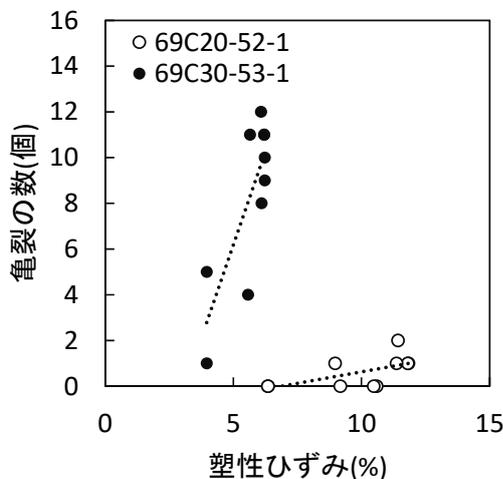


図18 亀裂発生数と塑性ひずみの関係
（360℃PWR1次系模擬水, 69C20-52-1: 20% CW, 12,417h, 69C30-53-1: 30% CW, 9,802h）

ることは困難で、冷間加工度、塑性ひずみ、応力が相互に影響していると考えられる。なお、20%CW材では試験中の塑性ひずみが9%以上、30%CW材では4%以上の条件で亀裂が生じており、割れが発生した試験片は大きな歪みが付与された条件に限られていたことが分かる。

冷間加工度については、亀裂進展速度への影響が多く報告されており、20%CWから30%CWへの加工度増加により、概ね1.6倍から4倍程度増加が確認されている⁽²⁴⁾。一方、確認された亀裂の数は20%CW材で6個、30%CW材で82個であり約14倍の差があり、SCC進展と比べても加工度の影響が大きいことが示唆される。主たる冷間加工の影響としては、材料の硬度を変化させることによる亀裂先端場の応力状態への影響と、材料中への転位、空孔などの欠陥導入が想定される。この内、応力状態の変化については局所応力の増加が想定され、材料中への欠陥導入については、粒界キャビティ生成に影響を及ぼすことで亀裂発生を促進すると考えられるが、定量的な評価を行うには更なる知見拡充が必要である。

4.2 応力の影響

亀裂発生領域の荷重軸方向の応力成分と亀裂発生数の関係を図19に示す。69C20-52-1と69C30-53-1は、いずれも見かけの $K = 80 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ の条件で実施されたが、冷間加工度が異なるため局所領域における応力値に差がある。また、ノッチ底部には板厚方向の応力分布が存在し、応力が下がる側面に近い領域は亀裂発生数が少なかった。亀裂は概ね荷重軸方向の応力成分が750 MPa以上の条件で発生していることが分かる。亀裂発生数は高応力条件で多く、

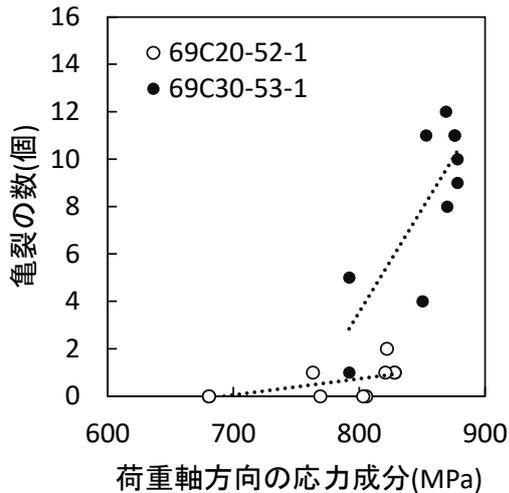


図19 亀裂発生数と荷重軸方向の応力成分の関係
(360℃ PWR1次系模擬水, 69C20-52-1: 20% CW, 12,417h, 69C30-53-1: 30% CW, 9,802h)

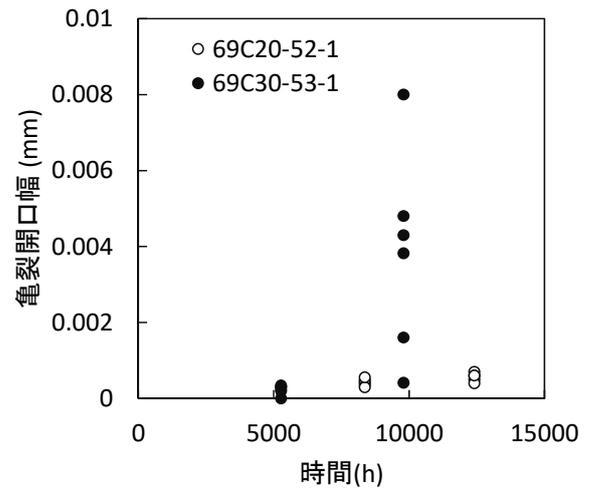


図20 亀裂開口幅の時間変化
(360℃ PWR1次系模擬水, 69C20-52-1: 20% CW, 12,417h, 69C30-53-1: 30% CW, 9,802h)

790 MPaから880 MPa程度への増加で約5倍となった。ただし、冷間加工度の項目で議論した通り、変形を許容する条件で試験を行っているため、この増加には応力の影響の他、塑性ひずみの影響が寄与したと考えられる。

なお、TT690合金(30%CW)で見かけの $K = 30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ について360℃、13,832 hの試験を実施した結果では亀裂の発生は確認されていない⁽²⁵⁾。図2, 3に示したように見かけの $K = 80 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ と $30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ の条件では、材料内部の応力と塑性ひずみ量に大きな差が生じているが、表面の荷重軸方向の応力成分には大きな差はない。そのため、本試験での割れには広域に過大な応力が付与されることによる変形も寄与していると考えられる。

一般にSCC発生試験は材料の耐力程度の条件で実施されるが、これは実機の使用条件で大きな塑性変形が生じていないことが前提となっている。本試験片の360℃における耐力は20%CW材で546 MPa、30%CW材で701 MPaであった。よって、360℃で1万時間程度の試験では、強冷間加工材を用いても、耐力を大きく超える条件でなければ亀裂は発生し難いことを示す結果と言える。

4.3 亀裂発生速度の評価

亀裂開口幅の時間変化を図20に示す。本検討では亀裂発生の途中段階で開口状況を観察することで、発生段階の亀裂について時間変化を評価した。多数の亀裂が確認された69C30-53-1は約5,000時間

から10,000時間に亀裂の開口が大きく進み亀裂毎に差が認められた。2点間の傾きで評価した5つの亀裂に対する開口速度の平均値は、 $2.2 \times 10^{-10} \text{ mm/s}$ と導出されたが、図5, 7で示したように、これらの亀裂には開口に伴い塑性変形が生じた亀裂や、複数の結晶粒に至った亀裂も存在していた。そのため、SCCの一般的な特徴である脆性的な破壊として、亀裂発生期の開口速度を定量的に評価することは困難と思われた。

一方、僅かに低い応力、冷間加工条件で試験された69C20-52-1では、 $1 \mu\text{m}$ を超える亀裂の開口は生じておらず、図20に示すとおり亀裂毎のばらつきも小さかった。そこで、69C20-52-1の開口状況から亀裂発生期の進展速度の評価を試みた。亀裂開口幅の変化は結晶粒1個分程度の亀裂が生じた4か所で求め、時間当たりの開口幅の変化から得た亀裂開口速度の平均値は $9.3 \times 10^{-12} \text{ mm/s}$ であった。開口幅の進展長さへの換算には、図13に示した69C30-53-2の断面観察結果より、開口幅 $0.5 \mu\text{m}$ と進展深さが $16.3 \mu\text{m}$ の関係を用いた。サンプル数が少なくデータの精度に課題があるが、評価された亀裂発生期の深さ方向の進展速度は $3 \times 10^{-10} \text{ mm/s}$ であった。この速度は、 0.1 mm の亀裂が形成されるのに10年以上要する値で、同材料に対して過去に取得した $K = 30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ における亀裂進展速度、 $1.2 \times 10^{-8} \text{ mm/s}$ と比べても2桁遅い速度であった。即ち、応力的に過酷な条件を適用し、温度加速を加えた条件であっても、亀裂発生期の速度は非常に遅いことがわかった。

実際にSCCの発生および進展を評価するには、影響因子に対する効果を明確にする必要がある。本研究は温度と応力、材料という観点で促進効果を付与した試験である。温度については、キャビティ生成型の割れと考えると、アレニウス型の温度依存性が想定される。現時点で亀裂発生の温度促進条件は明確となっていないが、機構として想定されるキャビティ生成は物質拡散により支配されるため、高温条件で促進される現象として扱われる。現行の知見から経験的に想定される活性化エネルギーは、亀裂進展の値として報告されている110 kJ/mol程度の値から、構成元素の体拡散やクリープ試験での発生挙動で得られている240 kJ/mol程度の値が見込まれる。これらの活性化エネルギーを仮定した場合、325℃から360℃への温度の増加は、現象を3.4倍から14.4倍に促進すると見積もられる。

応力や加工度に対する促進効果についても、図17,18において示したとおり、大きな影響が想定される。20%CW材では耐力と比べて280 MPa程度高い荷重軸方向の応力成分が加えられているが、多くの亀裂発生が評価できた30%CWでは約100MPaの応力増加で亀裂発生数が5倍に増加した。加工度が異なる場合、この関係を用いることは困難と思われるが応力因子による加速効果も数倍は生じているものと推察される。

これらの評価結果は、TT690合金の亀裂発生期間が、原子力プラントの寿命と比べても十分に長いことを示唆している。しかし、小粒径となることによる促進など、考慮すべき点が残されている。Ariokaら⁽³⁹⁾は800合金に対する高温ガス中クリープ試験を行い、小粒径材が通常粒経材より5倍ほどクリープ亀裂の進展が早いことを示している。これ

は、粒径が小さくなることで空孔の高速拡散パスとなる体積当たりの粒界の量が多くなることが原因と理解され、TT690合金に対しても同様の現象が生じる可能性がある。具体的にはSG伝熱管では製造工程の影響により小粒径となるため、粒径の大きい厚肉材と比べて早く割れが生じる可能性が考えられる。

4.4 SCC発生挙動

図21に観察された亀裂断面から想定される亀裂発生過程の模式図を示す。亀裂発生前の前駆挙動の状態としては、図10に示した粒界にキャビティが形成された状況が想定される。キャビティ生成の過程は、Ariokaら⁽⁴⁰⁾⁽⁴¹⁾が報告してきたとおり、加工により導入された空孔が粒界に集積し、更に応力勾配を駆動力として高応力部へ集まることで形成すると考えられる。これらの機構は、高温、高応力条件下で高冷間加工材に亀裂が生じた本検討結果と整合する。

ただし、仮にキャビティ生成のみで亀裂が発生成長するのであれば、図17に示した断面観察が示すように亀裂は内部から生じ、材料表面に到達すると想定される。しかし、観察された微小な亀裂は、材料表面（ノッチ底部）から発生したものであった。そのため、材料表面側に現象の促進因子が存在し、酸化が粒界における亀裂発生に寄与したと推察される。酸化の影響機構としては、水素の発生源としての影響と、粒界酸化による粒界結合力の低下が想定される。Mossら⁽²⁶⁾は亀裂発生の初期に粒界部でクロムの外方拡散が生じ、DIGMの領域ができることを溶体化690合金のCERT試験で確認している。

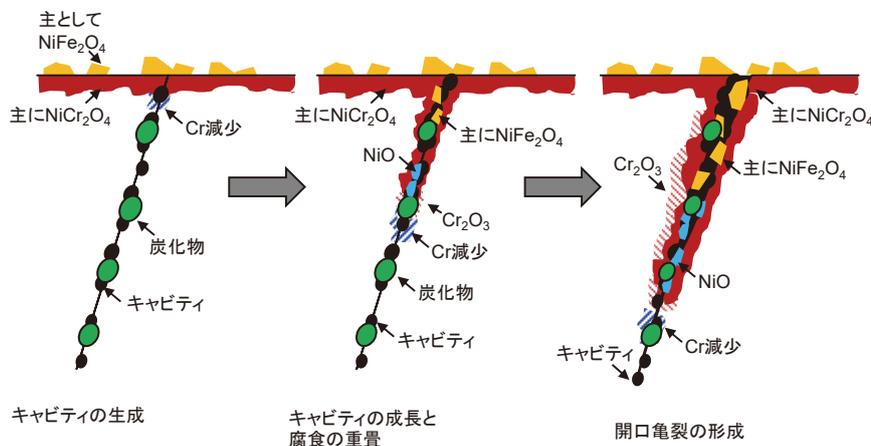


図21 粒界キャビティ生成機構によるSCC発生の模式図

クロムの外方拡散は、接液部で熱力学的に安定な Cr_2O_3 が形成されることにより化学ポテンシャル勾配が形成されるために生じると考えられる。本研究では、亀裂発生部で明瞭な DIGM は認められなかったが、酸化の先端では僅かにクロム欠乏が生じた領域が確認された (図12, 16)。クロムの外方拡散は、同時に外方からの空孔導入を示唆し、粒界キャビティ生成を酸化が促進した可能性も考えられる。また、クロムは耐食性向上に寄与することから、局所領域でクロムが低下することは、局所酸化を促進する要因と成り得る。なお、クロムが継続して外方拡散するには安定な保護皮膜の破壊が生じる必要がある。定ひずみ型の試験片で割れが生じ難いことも整合する。

一定量のキャビティが成長した次の段階としては、キャビティと酸化の重畳による粒界結合力のさらなる低下が想定される。図12に示した微小亀裂の断面では、粒界の深さ数 μm まで、キャビティ生成と酸化が重畳する領域が確認された。析出物形態の腐食生成物として生じる NiFe_2O_4 や NiO が亀裂内で確認されるため、環境水がキャビティ生成領域に侵入して酸化が進行したと推察される。また、酸化の先端領域では Cr 濃度が低下した領域が認められ、物質移動により酸化が促進されていると考えられる。

PWR 条件では、亀裂内における酸素の消費が存在せず電位勾配による局所アノードの形成が生じない。そのため、微小な亀裂形成後の挙動についても、基本的には粒界キャビティと酸化の重畳による粒界結合力の低下が亀裂伝播の主たる影響因子であると推察される。よって、応力集中部と見做せる亀裂長さに到達するまでは、比較的遅い発生期の伝播速度でゆっくりとした亀裂の開口が継続すると考えられる。

観察結果のとおり、TT690 合金であっても冷間加工、高応力、高温条件といった促進条件を加えることで粒界亀裂を生じさせることは可能である。しかし、促進条件であっても SCC 発生域の伝播速度は遅く、容易に亀裂を生じさせる材料ではないことは明らかである。そのため、長時間使用後に実機で亀裂が顕在化する可能性を見極めるには、より詳細な定量評価が必要である。

5. まとめ

TT690 合金 (20% CW および 30% CW) の SCC 発生評価を目的とし、360°C の PWR1 次系模擬水中で材料の変形を許容する条件下で亀裂発生試験を実施した。得られた知見は以下のとおりである。

- ・360°C、約10,000時間の試験で粒界に亀裂が発生した領域は、20% CW 材で9%以上、30% CW 材で4%以上の塑性ひずみが付与された領域で、亀裂開口方向にかかる応力成分が750 MPa以上の条件下であった。
- ・強加工、高応力、高温の促進条件下では、TT690 合金であっても粒界で亀裂を生じるが、20% CW 材の発生期の亀裂伝播速度は0.1 mm / 10年以下と評価され、実際の SCC 発生には相当な時間を要すると推察された。
- ・断面観察では、荷重軸方向の応力成分が最大値をとる亀裂の深さ方向0.3~1.0 mmの領域でキャビティ生成型の内部亀裂が観察されたが、表面の亀裂はこれらの内部亀裂が成長したのではなく、接液面側から伝播したものであった。そのため、SCC 発生にはキャビティ生成のみではなく、酸化 (腐食) が重要な役割を担うと考えられる。
- ・STEM を用いた詳細観察では、亀裂発生の前駆挙動としてキャビティが生じている状態が観察された。また、明瞭な開口が認められない領域の断面観察では、キャビティ生成領域に環境水が浸入し酸化が促進された状況が認められた。更に、酸化の先端領域では僅かにクロム濃度の低下が生じていた。これらの観察結果は、粒界亀裂がキャビティ生成と酸化の重畳によって発生していることを示唆すると考えられる。

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、笹岡孝裕氏、國谷耕平氏、宮下明子氏および、計画グループ 港昭三氏の多大な協力があった。この場を借りて謝意を表します。

文献

- (1) K. Smith, A. Klein, P. Saint-Paul, J. Blanchet, "Inconel 690: a Material with Improved Corrosion Resistance for PWR Steam Generator Tubes," Proc. of the Second International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Monterey, California. (1985).
- (2) T. Yonezawa, K. Onimura, N. Sasaguri, T. Kusakabe, H. Nagano, K. Yamanaka, T. Minami, M. Inoue, "Effect of Heat Treatment on Corrosion Resistance of Alloy 690," Proc. of the Second International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Monterey, California. (1985).
- (3) K. Norring, J. Engstrom, H. Tornblom, "Intergranular Stress Corrosion Cracking in Steam Generator Tubing. 25,000 Hours Testing of Alloy 600 and Alloy 690," Proc. 4th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Hekyll island, Georgia. (1989).
- (4) N. Ogawa, T. Nakashiba, R. Umehara, S. Okamoto, T. Tsuruta, "PWSCC Susceptibility Tests for Improving Primary Water Chemistry Control," Proc. of 8th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Amelia Island, FL, USA. (1997).
- (5) 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).
- (6) 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).
- (7) 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).
- (8) D.R. Tice, S.L. Medway, N. Platts and J.W. Stairmand, "Crack Growth Testing on Cold Worked Alloy 690 in Primary Water Environment," In Proc. of the 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, pp. 71-89, Springer. (2011).
- (9) 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. Springer, Cham. (2011).
- (10) 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 (United States). (2009).
- (11) 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, Springer, Cham, (2011).
- (12) 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, Springer, Cham. (2011).
- (13) 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: Canadian Nuclear Society, August. (2015).
- (14) 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: Canadian Nuclear Society. August. (2015).
- (15) 福村卓也, 戸塚信夫, “実機模擬 690 合金の PWSCC き裂進展速度”, INSS JOURNAL, Vol. 21, pp.154-162. (2014).
- (16) 寺地巧, 宮本友樹, 福村卓也, 戸塚信夫, 山田卓陽, 有岡孝司, “690 合金の SCC 進展に及ぼす粒界キャビティの影響”, INSS JOURNAL, Vol. 22, pp.129-139. (2015).
- (17) K. Arioka, R.W. Staehle, T. Yamada, T. Miyamoto and T. Terachi, “Degradation of Alloy 690 After Relatively Short Times,” Corrosion, 72 (10), pp. 1252-1268. (2016).
- (18) K. Arioka, “Role of Cavity Formation on Long-Term Stress Corrosion Cracking Initiation: A Review,” Corrosion, 76 (2), pp. 142-175. (2020).
- (19) S.M. Bruemmer, M.J. Olszta, D.K. Schreiber, M.B. Toloczko, “Stress Corrosion Crack Initiation of Cold Worked Alloy 600 and Alloy 690 in PWR Primary Water,” U.S. Dept. of Energy Technical Milestone Report no. M2LW-14OR0404023 PNNL-23712, (2014).
- (20) M. Olszta, Z. Zhai, M. Toloczko and S. Bruemmer, “Examination of Cavity Formation in Cold-Worked Alloy 690,” Proc. of the 19th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, pp. 274-285, Boston, MA, (2019).
- (21) Z. Zhai, M. Toloczko, K. Kruska and 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).
- (22) K. Kruska, Z. Zhai, D.K. Schreiber and S.M. Bruemmer, “Characterization of Stress Corrosion Cracking Initiation Precursors in Cold-Worked Alloy 690 Using Advanced High-Resolution Microscopy,” Corrosion, 75 (7), pp. 727-736, (2019).
- (23) Z. Zhai, M. Olszta, M. Toloczko and S.M. Bruemmer, “Crack Initiation Behavior of Cold-Worked Alloy 690 in Simulated PWR Primary Water -Role of Starting Microstructure, Applied Stress and Cold Work on Precursor Damage Evolution,” Proc. of the 19th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, pp. 274-285, Boston, MA. (2019).
- (24) 寺地巧, 山田卓陽, 岡本マキエ, 有岡孝司, “TT690 合金の SCC に関する知見と今後の課題”, INSS JOURNAL, Vol. 25, pp. 187-208. (2018).
- (25) 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).
- (26) T. Moss, W. Kuang and G.S. Was, “Stress Corrosion Crack Initiation in Alloy 690 in High Temperature Water,” Current Opinion in Solid State and Materials Science, 22, pp. 16-25. (2018).
- (27) W. Kuang, M. Song and G.S. Was, “Insights into the Stress Corrosion Cracking of Solution Annealed Alloy 690 in Simulated Pressurized Water Reactor Primary Water under Dynamic Straining,” Acta Materialia, 151, pp.321-333. (2018).
- (28) W. Kuang and G.S. Was, “A High-Resolution Characterization of the Initiation of Stress Corrosion Crack in Alloy 690 in Simulated

- Pressurized Water Reactor Primary Water," *Corrosion Science*, 163, 108243. (2020).
- (29) P.J. Ferreira, I.M. Robertson and H.K. Birnbaum, "Hydrogen Effects on the Interaction Between Dislocations," *Acta Materialia*, 46 (5), pp. 1749-1757. (1998).
- (30) P.L. Andresen, M.M. Morra and K. Ahluwalia, "Effect of Deformation Temperature, Orientation and Carbides on SCC of Alloy 690," *Proc. of the 16th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors*. (2013).
- (31) 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).
- (32) M. Sennour, L. Marchetti, F. Martin, S. Perrin, R. Molins and M. Pijolat, "A Detailed TEM and SEM Study of Ni-Base Alloys Oxide Scales Formed in Primary Conditions of Pressurized Water Reactor," *Journal of Nuclear Materials*, 402, pp. 147-156. (2010).
- (33) Z. Ru, L. Zhanpeng, C. Jungie et al., "Properties of Oxide Films on Ni-Cr-xFe Alloys in a Simulated PWR Water Environment," *Proc. of the 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems*, Springer, Cham, August. (2017).
- (34) W. Kuang, M. Song, C.M. Parish and G.S. Was, "Microstructural Study on the Stress Corrosion Cracking of Alloy 690 in Simulated Pressurized Water Reactor Primary Environment," *Proc. of the 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems*, Springer, Cham, August. (2017).
- (35) M.J. Olszta, D.K. Schreiber, L.E. Thomas, S.M. Bruemmer, "Penetrative Internal Oxidation from Alloy 690 Surface and Stress Corrosion Crack Walls During Exposure to PWR Primary Water," *Proc. of 15th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors*. (2011).
- (36) M.J. Olszta, D.K. Schreiber, M.B. Toloczko and S.M. Bruemmer, "Alloy 690 Surface Nanostructures During Exposure to PWR Primary Water and Potential Influence on Stress Corrosion Crack Initiation," *Proc. of the 16th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors*. (2013).
- (37) Y.S. Lim, D.J. Kim, S.W. Kim, S.S. Hwang and H.P. Kim, "Characterization of Internal and Intergranular Oxidation in Alloy 690 Exposed to Simulated PWR Primary Water and Its Implications with Regard to Stress Corrosion Cracking," *Materials Characterization*, 157, 109922. (2019).
- (38) 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).
- (39) K. Arioka, R.W. Staehle, R.L. Tapping, T. Yamada, T. Miyamoto, "Stress Corrosion Cracking Growth of Alloy 800NG in Pressurized Water Reactor Primary Water," *Corrosion*, 74 (1), 24-36. (2017).
- (40) K. Arioka, T. Miyamoto, T. Yamada and T. Terachi, "Formation of Cavities Prior to Crack Initiation and Growth on Cold-Worked Carbon Steel in High-Temperature Water," *Corrosion*, 66 (1), p.015008. (2010).
- (41) K. Arioka, T. Miyamoto, T. Yamada et al., "Role of Cavity Formation in Crack Initiation of Cold-Worked Carbon Steel in High-Temperature Water," *Corrosion*, 69 (5), pp. 487-496. (2013).

照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動

Grain Boundary Oxidation Behavior of Neutron Irradiated Stainless Steels

福村 卓也 (Takuya Fukumura) *1 三浦 照光 (Terumitsu Miura) *2

藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii) *2 福谷 耕司 (Koji Fukuya) *2 橋内 裕寿 (Yuji Kitsunai) *3

要約 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) の機構解明の一環として、加圧水型原子炉 (PWR) で照射されたステンレス鋼製のフラックスシンブルチューブ材とバッフルフォーマボルト材を用いて、PWR一次冷却材模擬環境水中の腐食状況を走査型透過電子顕微鏡により分析し、照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動に対する照射量、応力および溶存水素濃度の影響を調べた。照射量が高いほど粒界に沿った酸化は深くまで進む傾向にあり、粒界酸化が照射により促進されることが分かった。また、腐食中の引張応力負荷により粒界酸化が促進される傾向が認められた。一方、溶存水素濃度が30と45 cm³/kg-H₂Oでは粒界酸化の長さや組織に大きな違いは認められず、溶存水素濃度による粒界酸化挙動への影響は小さいことが示唆された。IASCC発生しきい応力やIASCC感受性の照射量に対する変化は粒界酸化長さの照射量に対する変化の傾向と類似しており、照射を受けて粒界酸化し易くなることで粒界割れであるIASCCが起こり易くなると考えられる。

キーワード 照射誘起応力腐食割れ, 中性子照射, ステンレス鋼, 粒界酸化, 溶存水素濃度

Abstract As part of the work to elucidate the mechanism of irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC), using a flux thimble tube material and a baffle former bolt material irradiated in a pressurized water reactor (PWR), the corrosion status of irradiated stainless steel in a simulated PWR primary coolant environment was analyzed by scanning transmission electron microscopy and the effects of irradiation dose, stress and dissolved hydrogen concentration on the grain boundary oxidation behavior of irradiated stainless steel were investigated. It was found that the higher the irradiation dose, the deeper the preferential oxidation of grain boundaries, and this was promoted by irradiation. It was also confirmed that the grain boundary oxidation length was promoted by the tensile stress load during corrosion. On the other hand, the dissolved hydrogen concentration was changed from 30 to 45 cm³ / kg-H₂O, no significant differences were observed on the length and structure of the grain boundary oxidation, and it was suggested that the effect of dissolved hydrogen concentration on the grain boundary oxidation behavior was small. Changes in IASCC stress and IASCC susceptibility to irradiation dose corresponded to the tendency of grain boundary oxidation to change for the irradiation dose, and it was considered that IASCC, which is intergranular SCC, would occur because the grain boundary oxidation was likely to occur due to irradiation.

Keywords IASCC, neutron irradiation, stainless steel, grain boundary oxidation, dissolved hydrogen concentration

1. はじめに

軽水炉炉内構造物の高経年化における重要な技術的問題の一つに照射誘起応力腐食割れ (Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking, IASCC) がある。IASCCは高温水中で中性子照射されたステン

レス鋼に発生する粒界割れである。海外の加圧水型原子炉 (Pressurized Water Reactor, PWR) ではIASCC事例としてバッフルフォーマボルト (Baffle Former Bolt, BFB) の損傷が知られている⁽¹⁾。IASCCの発生条件や発生機構についてはこれまでに多くの研究が行われており^{(2)~(5)}、IASCC発生し

*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 日本核燃料開発株式会社

きい応力については約20 dpaまでは照射量の増加に伴って大きく低下するが、約20 dpa以上では漸減する照射量依存性が知られている^{(6)~(10)}。

BFB材を用いたIASCC発生しきい応力の試験データは約20 dpaまでの照射量しかなく、BFB材と同じ316ステンレス鋼製のフラックスシムブルチューブ(Flux Thimble Tube, FTT)材を用いた試験データがより高照射量まで取得されている。約20 dpaまでのIASCC発生しきい応力をBFB材とFTT材で比較すると、FTT材の方がBFB材よりも低い傾向が認められるが⁽⁹⁾、その原因は必ずしも明らかではない。FTT材の試験データを用いた評価が保守的であることを示すには、BFB材とFTT材でIASCC発生しきい応力が異なる理由を明らかにすることが重要である。

IASCCはSCCの発生要因である材料、環境、応力にそれぞれ照射が影響する複雑な事象である。材料への照射影響としては、中性子照射により材料内に欠陥(転位ループやキャビティ、析出物等)や粒界偏析(Cr欠乏やNi濃化等)が生じ、これらが機械的性質や腐食挙動(酸化皮膜の性状、粒界酸化の状況)に影響する。このためIASCC機構の解明には、照射による機械的性質の変化とともに、高温水中での腐食挙動の理解が重要となる。軽水炉環境における照射ステンレス鋼の腐食挙動に関する報告^{(11)~(13)}は多くなく、系統的なデータは少ない。INSSではFTT材を用いてPWR一次冷却材模擬環境水中における酸化皮膜の性状や粒界酸化の状況を調べ、照射ステンレス鋼の腐食挙動について系統的にデータを蓄積している^{(14)~(16)}。これまでに酸化皮膜はFeを主とした粒子状のスピネル酸化物である外層とFeとCrを主とした微細なスピネル酸化物である内層の2層構造であり、未照射材と同じ構造であること、73 dpaまでの照射量範囲で照射量の増加に伴って腐食の促進が確認されること、未照射材ではほとんど認められないが、照射材ではほぼ全ての粒界に優先的な酸化が認められること、照射量の増加に伴って粒界酸化長さが長くなり、照射により粒界酸化が促進されること、粒界酸化長さはIASCC発生しきい応力と類似した照射量に対する変化傾向を示すことを明らかにしている⁽¹⁵⁾。しかしながら、照射量とともに変化する材料特性は多く、粒界酸化とIASCC発生との関係を明らかにするには更なる検討が必要である。IASCC発生しきい応力や感受性(低歪み速度引張試験(Slow Strain Rate

Technique, SSRT)での粒界破面率)は水環境中の溶存水素(Dissolved Hydrogen, DH)濃度により変化することが報告されているが^{(17)~(19)}、粒界の酸化挙動とDH濃度の関係はよくわかっていない。また、供用中のBFBには応力が負荷されているが粒界の酸化挙動に対する応力影響についてもよくわかっていない。

本研究では、PWR一次冷却材模擬環境水中での照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動に及ぼすDH濃度と応力の影響をFTT材とBFB材を用いて調べた。そして、これまでに調べた照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動と合わせて、粒界酸化とIASCC発生との関係を検討した。

2. 試験方法

2.1 試験材と腐食条件

試験材はPWRで使用された冷間加工316ステンレス鋼製のFTT材とBFB材である。FTT材は国内のPWRより入手し、照射量が3, 17, 19, 73 dpaの部位を用いた。また、未照射のFTT材も試験材として用いた。BFB材は米国のPWRより取得され、旧独立行政法人原子力安全基盤機構(Japan Nuclear Energy Safety Organization, JNES)の「照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術」事業で使用された残材を入手して用いた。照射量は19 dpaである。試験材の化学組成を表1に、照射量、照射速度および照射温度を表2にまとめて示す。FTT材の結晶粒径は約10 μm であり、BFB材は約70 μm である⁽⁹⁾。

試験材をOリング試験片、Cリング試験片および短冊試験片に加工した後、PWR一次冷却材模擬環境水中で定荷重SCC試験と腐食試験を実施した。水環境の温度は320°Cであり、水質は純水にほう酸をほう素換算で500 g/m^3 、水酸化リチウムをリチウム換算で2 g/m^3 添加し、高純度アルゴンガスで脱気後(溶存酸素濃度<1ppb)に水素ガスを添加したものである。

試験片のID、材料、照射量、DH濃度および形状を表3にまとめて示す。なお、IDは材料、照射量、形状の順に設定した。FTT-0-OからFTT-73-Oまでの4つの試験片については、DH濃度は30 $\text{cm}^3/\text{kg-H}_2\text{O}$ (以降DH30)の条件で定荷重SCC試験(最大引張応力900 MPa)に1149時間供されたOリング

表1 試験材の化学組成 (単位: wt%)

	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Fe
FTT材	0.04	0.62	1.63	0.022	0.006	12.61	16.94	2.22	balance
BFB材 ⁽⁹⁾	0.05	0.55	1.55	0.021	0.025	12.45	17.71	2.26	balance

表2 試験材の照射条件

材料	照射量 (dpa)	照射速度 (dpa/s)	照射温度 (°C)
FTT材	3	8.7×10^{-9}	323
FTT材	17	4.0×10^{-8}	323
FTT材	19	4.8×10^{-8}	323
FTT材	73	1.5×10^{-7}	297
BFB材	19	3.8×10^{-8}	302

表3 試験片のID, 材料, 照射量, DH濃度および形状

ID	材料	照射量 (dpa)	DH濃度 ($\text{cm}^3/\text{kg}\cdot\text{H}_2\text{O}$)	形状
FTT-0-O	FTT材	0	30	Oリング
FTT-3-O	FTT材	3	30	Oリング
FTT-19-O	FTT材	19	30	Oリング
FTT-73-O	FTT材	73	30	Oリング
FTT-17-C	FTT材	17	45	Cリング
FTT-73-P	FTT材	73	45	短冊
BFB-19-P	BFB材	19	45	短冊

試験片である。Oリング試験片は管状のFTT材から軸方向に長さ2 mmで切断して作製した。管の外径は7.62 mm, 管の肉厚は1.24 mmである。なお, 管断面は機械研磨とバフ研磨による鏡面仕上げである。試験条件と結果については前報⁽¹⁵⁾で詳細を報告している。FTT-17-Cは, DH濃度は $45 \text{ cm}^3/\text{kg}\cdot\text{H}_2\text{O}$ (以降DH45) の条件で定荷重SCC試験 (最大引張応力400 MPa) に1002時間供されたCリング試験片である。Oリングと同様に軸方向に長さ2 mmで切断し, 幅1.5 mmの開口を加えて作製した。Oリングと同様に管断面は機械研磨とバフ研磨による鏡面仕上げである。FTT-73-PとBFB-19-Pについては, FTT-17-Cと同時に腐食試験した短冊試験片である。寸法はそれぞれ $2 \times 3 \times 0.2 \text{ mm}$ と $3 \times 4 \times 0.2 \text{ mm}$ であり, $2 \times 3 \text{ mm}$ と $3 \times 4 \text{ mm}$ の面は機械研磨とバフ研磨による鏡面仕上げである。

2.2 試験片の観察および分析

腐食後の試験片の外観をデジタルマイクロスコープを用いて観察した。また, OリングおよびCリン

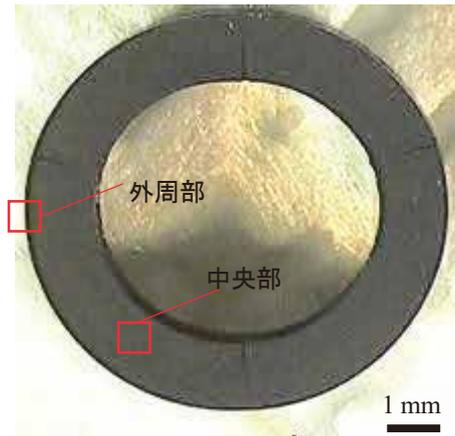
グ試験片の管断面並びに短冊試験片の鏡面仕上げ面を走査型電子顕微鏡 (Scanning Electron Microscope, SEM) を用いて観察するとともに, 走査型透過電子顕微鏡 (Scanning Transmission Electron Microscope, STEM) を用いて粒界部の断面を観察をした。なお, 断面観察には集束イオンビーム (Focused Ion Beam, FIB) 加工で作製した粒界を含む厚さ100 nm以下の薄膜試料を用いた。薄膜試料には加速エネルギーを2 kVまで低下させたGaイオンビームで最終加工を行い, FIBにより導入されるダメージ層の低減を図った。また, 酸化皮膜と粒界酸化部のマイクロ組成をSTEMに付属のエネルギー分散型X線 (Energy Dispersive X-ray Spectroscopy, EDS) 分析装置を用いて調べた。

3. 試験結果

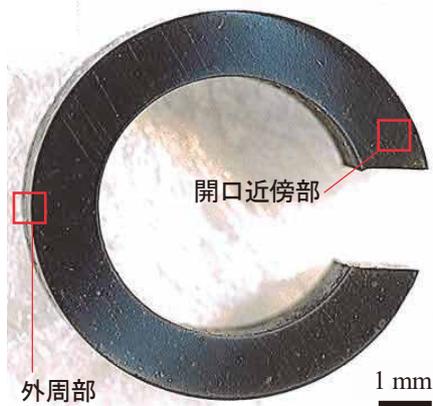
3.1 表面および粒界の腐食状況

腐食後の試験片の外観を観察した例を図1に示す。なお, FTT材Oリングの代表例としてFTT-19-Oを示した。DH30で腐食されたOリング試験片は黒褐色の酸化皮膜に覆われていたが, DH45で腐食されたCリングと短冊試験片は金属光沢が認められ, 酸化皮膜が比較的薄いことが分かった。また, SEMおよびSTEM観察を行った部位を図中に合わせて示した。Oリングについては, 外周部 (初期引張応力400 MPa) と中央部 (初期引張応力0 MPa) を, Cリングについては外周部 (引張応力400 MPa) と開口近傍部 (応力0 MPa) である。なお, FTT-19-OとFTT-73-Oは試験中にSCCが発生したため, 変形による荷重の再配により応力分布が変化し, 初期には応力が0 MPaであった中央部でも応力が生じたと考えられる。

SEMによる表面観察例を図2に示す。表面の腐食生成物は未照射材FTT-0-Oと照射量の低いFTT-3-Oでは小さく, 照射量の高いFTT-19-OとFTT-73-Oでは大きい傾向がある。DH45で腐食試験したFTT-17-C, FTT-73-PおよびBFB-19-Pでは, ともに表面の腐食生成物は小さく, 粒界の位置が明瞭に



a. FTT-19-O



b. FTT-17-C



c. FTT-73-P

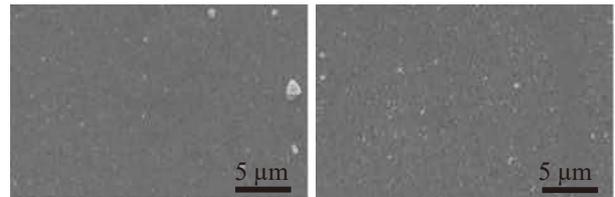


d. BFB-19-P

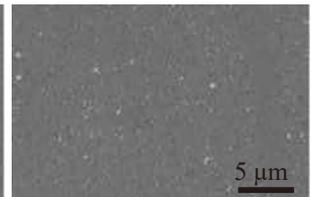
図1 腐食後の試験片外観観察例

観察された。

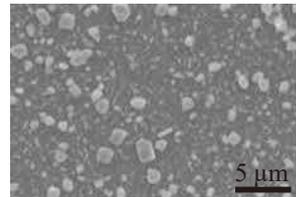
STEMによる粒界部の断面観察結果として原子番号 (Z) コントラスト像 (ZC像) を図3に示す。ZC像では広角散乱した電子線を検出して結像するため、組成情報を反映して原子番号の2乗に比例したコントラストが得られる。これは、重たい原子ほど電子線を広角散乱させる確率が高いためである。このためZC像では母相に比べて酸化部のコントラストは暗くなる。DH30で腐食されたFTT-3-O, FTT-19-OおよびFTT-73-Oの酸化皮膜は粒子状の外層 (FeとNiを主体としたスピネル) と薄い膜状の内層 (Crを主体としたスピネル) を形成してい



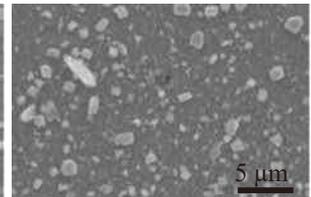
a. FTT-0-O 中央部



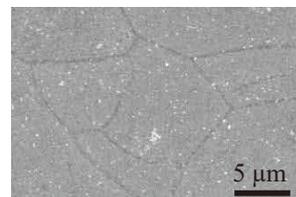
b. FTT-3-O 中央部



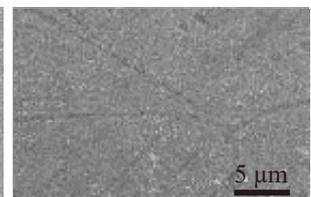
c. FTT-19-O 中央部



d. FTT-73-O 中央部



e. FTT-73-P



f. BFB-19-P

図2 試験片の表面観察例

ることが確認された。内層の厚さは3 dpaでは薄く、 $0.1 \mu\text{m}$ 以下であったが、19 dpaと73 dpaでは $0.1 \sim 0.2 \mu\text{m}$ であった。DH45で腐食されたFTT-17-C, FTT-73-PおよびBFB-19-Pの酸化皮膜も外層と内層からなっていたが、ともに薄く、ほとんど観察されない箇所もあった。粒界については、未照射材ではほとんど認められなかったが、照射材では観察したほぼ全ての粒界に優先的な酸化が確認された。粒界酸化部は表面側で広く内部側 (先端側) でくさび状の尖った形状であった。また、一部に旧粒界に沿って、より暗い線状のコントラストが認められた。

3.2 粒界酸化部の構造および組成

DH30で腐食したFTT材Oリング試験片については、粒界酸化部の構造および組成はすでに報告している⁽¹⁵⁾。粒界酸化部は母材と整合した酸化物であり、酸化した旧粒界は結晶性の低い酸化物であり、粒界酸化部はFeとNiが少なく、粒界酸化の先端近傍でNiが濃化しており、構造や組成に照射量による大きな違いは認められなかった。

DH45で腐食したFTT-17-C, FTT-73-PおよびBFB-19-Pについて、粒界酸化部の構造と組成を調

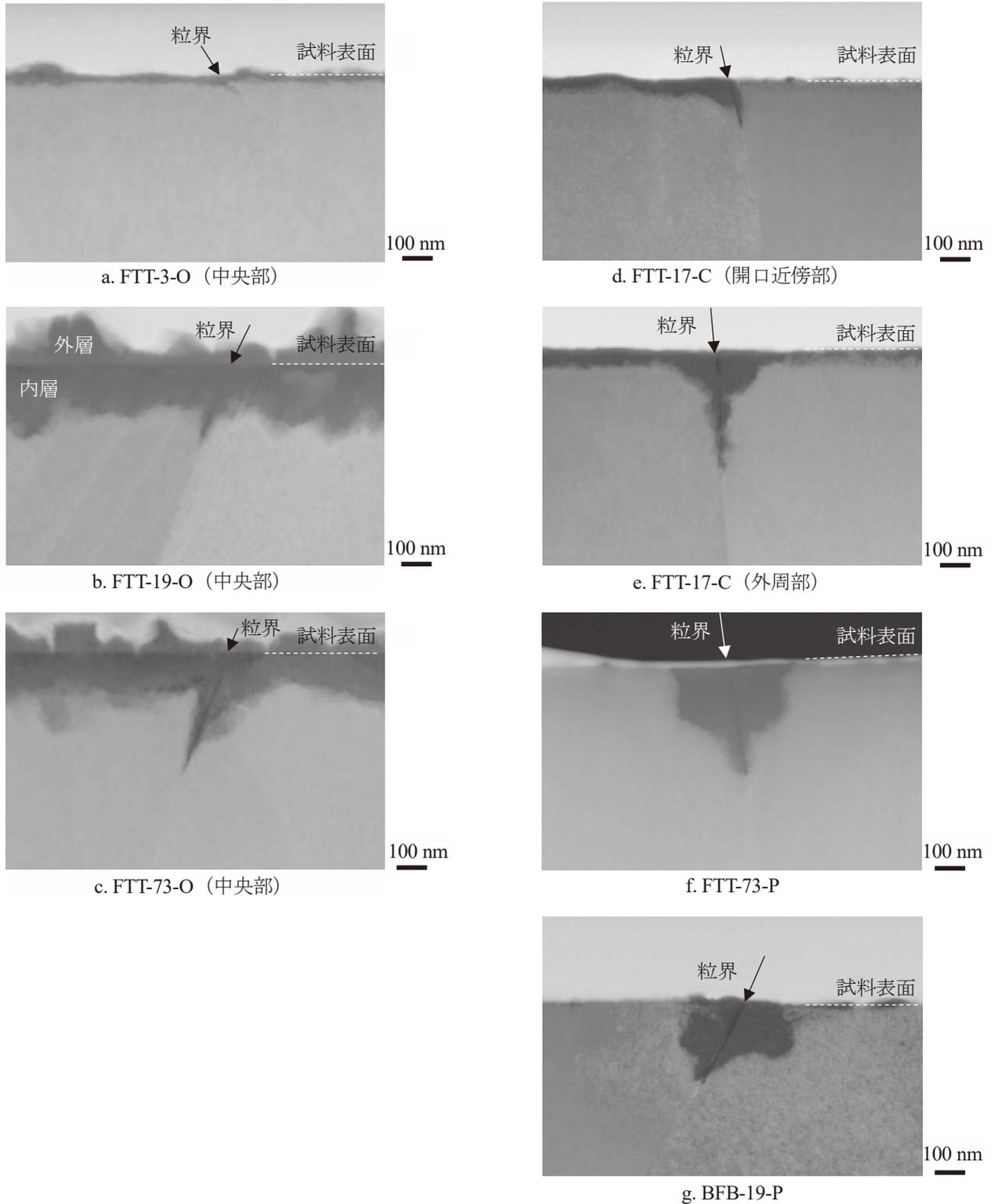


図3 粒界部の断面観察例 (ZC像)

べた。FTT-17-Cで観察された粒界酸化部の電子線回折図形を図4に、EDS分析による粒界酸化部の断面の元素分布を図5に、粒界上および粒界を横切る方向での元素分布を図6にそれぞれ示す。図6の横軸は表面あるいは粒界からの距離を、縦軸は特性

X線の信号強度(カウント)である。

図4に示したように酸化した旧粒界は結晶性が低いことを示唆するやや不鮮明な電子回折図形を示した。また、図5に示したように、ZC像の暗いコントラストはOの分布に対応し、同じ位置でFeとNi

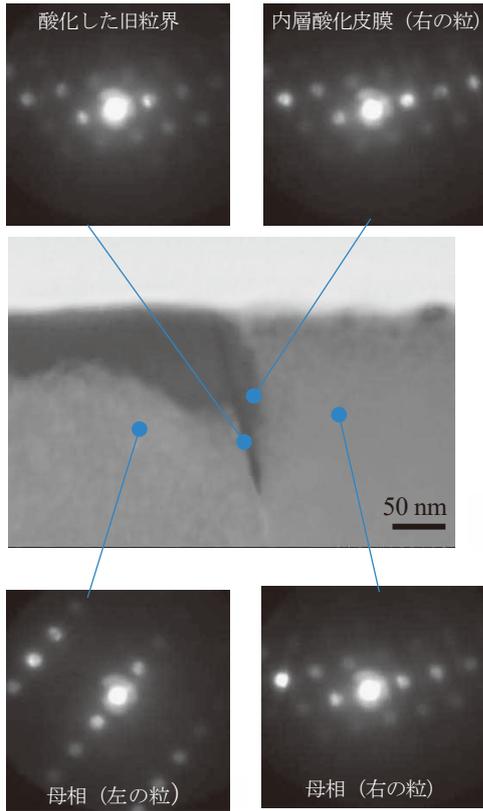


図4 粒界酸化部の電子線回折図形 (FTT-17-C 開口近傍部)

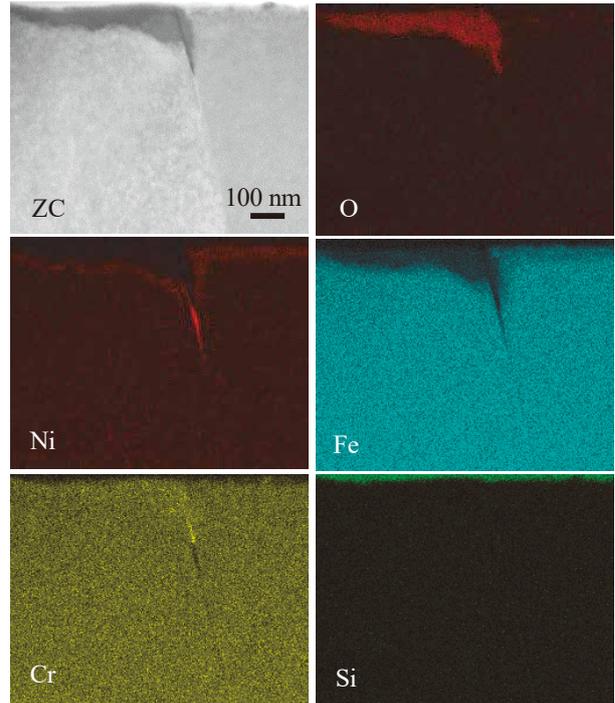


図5 EDS面分析による粒界酸化部の元素分布 (FTT-17-C 開口近傍部)

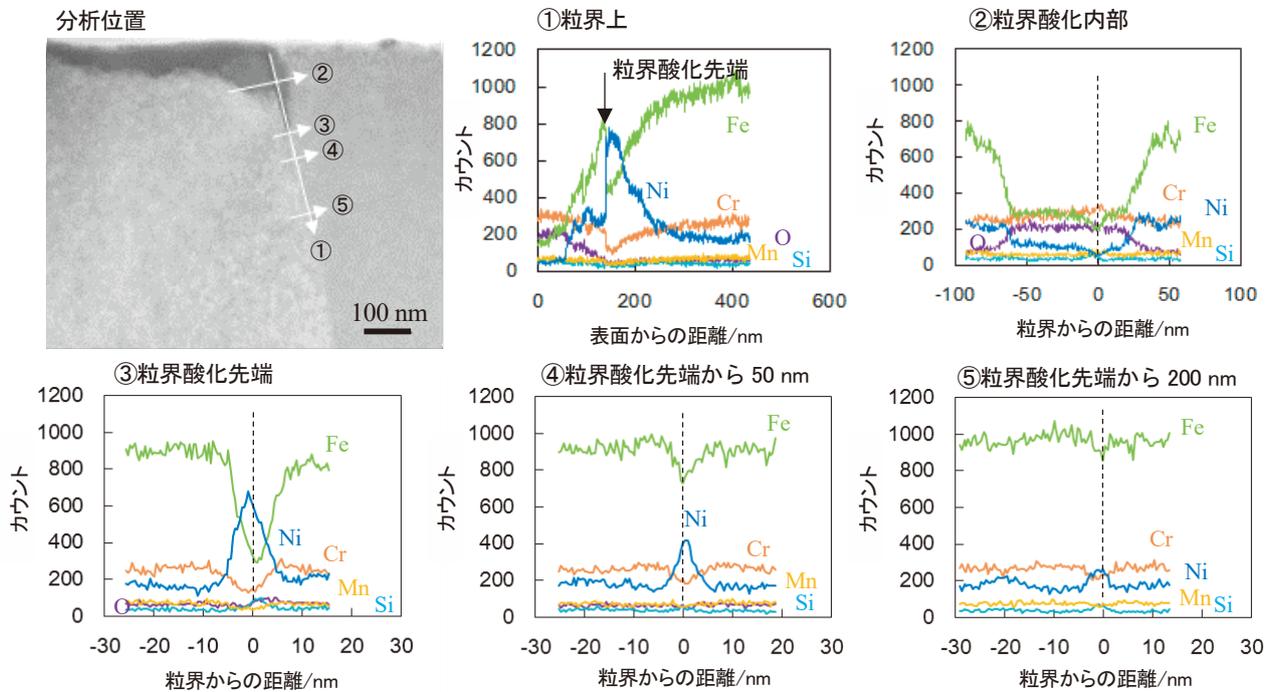


図6 EDS線分析による粒界酸化部の元素分布 (FTT-17-C 開口近傍部)

が欠乏していた。さらに、粒界酸化の先端より深い位置ではFeとCrの欠乏とNiの濃化が認められた。図6の①に示したように酸化した旧粒界ではFeと

Niのカウントが低下し、粒界酸化の先端ではNiがカウントのピークを、Crがカウントのボトムを示し、粒界酸化の先端を超えた未酸化の粒界ではFe

とCrのカウントが増加する傾向が認められた。また、図6の③に示したように、粒界酸化の先端では粒界の両側～10 nmにわたりFeとCrのカウントの低下とNiのカウントの増加が認められた。これに対して、MnとSiの変化は大きくなかった。これらの観察結果は、DH45で腐食されたFTT-17-C、FTT-73-PおよびBFB19-Pについて共通して認められ、DH30で腐食されたFTT材の粒界酸化部とも同じであった。照射量やDH濃度が異なっても同じ腐食機構であると考えられる。

酸化した旧粒界については、図3や図4に示したZC像から原子番号の小さい原子の割合が大きいか、原子密度が低下していると考えられる。原子密度の変化は、膜厚が一定の場合にはEDSのカウント数の変化から定性的に評価可能である。図7にFe、Cr、Niについて、FTT-19-OとFTT-73-Oの中央部とFTT-73-Pの粒界に沿ったEDSのカウント数の変化を示す。なお、カウント数は試料表面から最も離れた位置の測定点10点の平均値でそれぞれ規格化

した。表面からの距離200～400 nmが酸化した旧粒界に相当する。Feは酸化した旧粒界でカウントが大きく低下し、試料表面では未酸化の粒界の0.2以下に低下した。Crは酸化した旧粒界での変化は小さく、未酸化の粒界の0.8程度であったが、粒界酸化の近傍で未酸化の粒界の0.4程度に低下している例もあった。Niは酸化した旧粒界でカウントが低下し、試料表面では未酸化の粒界の0.5程度に低下していたが、粒界酸化の先端近傍では1以上に増加した。未酸化の粒界では組成の7割強がFeであることから、酸化した旧粒界では主にFeが溶出し、金属原子密度が低下していると考えられる。また、EDSカウント数の変化にDH濃度や照射量による差は認められず、酸化した旧粒界での原子密度の低下はDH濃度や照射量に依らないことが分かった。

3.3 粒界酸化長さ

照射ステンレス鋼の粒界酸化長さの測定結果を図8にまとめて示す。粒界酸化長さは試料表面から粒界酸化先端までの粒界に沿った長さで定義した。なお、引張応力の負荷された部位からのデータはハッチングで示した。また、3.1で述べたようにFTT-19-OとFTT-73-Oについては、SCCの発生により腐食中に応力分布が変化したと考えられることから、中央部についても「応力あり」として扱った。

DH30で腐食された試験片については、照射量が高いほど粒界酸化長さは平均値、最大値ともに増加する傾向が確認されている⁽¹⁵⁾。DH45でもFTT-17-Cの開口近傍部とFTT-73-Pを比較すると、照射量が高いほど粒界酸化長さの平均値、最大値ともに増加する傾向が認められた。

粒界酸化長さに対する応力の影響については、FTT-17-Cの開口近傍部の粒界酸化長さと同外周部の粒界酸化長さを比較すると、外周部の方の最大値が大きく、応力による促進が認められた。また、外周部では粒界酸化長さのばらつきが大きい傾向がある。FTT-3-Oの中央部の粒界酸化長さと同外周部の粒界酸化長さについても、外周部の方の粒界酸化長さが長い傾向が認められた。差が小さい原因は、照射量3 dpaでは腐食量が少なく、応力の影響が現れにくかったためと考えられる。FTT-19-Oの中央部の粒界酸化長さと同外周部の粒界酸化長さを比較すると、初期引張応力の高い外周部の方が長い傾向が認められた。同様の傾向はFTT-73-Oの中央部と同外

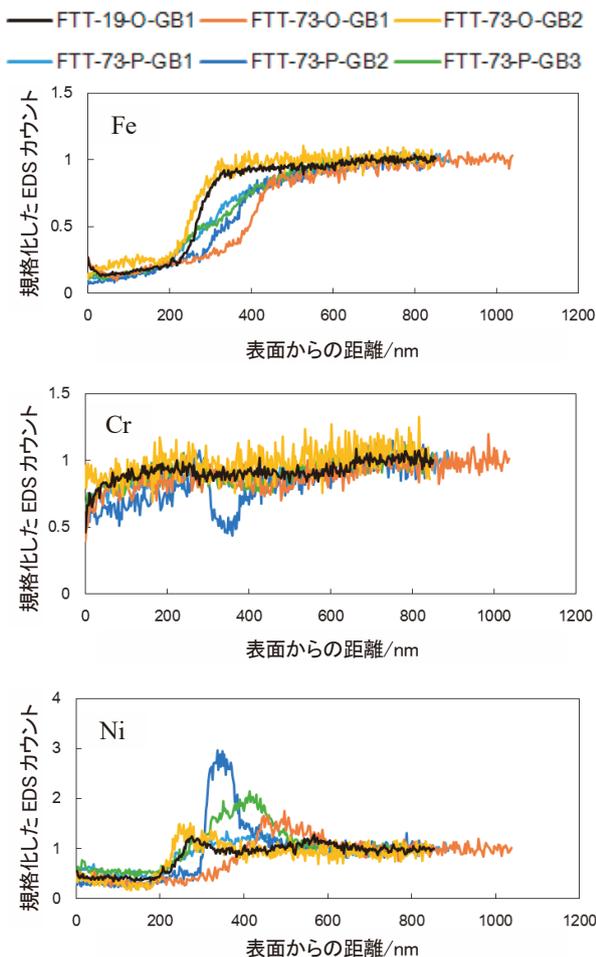


図7 粒界に沿ったEDSカウント数の変化の比較

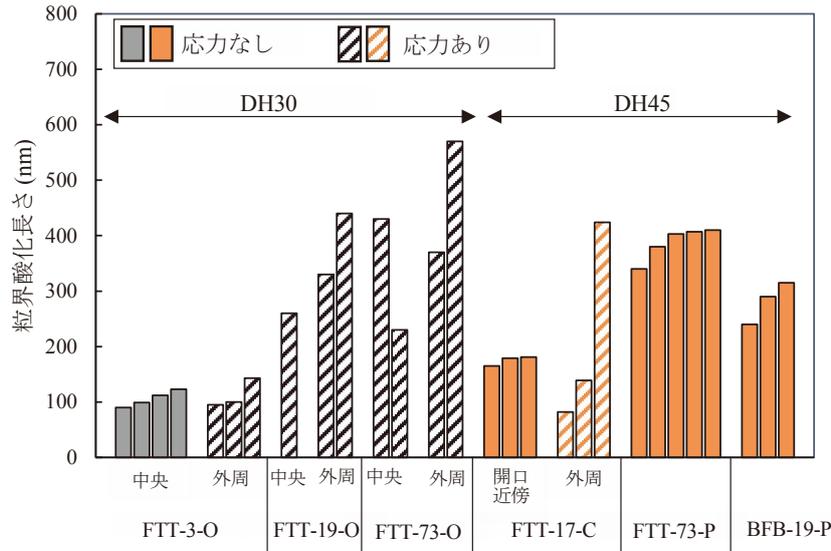


図8 照射ステンレス鋼の粒界酸化長さの比較

周部の粒界酸化長さについても認められた。FTT-19-OとFTT-73-OではSCC発生後の応力分布の変化を考慮する必要があるが、初期引張応力の高い方がより粒界酸化長さが長く、応力による粒界酸化の促進が示唆される。

粒界酸化長さに対するDH濃度の影響については、FTT-19-Oの外周部の粒界酸化長さと、FTT-17-Cの外周部の粒界酸化長さを比較すると、最大値に大きな差はないが、平均値はFTT-19-Oの方が大きかった。また、西岡ら⁽¹⁴⁾は、DH30のPWR一次冷却材模擬環境水中で無負荷で腐食試験した照射量22 dpaのFTT材について粒界酸化を観察しており、約220 nmの粒界酸化長さを報告している。この結果はFTT-17-Cの開口近傍部と同程度である。さらに、FTT-73-Oの中央部とFTT-73-Pの粒界酸化長さを比較しても、最大値は同程度である。DH濃度が増加しても粒界酸化長さに明確な違いは認められず、照射や応力のように粒界酸化を促進する影響は、DH濃度では小さいことが示唆された。

BFB-19-Pの粒界酸化長さとFTT-17-Cの開口近傍部の粒界酸化長さを比較すると、BFB材の方が平均値、最大値ともに大きく、BFB材で粒界酸化が促進された可能性が示唆された。

4. 考察

4.1 照射ステンレス鋼の腐食機構

PWR一次系環境中でのステンレス鋼の腐食機構は、母相から高温水中へのFeと一部のNiの優先的な溶出、溶出したFeとNiの一部が再析出することによる粒子状のスピネル酸化物の外層酸化被膜の形成、および表面からのOの内方拡散によるCrとFeを主体とした微細なスピネル酸化物の内層酸化被膜の形成である。照射ステンレス鋼の場合、照射により導入される欠陥が物質移動の拡散パスとなることで腐食が促進されると考えられる。根本ら⁽²⁰⁾はNiイオン照射したステンレス鋼での腐食速度が照射により増加すること、Muraseら⁽²¹⁾は308ステンレス溶接材が高温純水中プロトン照射条件下で腐食が促進されることを報告している。本研究で認められた照射ステンレス鋼のマイクロ組織はこれらと共通するものであり、照射量や応力、DH濃度が異なっても同一の腐食機構であることが分かった。

4.2 粒界酸化に対する影響因子

粒界酸化に対する照射量、応力、DH濃度の影響およびBFB材とFTT材での違いについて検討する。

図8に示したようにDH30とDH45の環境でともに照射量の増加に伴う粒界酸化の促進が確認された。粒界酸化の促進には照射誘起偏析による粒界組

成の変化量が関係していると考えられる。福谷ら⁽²²⁾はFTT材の粒界偏析量の照射量依存性を調べ、照射により粒界Cr濃度が低下し、Ni濃度とSi濃度が増加すること、その変化は10 dpa程度まで大きく、その後は緩やかになることを報告している。Crは耐食性に関係しているため、照射による粒界Cr濃度の低下に伴う耐食性の低下が粒界酸化が照射により促進された要因として考えられる。

400 MPaの引張応力が作用したFTT-17-Cの外周部では応力負荷のない開口近傍部に比べて粒界酸化長さの最大値が大きい傾向が認められた。また、FTT-3-O、FTT-19-OとFTT-73-Oの初期応力の高い外周部でも、初期応力が負荷されていない中央部に比べて粒界酸化長さが大きい傾向が認められた。さらに、応力なしの部位と比べて、応力ありの部位では粒界酸化長さのばらつきが大きい傾向が認められた。応力は粒界の破壊という直接的な作用だけでなく、粒界酸化の促進にも関係していると考えられる。応力が負荷されることにより応力を緩和する方向に物質移動(Feの溶出とOの内方拡散)が促進され、粒界酸化が促進される可能性が考えられる。寺地ら⁽²³⁾はニッケル基合金を用いた腐食試験により、応力負荷が粒界酸化を促進することを報告している。釜谷ら⁽²⁴⁾は有限要素法解析により多結晶材料中の局所応力の分布を評価し、粒界三重点の近くでは平均応力の2倍程度の局所応力が生じる場合があることを報告している。粒界ごとに作用する局所応力は分布を持っており、応力による粒界酸化の促進効果は粒界ごとに異なると考えられ、応力負荷によって粒界酸化長さのばらつきが大きくなる原因と考えられる。

DH濃度の影響については、DH30とDH45で粒界酸化長さを比較したが、有意な違いは認められなかった。ただし、表面の腐食状態がDH30とDH45で異なっており、DH30では0.1~0.2 μmの厚さの内層酸化皮膜に覆われているのに対し、DH45では内層酸化皮膜は薄く、結晶粒によってはほとんど認められなかった。村上ら⁽²⁵⁾はNiイオン照射した冷間加工316ステンレス鋼を用いて腐食試験を実施し、DH濃度5と30 cm³/kg-H₂Oで腐食量に大きな差がないことを報告している。また、寺地ら⁽²⁶⁾による非照射材の316ステンレス鋼を用いた腐食試験の結果では、DH濃度が1~45 cm³/kg-H₂Oの範囲でDH濃度の増加により酸化皮膜が厚くなることが報告されている。本研究でDH45の表面腐食が少な

いことはこれらの報告と異なり、この原因については今後の検討課題である。

DH45で腐食されたBFB材も内層酸化皮膜は薄く、FTT材と同様の腐食組織が観察された。一方で、粒界酸化長さは同程度の照射量であるFTT-17-Cと比べて長い傾向が認められた。BFB材とFTT材ではTEM/EDSで分析された粒界組成に大きな違いは報告されておらず⁽⁹⁾、粒界酸化がBFB材で促進された理由を粒界組成から説明することは難しい。粒界が優先的に腐食されていたことから、粒界がアノード、粒内がカソード反応を担っていると考え、粒径がFTT材の7倍大きいBFB材では試験片の観察面におけるカソードに対するアノードの面積比が小さく、アノード反応が促進されることで粒界酸化がFTT材よりも促進された可能性が考えられる。

4.3 粒界酸化とIASCC発生の関係

DH30のPWR一次冷却材模擬環境でFTT材について報告されたIASCC発生しきい応力⁽⁸⁾、感受性(SSRT試験の粒界破面率)⁽¹⁷⁾および粒界酸化長さ⁽¹⁵⁾の照射量に対する変化を図9に示す。図9の縦軸は、発生しきい応力は1000 MPa、感受性は100%、粒界酸化長さは600 nmを100%とした相対値である。なお、IASCC発生しきい応力の傾向線はTakakuraら⁽⁹⁾がFTT材で報告したものをを用いた。発生しきい応力と感受性は、照射量の増加に伴い約20 dpaまでにそれぞれ大きく変化(低下と増加)し、それ

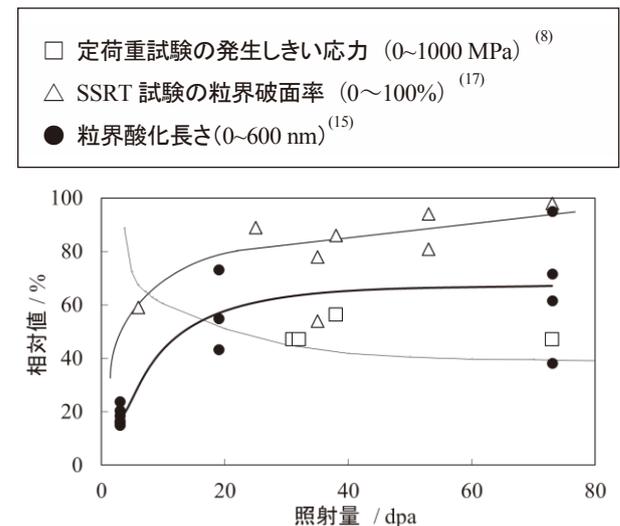


図9 IASCC発生しきい応力、感受性および粒界酸化長さの照射量に対する変化傾向

以上の照射量では変化は小さい（漸減および漸増）。粒界酸化長さの照射量に対する変化は、発生しきい応力および感受性と類似の変化傾向を示しており、相関があると考えられる。

水環境中のDH濃度が増加すると、発生しきい応力は低下し⁽¹⁷⁾、感受性は増加する⁽¹⁸⁾⁽¹⁹⁾ことが報告されており、IASCC発生を促進させる。一方、粒界酸化の長さや組織についてはDH濃度が30と45 cm³/kg-H₂Oで明確な影響は認められなかった。DH濃度が増加すると材料中に取り込まれる水素の量が増加し、転位と照射欠陥の相互作用に影響して変形挙動に影響を及ぼす可能性や、粒界に捕捉された一部の水素が粒界強度に影響を及ぼす可能性が考えられる。発生しきい応力や感受性に確認されたDH濃度の影響については、粒界酸化以外の機構によってIASCCの発生に影響している可能性が示唆される。

BFB材とFTT材ではIASCC発生しきい応力に違いがあり、BFB材の方がFTT材よりも200 MPa程度高いことが報告されている⁽⁹⁾。BFB材の粒界酸化長さは同程度の照射量のFTT材よりも長くなるが、IASCC発生しきい応力の傾向とは一致しない。BFB材とFTT材の発生しきい応力の違いについては、製造工程の違いによる結晶粒径と冷間加工度の違いが影響する可能性があること、表面硬化層の有無が違いの一因となることがTakakuraら⁽⁹⁾により報告されている。また、三浦ら⁽²⁷⁾⁽²⁸⁾によりBFB材の粒界強度はFTT材より低いこと、BFB材とFTT材では変形挙動に違いがあり、IASCCの発生を誘起する粒界での高い局所応力はBFB材では比較的生じにくいと考えられることが報告されている。BFB材とFTT材の発生しきい応力の違いについては、報告されているこれらの違いによる影響も含めて検討する必要がある。

粒界酸化はIASCCの発生要因である粒界強度を低下させる原因の一つと考えられるが、粒界強度は照射によっても低下する。例えば、ステンレス鋼をアルゴンガス中で引張試験すると、高照射材ではわずかであるが粒界破壊が生じるようになることが報告されている⁽²⁹⁾。また、高照射材の定荷重SCC試験では、10時間程度の比較的短時間で試験片が破断する場合は報告されている⁽³⁰⁾。このような短時間の試験については、粒界酸化が十分に進んでおらず、破壊における粒界酸化の寄与は小さいと考えられる。高応力での定荷重SCC試験でも、高照射材

と同様に、試験片の破断時間が短くなる傾向が報告されている⁽³⁰⁾。高応力では粒界酸化のような反応プロセスを必要とせず、機械的な割れにより短時間で破壊が生じると考えられる。ただし、三浦ら⁽³¹⁾は高照射されたステンレス鋼を超微小引張試験し、酸化した旧粒界は酸化していない粒界よりも粒界強度が低いことを報告している。海外の実機に報告されているIASCCのように、長期間の供用後に発生するIASCCについては、粒界酸化およびこれに伴う強度の低下も発生に対して考慮すべきと考えられる。

5. まとめ

IASCC機構の解明のため、320℃のDH濃度30および45 cm³/kg-H₂OのPWR一次冷却材模擬環境水中で腐食された照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動を調べ、粒界酸化に対する照射量、応力およびDH濃度の影響を検討するとともに、粒界酸化とIASCC発生との関係を検討し、以下の知見を得た。

1. 粒界酸化は未照射材ではほとんど認められないが、照射材ではほぼ全ての粒界に認められる。
2. 照射量が3～73 dpaの範囲では、照射量が高いほど粒界酸化が促進される。
3. 腐食中の400 MPa程度の引張応力負荷は粒界酸化を促進する。
4. 粒界酸化は粒界結合力を低下させ、粒界酸化の促進により粒界割れであるIASCCが起り易くなると考えられる。
5. DH濃度が30と45 cm³/kg-H₂Oでは、粒界酸化挙動に差は認められない。DH濃度によるIASCC発生しきい応力や感受性の影響は、母相に取り込まれる水素量の増加による変形挙動の変化や粒界強度の低下が影響していると考えられる。

参考文献

- (1) R. Cauvin, O. Goltrant, Y. Rouillon, E. Verzaux, A. Cazus, P. Dubuisson, P. Poitrenaud and S. Bellet, *Proc. of Fontevraud 3*, FNES, vol.1, pp.54-65,1994.
- (2) 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," *Journal of Nuclear Materials*, vol.409, pp.235-256, 2011.
- (3) G.S. Was, S.M. Bruemmer; "Effects of irradiation on intergranular stress corrosion cracking," *Journal of Nuclear Materials*, vol.216, pp.326-347, 1994.
- (4) 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.
- (5) K. Fukuya, "Current understanding of radiation-induced degradation in light water reactor structural materials," *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol.50, pp.213-254, 2013.
- (6) J. Conermann, R. Shogan, K. Fujimoto, T. Yonezawa, Y. Yamaguchi, "Irradiation Effects in a Highly Irradiated Cold Worked Stainless Steel Removed from a Commercial PWR," *Proc. of the 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors -*, pp. 77-284, 2005.
- (7) P. Freyer, T. Manger, M. Burke, "Hot Cell Crack Initiation Testing of Various Heats of Highly Irradiated 316 Stainless Steel Compositions Obtained from Three Commercial PWRs," *Proc. of 13th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems*, 2007.
- (8) H. Nishioka, K. Fukuya, K. Fujii, T. Torimaru, "IASCC Initiation in Highly Irradiated Stainless Steels under Uniaxial Constant Load Conditions," *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol.45, no.10, pp.1072-1077, 2008.
- (9) K. Takakura, K. Nakata, K. Fujimoto, K. Sakima, N. Kubo, "IASCC Properties of Cold Worked 316 Stainless Steel in PWR Primary Water," *Proc. of 14th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems*, pp.1207-1218, 23-27 August 2009.
- (10) R.W. Bosch, M. Vankeerberghen, R. Gerard, F. Somville, "Crack initiation testing of thimble tube material under PWR conditions to determine a stress threshold for IASCC," *Journal of Nuclear Materials*, vol.461, pp.112-121, 2015.
- (11) C. Jiaxin, J. Anders, L. Fredrik, E. Peter and E. Pal, "Effect of Neutron Irradiation on the Microstructures of Oxide Films formed on Corroded Austenite Stainless Steel in PWR," *Proc. of Fontevraud 9*, 2018.
- (12) Y. Chimi, Y. Kitsunai, S. Kasahara, K. Chatani, M. Koshiishi and Y. Nishiyama, "Correlation between locally deformed structure and oxide film properties in austenitic stainless steel irradiated with neutrons," *Journal of Nuclear Materials*, no. 475, pp.71-80, 2016.
- (13) S. S. Raiman, P. Wang, G. S. Was, "Irradiation accelerated corrosion of stainless steel," *Proc. of Fontevraud 8*, 2014.
- (14) 西岡弘雅, 福谷耕司, 藤井克彦, 橋内裕寿, "PWR一次系模擬水中で形成した照射ステンレス鋼の酸化皮膜分析", *INSS JOURNAL*, vol. 19, pp.131-143, 2012.
- (15) 福村卓也, 福谷耕司, 藤井克彦, 三浦照光, 橋内裕寿, "PWR一次系模擬水中における照射ステンレス鋼の腐食挙動その2". *INSS JOURNAL*, vol. 22, pp.92-101, 2015.
- (16) K. Fukuya, H. Nishioka, K. Fujii, Y. Kitsunai, "Characterization of surface oxides formed on irradiated stainless steels in simulated PWR primary water," *Proc. of Fontevraud 8*, 2014.
- (17) K. Fujii, H. Nishioka, K. Fukuya and T. Torimaru, "Effects of Dissolved Hydrogen on IASCC Behavior," *Proc. of Fontevraud 7*, 26-30, September, 2010.
- (18) K. Fukuya, M. Nakano, K. Fujii and T.

- Torimaru, "IASCC Susceptibility and Slow Tensile Properties of Highly-irradiated 316 Stainless Steels," *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol.41, No.6, pp.673-681, 2004.
- (19) K. Fukuya, H. Nishioka, K. Fujii and T. Torimaru, "Effects of dissolved hydrogen and strain rate on IASCC behavior in highly irradiated stainless steels," *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol.45, No.5, pp.452-458, 2008.
- (20) 根本義之, 三輪幸夫, 辻宏和, 塚田隆, "イオン照射したステンレス鋼腐食挙動の原子間力顕微鏡による評価", *日本AEM学会誌*, vol. 11, no. 4, pp.242-248, 12 2003.
- (21) Y. Murase, N. Yamamoto and T. Shinohara, "In-Beam Stress Corrosion Tests for Welded 308 Stainless Steel in Pure Water at 473K," *Materials Transactions*, vol. 55, no. 9, pp.1445-1450, 2014.
- (22) K. Fukuya, K. Fujii, M. Nishioka and Y. Kitsunai, "Evolution of Microstructure and Microchemistry in Cold-worked 316 Stainless Steels under PWR Irradiation," *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol.43, pp.159-173, 2006.
- (23) 寺地巧, 山田卓陽, 宮本友樹, 有岡孝司, "PWSCC 発生への粒界酸化の役割検討 -材料組成および応力の影響-", *INSS JOURNAL*, vol. 18, pp.137-151, 2011.
- (24) M. Kamaya, Y. Kawamura, T. Kitamura, "Three-dimensional local stress analysis on grain boundaries in polycrystalline material," *Int. J. Solids Struct.* Vol.44, p.3267, 2007.
- (25) 村上健太, 藤本浩二, 小林高揚, 崎間公久, 岩井兵夫, 関村直人, "イオン照射した316ステンレス鋼のPWR溶存水素に対する腐食挙動", *日本原子力学会「2012年秋の大会」予稿*, J37, 2012.
- (26) 寺地巧, 有岡孝司, "高温水環境下におけるSUS316の皮膜に及ぼす水化学環境と材料中Cr濃度の影響", *INSS JOURNAL*, vol. 11, pp.153-160, 2004.
- (27) 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, "超微小引張試験による中性子照射ステンレス鋼の粒界破壊特性の評価-バップルフォーマボルト材とフラックスシングルチューブ材の比較-", *INSS JOURNAL*, vol. 24, 2017, NT-6.
- (28) 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, "中性子照射ステンレス鋼の変形挙動-バップルフォーマボルト材とフラックスシングルチューブ材の比較-", *INSS JOURNAL*, vol. 26, 2019, NT-5.
- (29) H. Nishioka, K. Fukuya, K. Fujii and T. Torimaru, "IASCC properties and mechanical behavior of stainless steels irradiated up to 73dpa," 13th EDM, CNS, 2007.
- (30) H. Nishioka, K. Fukuya, K. Fujii and T. Torimaru, "IASCC Initiation in Highly Irradiated Stainless Steels under Uniaxial Constant Load Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, vol. 45, No. 10, pp.1072-1077, 2008.
- (31) 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, "中性子照射ステンレス鋼の粒界酸化部の破壊特性の評価", *INSS JOURNAL*, vol. 25, 2018, NT-5.

SUS630の高温水中SCC挙動に及ぼす長時間熱時効の影響

The effect of long-term thermal aging on SCC of SUS630 in high-temperature water

山田 卓陽 (Takuyo Yamada) *¹ 寺地 巧 (Takumi Terachi) *²
 岡本 マキエ (Makie Okamoto) *³ 有岡 孝司 (Koji Arioka) *¹

要約 SUS630のPWR1次冷却材模擬水中のSCC挙動については、熱時効の影響がない場合、比較的高靱性のH1100とH1150は、試験温度290℃以下であれば高応力 ($K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) 条件であってもSCC進展は生じないが、400℃と350℃で10,000時間までの熱時効により硬化し、SCC進展を生じるようになり、時間とともにSCC進展速度が増加することをこれまでの研究で明らかにした。本研究では、長時間熱時効および温度の影響を調べることを目的に、より低温の320℃を加えて、20,000時間までの熱時効材についてSCC進展を調べ、またその硬化因子であるCu-rich相の析出、G相の生成、スピノーダル分解と熱時効硬化、SCC挙動の関係について検討した。その結果、比較的高靱性のH1100とH1150は、320℃ 10,000時間以上の長時間の熱時効により硬化し、またSCC進展速度は増加し始める。この熱時効硬化は、主として熱時効により生成した数nmサイズのCu-rich相と隣接して生成するG相によるものと考えられた。スピノーダル分解は、この熱時効条件では顕著ではなく、硬さおよびSCC進展への寄与は少ないことが示唆された。

キーワード SUS630, 17-4PHステンレス鋼, 熱時効, 高温水中応力腐食割れ (SCC), SCC進展速度, 軽水炉

Abstract According to our previous report, in unaged H1100 and H1150 (better toughness and lower hardness materials), no SCC growth was observed in simulated PWR primary water at 290℃, which contained 500 ppm B, 2 ppm Li, and dissolved hydrogen (30cc STP $\text{H}_2/\text{kg-H}_2\text{O}$), even for the high applied stress condition ($K=30 \text{ MPa m}^{1/2}$). On the other hand, after thermal aging at 350 and 400℃ for up to 10,000h of H1100 and H1150, the SCC growth rate and the hardness increased with aging. This study was investigated about the effect of long-term thermal aging and aging temperature on SCC of SUS630 in high-temperature water using a lower aging temperature of 320℃ for time periods up to 20,000h. The microstructural changes with aging, such as Cu-rich phase, G phase and Spinodal decomposition were also investigated. And then, correlations between the microstructural changes, hardness and SCC behavior were evaluated.

As a result, after thermal aging at 320℃ from 10,000h of H1100 and H1150, it is confirmed that the SCC growth rate and the hardness significantly increased with aging. In the case of H1150 (320℃ x 10,000h) material, the fine Cu-rich phase and G phase were confirmed by atom probe tomography analysis. And the Spinodal decomposition was not significant was also confirmed. These results suggested that the fine Cu-rich phase and G phase affected to the age hardening and SCC behavior. On the other hand, Spinodal decomposition was not dominant for age hardening and SCC behavior in the case of H1150 (320℃ x 10,000h) material.

Keywords SUS630, 17-4 PH stainless steel, thermal aging, stress corrosion cracking (SCC) in high-temperature water, SCC growth rate, light water reactor

1. はじめに

SUS630 (17-4 PH ステンレス鋼) は、基本成分

が17%Cr-4%Ni-4%Cuのマルテンサイト系析出硬化型ステンレス鋼であり、1020~1060℃の固溶化熱処理後に析出硬化熱処理を施し、Cu-rich相などの

*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)

*3 元(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現(株)神戸工業試験場

微細な第2相粒子を析出させることで、高強度と高硬度を得る材料である⁽¹⁾。日本工業規格 (Japanese Industrial Standards, JIS) では硬度を重視するH900から高靱性を重視するH1150まで4段階の析出硬化熱処理、即ちH900 (470~490°C/空冷)、H1025 (540~560°C/空冷)、H1075 (570~590°C/空冷)、H1150 (610~630°C/空冷)が規定されている⁽²⁾。海外の鉄鋼メーカ (AK-steel) では、これに加えH925、H1100などさらに細かく規定されている⁽³⁾。このH900~H1150は析出硬化熱処理記号であり、例えば1150は熱処理温度の摂氏621°Cを華氏に換算した時の温度に相当する。この鋼種は耐食性と高強度を兼ね備えていることから、軽水炉においても高強度が求められる弁棒等に用いられている。SUS630の軽水炉での実機損傷事例について、Olenderらがとりまとめた報告によると、析出硬化熱処理条件によって応力腐食割れ (stress corrosion cracking, SCC) の発生時期が異なること、推奨される析出硬化熱処理条件は、より靱性に有利なH1050以上であることを報告している⁽⁴⁾。加えて、熱時効によりSCC感受性が增加すること、どのような熱処理条件においても、推奨される使用温度は316°C以下であることなどを報告している。一般に、硬化はSCCに関係するが、SUS630は300~450°Cの温度で長期間時効すると硬化が生じる場合がある⁽⁵⁾。実験室における応力腐食割れ挙動評価については、TsubotaらがBWR (boiling water reactor) の酸素を含む環境 (normal water chemistry, NWC) 条件で、SUS630を含む様々な高強度ステンレス鋼のSCC感受性をすきま付定ひずみ曲げ (creviced bent beam, CBB) 試験法により調査し、ビッカース硬さ340以上でSCC感受性が增加することを報告している⁽⁶⁾。一方で、PWR (pressurized water reactor) の1次冷却材環境下でこの鋼種のSCC挙動を報告した例はほとんどなく、また熱時効のSCCに対する影響についてはよくわかっていない。

そこで著者らはPWR 1次冷却材模擬水中のSUS630のSCC挙動について、長期間の熱時効による影響評価に2016年頃から取り組んできた。これまでの結果から、熱時効の影響がない場合、より高硬度のH900とH1025は、試験温度290°Cと320°Cで、高応力 ($K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) 条件下であれば、SCC進展が確認された。一方で、比較的高靱性のH1100とH1150は、試験温度290°C以下であれば、高応力 ($K=30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) 条件下であってもSCC進展が

観察されず、良好な耐SCC性を示した⁽⁷⁾。しかし、400°Cと350°Cで10,000時間までの熱時効により硬化し、SCC進展を生じるようになり、時間とともにSCC進展速度が増加すること、またその硬化は数nmサイズの微細なCu-rich相の析出、G相の生成、スピノーダル分解など複数の硬化因子によることについて報告した⁽⁸⁾⁽⁹⁾。このように加速熱時効条件による評価から、熱時効による硬化とSCC進展速度の増加を確認したが、同材は複数の硬化因子により硬化することから、各々の析出物の硬化及びSCCへの寄与については未だ不明確である。スピノーダル分解とG相の析出は、ステンレス鋼のフェライト相においても報告されているが、それらの材料は400°Cで10,000時間を超える長時間熱時効後も、PWR 1次冷却材模擬環境下で優れた耐SCC性を示すことが報告されており⁽¹⁰⁾、スピノーダル分解とG相の析出およびそれによる硬化が、単純にSCC進展速度の増加因子とはならない場合がある。

そこで本研究では、より低温、長時間 (320°C, 350°C, 400°Cで最長20,000時間まで) の熱時効材でのSCC進展試験を実施し、熱時効による硬さ変化との関連性を検討するとともに、ミクロ組織評価により各種硬化因子とSCC挙動の関係について検討した。

2. 実験方法

2.1 供試材

供試材は、市販のSUS630で図1 (b) に示すような直径100 mmの棒鋼に1038°Cの固溶化熱処理後急冷の後、4種類の析出硬化熱処理H900 (500°C × 7時間/空冷)、H1025 (550°C × 7時間/空冷)、H1100 (600°C × 6.5時間/空冷)、H1150 (620°C × 6時間/空冷) を施した。H900については、470~490°C/空冷のJIS規格から500°C/空冷の熱処理条件へ変更した。H1025、H1150については、JIS規格に規定されている析出硬化熱処理条件を満足した。H1100はJIS規格にはないが、海外での使用実績⁽³⁾⁽⁴⁾を考慮し選定した。供試材の化学組成を表1に、析出硬化熱処理条件と機械試験結果を表2に示した。全ての析出硬化熱処理条件で、強度はJISあるいは海外規格を満足した。これらの4種類の析出硬化熱処理材に熱時効処理を施し、硬化とSCC挙動に及ぼす熱時効の影響を評価した。熱時効温度は、

320℃, 350℃と400℃の3条件で最長20,000時間とした。これらの供試材から、図1(a)に示した0.5インチ厚さのCT (compact tension) 試験片を、同図(c)に示した方位で採取し、SCC進展試験に供した。また、硬さ試験片は、同図(c)に示したように軸方向断面で採取した。

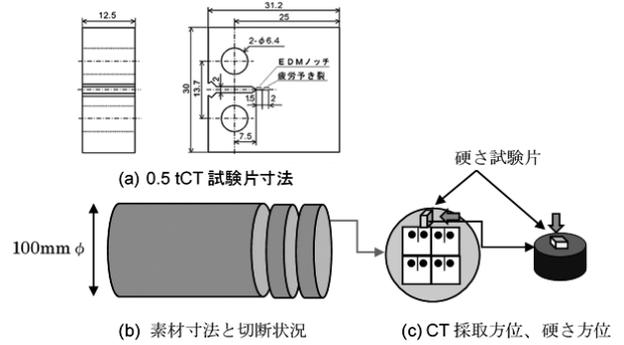


図1 SUS630素材寸法, CT採取方位, 硬さ方位

表1 供試材の化学組成 (wt%)

	C	Si	Mn	P	S	Cu	Ni	Cr	Nb	Fe
Spec.	≤0.07	≤1.00	≤1.00	Max 0.040	Max 0.030	3.00-5.00	3.00-5.00	15.00-17.50	0.15-0.45	Bal.
分析値	0.05	0.26	0.84	0.034	0.003	3.32	4.26	15.60	0.24	

表2 供試材^{*1}の機械的性質

	析出硬化熱処理条件	試験温度	耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)	伸び ⁶ (%)	絞り (%)	硬さHBW	硬さHV1
H900	500℃ × 7時間, 空冷 ^{*2}	RT	(1175)	(1310)	(10)	(40)	(375)	428
		RT	1195	1333	18	53	401	
		320℃	997	1088	9	41	401	
H1025	550℃ × 7時間, 空冷	RT	(1000)	(1070)	(12)	(45)	(331)	384
		RT	1097	1134	19	58	352	
		320℃	925	974	12	50	352	
H1100	600℃ × 6.5時間, 空冷	RT	976	1041	21	60	331	349
		320℃	807	854	13	57	331	
H1150	620℃ × 6時間, 空冷	RT	(725)	(930)	(16)	(50)	(277)	348
		RT	1000	1049	20	59	341	
		320℃	838	880	13	56	341	

*1 溶体化熱処理条件は、全て1038℃ / 急冷

*2 H900は、470℃ ~ 490℃ / 空冷から500℃ × 7時間 / 空冷へ変更

() 内, JIS規格値 (全て下限値)

2.2 SCC進展試験と試験後の評価

SCC進展に及ぼす熱時効の影響評価には、比較的高靱性材であるH1100およびH1150の熱時効材を用いた。

SCC進展試験は標準的なPWR 1次冷却材環境を模擬し500 ppm B+2 ppm Li+30cc/kg-DHの水中で実施した。試験温度は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 $K=30\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ とした。試験時間は1,000hを目安として実施した。

SCC進展試験終了後、酸化皮膜観察用に底面を約1.6 mm厚さで切断した。さらにSCC断面観察用に断面を3 mm厚さで切断した。残りの試験片を大気中疲労試験機で開放し、デジタルマイクロス

コープおよび走査型電子顕微鏡 (scanning electron microscopy, SEM) で破面観察し、破面形態とSCC進展深さを評価した。SCC進展深さは、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 (mm/sec) は、SCC進展深さ a (mm) を試験時間 t (sec) で除して求めた。

SCC断面観察は、SEM観察や電子線後方散乱回折 (electron back scattering diffraction, EBSD) 測定により評価した。EBSD測定のステップサイズは、0.1 μmとした。SUS630はマルテンサイト相と微量のフェライト相およびオーステナイト相が含まれるが、 α' マルテンサイト相は炭素量によってbccあるいはbct構造になり⁽¹¹⁾、いずれもbccフェライト相と格子定数がほぼ同じであるため、EBSDでは分離が困難であった。そこで、EBSD測定の解析相

はマルテンサイト相とオーステナイト相として計測した。本研究で使用したSUS630は典型的なマルテンサイト相の組織を呈し、H900とH1025では1%未満、H1100とH1150では数%～10%程度のオーステナイト相を含む⁽⁷⁾。

2.3 硬さ

硬さに及ぼす熱時効の影響評価には、比較的高硬度であるH900およびH1025、比較的高靱性材であるH1100およびH1150の4種類の熱時効材を用いて比較した。

硬さ試験片は、図1に示すように棒鋼の軸方向断面とした。析出硬化熱処理および熱時効による硬さ変化は、ビッカース硬さ（試験荷重1kg）で5点計測し平均値で評価した。

2.4 微細組織観察

熱時効による微細組織の評価は、H1150熱時効（320℃×10,000時間）材を主な対象として、アトムプローブ（Atom probe tomography, APT）分析を行った。APT測定には、米国Imago社（現CAMECA社）製の局所電極型3次元アトムプローブ（LEAP 3000X HR）を用いた。測定は、レーザーパルスモードで行った。測定条件は、試料温度35K、レーザー出力0.2nJ、パルス周波数200kHzである。収集したデータは、専用ソフトウェア上で元素の種類を決定し、Fe, Cr, Cu, Ni, Mn, Si, Mo, P, Nb, C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築するコンピュータ処理）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、電解蒸発場（Evaporation Field）= 28.0V/nmとアトムマップの伸縮係数（Image Compression Factor）= 1.65を用いた。スピノーダル分解の程度を定量的に調べるために、第一近接分布解析法⁽¹²⁾を用いてCr濃度の分布解析を実施した。また、解析においてCuあるいはNi, Mn, Siのクラスターは除外した領域で実施した。第一近接分布解析法では、Crについて第一近接間距離計算して頻度分布を求め、ランダム配置を仮定した分布と差をとった。第一近接分布解析法ではこの差の積分値でINN（1st nearest neighbor）パラメータの値が定義される。スピノーダル分解が進行すると、頻度分布とランダム分布の

差が大きくなり、INNパラメータも大きくなるので、これをスピノーダル分解の指標とした。

3. 実験結果

3.1 SUS630のSCC進展速度に及ぼす熱時効の影響

図2に、H1150のSCC進展試験後の破面観察結果を、320℃の熱時効時間毎に比較して示す。H1150（未時効）材は、疎らにSCC破面が観察されるのみで、ほとんどSCC進展は観察されなかった。320℃で3,000時間の熱時効材では、疎らなSCC破面が数か所確認され、320℃で10,000時間の熱時効材では板厚方向に連続的にSCC破面が観察された。320℃で20,000時間の熱時効材では、955hで破断に至り、破面全面がSCC破面を呈した。これらの結果から、320℃の熱時効においても、SCC進展速度は熱時効時間につれて増加することが確認された。

図3に、H1100のSCC進展試験後の破面観察結果を、320℃の熱時効時間毎に比較して示す。320℃で3,000時間の熱時効材では、疎らなSCC破面が数か所確認され、320℃で10,000時間の熱時効材では板厚方向に連続的にSCC破面が観察された。320℃で20,000時間の熱時効材では、10,000時間と同程度のSCC破面が観察され、H1150に比べて遅いSCC進展が観察された。

H1100とH1150の320℃、350℃、400℃の熱時効材のSCC進展速度を、熱時効時間に対してプロットしたものを図4に示す。H1100とH1150のSCC進展速度は、熱時効時間が長くなるにつれて増加する傾向が確認され、また熱時効温度が高いほど早期にSCC進展速度が増加する熱時効温度依存性が確認された。

比較のため示した赤澤らのBWR条件でのH1075のSCC進展速度⁽¹³⁾では、総じて本研究のSCC進展速度よりも遅い傾向であった。彼らの結果は、熱時効時間が短いものが多いこともあり、これらの差を試験温度の違い（本研究320℃に対して288℃）を含む水質の差とみるには判断材料が少ない。これについては今後の検証が望まれる。

本研究における 1.0×10^{-8} mm/sec以下のSCC進展速度を示す材料条件では、SCC破面が均一ではなく疎らなSCCを呈したものである。一方で、H1150熱時効（320℃×10,000時間）材では、 $1.7 \times$

10^{-7} mm/sec程度のSCC進展速度が得られ、SCC破面も板厚方向に均一であった。H1150熱時効(320°C×10,000時間)材のSCC断面観察結果を図5に示した。図中(a)は光学顕微鏡による観察結果、(b)はSEM/EBSDによる逆曲点図(Inverse pore figure, IPF)とイメージクオリティ(Image quality, IQ)を重ねて示した。図5(b)中黒く見える部分がSCC亀裂で、SCCは主として旧オーステナイトの粒内を進展し、またマルテンサイト相のラス状組織に対しては、直交方向のものが多い傾向がある。また、図5(a)の予亀裂は亀裂進展方向に対して直線的に進展しているが、SCC亀裂では断続的に進展していた。これらのSCC進展経路の特徴は、HI025(未時効)材の270°CでのSCC断面観察結果⁽⁸⁾と類似していた。以上の結果から、SCC進展経路について、明瞭な熱時効の影響は確認されなかった。

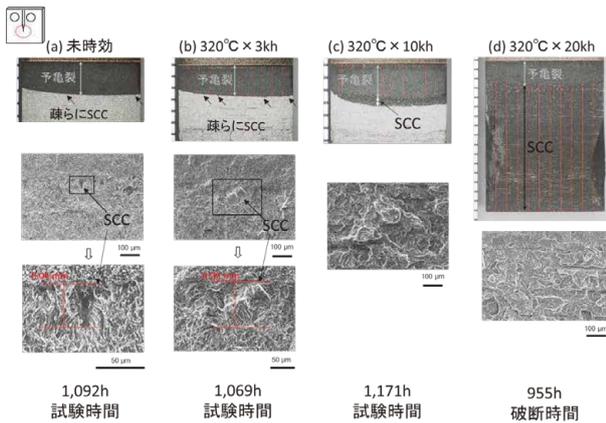


図2 320°C熱時効H1150のSCC進展の熱時効時間による変化(320°C, 500ppm B + 2ppm Li + 30cc/kg-DH, K=30MPa√m)

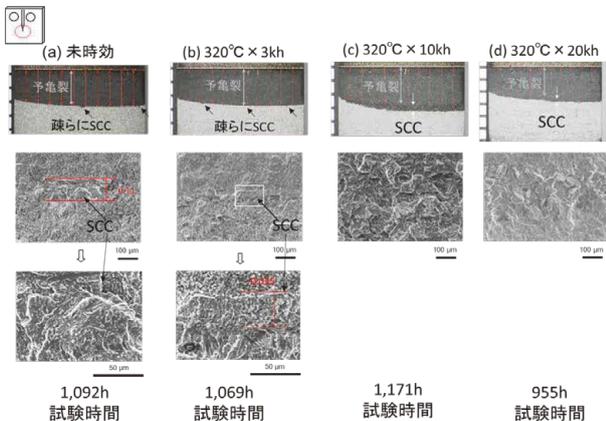


図3 320°C熱時効H1100のSCC進展の熱時効時間による変化(320°C, 500ppm B + 2ppm Li + 30cc/kg-DH, K=30MPa√m)

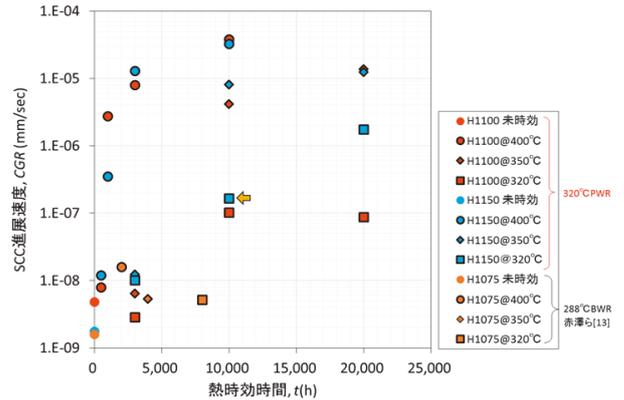


図4 H1100とH1150のSCC進展速度と熱時効時間の関係
 ◀ : H1150熱時効(320°C×10,000時間)材

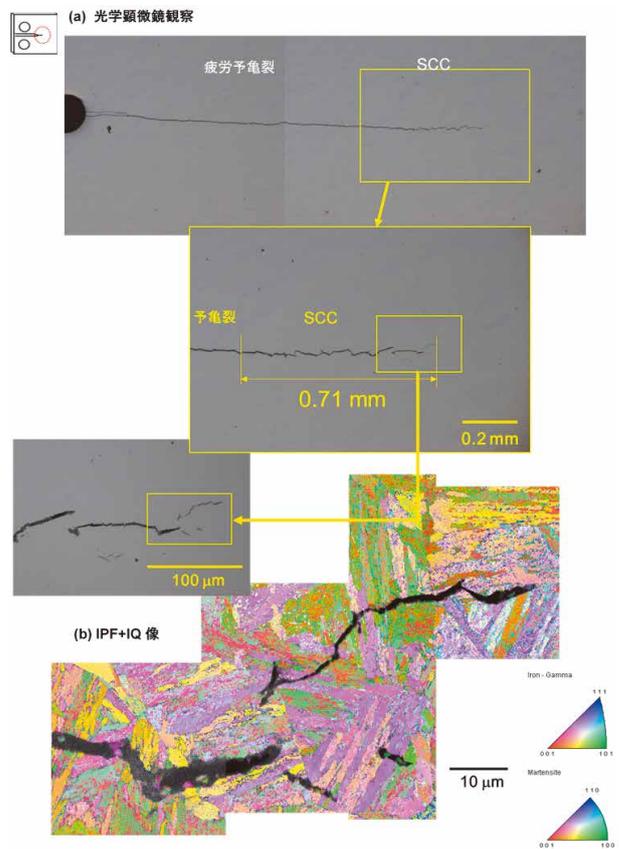


図5 H1150熱時効(320°C×10,000時間)材のSCC断面観察結果(320°C, 500ppm B + 2ppmLi+30cc/kg-DH, K=30MPa√m)

3.2 SUS630の硬さに及ぼす熱時効の影響

図6に、硬さと熱時効時間の関係を示す。H900, H1025, H1100, H1150は、未時効の時点でH900 > H1025 > H1100 > H1150の順に硬くなった。その後の熱時効によりそれぞれ熱時効時間が長くなるにつれて硬化する傾向が確認され、また400°C > 350°C

> 320°Cの順に早期に硬化し、熱時効温度依存性が確認された。比較のため、Yrieixらの報告によるH1100の硬さ⁽⁵⁾、赤澤らのH1075の硬さ⁽¹³⁾を同図に示した。彼らの結果からも、熱時効による硬化の時間および熱時効温度依存性が確認され、類似の熱時効硬化が生じていることが示唆された。

図6(c)中矢印で示したように、明瞭なSCC進展が認められ亀裂の詳細観察を行ったH1150熱時効(320°C×10,000時間)材では、硬さがHV1=384であり、H1150(未時効)材の硬さHV1=348に比べ

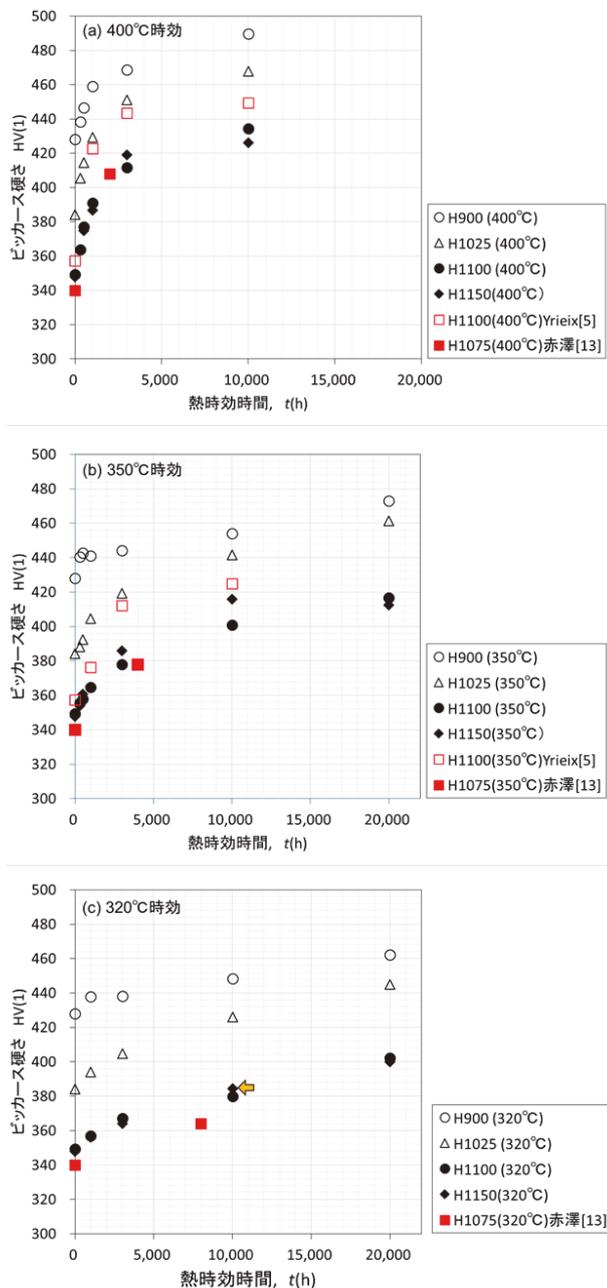


図6 H1100とH1150の硬さと熱時効時間の関係
 ◀: H1150熱時効(320°C×10,000時間)材

て硬化している。したがって、H1150熱時効(320°C×10,000時間)材のSCC進展速度の増加には、熱時効による微細組織変化や硬化が影響したことが示唆される。

3.3 H1150熱時効(320°C×10,000時間)材の微細組織

図7に、H1150の熱時効(320°C×10,000時間)材のAPT分析によるアトムマップを示す。まず、Cu, Ni, Mn, Siマップ中に代表例を矢印で示したように、Cuの濃縮した大きさの異なる2種類の微細析出物が観察された。一つ目は10~30nm程度の比較的大きなCu-rich相(図中1, 2)であり、同じ位置にNiとMnの濃化が観察されるが、Siの濃化は観察されなかった。類似の析出物はH1150(未時効)材でも観察されたので、これらの析出相(以降PH Cu-rich相と呼ぶ)は析出硬化熱処理によって生成したものと考えられる。二つ目は、Cuマップ中で数nmサイズの比較的小さなCu-rich相(図中3他、さらに微細なもの)である。この数nmサイズのCu-rich相は、H1150(未時効)材では観察されていないため、320°Cの熱時効によって新たに生成することが示唆された。このような数nmサイズのCu-rich相(以降AH Cu-rich相と呼ぶ)の生成は、H1150熱時効(400°C×3,000時間)材⁽⁸⁾、H1150熱時効(400°C×10,000時間)材⁽⁹⁾でも観察されており、320°Cの熱時効においても400°Cと類似の熱時効組織が生じたものと考えられる。

400°Cの3,000時間以上の熱時効材では、さらにPH Cu-rich相とAH Cu-rich相の近傍などで10nmサイズのG相(Ni, Mn, Si)の生成が観察されている⁽⁸⁾⁽⁹⁾。図7のSiの元素マップで数nmサイズの微細な濃化が観察されるので、サイズは異なるもののH1150熱時効(320°C×10,000時間)材でもG相の生成が示唆されるが、G相の生成位置についてはこのマップでは不明瞭である。そこでCu-rich相とG相(Ni, Mn, Si)の位置関係を検討するために、図7中Cuマップで(a)と(b)で示した領域内に、3nmφ×25nm柱状領域を抽出し、矢印の方向へ一次元の濃度プロファイルを評価し図8に示した。図8(a)は、PH Cu-rich相からマトリクスへと抽出したものである。PH Cu-rich相内には、NiとMnもわずかに含まれるがSiはほとんど含まれていない。またその濃度ピークは析出相の外側近傍に存

在する。Mnのピーク位置で「ずれ」があるが、Niのピークとはほぼ同じ位置でSiの濃化が観察された。これらの結果からPH Cu-rich相に隣接してG相析出の前駆段階であるNi, Mn, Siのクラスタリングが生じていることが示唆される。

図8(b)は、AH Cu-rich相とG相を含むように3nmφ×25nm柱状領域を抽出したものである。Ni濃度プロファイルに3つの濃化ピークが観察され、ほぼ同じ位置にMnとCuの濃化の最大値も位置していた。このことは、熱時効により生成した数nmサイズのAH Cu-rich相はCu, Ni, Mnが同時に濃化を生じて生成したことを示唆する。またSiの濃化のピークはCu, Ni, Mnの濃化のピークと少しずれた位置に生じており、AH Cu-rich相とG相は隣接して生成することが示唆された。

図7のCrのマップからは、明瞭な濃度変調は観察されなかった。一方でH1150熱時効(400℃×3,000時間)材, H1150熱時効(400℃×10,000時間)材では、スピノーダル分解によるCr濃度の変調が観察されている⁽⁸⁾ので、第一近接分布解析法⁽¹²⁾を用いて、Cr濃度の分布解析を実施し、得られたINNパラメータを比較した。図9にINNパラメータの熱時効依存性を示した。H1150は、400℃の熱時効でINNパラメータが次第に増加するが、320℃で10,000時間

時効でのINNパラメータは0.059でありスピノーダル分解の進行は顕著ではなかった。比較のため示したように、400℃で熱時効したステンレス鋼のフェライト相でのINNパラメータはさらに大きな値を示すので、H1150のスピノーダル分解は、ステンレス鋼のフェライト相に比べてスピノーダル分解が顕著ではないものと考えられる。

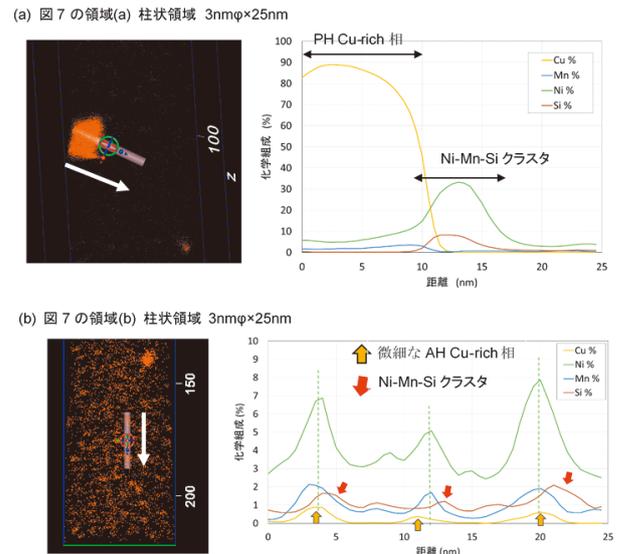


図8 H1150熱時効(320℃×10,000時間)材の1次元濃度プロファイル(a)(b)は、図7(a)と(b)領域に対応

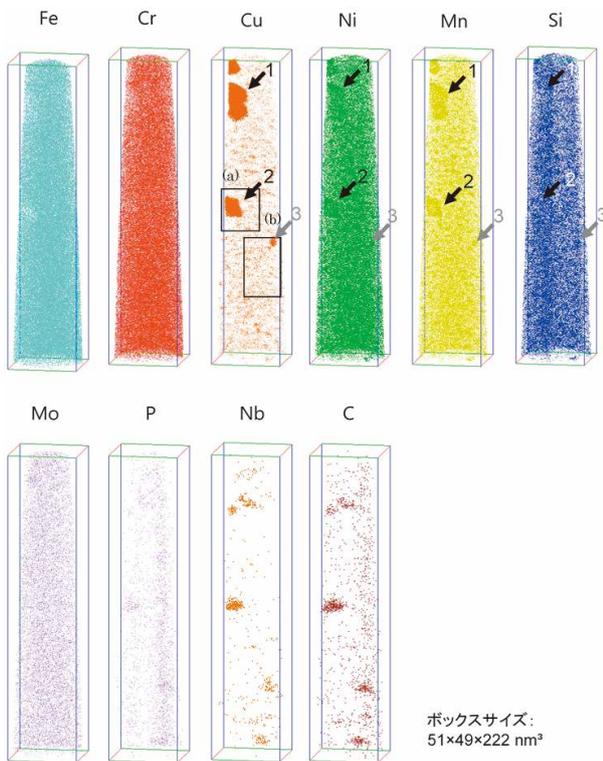


図7 H1150熱時効(320℃×10,000時間)材のATOMマップ

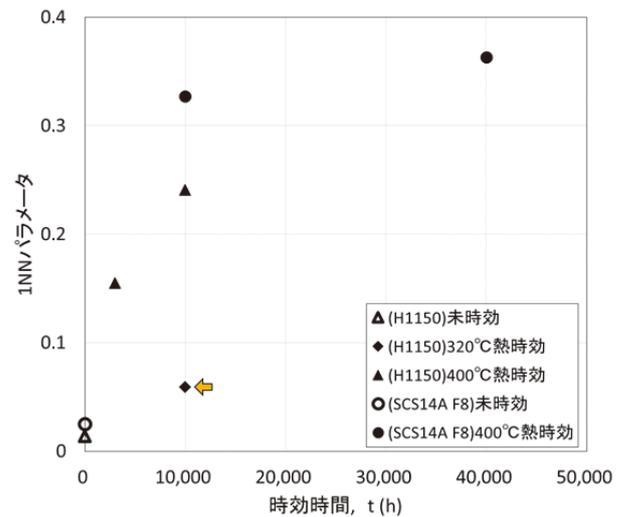


図9 H1150のINNの熱時効依存性
◀ : H1150熱時効(320℃×10,000時間)材

4. 考察

4.1 SUS630のSCC進展速度と硬さの関係

熱時効による硬化とSCC進展速度の関係を見るために、熱処理により硬さを変化させたSUS630のSCC進展速度と硬さの関係を図10に示した。SUS630の硬さは析出硬化熱処理およびその後の熱時効により硬化するが、いずれも材料の硬さがHV1=380以上に硬化するとSCC進展速度が増加した。この結果は、種々のマルテンサイト系ステンレス鋼(403, 420J1, 431, 630, CW304など)のBWR(NWC)環境下のSCC感受性が材料のビッカース硬さ340以上で増加するとしてTsubotaら結果⁽⁶⁾と類似の傾向であった。本研究結果は、Tsubotaらの結果とは環境条件や試験手法が異なるため単純な比較はできないが、材料の硬さの増加がSCC挙動に影響するという観点で共通点がある。SCC進展速度(あるいはSCC感受性)を増加させる硬さの閾値についても、Tsubotaらのビッカース硬さ340に対して、本研究の380は若干硬いものの、それほど大きな差はない。この鋼種のPWR1次冷却材環境下のSCC挙動と、BWR(NWC)環境下のSCC挙動の間には、メカニズムの共通部分があることが示唆される。現状、高温水中のSUS630のSCCメカニズムは明確ではないが、工学的には、このような硬さの変化を基準に保守の目安を得ることも考えられる。

一方で見方を変えると、図10の赤点線枠で囲った範囲のように、ビッカース硬さがHV1=380を超えて硬化した材料条件でも、そのSCC進展速度は

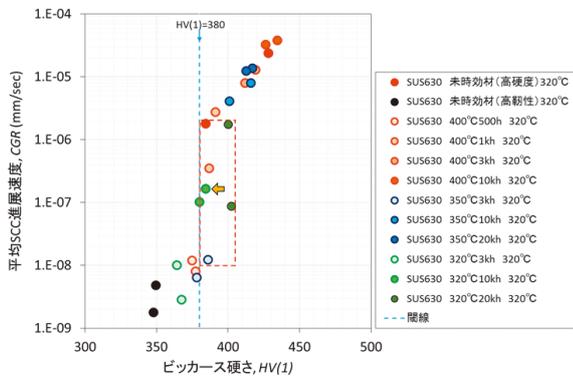


図10 SUS630のSCC進展速度と硬さの関係
(320°C, 500ppm B + 2ppm Li + 30cc/kg-DH, K=30MPa \sqrt{m})
◀: H1150熱時効(320°C×10,000時間)材

速いもので 2.0×10^{-6} mm/secから遅いもので 1.0×10^{-8} mm/secと概ね二けた程度の差異がみられる。このことから、熱時効によるSCC進展速度の増加が、単に硬さの増加だけで説明できるものではなく、熱時効による微細組織変化の硬化への影響度と、SCC挙動への影響度が異なることが示唆される。

4.2 熱時効硬化因子とSCC進展速度増加因子

320°C, 350°C, 400°Cの熱時効によりSUS630は硬化し、またSCC進展が増加する傾向が確認された。熱時効硬化因子としては、マルテンサイト相中においても400°Cで5,000時間の熱時効でスピノーダル分解とG相の析出が生じることが、Murayamaらから報告されており⁽¹⁴⁾、本研究でも前報にてH1150の400°Cで3,000時間以上の熱時効条件では、APT分析によりこのスピノーダル分解とG相の生成を確認するとともに、微細なAH Cu-rich相の生成を確認し報告した⁽⁸⁾⁽⁹⁾。図7と8に示したように、本研究からさらに低温の320°C熱時効でも数nmサイズのAH Cu-rich相が生成すること、また隣接してG相が生成することが確認された。一方で、320°Cで10,000時間の熱時効条件では、スピノーダル分解の進行は顕著ではなく、この熱時効条件の主たる硬化因子は数nmサイズのAH Cu-rich相とG相の生成によるものと考えられた。

図4に矢印で示したように、H1150(320°C×10,000時間)熱時効材でSCC進展速度の増加は観察されている。前述のように、この熱時効条件での主な析出反応は数nmサイズのAH Cu-rich相が生成すること、また隣接してG相が生成することであった。これらの観察結果から、数nmサイズのAH Cu-rich相と隣接したG相の生成、またそれらによる硬さの増加は、SCC進展速度の増加に寄与したものと考えられる。一方でこの熱時効条件では、スピノーダル分解が顕著でなくてもSCC進展の増加が確認されたことから、スピノーダル分解のSCCへの寄与が少ない可能性が示唆される。

図6に硬さと熱時効時間の関係を示したように、H1100とH1150は、400°Cで10,000時間まで熱時効すると、HV1=430程度まで硬化した。熱時効による硬化はH900とH1025についても観察されるため、熱時効による硬化の程度を比較するために増分硬さを熱時効に対してプロットし図11に示した。また、Yrieixらの報告によるH1100の硬さ⁽⁵⁾、赤

澤らのH1075の硬さ⁽¹³⁾から熱時効材の増分硬さを算出し同図に示した。H900の増分硬さがその他の材料条件に比べて若干少なく $\Delta HV1 = 60$ 程度であった。それ以外の材料は析出硬化熱処理条件にかかわらず400℃の10,000時間の熱時効により概ね $\Delta HV1 = 80 \sim 90$ 程度まで硬化した。図4に示したように、400℃の10,000時間の熱時効条件では、 $3.3 \sim 3.8 \times 10^{-5}$ mm/secまでSCC進展速度が増加するとともに、スピノーダル分解によるCr濃度の変調、G相の生成に加えて、数nmサイズのAH Cu-rich相も確認している⁽⁹⁾。これらの析出相の生成により、H1150熱時効(400℃×10,000時間)材はHV1=430まで熱時効硬化し、SCC進展速度が増加したものと考えられる。図9に示したように、400℃の10,000時間の熱時効条件では、スピノーダル分解によるCr濃度の変調も増加しているため、スピノーダル分解の全進行過程でSCCへの寄与が少ないとは言えない。いずれにせよ、各々析出物の硬さやSCC挙動への寄与度については、その析出相の性質、大きさ、析出量、析出相間の相互作用などにも影響されることが想定されるので、今後のさらなる検討による検証が望まれる。

本研究から、熱時効硬化因子が徐々に明らかになってきたので、熱時効脆化抑制とSCC抑制のための材料条件について考察する。Yrieixらは、Cr濃度を13~17%変化させた析出硬化型ステンレス鋼で熱時効後の硬化を比較した場合、Cr濃度が低い方が熱時効後の硬化量が小さくなることを報告している⁽⁵⁾。この結果から、スピノーダル分解による硬化や脆化を抑制するには、材料中のCr濃度の低減が一つの選択肢と考えられる。一方で一般的な耐食性改善のためには、材料中のCr濃度を増加させた方が有利と考えられること、本研究結果ではスピノーダル分解のSCCへの寄与が少ない可能性が示唆されたことから、Cr濃度の低減はSCC改善のためには得策ではない可能性がある。次に、G相の生成量はNi,Mn,Siの低減により抑制されるので、関連元素を低減すれば硬化と脆化の抑制が期待される。ただし、G相のSCCへの寄与については明確ではないので、今後の検証が望まれる。Cu-rich相は、SUS630の第2相粒子として強度と硬度を制御するために添加されている元素のため、SUS630を使用する限りCuを添加しない選択肢はないが、熱時効後のAH Cu-rich相の抑制には、Cuの添加量とその後の熱処理の最適化が現実的な対応として考えられ

る。ただし、Cu-rich相についてもSCCへの寄与については明確ではないので、今後の検証が望まれる。析出硬化型ステンレス鋼の各種析出反応とその硬さへの寄与、SCC挙動への寄与については、材料の強度と耐食性とのバランスの観点で重要である。今後さらなるデータの蓄積と検証が望まれる。

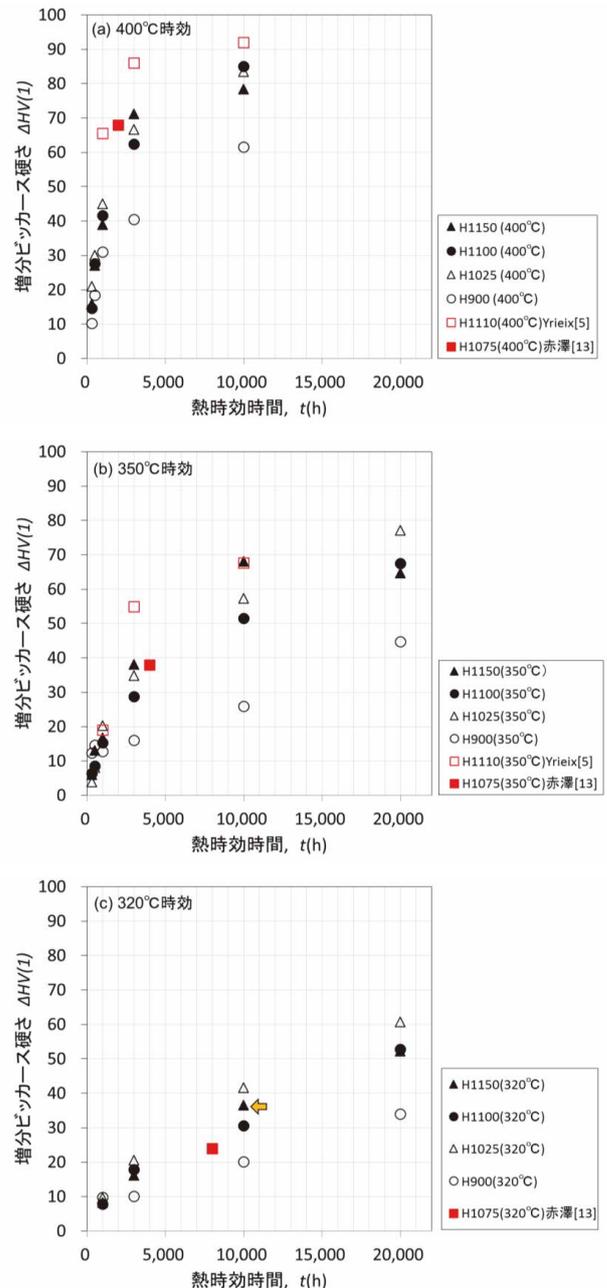


図11 増分ビッカース硬さと熱時効時間の関係
 ◀ : H1150熱時効 (320℃×10,000時間) 材

5. まとめ

SUS630のPWR 1次冷却材を模擬した320℃の高温水中でのSCC進展挙動に及ぼす長時間熱時効の影響を、320℃、350℃、400℃で最長20,000時間の熱時効材で、SCC進展試験により評価した。また、硬さと微細組織を調べ、その関連性を検討した結果、以下の知見を得た。

比較的高靱性のH1100とH1150は、320℃10,000時間以上の長時間の熱時効により熱時効硬化し、またSCC進展速度は増加し始める。この熱時効条件での硬化は、主として熱時効により生成した数nmサイズのCu-rich相と隣接して生成するG相によるものと考えられた。スピノーダル分解は、この熱時効条件では顕著ではなく、硬さおよびSCC進展への寄与は少ないものと考えられた。

6. 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、黒崎登氏による多大な協力があった。この場を借りて謝意を表します。

参考文献

- (1) ステンレス鋼便覧, 日刊工業新聞社, p.642, (1976).
- (2) JIS G 4303 (2005), “ステンレス鋼棒”, JISハンドブック, 鉄鋼 I, p.1099, (2007).
- (3) 17-4PH Stainless steel, Products Data Sheet, AK Steel, (2007).
- (4) A. Olender, J Gorman, C. Marks, G. Ilevbare, “Recent Operating Experience Issues with 17-4PH in LWRs”, Fontevraud 8, (2014).
- (5) B. Yrieix, M. Guttman, “Aging between 300 and 450°C of wrought martensitic 13-17 wt% Cr stainless steels”, Materials Science and Technology, 9, pp.125-134, (1993).
- (6) M. Tsubota, K. Hattori, T. Kaneko, T. Okada, “Effect of Tempering Temperature on SCC Susceptibility of Martensitic Stainless Steels in High Temperature Water”, 4th Int. Conf. of Degradation of Materials in Nuclear Power Systems Water Reactor, pp.9-66-75, (1990).
- (7) 山田卓陽, 寺地巧, 岡本マキエ, 有岡孝司, “SUS630の高温水中のSCC進展挙動”, INSS JOURNAL Vol.24, pp.101-108, (2017).
- (8) 山田卓陽, 寺地巧, 岡本マキエ, 有岡孝司, “SUS630の高温水中のSCC進展挙動(第2報)-熱時効, 温度, 応力の影響”, INSS JOURNAL Vol.25, pp.91-101, (2018).
- (9) 山田卓陽, 寺地巧, 岡本マキエ, 有岡孝司, “高温水中SUS630のSCC進展挙動に及ぼす長時間熱時効の影響 硬さと微細組織変化からの検討”, 日本原子力学会2019年春の年会 1M05.
- (10) T. Yamada, T. Terachi, T. Miyamoto and K. Arioka, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, ICAPP 2017, 17432, (2017).
- (11) 牧正志, “鉄鋼の相変態—マルテンサイト変態編 I—鉄合金のマルテンサイト変態の特徴—”, まてりあ, p.557, 第54巻, 第11号, (2015).
- (12) M. Kato, Acta Met., 29 (1981) 79.
- (13) 赤澤 弾, 三浦靖史, 加古謙司, 新井 拓, “BWR環境中におけるSUS630のSCC き裂進展速度に及ぼす熱時効の影響”, 第66回材料と環境討論会 (2019) D-104.
- (14) M. Murayama, Y. Katayama and K. Hono, “Microstructural evolution in a 17-4 PH stainless steel after Aging at 400°C”, Metall. Mater. Trans. A. Vol. 30A, pp.345-353, (1999).

エルボ管テーパ部の軸方向欠陥に対する 超音波探傷試験条件の検討（第2報）

Study on Ultrasonic Testing Conditions for an Axial Flaw in a Taper of Pipe Elbow on Weld Piping (II)

市来 隆一 (Ryuichi Ichiki) *¹ 堤田 正一 (Shoichi Tsutsumida) *²
西川 嘉人 (Yoshito Nishikawa) *¹

要約 加圧水型原子炉 (PWR) の1次冷却材管等に使用されている casting ステンレス鋼は、その柱状晶組織により超音波の減衰が大きいため配管外面からの超音波探傷試験は困難であるとされていた。INSSは大型2振動子探触子およびこれを用いた実機適用可能な自動超音波探傷システムを開発した。しかし、この探触子では、走査することができないエルボ管テーパ部の配管内面にある軸方向欠陥を探傷できない。本報では、エルボ管テーパ部の配管内面にある軸方向欠陥に対して、探触子の走査可能な位置から超音波を斜めに入射して欠陥からのエコーの識別性を高める条件を超音波探傷シミュレーションにより検討した。その結果、探触子を欠陥方向に向ける Probe-skew 探傷が適しており、超音波を欠陥方向に斜めに入射する角度であるスキュー角は40°～60°で欠陥からの信号強度が高いことが分かった。

キーワード 超音波探傷試験, 鋳造ステンレス鋼, フェーズドアレイ技術, 走査不可範囲, 超音波探傷シミュレーション, スキュー探傷

Abstract Ultrasonic testing has been thought to be difficult to apply to cast stainless steel which is used for reactor coolant pipes or other components in pressurized water reactors (PWRs), because of the large attenuation of ultrasonic waves caused by the material columnar structure. A twin crystal transducer probe and an automatic ultrasonic testing system using the probe were developed in INSS. This probe, however, cannot detect axial flaws on inner surfaces of the tapers of elbow pipes, as it cannot be scanned on outer surfaces of the tapers. In this paper the conditions to discern echoes from the axial flaws on inner surfaces of the tapers of pipe elbows were studied in the case that ultrasonic waves were incident at an angle from the possible-to-scan zone by ultrasonic testing simulation. As a result, it was found that the probe skew method in which the probe faced the flaw was suitable and the skewed angle between 40 and 60 degrees, which is the angle at which ultrasonic waves are obliquely incident in the flaw direction, had high signal intensity from the flaw.

Keywords ultrasonic testing, cast stainless steel, phased array, inaccessible zone, ultrasonic testing simulation, skewed beam method

1. はじめに

加圧水型原子炉 (PWR) の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する1次冷却材管等の溶接部は、供用期間中検査において体積試験が要求されており⁽¹⁾、手法として超音波探傷試験が用いられる。

1次冷却材管やポンプケーシングなどに使用されている鋳造ステンレス鋼は、優れた耐食性、溶接性

を有するが、製造時の冷却過程において非常に大きな柱状晶が成長する。その柱状晶組織により超音波の減衰が大きく、超音波探傷試験は困難であるとされていた。そこで、黒住らは、斜角探傷法による大型2振動子探触子およびこれを用いた1次冷却材管の検査に適用可能な自動探傷システムを開発した^{(2)~(9)}。

図1にテーパのある配管溶接部の体積試験範囲⁽¹⁾

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 非破壊検査(株)

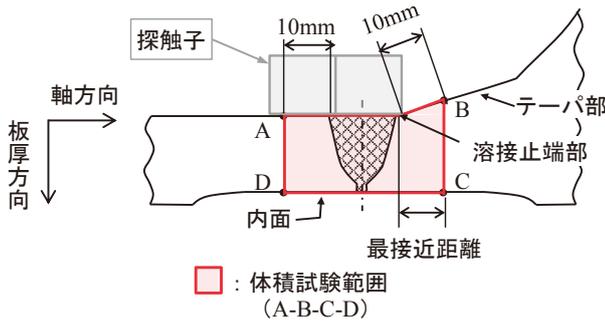


図1 テーパーのある配管溶接部の体積試験範囲

の例を示す。体積試験範囲は図のA-B-C-D (赤線) で囲まれた範囲で、軸方向に溶接止端部からそれぞれ10 mm、板厚方向に配管外面から内面まで、周方向に全周の範囲である。

エルボ管テーパー部など探触子を走査できない試験範囲 (走査不可範囲) の配管内面にある周方向欠陥は、エルボ管と溶接で接続する直管側から探傷が可能であり、前述の超音波探傷システムで探傷できることが確認されている⁽⁴⁾⁽⁸⁾⁽⁹⁾。一方、走査不可範囲の配管内面にある軸方向欠陥は幾何学的に欠陥面に正対して探触子を配置することができず、従来の斜角探傷法では探傷することができない。このような構造上の幾何学的形状等の理由で検査が困難な箇所⁽¹⁾の検査は免除⁽¹⁾されているが、記録を残し⁽¹⁾⁽¹⁰⁾、代替措置を講じることが要求⁽¹¹⁾されており、事業者は代替措置として評価等により健全性を確認している。しかし、原子力発電所の更なる安全性向上の観点から検査が困難な箇所を低減し、残余のリスクを小さくすることが望ましい。

そこで、著者らは、欠陥面の凹凸により生じる散

乱波と欠陥端部に生じる回折波 (端部エコー) に着目し、軸方向欠陥の欠陥面に対して探触子の走査可能な位置から超音波を斜めに入射して探傷 (以下スキュー探傷という) する技術の開発を行ってきた。これまでに、超音波探傷シミュレーションではその可能性を見出すことができたが、⁽¹²⁾ 鑄造ステンレス鋼試験体を用いた探傷試験では、ノイズに対して欠陥からのエコーの振幅は小さく、識別できなかった⁽¹²⁾。

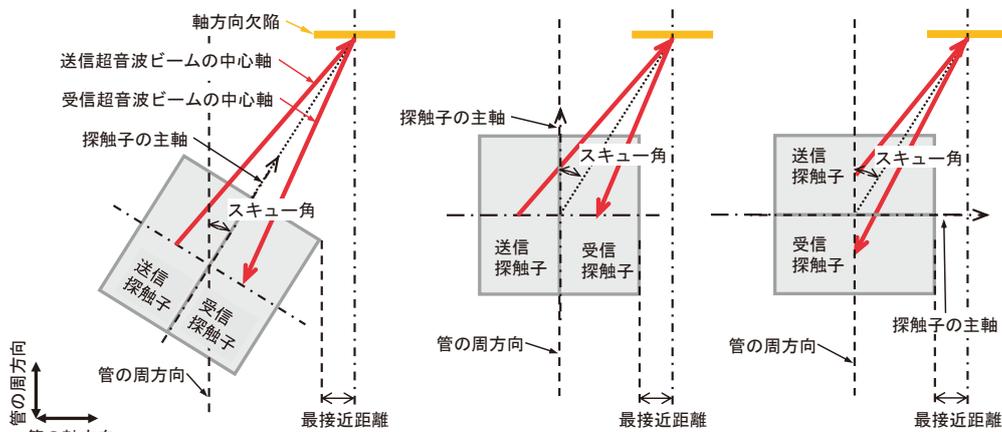
本報では、走査不可範囲の配管内面にある軸方向欠陥からのエコーの識別性を高める、スキュー探傷での最適な探触子の向きと、超音波を欠陥方向に斜めに入射する角度であるスキュー角を、超音波探傷シミュレーションにより検討した。

2. 探傷条件の検討

2.1 定義・原理

2.1.1 スキュー探傷, Probe-skew 探傷 および Beam-skew 探傷

スキュー探傷とは、欠陥に正対して探触子を配置できないとき、探触子の向きに関わらず、欠陥面に対して斜めから超音波を入射して行う探傷方法の総称と定義する。図2にスキュー探傷の概念を示す。スキュー探傷には探触子の向きが異なる二つの方法が考えられ、(1)探触子の長手方向の中心線 (以下探触子の主軸という) を欠陥の中心に向けるように配置する Probe-skew 探傷と、(2)探触子の主軸が



(a) 探触子の向き：周方向 (b) 探触子の向き：軸方向

(1) Probe-skew探傷

(2) Beam-skew探傷

図2 スキュー探傷

管の周方向または軸方向となるよう探触子を配置する Beam-skew 探傷とである。どちらも各々の探触子位置から送受信する超音波の交点が欠陥開口部の中心で結ぶよう超音波を任意の位置に集束させることが可能なフェーズドアレイ技術を採用した。ここで、探傷する接平面（探傷面）上で探触子の中心と欠陥の中心を結ぶ線分と配管の周方向とが成す角をスキュー角と呼ぶ。

2.1.2 フェーズドアレイ技術の原理

フェーズドアレイ技術は、複数の振動子を配列したアレイ探触子の各振動子の励振のタイミングを電子的に制御し、各振動子から発生する超音波を合成して、任意の方向で任意の焦点位置に超音波を集束させることが可能な技術である。図3にフェーズドアレイ技術による超音波伝播方向と焦点位置の制御の考え方を示す。図3(1)に示すように1次元に配列した振動子の一端から順に一定時間間隔で励振することで、各振動子から発生する超音波の合成波は1個の斜角探触子から発生したように超音波を斜めに入射することが可能である。次に図3(2)のように、振動子の両端から順に励振することにより、超音波を集束させることもできる。さらに、図3(3)のように、これらを組み合わせることで超音波を斜めに入射し、2次元の任意の位置に集束させることもできる。これを拡張し、図3(4)のように2次元に配列した振動子をもつマトリクスアレイ探触子の振動子の励振のタイミングを制御することによって、3次元の任意の位置に超音波を集束させることが可能となる。本検討では、超音波を3次元の任意の位置で集束させることができるマトリクスアレイ探触子を用いた。

2.2 これまでの研究課題

探触子の走査不可範囲の配管内面にある軸方向欠陥に対して走査可能な位置から超音波を斜めに入射して探傷（スキュー探傷）する技術を開発するため、欠陥からの信号強度を高める条件を検討してきた。前報⁽¹²⁾では、周方向または軸方向探傷用として開発したマトリクスアレイ探触子を用いて、前述の自動超音波探傷システムへの実装が容易な Beam-skew 探傷（探触子の向き：周方向）におけるスキュー角を 30° と 80° として検討した。その結果、減衰の無い等方均質材としたモデルでの超音波探傷シミュレーションではスキュー探傷による欠陥検出の可能性を見出すことができた。しかし、铸造ステンレス鋼試験体を用いた探傷試験では、放電加工（electric discharge machining, :以下 EDMとする）スリットを識別できなかった。また、スキュー角が大きい 80° では受信探触子の下を通過する送信波の一部が直接受信探触子で受信されることにより生じたと考えられる大きなノイズ（以下回り込みによるノイズという）が生じた。

以上から、铸造ステンレス鋼を対象とした探傷試験においては、欠陥からの信号強度を高め、回り込みによるノイズを低減することによって、欠陥からのエコーの識別性を高める探傷条件を追求する必要があると考えた。

2.3 検討目的と条件

走査不可範囲の配管内面にある軸方向欠陥に対して、回り込みによるノイズを低減し、欠陥からのエコーの信号強度が高くなるような Probe-skew 探傷と Beam-skew 探傷におけるスキュー角を超音波探傷シミュレーションにより調べた。

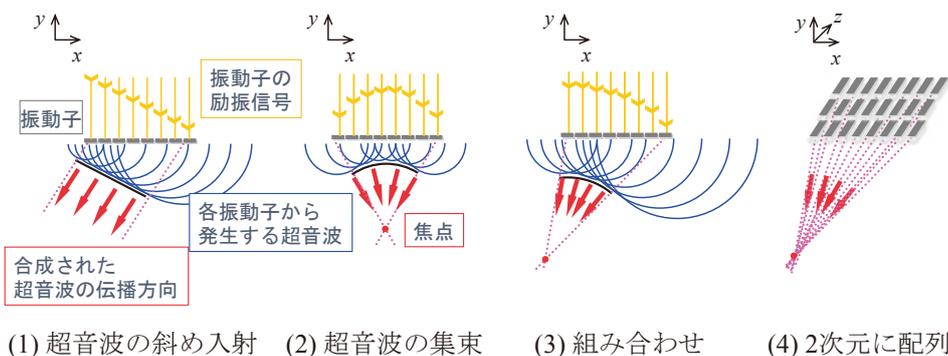


図3 フェーズドアレイ技術による超音波伝播方向と焦点位置の制御

2.3.1 Probe-skew 探傷と Beam-skew 探傷の比較

図2に示す各探傷方法の超音波ビームの中心軸の長さが超音波の伝搬距離（ビーム路程）であり，探触子の大きさ，探触子がテーパ部と干渉せずに欠陥に最接近できる距離（最接近距離）およびスキュー角が同じであれば，Probe-skew探傷に比べBeam-skew探傷のビーム路程は短くなり，信号強度が高くなることを期待される。

また，使用する送受信分割型探触子の各探触子は，探触子の主軸方向すなわち前後方向に長く左右方向に短いため，Beam-skew探傷では，探触子面を左右方向に傾けて超音波を送受信すると超音波の一部が探傷面に到達する前にウェッジ（超音波ビームを所定の角度で屈折させるために振動子と試験体間に設置するくさび）の側面で遮断される。これにより信号強度が低下すると考えられる。さらに本検討で使用したマトリクスアレイ探触子は，前後方向で超音波を集束させるよう設計しており，左右方向への集束には適していない。また，Beam-skew探傷では，受信探触子の下を通過する送信波を減らし回り込みによるノイズを低減するために，小さいスキュー角では主軸を周方向にしたBeam-skew探傷（周方向）にて，大きいスキュー角では主軸を軸方向としたBeam-skew探傷（軸方向）にて検討した。

Probe-skew探傷では，探触子の前後方向に超音波を入射させるため，回り込みによるノイズの影響は小さいと考えられる。

以上から，Probe-skew探傷が有利と考えたが，自動探傷システムへの実装が容易なBeam-skew探傷もシミュレーションで解析し，比較することとした。

2.3.2 スキュー角

表1にスキュー角が欠陥からのエコーに与える影響を示す。スキュー角が大きいほど超音波の路程が短くなり材料減衰の影響を受けにくい。一方，スキュー角が小さいほど送受信超音波ビームの中心軸の欠陥面に対する角度が垂直に近づきエコーは戻りやすい。前報⁽¹²⁾ではスキュー角が30°と80°のBeam-skew探傷による探傷試験を行い，EDMスリットを検出できなかったが，これは欠陥面に対して超音波ビームが垂直に近いスキュー角30°では路

表1 スキュー角が欠陥からのエコーに与える影響

スキュー角	超音波の伝搬距離（路程）	材料減衰の影響の受けにくさ	欠陥面に対する角度	反射波の戻り易さ
大	短い	大	平行に近い	小
小	長い	小	垂直に近い	大

程が長く材料減衰の影響が大きくなったためで，またスキュー角80°では欠陥面に対して超音波ビームが平行に近くなり受信探触子方向への反射が少なかったためと考えられる。両者の間に最適な条件があると考え，スキュー角40°から65°の範囲を検討することとした。

3. 超音波探傷シミュレーション

3.1 解析方法

スキュー探傷による受信信号波形を得る超音波探傷シミュレーションを実施し，欠陥からのエコーの有無，エコーの最大振幅値およびノイズの大きさを各条件で比較・検討した。超音波探傷シミュレーションには，超音波伝播解析ソフトComWAVE⁽¹³⁾を使用した。ComWAVEは8節点立方体要素による3次元有限要素解析コードである。

3.2 解析条件

3.2.1 エルボ管テーパ部の形状と 想定する欠陥の位置

図4に軸方向欠陥のある配管溶接部の軸方向断面を示す。探触子が走査できない試験範囲が最も広くなる溶接止端部からエルボ管テーパ部となる形状を想定した。最も路程が長くなるよう，走査できる位置から欠陥が最も遠くなるエルボ管側体積試験範囲境界に欠陥開口部中心を想定した。

3.2.2 探傷条件

前述のとおり，スキュー角は40°～65°の範囲とした。図5にウェッジの傾斜角と屋根角を示す。図5(1)にProbe-skew探傷を，(2)に振動子面に傾き

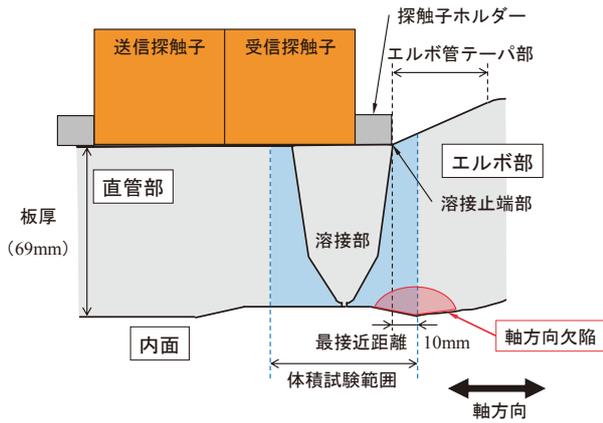


図4 配管溶接部の軸方向断面

を設けたBeam-skew探傷を示し、それぞれの探傷方法の(a)に探触子の前後方向断面への投影図を、(b)に探触子の左右方向断面への投影図を示す。Probe-skew探傷では、図5のように振動子面が超音波ビームに垂直となるようウェッジの傾斜角と屋根角を設定した。Beam-skew探傷では、ウェッジの傾斜角と屋根角をともに0°と設定して解析した後、その結果の中から欠陥からのエコーの振幅値が最大のものについて振動子面に傾きを設けて解析を実施した。また、マトリクスアレイ探触子の焦点位置は欠陥開口部の中心に設定した。

なお、回り込みによるノイズの低減効果を確認するために、スキュー角80°についても解析した。

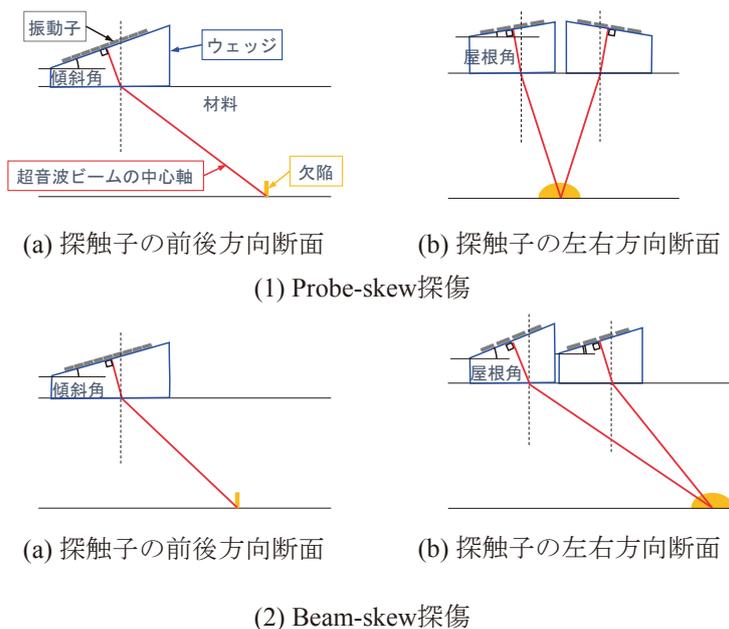


図5 ウェッジの傾斜角と屋根角

3.2.3 解析モデルと解析条件

モデル化した探触子は探傷方向に向かって左側を送信用、右側を受信用とした左右分割のマトリクスアレイ探触子とし、表2にモデル化した探触子とウェッジの仕様を示す。周波数は0.5 MHz、波のモードは縦波とした。ウェッジの傾斜角と屋根角は探傷条件に合わせて設定した。また、ウェッジの底面は配管表面に合わせた曲率を有する。表3にモデル化した配管の仕様を示す。モデルは外径836 mmの配管の一部とした。2種類の欠陥の形状はいずれも半楕円で、長さ50 mm、深さ14 mm (板厚の20%)、間隙0.5 mmとし、 casting stainless steel fatigue crack を模擬した欠陥面に凹凸があるモデル (以下疲労き裂という) と放電加工スリットを模擬した欠陥面が平坦なモデル (以下平面スリットという) とした。疲労き裂は、開放した casting stainless steel の疲労き裂面を3次元形状計測器により計測して凹凸を数値化しモデル化したものである。表4にそれぞれの材料物性値として音速等の値を示す。各材料モデルは、スキュー角の最適位置を探るため減衰がない等方均質材とした。

図6に解析モデルの例を示す。図6(1)がProbe-skew探傷 (スキュー角45°) のモデル、(2)がBeam-skew探傷 (周方向・スキュー角45°) のモデルの例である。配管内面の欠陥と振動子の位置関係から、モデルの端面による超音波の伝播への影響が

表2 モデル化した探触子・ウェッジの仕様

項目	仕様
周波数	0.5 MHz
波のモード	縦波
振動子数	64
振動子配列 (前後×左右)	16列×4列
振動子寸法 (前後×左右)	71.5 mm×24.7 mm
探触子の個数	2個
ウェッジの寸法 (前後×左右)	100 mm×100 mm

表3 モデル化した配管の仕様

項目	仕様
形状	配管の一部 外径 836 mm
溶接部	なし
厚さ	69 mm
欠陥	疲労き裂および平面スリットの2種類 半楕円形状 長さ50 mm, 深さ14 mm, 間隙0.5 mm 長手方向: 軸方向, 深さ方向: 半径方向

表4 材料物性値

材料モデル	種別	縦波音速 (m/s)	横波音速 (m/s)	密度 (kg/m ³)	減衰
探触子/ウェッジ	等方均質材	2.35×10^3	1.15×10^3	1.05×10^3	なし
配管	等方均質材	5.77×10^3	3.15×10^3	7.85×10^3	なし

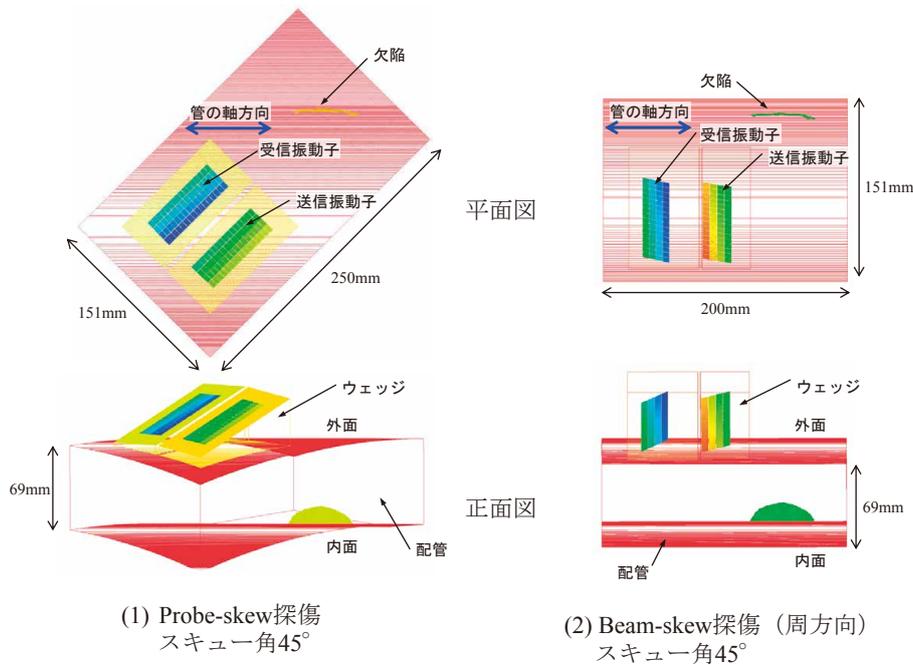


図6 解析モデルの例

表5 解析条件

項目	内容
要素	8 節点立方体
要素寸法	0.2mm
解析時間	送信振動子からは発信した超音波が、欠陥で反射し受信振動子に戻るのに十分な時間

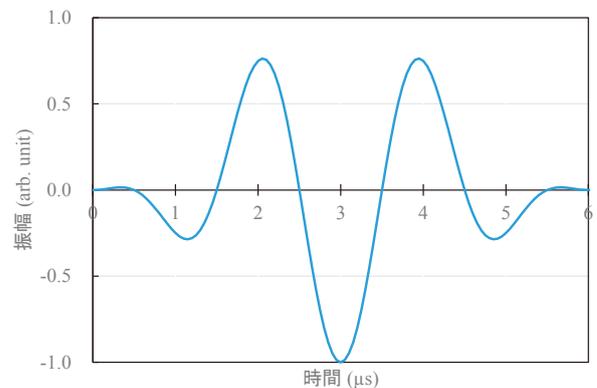


図7 送信波形

ないことを確認した。

表5に解析条件，図7に送信波形を示す。送信波形は送信振動子からの送信波形を模擬したパルス波である。

4. 解析結果

図8にProbe-skew探傷で得られた受信信号波形の例を示す。縦軸は縦波に相当する体積ひずみの振幅，横軸は送信波発信後の経過時間である。図8(1)はスキュー角 50° での，(2)はスキュー角 60° での受信信号波形であり，それぞれ(a)は疲労き裂を，(b)は平面スリットを欠陥とした場合の受信信号波形である。また，図9にBeam-skew探傷で得られた受信信号波形の例を示す。スキュー角に応じて変化する受信信号波形の入射点から欠陥開口部の中心までの伝播距離に相当する時刻（以下欠陥の中心時刻という。図中にも示す）付近に現れた信号を欠陥からのエコーと判断した。解析の結果，全ての探傷条件で欠陥からのエコーを確認し，回り込みによるノイズのような欠陥の識別に影響を与えるノイズは認められなかった。疲労き裂では欠陥の中心時刻前後の図8，9の青い矢印で示す時刻の範囲で広がりを持って信号が現れ，平面スリットでは欠陥の中心時刻では振幅が小さく，その前後の図8の赤い矢印で示す時刻で比較的振幅の大きな信号が現れた。また，その受信信号が現れた時刻もスキュー角が大きくなれば早まり，路程が短くなることに対応している。

また，図10に回り込みによるノイズの低減効果を確認するために解析したスキュー角 80° で疲労き裂の場合の受信信号波形の例を示す。図10(1)はProbe-skew探傷での，(2)は前報⁽¹²⁾で報告したBeam-skew探傷（周方向）での受信信号波形である。Beam-skew探傷（周方向）では，回り込みによるノイズが生じ，図8，9の疲労き裂のような欠陥の中心時刻前後に広がりを持った信号は識別できなかった。しかし，Probe-skew探傷では大きなノイズはなく，図8，9の疲労き裂のように欠陥の中心時刻前後に広がりを持った信号を識別できた。このように，Probe-skew探傷ではBeam-skew探傷（周方向）でみられた回り込みノイズのような欠陥の識別に影響を与える大きなノイズは認められなかった。

図11に欠陥からのエコーの最大振幅値のスキュー角による変化を示す。図11の縦軸は欠陥か

らのエコーの最大振幅値，横軸はスキュー角である。Probe-skew探傷による疲労き裂からのエコーの最大振幅値は，スキュー角 $40^\circ\sim 65^\circ$ でほぼ一定であり，その値はBeam-skew探傷より大きい。一方，Probe-skew探傷による平面スリットからのエコーの最大振幅値は，スキュー角 $40^\circ\sim 60^\circ$ でほぼ一定であり，その値は他の角度の値より大きい。また，Beam-skew探傷（周方向または軸方向）による疲労き裂からのエコーの最大振幅値は，スキュー角 $30^\circ\sim 60^\circ$ でほぼ一定であった。更に，Probe-skew探傷による疲労き裂からのエコーの最大振幅値は，Beam-skew探傷による疲労き裂の1.5倍以上，Probe-skew探傷による平面スリットの2倍以上と大きな値となった。

Beam-skew探傷（周方向）によるスキュー角 45° での疲労き裂からのエコーの最大振幅値のうち※印のついたものが超音波ビームに垂直となるよう振動子面に傾きを設けた場合の値である。Beam-skew探傷での振動子面の傾きの有無による疲労き裂からのエコーの最大振幅値の差は，Probe-skew探傷とBeam-skew探傷の疲労き裂からのエコーの最大振幅値の差と比べ小さかった。

5. 考察

Probe-skew探傷による疲労き裂からのエコーの最大振幅値は，平面スリットに比べて2倍以上であった。また，疲労き裂では欠陥の中心時刻前後に広がりを持って信号が現れ，平面スリットでは欠陥の中心時刻の信号の振幅は小さくその前後に振幅の大きな信号が現れた。これは，図8～10中に示すように，疲労き裂の欠陥面の凹凸による散乱波をとらえたが，欠陥面が平坦な平面スリットでは散乱波は少ないためと考えられる。また，疲労き裂及び平面スリットで欠陥の中心時刻前後の比較的振幅の大きな信号は，欠陥の楕円弧上の端部からの回折波（端部エコー）を受信したものと推定される。

Probe-skew探傷によるスキュー角 $40^\circ\sim 60^\circ$ で疲労き裂および平面スリットからのエコーの最大振幅値はともに大きくほぼ一定であり，疲労き裂からのエコーの最大振幅値はProbe-skew探傷がBeam-skew探傷よりも1.5倍以上大きかった。また，Probe-skew探傷では，欠陥の識別に影響を与えるような大きなノイズは認められなかった。さらに，Beam-skew探傷では，超音波ビームに垂直となる

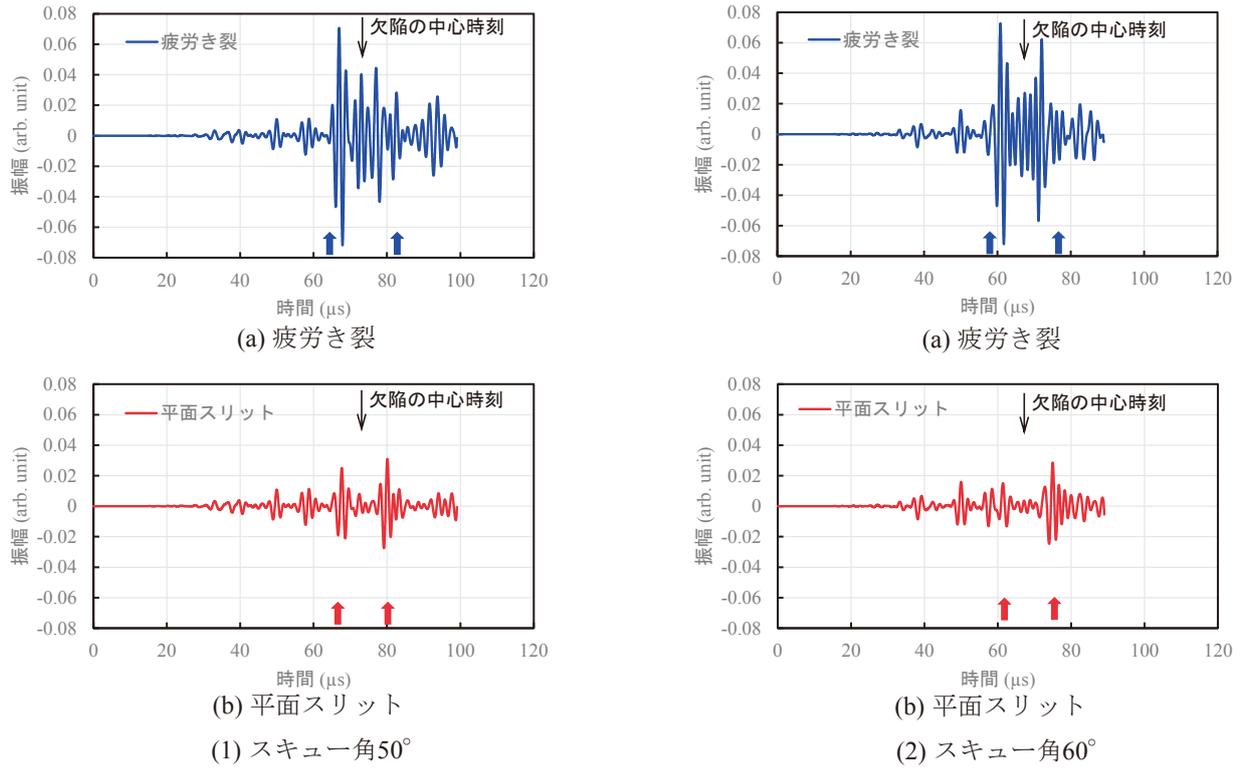


図8 受信信号波形の例 (Probe-skew探傷)

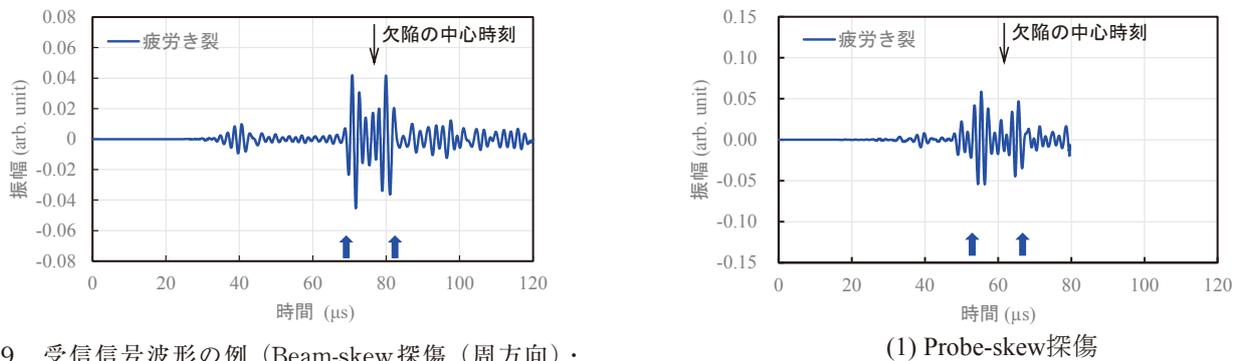


図9 受信信号波形の例 (Beam-skew探傷 (周方向)・スキュー角 45° ・疲労き裂)

よう振動子面に傾きを設けても欠陥からのエコーの最大振幅値は大きくならなかった。振動子面の傾きの効果を得るためには、ウェッジの側面で超音波が遮断されない大きなウェッジとする必要があり、自動超音波探傷システムへ容易に実装できるというBeam-skew探傷のメリットがなくなる。以上のことから、走査不可範囲の配管内面にある軸方向欠陥からのエコーの識別性を高めるためには、Probe-skew探傷の方が適しており、スキュー角については $40^\circ \sim 60^\circ$ が良好であることが分かった。

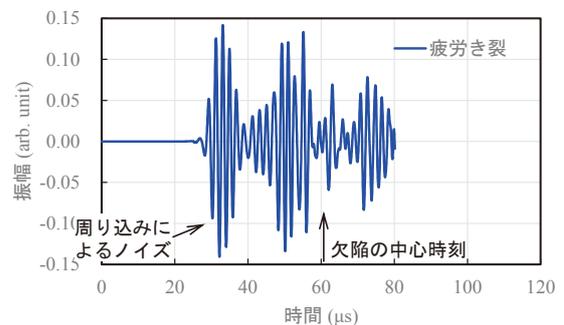


図10 受信信号波形の例 (スキュー角 80° ・疲労き裂)

(凡例)

探傷方法 探触子の向き	Probe-skew	Beam-skew 探傷	
	探傷	周方向	軸方向
疲労き裂	○	△	□
平面スリット	○	△	—

※：振動子面に傾きを設けたBeam-skew探傷

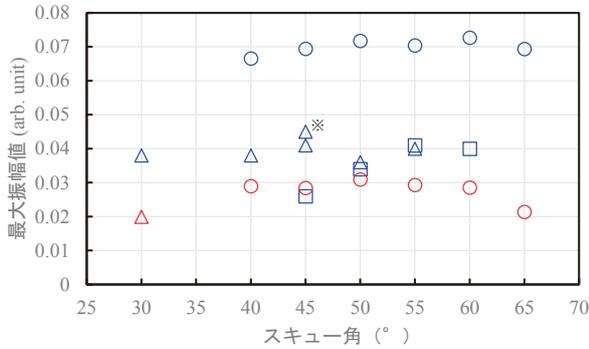


図11 欠陥からのエコーの最大振幅値のスキュー角による変化

6. 結論

本報では、走査不可範囲の配管内面にある軸方向欠陥からの信号強度を高めてノイズを低減し、エコーの識別性を高める、スキュー探傷での最適な探触子の向きと、超音波を欠陥方向に斜めに入射する角度であるスキュー角を、超音波探傷シミュレーションにより検討した。その結果以下のことが分かった。

- (1) 探触子を周方向または軸方向に向けたままで超音波を欠陥方向に入射するBeam-skew探傷に比べ、探触子を欠陥方向に向けるProbe-skew探傷が適しており、その信号強度はBeam-skew探傷の1.5倍以上高い。
- (2) スキュー角は、40°～60°が欠陥からの信号強度が高く良好であった。
- (3) 鋳造ステンレス鋼の疲労き裂を模擬した欠陥面に凹凸があるモデルからの信号強度は、平面スリットより2倍以上高い。

今後は、シミュレーションで確認した有効な条件について、探傷試験で検証するとともに、欠陥からのエコーの識別性をより高める方策を検討する予定である。

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,

- (2) 黒住保夫, “鋳造ステンレス鋼の超音波探傷検査技術の開発” INSS JOURNAL Vol.7, pp.159-171, (2000).
- (3) 黒住保夫, “鋳造ステンレス鋼の超音波探傷における結晶組織が超音波の入射角と欠陥検出感度に与える影響” INSS JOURNAL Vol.10, pp.198-209, (2003).
- (4) 黒住保夫, 石田仁志, “新開発自動超音波探傷システムを用いた鋳造ステンレス鋼中の欠陥検出感度およびサイジング特性” INSS JOURNAL Vol.11, pp.182-197, (2004).
- (5) 黒住保夫, “鋳造ステンレス鋼の超音波探傷技術：鋳造ステンレス鋼試験片中疲労欠陥の深さ・長さ測定 - 端部エコー法による深さサイジング (寸法測定) -” INSS JOURNAL Vol.12, pp.251-270, (2005).
- (6) 西川嘉人, 石田仁志, 黒住保夫, “鋳造ステンレス鋼配管溶接部における軸方向き裂の大型探触子による検出性評価” INSS JOURNAL Vol.20, pp.182-190, (2013).
- (7) 西川嘉人, “鋳造ステンレス鋼配管溶接部における軸方向き裂の大型探触子による深さサイジング性評価” INSS JOURNAL Vol. 21, pp.163-169, (2014).
- (8) 西川嘉人, “鋳造ステンレス鋼の超音波探傷技術の開発状況” INSS JOURNAL Vol.22, pp.208-212, (2015).
- (9) 石田仁志, “ステンレス鋳鋼超音波探傷試験システムの開発と実機適用” INSS JOURNAL Vol.25, pp.209-213, (2018).
- (10) 軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程 (JEAC4207-2008), 日本電気協会, (2008).
- (11) “実用発電原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈”, 令和2年1月15日改正, 原規技発第2001159号, 原子力規制委員会, (2020)
- (12) 市来隆一, 遠藤賢, 堤田正一他, “エルボテーパー部の軸方向欠陥に対する超音波探傷条件の検討” INSS JOURNAL Vol.26, pp.164-172, (2019).
- (13) 伊藤忠テクノソリューションズ, 超音波伝播解析ソフトウェアComWAVE, <http://www.engineering-eye.com/ComWAVE/index.html>

米国原子力発電所の火災防護検査における 指摘事項の傾向分析

Trend analysis of findings in the fire protection inspection of U.S. nuclear power plants

徳久 聡 (Satoshi Tokuhisa) *1

要約 わが国では、原子力発電所に対して規制当局が実施する検査制度の見直しが行われており、これまでの国による規制から、事業者の自主規制により安全水準の向上を目指したものとなっている。具体的には、これまで規制当局が実施してきた使用前検査や施設定期検査を廃止し、事業者が検査や主体的な合否判定を行い、事業者自ら問題点を改善するというものである。検査制度の見直しに当たっては、米国の発電所において2000年より開始され、検査、評価、強制措置の仕組みを統合したものである原子炉監視プロセス (Reactor Oversight Process; 以下、ROP) を参考としている。本研究では、ROPのうちの一つである、火災防護3年毎検査について、米国で公開されている米国原子力規制委員会 (Nuclear Regulatory Commission: NRC) 公式ホームページで入手可能な、検査報告書から指摘事項を抽出して分析することで、今後国内の原子力発電所の火災防護における安全水準向上のために参考となり得る手掛かりを調査した。

キーワード 火災防護, NRC, ROP

Abstract In Japan, the inspection system implemented by the regulatory authorities for nuclear power plants is being reviewed currently, and it is intended to improve the safety level through voluntary actions of operators based on national regulations. Specifically, the pre-use inspections and facility periodic inspections that have been carried out by the regulatory authorities have been abolished, and the business operators conduct inspections and make voluntary pass/fail judgments themselves to solve safety problems. In reviewing the inspection system, operators refer to the Reactor Oversight Process (ROP), which started in 2000 at power plants in the United States and integrates the inspection, evaluation, and enforcement measures. In this study, reported results from the fire protection triennial inspection, one of the ROPs, were taken from the inspection reports on the official website of the US Nuclear Regulatory Commission (NRC). By extracting and analyzing the issues pointed out, we investigated possible clues that can be used as references for improving the safety level in fire protection of nuclear power plants in Japan.

Keywords fire protection, NRC, ROP

1. 背景および目的

原子炉監視プロセス (Reactor Oversight Process; 以下、ROP) とは、NRCが米国内の運転中商業炉に対して行っている監視の枠組みであるが、これは検査、評価、強制措置の仕組みが統合されたものである。ROPの目的は、発電所の安全パフォーマンスを評価し、それに応じた規制行為をタイムリーに実施することにより、事業者の対応状況を監視して一定の基準による評価を行うことである。このよ

うな規制活動は一般公衆に公開され、規制活動の透明性が確保されている。⁽¹⁾

本研究では、上記ROPの考え方を取り入れた国内での新検査制度において、今後国内にて参考となりうる検査の事例を調査するため、ROPの中のひとつの検査を選定した。選定にあたっては、2000年4月に米国でROPが導入されて以降、これまでに相当数の指摘がある火災防護3年毎検査を対象とした。火災防護3年毎検査とは、承認された火災防護プログラムにおいてクレジットが取られ

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

ている構築物、系統、及び機器が、それらの認可ベースの機能を遂行できることを3年に1回の頻度で確認する検査である。

2. 実施内容

調査では、ROPの検査報告書より指摘事項（以下、Finding）を抽出した。Findingとは、規制当局であるNRCの検査官が検査マニュアル（Inspection Manual Chapter, 以下IMC）のフローに基づき、事業者に対して違反を指摘したものであり、安全重要度が高い順より、「赤」、「黄」、「白」、「緑」と色分けがなされている。「赤」の場合は、安全重要度が高いこと、「黄」は安全重要度が実質的なものであること「白」は安全重要度が低から中程度であること、「緑」は安全重要度が非常に低いことを示している。このFindingを分析することにより、今後、国内の原子力発電所で、火災防護における安全水準向上の参考となり得る手掛かりを調査した。

火災防護3年毎検査について、NRC公式ホーム

ページ (<https://www.nrc.gov/>) に電子データとして保存されている報告書より、Findingの記載箇所を抽出し、整理した。

2.1 2000年から2019年までのFindingの調査

火災防護3年毎検査が開始された2000年から、至近の2019年までの報告書より、各発行年におけるFindingの数およびFindingの色分けごとの件数を調査した。種類調査結果を表1に示す。なお、色分けにあたり報告書内に「緑」と記載されておらず、「非常に低い安全重要度」、「安全重要度が低い」等の表現が記載されている場合は、「緑」に分類した。また、未定（TBD）、色なし（No color）、緑より大きい（greater than green）、その他（other）等で記載されており、色の分類の記載がなかったものは「その他」に分類した。

その結果、Findingの色分けごとの2000年～2019年の間の合計件数については、赤が0件、黄が1件、白が7件、緑が500件、その他が47件となった。

表1 2000年から2019年における、Findingの数およびFindingの色の種類

報告書発行年 (年)	報告書数 (個)	Findingの数 (個)	Findingの色分け			
			黄	白	緑	その他
2000	16	21	0	1	19	1
2001	26	24	0	1	18	5
2002	19	24	0	1	18	5
2003	25	47	0	0	28	19
2004	23	27	0	1	24	2
2005	26	25	0	1	20	4
2006	22	32	0	0	30	2
2007	21	27	0	0	27	0
2008	26	41	0	0	40	1
2009	26	37	0	0	37	0
2010	15	18	1	1	15	1
2011	26	40	0	1	39	0
2012	19	27	0	0	25	2
2013	20	30	0	0	28	2
2014	20	26	0	0	26	0
2015	21	34	0	0	34	0
2016	21	32	0	0	29	3
2017	20	21	0	0	21	0
2018	20	13	0	0	13	0
2019	21	9	0	0	9	0
計	433	555	1	7	500	47

また、2011年より以前においては、黄が1件、白が7件だったのに対して、2012年以降は、黄が0件、白が0件であった。なおFindingの色が、黄、白となったものについて、発電所名、報告書発行年、Findingの概要で表したものを表2に示す。

次に表1をもとに発行年毎のFinding数をグラフで表したものを図1に示す。2000年から2017年は各年のFindingの数が25個前後であるが、2018年は13件、2019年は9件と減少傾向を示した。

次に、報告書内に記載されたFindingの種類傾向を確認するために、Findingの種類（IMCの中で項目分けしているもの）を分類した。なお、

NRCのIMCのうち、IMC 0609 Appendix F（火災防護の重要度決定プロセス（指摘の色を評価するプロセス）関係が記載されているもの）の改訂でFindingの種類が項目が多岐にわたることより、Findingが多い項目の傾向を把握するため、過去20年でFindingの数が10個以上のものを抽出した。結果を図2に示す。なお、図中の赤色の点線は、IMCが改訂された年（2001年、2004年、2005年、2013年、2018年）を表したものである。なお、それぞれの改訂の概要として、2001年は火災シナリオの定義の追加等による改訂、2004年はリスク情報を提供するため新しい定性的および定量的分析ステップ

表2 Findingの概要（色が黄、白となったもの）

色	発電所名	発行年	概要
黄	Browns Ferry	2010	高温停止状態を達成し、維持するために必要な1系統のケーブルと機器について、20箇所の防火区域で火災による損傷がないことを保証できなかった。
白	Salem	2000	1号機と2号機の4160Vac開閉器室の二酸化炭素濃度試験において、必要な50%のCO2濃度に到達または維持できないと判断した。
白	Palisades	2001	ケーブル布設室の北西部分に煙探知器を不適切に配置した。
白	Oconee	2002	運転認可者の火災防護認可に記載されている運転員の措置が適切に実施しなかった。（その後のフォローアップで白と分類した。）
白	Turkey Point	2004	防火区域での火災に対して、3号機と4号機の機械設備室に全エリア火災検知器と恒設消火システムがなかった。
白	Crystal River	2005	ケーブルを火災による損傷から物理的に保護または分離できず、代わりにNRCが承認していない現地の運転員の手動措置に依存していた。
白	Browns Ferry	2009	手順0-SSI-001「安全停止指示書」の改訂により、利用可能な機器を利用して、狭い範囲のスケールで原子炉水位を+2インチ以上に復旧および維持する運転員の能力に基づく条件を追加した。
白	Cooper	2011	原子力発電所の緊急時手順に含まれるいくつかの手順において、書面通りに機能することが繰り返し保証できていなかった。

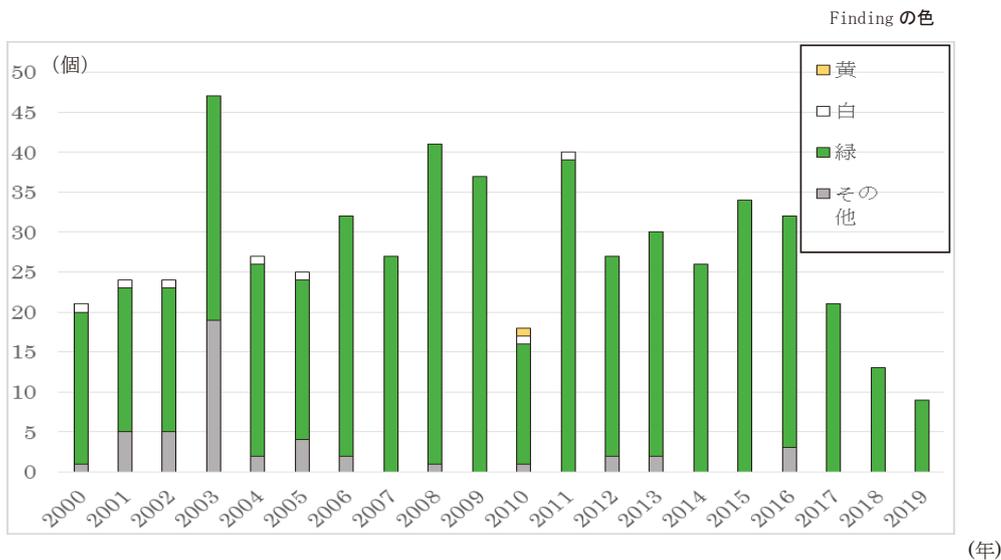


図1 年毎のFindingの数

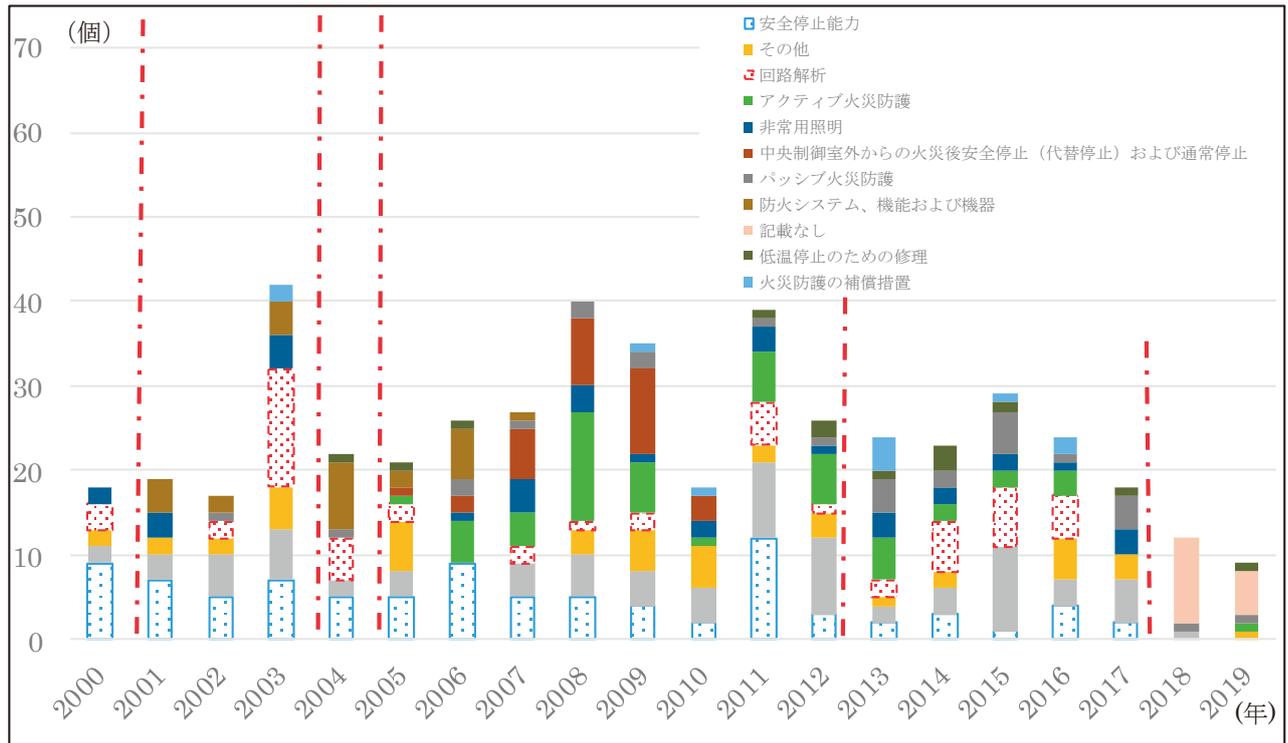


図2 Findingが多い項目に対する年毎のFindingの傾向

の導入等による改訂，2005年は想定される高い信頼度の火災の火炎強度のための統計数の変更等による改訂，2013年および2018年は火災指摘事項のスクリーニング質問の変更等に伴う改訂である。

Findingの項目のうち、「記載なし」については、検査報告書のFindingの項目を記載する欄が空白となっていたものである。

Findingのうち、IMCの改訂において変更がなかった「安全停止能力」「代替停止能力」「回路解析」「非常用照明」については、毎年ではないが、継続的に指摘があった。

「防火システムおよび、機能および機器」については2008年以降になく、また「中央制御室外からの火災後安全停止（代替停止）および通常停止」については2005年から2010年のみであり、「アクティブ火災防護」については2005年以降のみであり、「パッシブ火災防護」については、2013年から2017年に多くあるという結果となった。

各年をとおして発生している、「安全停止能力」「代替停止能力」「回路解析」「非常用照明」については、継続的に発生しているため、事例を把握することで、今後も事業者の参考になるとと思われる。

2.2 2015年から2019年までのFindingの重点整理

2015年頃以降の指摘の数が減少傾向であったため、減少しても指摘事項として残るものを把握することが重要だと考え、2015年から2019年に発行された検査報告書より、報告書に指摘事項として記載されていたすべてのFindingを計109件抽出した。Findingの種類を件数を図3に示す。

抽出したFindingのうち、多かった項目として上位3項目を調査したところ、「Alternative Shutdown Capability（代替停止能力）」およびこれに関連するものが計19件、「Circuit Analysis（回路解析）」およびこれに関連するものが計12件、「Passive Fire Protection（パッシブ火災防護）」およびこれに関連するものが計12件であった。代替停止能力とは、あるエリアにおいて、安全な停止が確保できない場合に代替となる安全停止の操作等であり、Findingの一例として、要求された適切な代替停止手順にて実施していなかったという記載があった。また、パッシブ火災防護とは、耐火壁等であり、Findingの一例として、防火貫通シールの劣化に気づかず識別せず修理しなかったという事例があった。また、回路解析とは、ある電気回路での

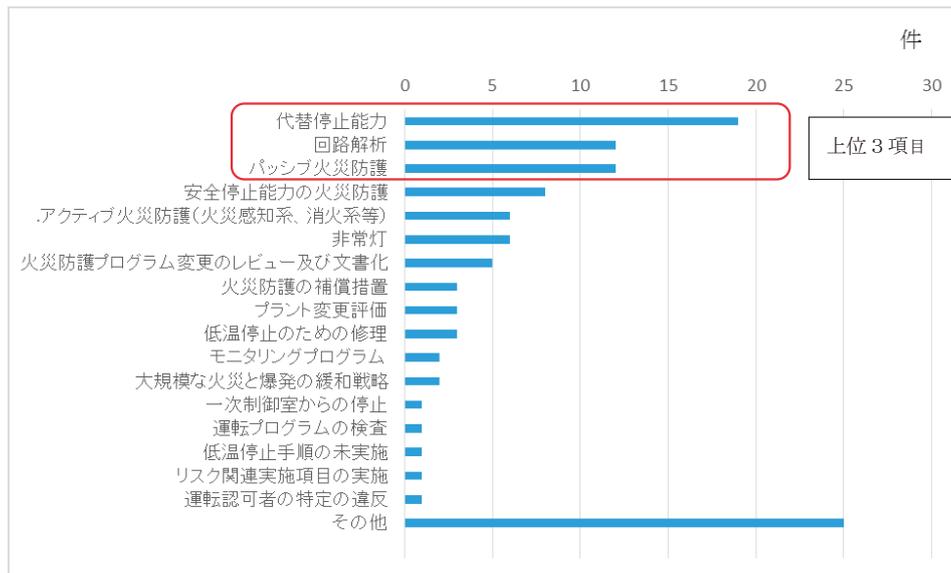


図3 2015年Findingの種類の件数

火災による別の電気回路への影響の解析等であり、Findingの一例として、複数の弁において電気回路設計が不十分で、ケーブル短絡により弁が誤動作する恐れがあるという事例があった。これらの事例についても今後事業者の参考になると思われる。

3. まとめ・考察

米国火災防護3年毎検査報告書(2000年から2019年までに発行されたもの)から、Findingを抽出した。その結果、各年の検査報告書に、記載されたFindingの数は25個前後であり、2018年は13件、2019年は9件と減少傾向を示した。減少傾向についてその理由を確認すべく今後も調査していく必要がある。なお、「安全停止能力」「代替停止能力」「回路解析」「非常用照明」については、継続的にFindingとして指摘されているため、これらの事例については、新検査制度を発電所への展開を検討するうえで、事業者にとって参考になりうると思われる。また、Findingの事例を把握することで、検査制度以外の安全対策において参考となり、安全水準向上に期することが考えられるが、今後もFindingの傾向等を注視していく必要がある。

参考文献

- (1) 一木邦康, 米国発電所で実施されている安全文化醸成に資する諸活動についての分析, INSS Journal Vol. 19, 2012 P238.

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

Analysis of License Event Reports at U.S. Nuclear Power Plants

永山 統啓 (Munehiro Nagayama) *1

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）を用いて傾向分析を行った結果を紹介する。この傾向分析は、機械、電気、計装、発電の職能毎に不具合の原因および影響を分析した。また、安全に影響を与える要因と考えられる内部火災および外部事象について分析した。

キーワード 海外原子力発電所, 異常事象報告, 傾向分析, 内部火災, 外部事象

Abstract Incidents that occur at overseas nuclear power plants (NPPs) include events that can be used as references for improving the safety and stable operation of NPPs in Japan. We have obtained information on incidents in other countries, analyzed and evaluated them, and have proposed recommendations to prevent similar events from occurring at domestic NPPs. This paper introduces the results of trend analysis using license event reports (LERs) of US NPPs. This trend analysis shows influence and cause of the incidents by cutting to each division of machinery, electricity, instrumentation, and operation. We also analyzed internal fires and external events among the LERs that are thought to be major factors that affect safety of NPPs.

Keywords nuclear power plant, license event report, incident, trend analysis, internal fire, external event

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きた。

これら個別の事故・故障情報の分析に加えて、傾向分析を活用することにより、更に有効な教訓を引き出すことができる可能性がある。傾向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。

本稿では、LERの概要分析としてプラント運転への影響、安全機能への影響、発電所要員への労働

安全的な影響、職能（発電所の課や係の単位）別に分類した。更に、機械、電気、計装、発電の4職能別に傾向分析を行った。また、安全に影響する重要な要因である火災および外部事象についても傾向分析を行った。

2. LERとは

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。

以下に報告基準の例を示す。

- ・技術仕様書（T-spec）要求による発電停止
- ・安全障壁の劣化
- ・安全に脅威を与える外部事象（自然現象）
- ・手動／自動装置の作動（補助給水など）

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

- ・安全機能（原子炉停止，崩壊熱除去，放射性物質放出抑制，事故緩和）の喪失
- ・計画外の放射性物質の放出
- ・発電所の安全対策要員の傷害

LERには，事象概要，対象設備（ヒューマンエラー起因の事象は作業や操作），影響度，原因，対策などが記載されているのでこれらの情報を活用した。

3. LERの概要分析

(1) 対象としたLERとLER件数の推移

a. 対象としたLER

2010年から2018年の2779件のデータを対象とした。

b. LER件数の推移

LER件数の推移を図1に示す。単年あたり概ね300件前後で推移しているが，最近はやや減少傾向にある。これは，米国での発電停止事象の減少⁽¹⁾と傾向が一致することから，リスクインフォームド規制導入の成果とも考えられる。

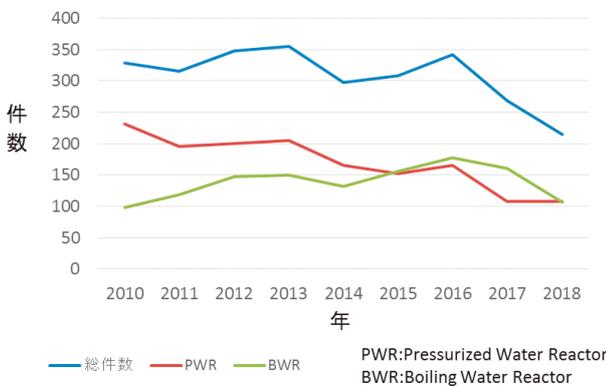


図1 LER件数の年別推移

(2) プラント運転への影響

原子力発電所を安全に運転するには，安定的なプラント状態を維持することが重要である。これに影響を与える事象を図2に分類した。手動停止(11%)，自動トリップ(11%)，出力変動(1%)，ECCS作動(0.7%)，内部火災(0.4%)，影響なし(76%)であった。なお，ECCS作動は，ほとんどが誤作動である。

(3) 安全機能への影響

原子力発電所の安全機能を確保するためには，

N=2779

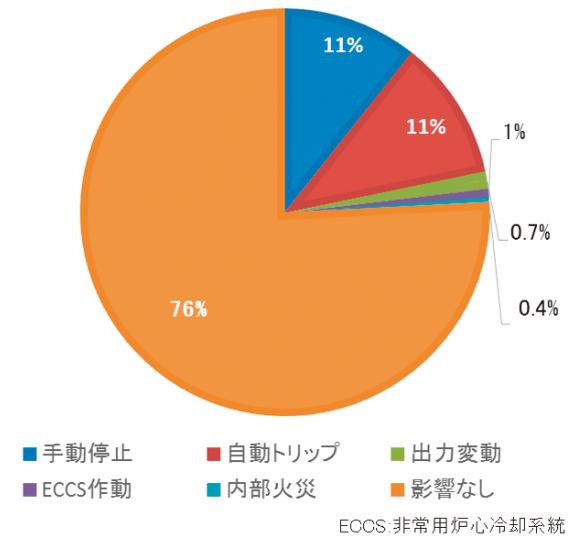


図2 プラント運転への影響

T-Specに規定される運転制限条件(LCO)を遵守する必要がある。

例えば，ポンプの場合は，冗長系を含めた運転可能台数，性能確認試験の頻度や結果をLCOとして定めている。これを逸脱した場合には，所定の措置(完了時間内に回復させるかプラント停止)が要求される。この要求を果たせない場合に代替措置(またはNRCの裁定措置)の実行に拘わらず，T-Spec違反とカウントしている。

図3にT-Specへの影響を分類した。T-Spec措置(32%)，T-Spec違反(29%)，不明(4%)，影響なし(35%)であったLERの61%が，T-Specに影響する事象であった。そのうち，T-Spec違反が29%と多数あるが，その内訳として，逸脱状態に長期間気づかなかつた事象，構成管理の問題，冗長設備の誤作業，作業完了時間の超過を確認した。

T-Specに定める所定の措置を採った件数，違反した件数は，間接的に安全性を示す指標となると考えられるが，より明確に影響を確認するためには，確率論的安全評価(PRA)を活用した評価が有効である。

米国では，PRAを活用した分析が進んでおり，事業者およびNRC双方において意思決定のための補助的なツールとして活用されている。NRCの事故前兆事象(ASP)プログラムでは，個別のLERに対して条件付き炉心損傷確率(CCDP)や炉心損傷確率増分(ΔCDP)を評価しているため本稿の傾向分析の条件出しのため参考にした2018年のASP年次報告書⁽²⁾によると2010年から2012年にCCDP

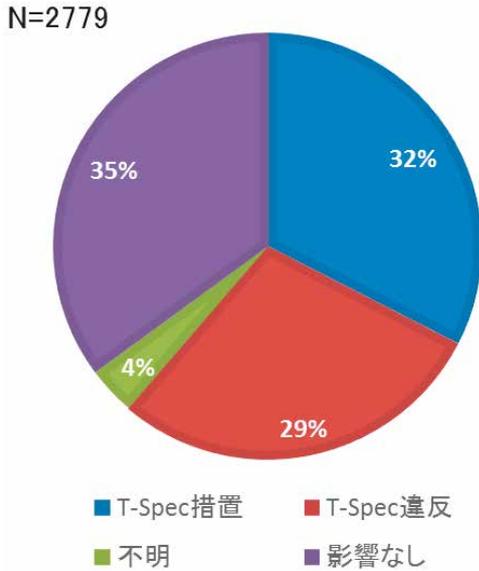


図3 T-Specへの影響

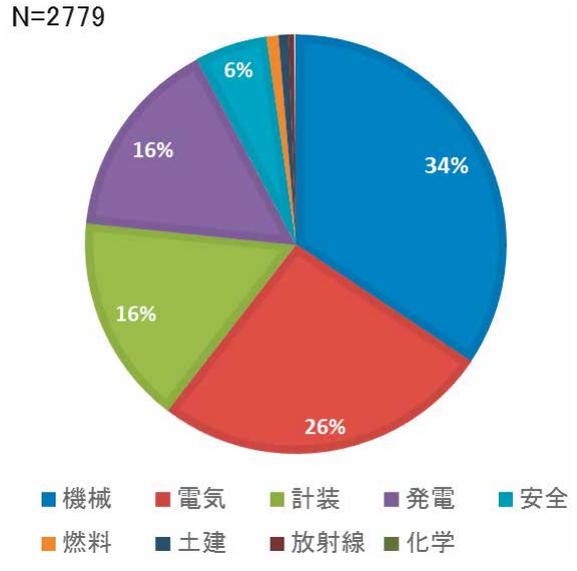


図4 職業別件数

(Δ CDP) が 10^{-4} を超える高リスク事象7件を特定している。詳細は、省略するが、これら高リスク事象は、火災および外部事象が多く関わっているので、内部火災事象と外部事象（含む外部火災）についても分析の条件に加えることにした。

なお、ASP年次報告書⁽²⁾⁽³⁾によると米国での高リスク事象は2013年以降発生していない。また、前兆事象（潜在的に原子力安全に影響を与え得る事象）についても年々低下し、2019年のASP年次報告書⁽³⁾では、最大のCCDP (Δ CDP) は、 10^{-6} オーダーまで低下している。この評価では福島第一発電所事故以降に導入された安全設備（FLEX）による事象緩和が担保されているものもあった。

(4) 発電所要員への労働安全的な影響

発電所要員への労働安全的な影響については、死亡1件、被ばく2件、不明6件、影響なし2770件であった。死亡1件は、重量物吊り上げ作業時の落下事故であった。被ばく2件は、緊急補修作業に伴う被ばく量増加、中央制御室気密境界からの空気流入（居住性評価に関する事象で実際の被ばくはない）であった。

(5) 職能別件数

図4に職能別件数を示す。機械（34%）、電気（26%）、計装（16%）、発電（16%）の4職能が92%を占めた。この傾向は、過去のINSS分析⁽⁴⁾⁽⁵⁾と同様である。

4. 職能別分析

職能別に異常事象の大部分を占める機械、電気、計装、発電の4職能別に分析した。

さらに保守部門（機械、電気、計装）の発生原因のうち比較的割合の大きな保守不良について要因を細分化した。

4.1 機械

(1) 発生原因別分類

機械に関する発生原因別分類を図5に示す。

機械 N=957

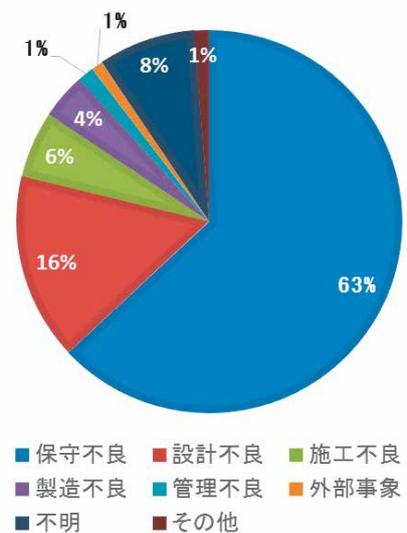


図5 発生原因別分類（機械）

保守不良 (63%), 設計不良 (16%), 施工不良 (6%), 製造不良 (4%), 管理不良 (1%), 外部事象 (1%) に分類できる。

(2) 保守不良の要因

発生原因のうち最も多い保守不良の要因は、図6に示すように計画不良 (57%), 作業者過誤 (25%), 周辺状況不良 (13%), その他 (5%) に分類できる。以下にその内容を示す。

a. 計画不良

計画不良の要因として、点検計画の不足、点検項目の不足があげられる。

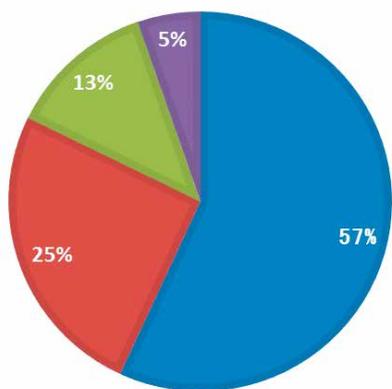
b. 作業者過誤

作業者過誤については、知識・技量不足、作業要領の確認不足、周辺機器への配慮不足、作業監督不足が要因としてあげられる。

c. 周辺状況不良

周辺状況不良とは、不適切な作業指示、作業内容の検討不足、作業準備不足である。

機械 保守不良 N=603



■ 計画不良 ■ 作業者過誤 ■ 周辺状況不良 ■ その他

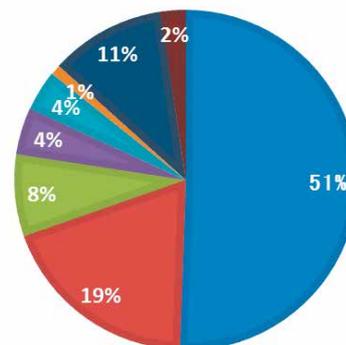
図6 保守不良の要因別分類 (機械)

4.2 電気

(1) 発生原因別分類

電気に関する事象の発生原因は、図7に示すように保守不良 (51%), 設計不良 (19%), 製造不良 (8%), 施工不良 (4%), 外部事象 (4%), 管理不良 (1%) に分類でき、電源系に影響することから外部事象の割合が他に比べて大きい。

電気 N=722



■ 保守不良 ■ 設計不良 ■ 製造不良 ■ 施工不良 ■ 外部事象 ■ 管理不良 ■ 不明 ■ その他

図7 発生原因別分類 (電気)

(2) 保守不良の要因

発生原因のうち最も多い保守不良の要因は、図8に示すように計画不良 (59%), 作業者過誤 (32%), 周辺状況不良 (5%), その他 (4%) に分類でき、以下にその内容を示す。

a. 計画不良

計画不良の内容は、点検計画の不足、点検項目の不足があげられる。

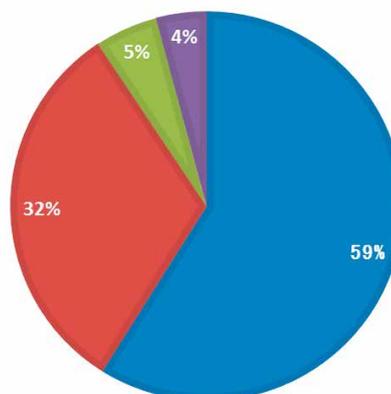
b. 作業者過誤

作業者過誤の内容は、知識・技量不足、誤配線、作業対象誤り、その他確認誤りである。

c. 周辺状況不良

周辺状況不良とは、不適切な作業指示、作業内容の検討不足、作業準備不足である。

電気 保守不良 N=365



■ 計画不良 ■ 作業者過誤 ■ 周辺状況不良 ■ その他

図8 保守不良の要因別分類 (電気)

4.3 計装

(1) 発生原因別分類

計装に関する事象の発生原因は、図9に示すとおり保守不良(62%),設計不良(13%),製造不良(8%),施工不良(2%),管理不良(1%),外部事象(0%)に分類できる。

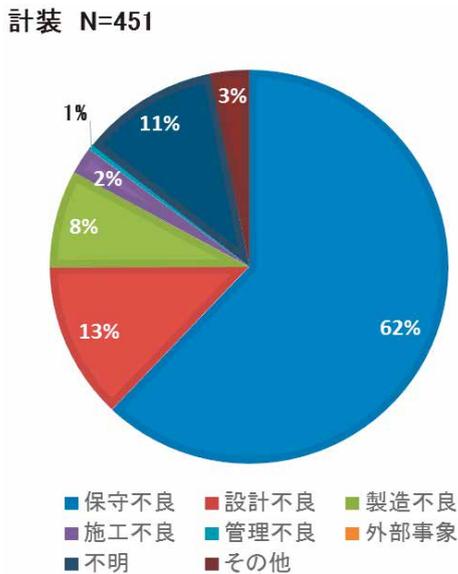


図9 発生原因別分類 (計装)

(2) 保守不良の要因

発生原因のうち最も多い保守不良の要因は、図10に示すように計画不良(57%),作業者過誤(31%),周辺状況不良(6%),その他(6%)に分類でき、以下にその内容を示す。

a. 計画不良

計画不良の内容は、点検計画の不足、定期交換計画の不足、点検項目の不足があげられる。

b. 作業者過誤

作業者過誤の内容は、知識・技量不足、作業対象誤り、誤接触、その他確認誤りである。

c. 周辺状況不良

周辺状況不良の内容は、不適切な作業指示、作業内容の検討不足、作業準備不足である。

計装 保守不良 N=280

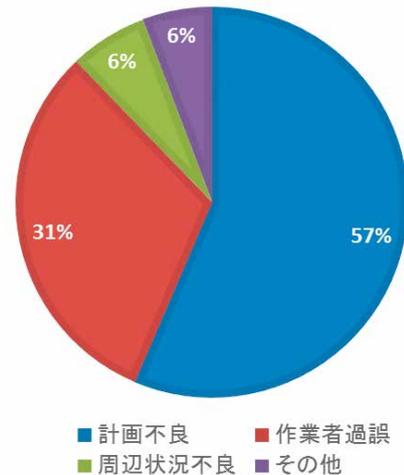


図10 保守不良の要因別分類 (計装)

a. 操作者過誤

操作者過誤の内容は、知識・技量不足、対象誤り、操作未完/欠落、逆操作、確認不足、コミュニケーション不足があげられる。

b. 計画不良

計画不良の内容は、操作手順の不足、操作ステップの欠落、他部門との調整不足である。

c. 周辺状況不良

周辺状況不良の内容は、発電所独自の慣習、技術的な関与不足、監視ツールの不足、作業基本事項の周知不足、リスクへの感受性不足、特殊事象の説明不足があげられる。

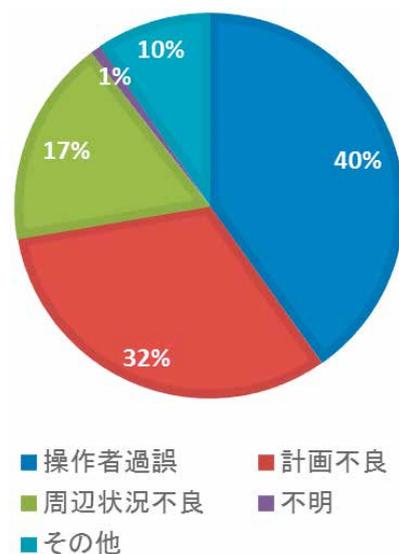


図11 発生原因別分類 (発電)

4.4 発電

発電に関する事象の発生原因は、図11に示すとおり操作者過誤(40%),計画不良(32%),周辺状況不良(17%),不明(1%),その他(10%)に分類できる。

5. 重要要因の分析

5.1 内部火災

内部火災に関連する事象が10件抽出され、表1に概要を示す。これらのうち、8件が電気関係であった。高圧電源（主変圧器、高圧ケーブル）に関する火災2件は、発電停止に至っている。また、中央制御室内の小規模火災が2件発生しているが、これはコンデンサや抵抗などの電子部品を含む部品の定期交換計画がなく長期間使用したことが原因と推測される。

5.2 外部事象

(1) 外部事象の要因

図12にトラブルの要因となった外部事象を示す。外部事象全68件の内訳は、強風（41%）、雷雨（16%）、着氷（10%）、小動物（9%）、高水温（6%）、デブリ侵入（6%）、竜巻（3%）であり、吹雪、洪水、外部火災、地震、津波、系統擾乱は、各々1件を確認した。

電気設備については、悪天候だけでなく、小動物が影響した事象が6件（9%）あることが特徴的である。

(2) 外部事象によるプラントへの影響

外部事象がプラントに与えた影響は、図13に示すように自動トリップ（19%）、手動停止（7%）、出力低下（6%）、EDG起動（22%）、影響なし（46%）であった。

外部事象 N=68

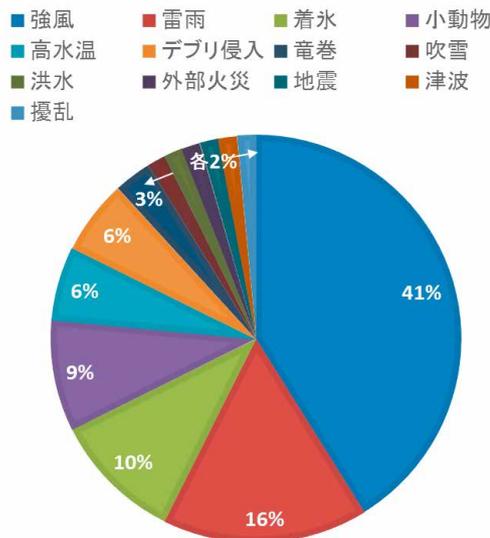
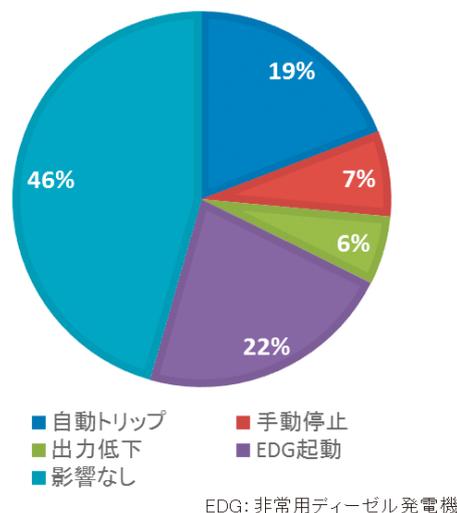


図12 外部事象の内訳

外部事象 N=68



EDG: 非常用ディーゼル発電機

図13 外部事象によるプラントへの影響

表1 内部火災関連事象

設備	部位	概要
主変圧器	中性点	主変圧器中性点ブッシングが破損し、水素火災、プラント手動停止
開閉所	CT	変流器（CT）の初期故障による発火
遮断器	内部部品	設計変更時の検証不足により交換品のフィンガーが当初よりも長くなり接触不良が生じ発熱し発火
直流モータ	モータ巻き線	磁界が弱く過大な電流が流れ短絡し発火
高圧ケーブル	起動変圧器	遮断器キュービクルへのケーブル接続不良により短絡し発火、プラント手動停止
ケーブル	ケーブル曲部	割れが生じていたケーブル曲げ部に漏えい蒸気が暴露し短絡し発火
中央制御室電源ユニット	コンデンサ	予防保全計画がなく経年劣化して短絡し発火
中央制御室カード	抵抗	水位警報回路のカードの抵抗が発火
記載なし	記載なし	タービン建屋内火災
防火区画境界	逆止弁	防火区画境界のドレンライン逆止弁を取り外し（火災ではなく評価上の問題）

外部事象は、自動トリップに至る割合が大きく、手動停止も含めると26%が発電停止に至る事象であった。

(3) 外部事象による設備への影響

外部事象が、設備に与えた影響は、図14に示すように送電系(35%)、建屋(28%)、変圧器(16%)、冷却水系(16%)、開閉器(3%)であり、

- ・電源系(送電系、変圧器、開閉器)への影響が半数以上あったが、T-Spec違反に至った事象はなかった。
- ・建屋への影響は、建築物が物理的な障害を受けたものではなく、強風や気圧の急変などにより、建屋内の負圧維持または外気取り込みに影響した事象であった。
- ・冷却水系への影響は、水温の上昇や取水口へのデブリの侵入により最終ヒートシンクに影響した事象であるが、T-Spec違反に至った事象はなかった。

外部事象 N=68

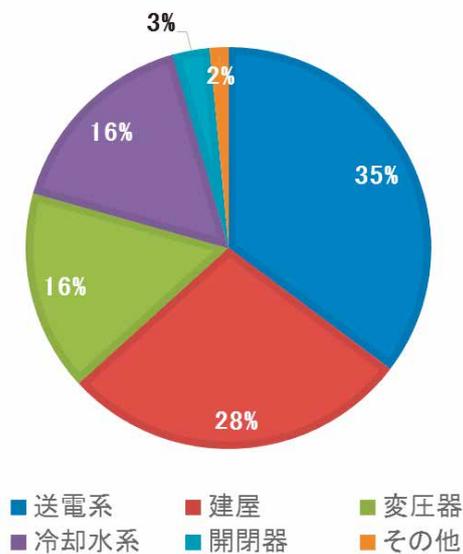


図14 外部事象による設備への影響

6. まとめ

米国のLER(2010-2018)を用いて傾向分析を行った結果を以下に説明する。

- ①保守部門(機械、電気、計装)に関する事象の原因は、「保守不良」が過半数を占め、その中でも「計画不良」、「作業者過誤」の割合が多かった。この傾向は、過去の傾向分析(4)(5)と同じで

ある。

- ②発電部門に関する事象の原因は、「操作者過誤」が半数近く、続いて「計画不良」が多い。この傾向は、過去の傾向分析(4)(5)と同じである。
- ③内部火災10件を確認し、設備、部位、概要を整理した。10件中8件が電気設備であった。高圧電源に関する火災は、発電停止に至っている。また、中央制御室内での発火事象を2件確認した。
- ④外部事象の主な要因として、悪天候ならびに小動物が影響した事象を確認した。これら外部事象は、電源系または最終ヒートシンクに影響を与えたが、発電所外への影響やT-Spec違反はなかった。

7. 傾向分析から得られた教訓

LER事象の主な発生原因を職能毎に傾向分析した。また、安全に影響を与える要因と考えられる、内部火災および外部事象を分析した。その結果から、以下の教訓を検討した。

- ①保守部門(機械、電気、計装)に関連するトラブルの発生原因のうち、比較的割合の大きな保守不良(「計画不良」、「作業者過誤」)に対して以下の教訓が考えられる。
 - a. 合理的で一貫性のある基準のもとで保守計画(点検対象、保全方式、項目、頻度など)を策定し、理解した上で作業を計画する。
 - b. 定めた保守計画に必要なリソースを確実にする。
 - c. 作業技量の確認、作業対象の確認、作業ステップの確認を確実にする方策を検討する。
- ②発電部門に関連するトラブルの発生原因のうち、比較的割合の大きな「操作者過誤」、「計画不良」に対して以下の教訓が考えられる。
 - a. 操作技量の確認、操作対象の確認、操作ステップの確認を確実にする方策を検討する。
 - b. 目的に応じた操作要領であることを確実にする方策を検討する。
 - c. 操作に必要なリソースを確実にする。
- ③内部火災(電気設備)に対して以下の教訓が考えられる。
 - a. 火災の発生経験がある電気設備に対して、状態変化の監視が可能な診断技術の採用を検討する。

- b. 火災の発生経験がある電気設備に対して、寿命を評価し、定期的な交換の可能性を検討する。
- ④小動物が電気設備に影響を与える可能性を排除する。

文献

- (1) NUREG-1350, Volume 31, "NRC Information Digest", USNRC, (2019).
- (2) U.S. Nuclear Regulatory Commission Accident Sequence Precursor Program 2018 Annual Report, USNRC, (2019).
- (3) U.S. Nuclear Regulatory Commission Accident Sequence Precursor Program 2019 Annual Report, USNRC, (2020).
- (4) 宮崎孝正他, 「海外原子力発電所における不具合事象の傾向分析」, INSS Journal vol.11, p.79, (2004).
- (5) 宮崎孝正他, 「海外原子力発電所における不具合事象の傾向分析」, INSS Journal vol.12, p.82, (2005).

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)

Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation
(Investigation of Applicability for Uncertainty Analysis)

木下 郁男 (Ikuro Kinoshita) *¹

要約 RELAP5コードによる小破断LOCA模擬実験の不確かさ解析を対象に、安全評価パラメータの不確かさ解析に対する代替統計モデルの適用性を検討した。本論文では、代替統計モデルによる95%累積確率値の計算精度を確認する方法として、交差検証法の適用性を検討した。RELAP5コードによる不確かさ解析との比較により、代替統計モデルによる95%累積確率値の予測精度は、学習データを用いた交差検証によって推定可能であることを確認した。したがって、交差検証を行い95%累積確率値の予測精度を確認した代替統計モデルを用いることにより、統計的安全評価が可能であると言える。また、順序統計法と比較し、統計的安全評価における代替統計モデルの有効性を検討した。順序統計法では、評価に使用するサンプリングごとに95%累積確率値の評価が大きく変動するが、代替統計モデルでは、サンプリングごとのバラツキが小さく、RELAP5計算値に近い結果が得られた。また、代替統計モデルでは、交差検証を行うことにより95%累積確率値の評価誤差を推定することができる。統計的安全評価を実施する場合は、順序統計法に加えて代替統計モデルによる評価も併せて実施することが有益であると言える。

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, 交差検証

Abstract Application of a surrogate model of a safety analysis code for the uncertainty analysis of the safety evaluation parameter was discussed in the present paper on the RELAP5 uncertainty analysis for a PWR small break LOCA experiment. Cross validation techniques were applied to verify the prediction capability of the surrogate model for the 95th percentile values of the safety evaluation parameter. Comparison with the RELAP5 uncertainty analysis results confirmed that the prediction accuracy of the 95th percentile value by the surrogate model can be estimated using the cross validation on the training data set. From the results it was concluded that the surrogate model whose prediction accuracy of the 95th percentile values was confirmed by the cross validation could be used for the statistical safety evaluation. The effectiveness of the surrogate model application for the statistical safety evaluation was verified compared with the order statistics method. While the 95th percentile values evaluated by the order statistics method varied widely depending on the sampling cases, the 95th percentile values evaluated by the surrogate model showed small fluctuations among the sampling cases and the values were close to the RELAP5 uncertainty analysis results. In addition, the accuracy of the evaluated 95th percentile values by the surrogate model could be estimated by the cross validation. Therefore, the recommendation was made that the surrogate model be used for the statistical safety evaluation in conjunction with the order statistics method.

Keywords Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU), surrogate model, uncertainty analysis, cross validation

1. 諸言

スリーマイル島原子力発電所事故以降、安全解析では事故時の諸現象を忠実に模擬する最適評価コードを使用してプラント挙動の解析を行うことの重要

性が明らかとなった。しかし、最適評価では解析結果に含まれる不確かさを考慮できない。このため、安全解析における裕度を適切に評価するために、統計的不確かさ評価手法の利用が必要となる。

統計的安全評価手法 (Best Estimate Plus Uncer-

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

tainty, BEPU)⁽¹⁾ は、最適評価コードのV&V（検証と妥当性確認）、関連パラメータの不確かさの定量化、および解析結果に対する不確かさの評価を実施し、合理的な裕度の評価を行う手法である。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2008年に日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準」⁽²⁾が策定された。現在、本手法の最新知見を反映した改訂作業が行われている。

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。安全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、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。

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ように学習されたモデルである。NUREG/CR-5249⁽¹⁾において米国原子力規制委員会（NRC）が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も代替統計モデルの一種である。しかし、多項式などの簡易関数で計算結果を予測することは計算精度に限界があると考えられる。一方、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⁽³⁾⁽⁴⁾。しかし、機械学習では適切な学習モデルおよびモデルパラメータを選択することにより、学習データに対する過学習を回避し、学習データ以外のデータに対する汎化性能を有するモデルを構築することが必要である。統計的安全評価において重要な95%累積確率値に対する代替統計モデルの計算精度の検討はまだまだ不十分である。

本研究では、代替統計モデルによる95%累積確率値の計算精度を確認する方法として、機械学習において過学習を避ける方法として用いられている交差検証法⁽⁵⁾の適用性を検討する。具体的には、熱水力最適評価コードRELAP5による冷却水喪失事故（LOCA）模擬実験の解析を参照解析として、代替統計モデルによる燃料被覆管最高温度（PCT）の95%累積確率値の計算精度をRELAP5による解析結果と比較して評価する。さらに、統計的安全評価で一般的に用いられている順序統計法⁽⁶⁾⁽⁷⁾と比較して、代替統計モデルの有効性を検討する。

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に、統計的安全評価手法における不確かさ評価の概要を示す。はじめに、重要現象に係る入力パラメータの不確かさの確率分布を求める。この確率分布からモンテカルロ・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、解析結果の確率分布を求める。そして、この分布から統計的安全評価値を得る。統計的安全評価値は95%累積確率値で与えられる。

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、計算コストが大きくなる。計算コストの削減が統計的安全評価手法を実用的なものにするための課題のひとつである。日本原子力学会の統計的安全評価の実施基準⁽²⁾では、不確かさ評価の方法として次のような方法が挙げられている。(1) サンプリング法として、ランダム・サンプリング法とラテン超方格サンプリング（LHS）法、(2) 計算法として、最適評価コードを直接用いる方法と応答曲面（代替

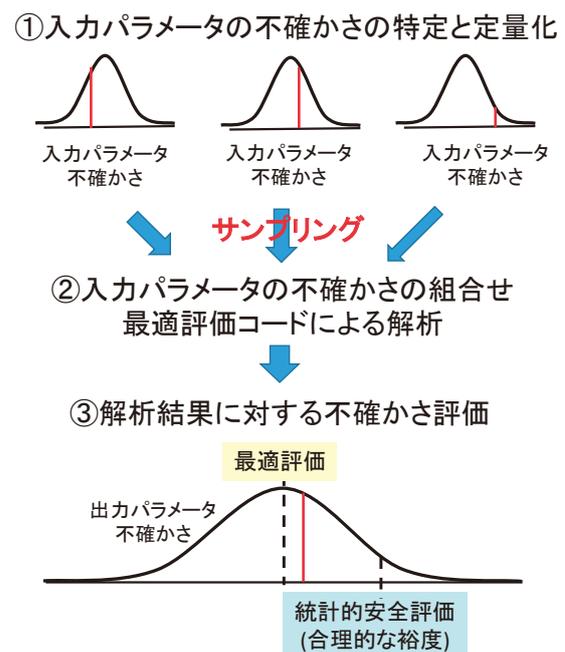


図1 統計的安全評価手法における不確かさ評価

統計モデルやメタモデルとも言われる)を用いる方法, (3) 95%累積確率値を評価する方法として, 直接に確率分布から処理する方法と順序統計法を用いる方法. LHSのようなサンプリング法の改善や順序統計法の利用および代替統計モデルの利用は, 計算コストを削減するための方策である.

順序統計法⁽⁶⁾⁽⁷⁾は, 統計理論から所定の確信度を有する評価値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. 解析ケース数を抑えることにより, 計算コストを削減することを意図している. しかし, 順序統計法では, その定義から95%累積確率値を実際よりも高めに評価する傾向がある. また, 解析サンプルの選択結果に依存して評価に大きなバラツキがある⁽⁸⁾⁽⁹⁾.

一方, 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ように学習されたモデルである. 代替統計モデルは最適評価コードよりも計算コストが小さいため, 多数のサンプリングの計算が可能であり, 解析結果の確率分布から直接的に95%累積確率値を評価することができる.

代替統計モデルを用いた統計的安全評価の手順は以下ようになる. ① 最適評価コードによる学習データの生成, ② 代替統計モデルの学習と精度評価, ③ 代替統計モデルによる不確かさ解析の実施. ここで, 特に重要なのは, 代替統計モデルの精度評価である. 統計的安全評価にとって留意すべきは, この精度とは, 「学習データ」に対するモデルの精度ではなく, 「解析結果の不確かさ分布が収束する程度に十分なサンプリング数のデータ」に対するモデルの精度である. すなわち, 学習データ以外のデータに対するモデルの汎化性能の確認が必要となる.

本研究では, 代替統計モデルによる95%累積確率値の評価の汎化性能を, 交差検証法により検討する.

3. RELAP5コードによる不確かさ解析

3.1 実験解析

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⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾を対

象に実施した実験解析⁽⁹⁾⁽¹²⁾の概要を以下に示す. 解析コードにはRELAP5/MOD3.2⁽¹³⁾を使用した.

図2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に設計されている. 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.

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試験は, 高压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

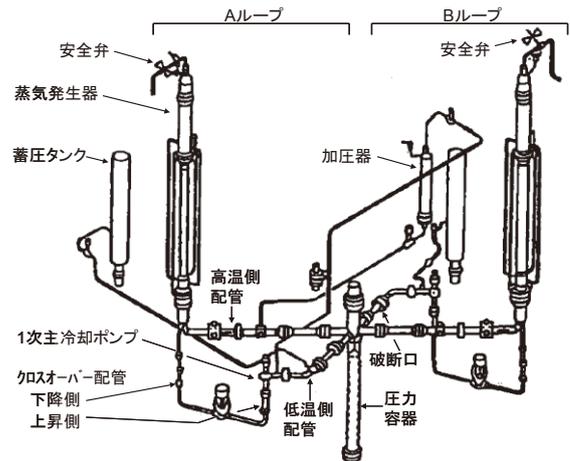


図2 LSTFの概観図⁽¹¹⁾

表1 試験条件/解析条件⁽¹²⁾

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に
主蒸気隔離	原子炉トリップと同時に
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に(全ループ)
高压注入	不作動
蓄圧注入	作動(全ループ)
低压注入	作動前に試験終了

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。

図3に、燃料被覆管表面温度の実験データとRELAP5による解析結果を示す。SB-CL-32試験では、2回の炉心露出と被覆管のヒートアップが観測されている。1回目の炉心露出は、ループシールの形成に伴い一時的に発生し、ループシールの解除により炉心水位が回復している。2回目の炉心露出は、ボイルオフによる炉心保有水の減少により発生し、この時に被覆管最高温度（PCT）となっている。2次側強制減圧に伴う蓄圧注入系の作動により炉心水位が回復している。

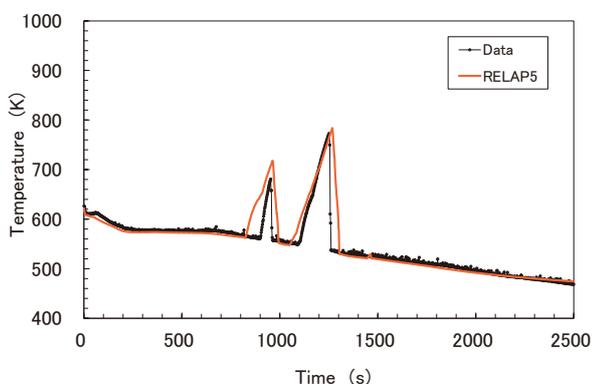


図3 燃料被覆管表面温度 (SB-CL-32試験)⁽⁹⁾

3.2 燃料被覆管最高温度の不確かさ解析

3.1節の実験解析をベースケースとし、RELAP5コードの計算モデルの不確かさを変化させた不確かさ解析⁽⁹⁾の概要を以下に示す。安全評価パラメータはPCTである。不確かさ解析は、日本原子力学会標準⁽²⁾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PIRT（重要度ランク表）を作成して、不確かさを考慮すべき重要現象を抽出した⁽¹⁴⁾⁽¹⁵⁾。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^{(16)~(22)}。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。

次いで、これらの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、解析ケース数に対するPCTの平均値、5%累積確率値および95%累積確率値（以下、単に5%値あるいは95%値とも言う）の収束過程を示す。全1024ケースの解析により一定値に収束している。

図5および図6に、全1024ケースに対するPCTのヒストグラムおよび累積確率分布を示す。PCTの平均値、5%値および95%値は、それぞれ809.0 K、728.5 Kおよび885.2 Kである。PCTの分布は正規分布に近く、実験データのPCTは、5%値と95%値の間に含まれた。

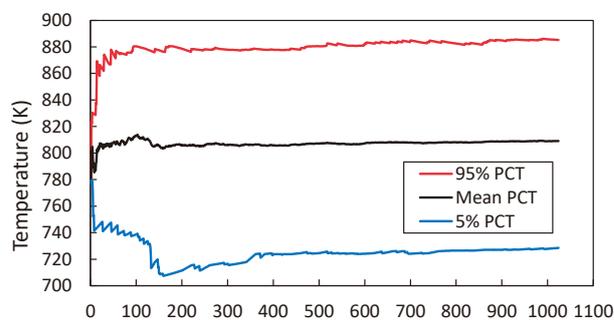


図4 PCTの収束過程

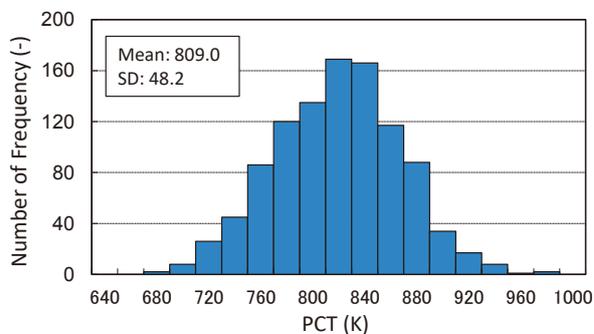


図5 PCTのヒストグラム⁽⁹⁾

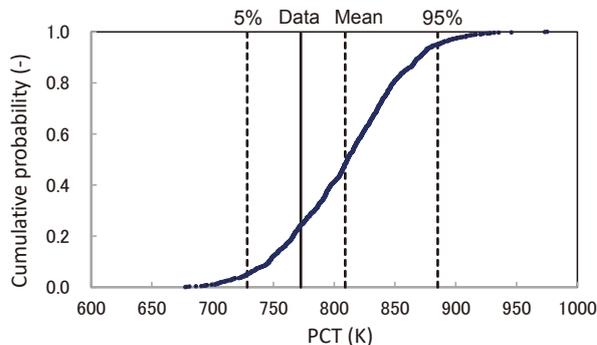


図6 PCTの累積確率分布⁽⁹⁾

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 ⁽¹⁶⁾	Dittus-Boelter 相関式	熱伝達係数乗数	0.58	1.88	
炉心内相間摩擦 ⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾	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) ⁽¹⁹⁾	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) ⁽¹⁹⁾	Shah 相関式	熱伝達係数乗数	0.64	1.66	
伝熱管入口CCFL ⁽²⁰⁾	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 ⁽²¹⁾	Taitel-Dukler 式	水平層状化判定乗数	0.20	4.63	
ダウンカマ相間摩擦 ⁽²²⁾	Kataoka-Ishii 相関式	相間摩擦係数乗数	0.58	1.60	

4. 代替統計モデルによる不確かさ解析

4.1 代替統計モデルの適用

本節では、3.2節のRELAP5による不確かさ解析を対象として、代替統計モデルの不確かさ解析への適用性を検討した。具体的には、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。こ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。

代替統計モデルのRELAP5計算に対する誤差を評価するために、次式で定義される二乗平均平方根誤差 (root mean squared error, RMSE) を用いた。

$$RMSE = \sqrt{\frac{1}{n} \sum_i (PCT_i^{Model} - PCT_i^{RELAP})^2} \quad (1)$$

ここで、nはサンプル数である。また、統計的安全評価への適用性を検討するために、代替統計モデル

による95%値とRELAP5計算による95%値との誤差を評価した。

学習モデルには、2次回帰⁽²³⁾(交互作用項あり)、ガウス過程回帰⁽²⁴⁾(指数カーネル)、SVM(サポートベクターマシン)回帰⁽²⁵⁾(RBFカーネル)を用いた。学習データ(59サンプル)を用いたモデルの学習にはMATLAB R2020a(The MathWorks, Natick, USA)を使用した。なお、本研究では学習モデルのハイパーパラメータの設定等の詳細な検討は実施していない。本研究では複数のモデルの評価結果を比較して、代替統計モデルの不確かさ解析への適用性を検討することを目的とした。

図7に、学習データ(59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。表3に、代替統計モデルのRELAP5計算に対する誤差(学習誤差)を示す。ガウス過程回帰がRELAP5計算と非常に良く一致し、RMSEも95%値誤差もほぼ0Kである。2次回帰もよく一致していると言える。SVM回帰は平均値をよく再現したものの95%値を過小評価した。

図8に、全データ(1024サンプル)に対して代

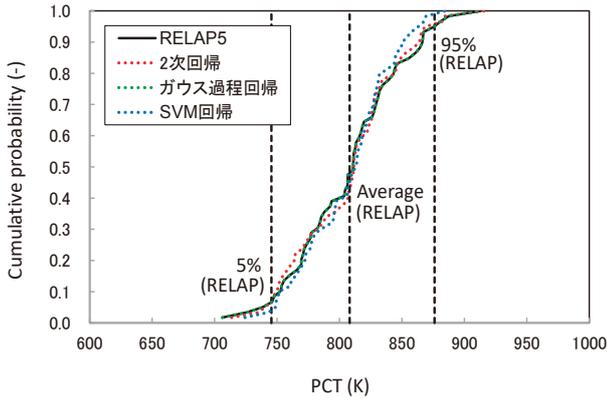


図7 PCTの累積確率分布（学習データ）

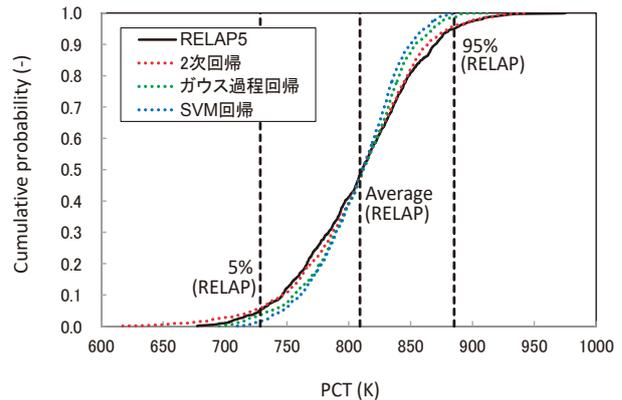


図8 PCTの累積確率分布（全データ）

表3 代替統計モデルの学習誤差

モデル	平均値 (K)	95% 値 (K)	RMSE (K)	95%値誤差 (K)
2次回帰	808.1	870.0	7.37	-6.25
ガウス過程回帰	808.1	876.2	0.01	-0.02
SVM回帰	807.6	863.4	12.36	-12.83
RELAP5 計算値	808.1	876.2	-	-

表4 代替統計モデルの汎化誤差

モデル	平均値 (K)	95% 値 (K)	RMSE (K)	95%値誤差 (K)
2次回帰	808.1	880.3	18.37	-4.90
ガウス過程回帰	808.6	867.8	18.82	-17.44
SVM回帰	807.7	861.0	22.14	-24.26
RELAP5 計算値	809.0	885.2	-	-

代替統計モデルで計算したPCTの累積確率分布を示す。表4に、代替統計モデルのRELAP5計算に対する誤差（汎化誤差）を示す。2次回帰がRELAP5計算と良い一致を示した。ガウス過程回帰とSVM回帰は、平均値をよく再現したものの95%値を過小評価した。

代替統計モデルを不確かさ解析に適用するにあたっては、代替統計モデルによる全データに対する95%値の予測精度を、学習データから推定する必要がある。しかし、以上の計算から分かるように、代替統計モデルによる全データに対する95%値の予測精度を、その学習データに対する95%値の予測精度から推定することはできない。

4.2 交差検証による予測精度の確認

本節では、代替統計モデルによる全データに対する95%値の予測精度をその学習データから評価するために、交差検証法の適用性を検討する。

交差検証法は過学習を回避したモデルを作成するための手法である。本研究ではk分割交差検証法を用いた。図9に、k分割交差検証の概念図（k=5の場合）を示す。まず、学習データをk分割し、このうち1つのデータセットを検証用にして、残りの

データセットで学習したモデルを検証する。以下、これをk回繰り返す。交差検証では各データが検証データと学習データとして利用されるため、評価が特定のデータに偏らない。このため、交差検証による評価は学習データ以外のデータに対して汎化性能があると考えられる。

k分割交差検証において、分割数kが大きいほど学習データの量を確保できる利点があるが、検証のための計算量は多くなる。特に分割数kが学習データ数と同じ場合は、一個抜き交差検証という。

3.2節のRELAP5による不確かさ解析を対象とし

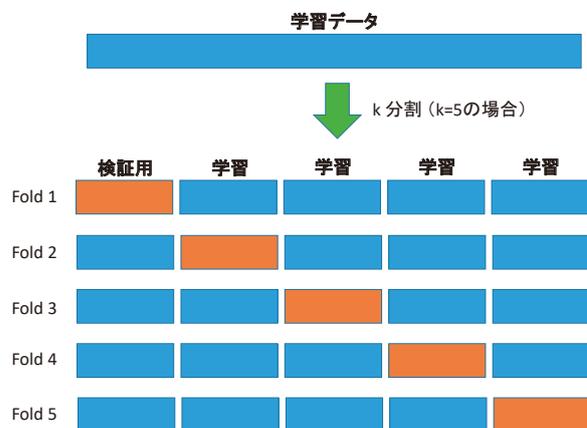


図9 k分割交差検証

て、代替統計モデルの全データに対する95%値の予測精度を交差検証によって検討した。具体的には、RELAP5による不確かさ解析（1024サンプル）から無作為に選んだ59サンプル、93サンプル、124サンプルおよび153サンプルを学習データとし、それぞれのサンプルに対して、4.1節のように2次回帰、ガウス過程回帰、SVM回帰により代替統計モデルを構築した。それぞれのモデルに対して学習データを用いて交差検証を行い、二乗平均平方根誤差（RMSE）および95%値誤差を評価した。これらを全データ（1024サンプル）に対するRMSEおよび95%値誤差と比較し、汎化性能との関係を検討した。

表5および図10～図12に、交差検証による二乗平均平方根誤差と95%値誤差の評価結果を示す。

図10～図12において、横軸は交差検証の分割数である。赤四角は学習データを用いた代替統計モデルの交差検証によるRMSEである。赤実線は学習データに対して評価した代替統計モデルのRMSE、赤破線は全データ（1024サンプル）に対して評価した代替統計モデルのRMSEである。

2次回帰モデルでは、59サンプルの場合は6.3 K程度の差異はあるものの、学習データを用いた交差検証によるRMSEは、全データを用いて評価したRMSEとほぼ一致した。

ガウス過程回帰モデルでは、前述したように、学習データに対するRMSEはほぼ0 Kであるのに対して、全データを用いて評価したRMSEは15 K前後である。学習データを用いた交差検証によるRMSEは全データを用いて評価したRMSEとほぼ一致

した。

SVM回帰モデルでは、ガウス過程回帰モデルと比べて、学習データに対するRMSEは大きいですが、この場合も学習データを用いた交差検証によるRMSEは全データに対するRMSEとほぼ一致した。

図10～図12において、青三角は学習データを用いた代替統計モデルの交差検証による95%値誤差である。青実線は学習データに対して評価した代替統計モデルの95%値誤差、青破線は全データ（1024サンプル）に対して評価した代替統計モデルの95%値誤差である。

2次回帰モデルでは、学習データに対する95%値誤差も全データに対する95%値誤差もともに0 Kに近い値となっている。59サンプルの場合は、一個抜き交差検証による95%値誤差と全データに対する95%値誤差との差異は約-2.8 Kである。93サンプルの場合は、差異は約5.2 Kである。汎化性能の評価として問題のない差であると考えられる。124サンプルと153サンプルの場合は、学習データを用いた交差検証による95%値誤差は全データに対する95%値誤差とほぼ一致した。

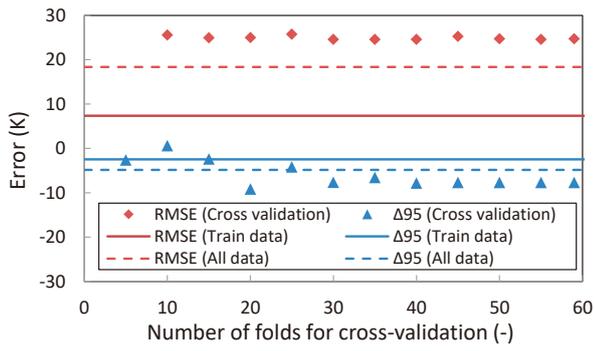
ガウス過程回帰モデルでは、学習データに対する95%値誤差は約0 Kであり、全データに対する95%値誤差は約-8 K～-17 K程度となっている。学習データを用いた交差検証による95%値誤差は全データに対する95%値誤差とほぼ一致した。

SVM回帰モデルでは、学習データに対する95%値誤差も全データに対する95%値誤差も大きいですが、学習データを用いた交差検証による95%値誤差は

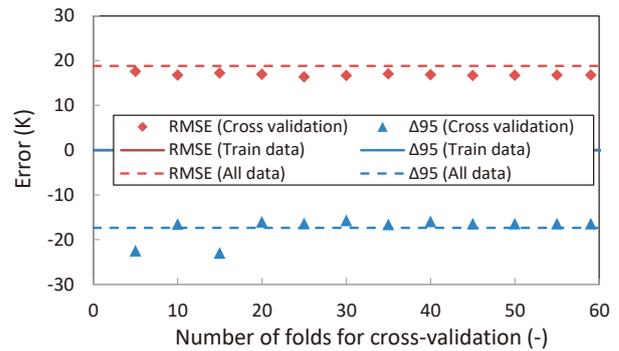
表5 交差検証による二乗平均平方根誤差と95%値誤差の評価

モデル	学習サンプル数	二乗平均平方根誤差 (K)			95%値誤差 (K)		
		学習データ	全データ	交差検証 (*)	学習データ	全データ	交差検証 (*)
2次回帰	59	7.37	18.37	24.69	-2.45	-4.83	-7.70
	93	8.57	16.72	16.57	1.17	-1.59	3.67
	124	9.85	15.76	14.75	-2.41	-1.31	-2.58
	153	10.84	14.06	14.93	0.55	-2.33	-1.39
ガウス過程回帰	59	0.01	18.82	16.75	-0.02	-17.37	-16.43
	93	0.01	15.46	15.07	0.00	-9.61	-10.20
	124	0.01	13.90	15.07	0.01	-9.38	-7.67
	153	0.01	13.23	15.54	0.01	-8.36	-11.69
SVM回帰	59	12.33	22.28	20.00	-12.65	-24.23	-26.36
	93	11.05	17.36	18.82	-5.67	-13.28	-16.89
	124	11.95	16.08	17.17	-7.43	-15.03	-16.45
	153	12.19	16.33	17.07	-7.84	-15.04	-12.63

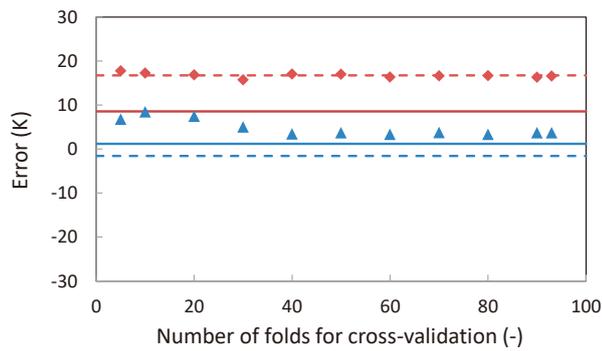
(*) 一個抜き交差検証



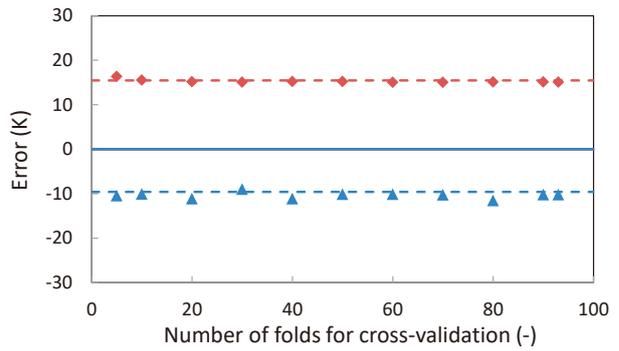
(a) 59 サンプル



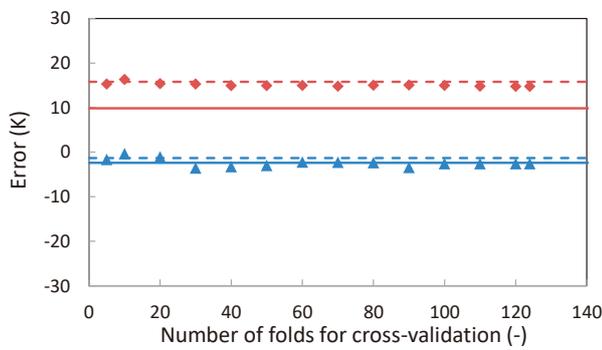
(a) 59 サンプル



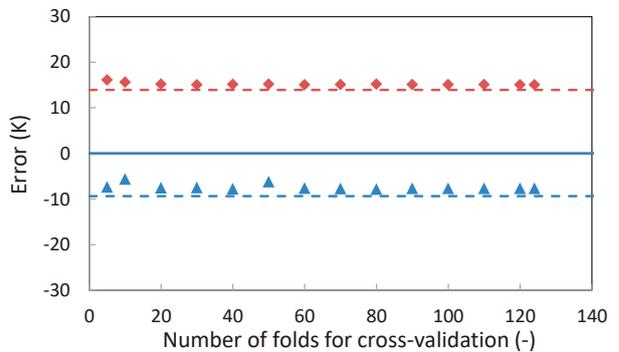
(b) 93 サンプル



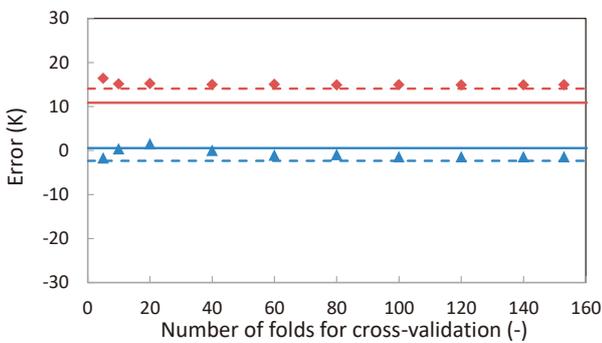
(b) 93 サンプル



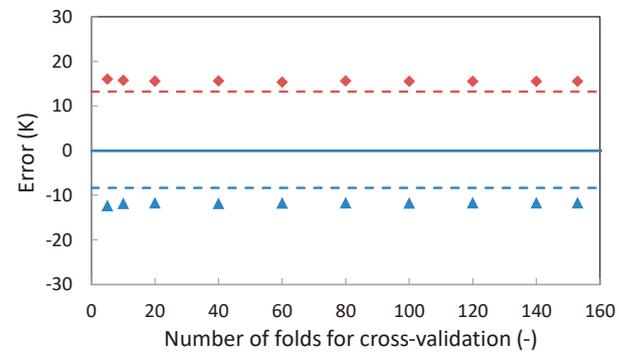
(c) 124 サンプル



(c) 124 サンプル



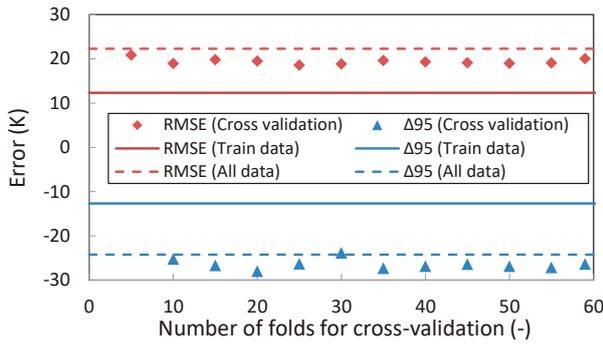
(d) 153 サンプル



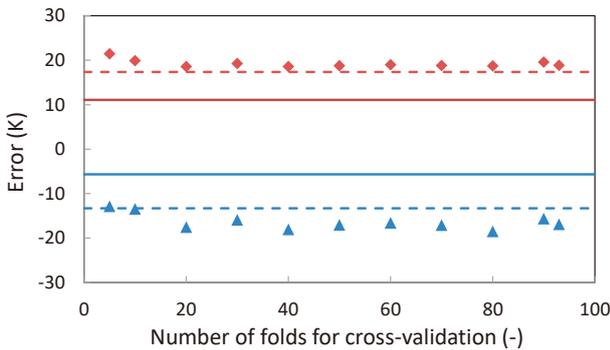
(d) 153 サンプル

図10 交差検証による二乗平均平方根誤差と95%値誤差の評価 (2次回帰)

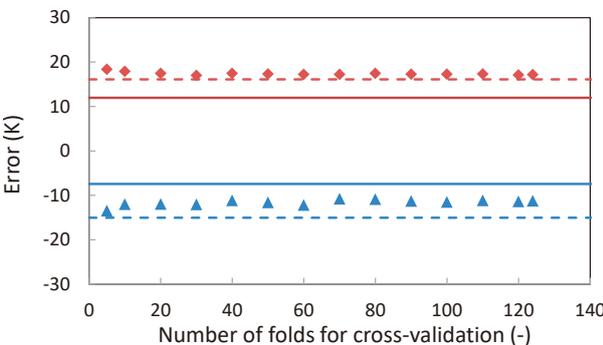
図11 交差検証による二乗平均平方根誤差と95%値誤差の評価 (ガウス過程回帰)



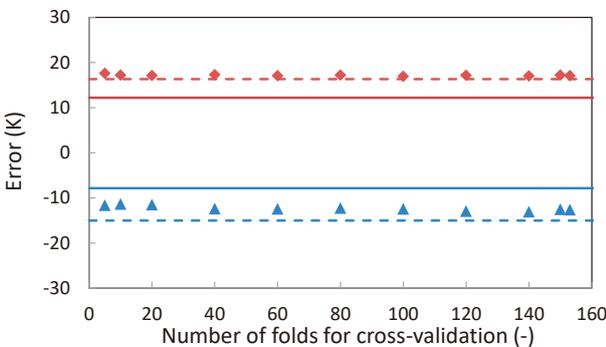
(a) 59 サンプル



(b) 93 サンプル



(c) 124 サンプル



(d) 153 サンプル

図12 交差検証による二乗平均平方根誤差と95%値誤差の評価 (SVM回帰)

全データに対する95%値誤差とほぼ一致した。

このように、代替統計モデルによる全データに対する95%値の予測精度は、学習データを用いた交差検証によって推定可能であることが確認できた。したがって、交差検証を行い95%値の予測精度を確認した代替統計モデルを用いることにより、統計的安全評価が可能であると言える。本研究の事例では、2次回帰モデルが統計的安全評価にあたり適切なモデルと評価できる。

4.3 順序統計法との比較

本節では、95%累積確率値の代替統計モデルを用いた評価法の有効性を、順序統計法と比較することにより検討する。

順序統計法は、統計理論から所定の確信度を有する評価値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⁽⁶⁾⁽⁷⁾で与えられる。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から並べた場合、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。

本節では、3.2節のRELAP5による不確かさ解析を対象として、95%累積確率値の順序統計法による評価と代替統計モデルによる評価を比較した。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、124サンプルおよび153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、順序統計法により安全評価パラメータ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代替統計モデルを構築し、全データに対する95%累積確率値を求めた。代替統計モデルとしては、4.2節において交差検証により95%累積確率値の評価精度を確認した2次回帰を使用した。

図13および表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%値を順序統計法と代替統計モデルで評価した結果を比較して示す。

図13において、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す。

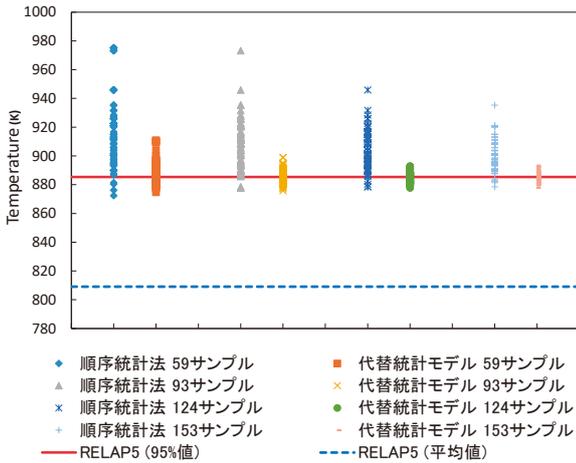


図13 順序統計法と代替統計モデルによる95%値の分布

図13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。また、RELAP5不確かさ解析よりも高めの評価となる傾向がある。特に、59サンプルや93サンプルの場合は、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。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不確かさ解析の95%値(885.2 K)とほぼ一致する結果が得られた。

表6に示すように、順序統計法では、95%値の評価がRELAP5計算値以上となる割合は約95%である。これは、順序統計法が95%信頼水準の評価であることから妥当な結果である。一方、代替統計モデルでは、95%値の評価がRELAP5計算値以上となる割合はおおよそ50%である。これは、100ケースのサンプルを無作為に抽出したことから妥当な結果であると言える。

順序統計法では、あるサンプリングケースに対する95%値の評価が、RELAP5計算値よりも低くなるケース(5%の割合で生じる)であるのか、または95%値を高く評価するケース(RELAP5計算の95%値と平均値の差異程度に高く評価する場合があります)であるのかの判断がつかない。一方、代替統計モデルでは、交差検証を行うことにより95%値の評価の誤差を推定することができる。

以上のことから、統計的安全評価を順序統計法により実施する場合は、代替統計モデルによる評価も併せて実施することが有益であると言える。

表6 順序統計法と代替統計モデルによる95%値の分布

項目	順序統計法	代替統計モデル
59サンプル (100 ケース)		
最大	975.1 K	910.8 K
最小	872.4 K	874.7 K
平均値	918.0 K	888.7 K
標準偏差	24.3 K	7.4 K
RELAP5計算値以上の割合	96%	65%
93サンプル (100 ケース)		
最大	973.2 K	899.0 K
最小	877.6 K	875.8 K
平均値	907.6 K	885.7 K
標準偏差	15.3 K	4.4 K
RELAP5計算値以上の割合	97%	54%
124サンプル (100 ケース)		
最大	945.8 K	893.0 K
最小	878.5 K	877.8 K
平均値	903.9 K	885.0 K
標準偏差	12.3 K	3.4 K
RELAP5計算値以上の割合	96%	51%
153サンプル (100 ケース)		
最大	935.2 K	893.2 K
最小	878.5 K	877.8 K
平均値	901.0 K	884.8 K
標準偏差	10.2 K	3.0 K
RELAP5計算値以上の割合	95%	44%

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。

本研究では、RELAP5コードによる小破断LOCA模擬実験の不確かさ解析を対象に、安全評価パラメータの不確かさ解析に対する代替統計モデルの適用性を検討した。

代替統計モデルによる95%累積確率値の計算精度を確認する方法として、交差検証法の適用性を検討した。RELAP5不確かさ解析との比較により、代替統計モデルによる95%累積確率値の予測精度は、学習データを用いた交差検証によって推定可能

であることを確認した。したがって、交差検証を行い95%累積確率値の予測精度を確認した代替統計モデルを用いることにより、統計的安全評価が可能であると言える。

順序統計法と比較し、統計的安全評価における代替統計モデルの有効性を検討した。順序統計法では、評価に使用するサンプリングごとに95%累積確率値の評価が大きく変動するが、代替統計モデルでは、サンプリングケースごとのバラツキが小さく、RELAP5計算値に近い結果が得られた。また、代替統計モデルでは、交差検証を行うことにより95%累積確率値の評価の誤差を推定することができる。

以上より、統計的安全評価を実施する場合は、順序統計法に加えて代替統計モデルによる評価も併せて実施することが有益であると言える。

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) 日本原子力学会, "統計的安全評価の実施基準: 2008", AESJ-SC-S001:2008 (2009).
- (3) 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).
- (4) 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).
- (5) I.H Witten, E. Frank, M.A. Hall, C.J. Pal, "Data Mining: Practical Machine Learning Tools and Techniques," Morgan Kaufmann, Massachusetts (2016).
- (6) S.S. Wilks, "Statistical prediction with special reference to the problem of tolerance limit," Annals of Mathematical Statistics, 13, pp.400-409 (1942).
- (7) A. Guba, M. Makai, P. Lenard, "Statistical aspects of best estimate method-I," Reliability Engineering and System Safety, 80, 217-232 (2003).
- (8) B.D. Chung, J.L. Young, "Multidimensional analysis of LBLOCA and uncertainty quantification by Monte-Carlo method, comparing with Wilks' formula approach," Proceedings of the 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH13), N13P1376, Kanazawa, Japan, September 27-October 2 (2009).
- (9) I. Kinoshita, M. Murase, "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).
- (10) 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).
- (11) 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).
- (12) 木下郁男, 鳥毛俊秀, 村瀬道雄, 吉田至孝, 中村秀夫, 竹田武司, "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～総合効果試験解析～", INSS JOURNAL, Vol.20, pp.245-255 (2013).
- (13) The RELAP5 code development team, "RELAP5/MOD3 code manual", NUREG/CR-5535 (1995).
- (14) 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時高圧注入系不作動事象のPIRT作成および重要現象の感度解析”, INSS JOURNAL, Vol.18, pp.294-309 (2011).
- (15) 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).
- (16) 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).
- (17) 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).
- (18) 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).
- (19) 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).
- (20) 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).
- (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).
- (22) 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).
- (23) R.H. Myers, D.C. Montgomery, C.M. Anderson-Cook, “Response Surface Methodology: Process and Product Optimization Using Designed Experiments,” Forth Edition, John Wiley & Sons, Inc., Hoboken, New Jersey (2016).
- (24) C.E. Rasmussen, C.K.I. Williams, “Gaussian Processes for Machine Learning,” the MIT Press, Cambridge, Massachusetts, London (2006).
- (25) C.M. Bishop, “Pattern Recognition and Machine Learning,” Springer-Verlag, New York (2007).

瓦礫等による放射線源の評価手法を反映した 線量評価システムの高度化

Improvement of dose evaluation system that reflects the evaluation method of radiation sources such as debris

川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki) *¹ 高木 俊弥 (Toshiya Takaki) *¹
久米 恭 (Kyo Kume) *² 河瀬 宇宙 (Uchuu Kawase) *³

要約 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の反映として、原子力災害時に発電所構内で瓦礫等による放射線源が出現した際の被ばく線量を評価するための手法を検討した。(公財)若狭湾エネルギー研究センターとの共同研究により、日本原子力発電(株)が上空からドローンを用いて測定した放射線データを活用して、(公財)若狭湾エネルギー研究センターにおいて上空での線量分布を地上における線量分布にする換算式を作成した。INSSにおいて、線量評価システムに発電所上空で測定した放射線量を地上1 mでの線量に換算する機能および線量率マップ上への放射線源表示機能を線量評価システムに追加し、線量評価システムの高度化を図った。

キーワード 線量評価システム, 放射線源, ドローン, 放射線測定, 線量率マップ

Abstract In a reflection on the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station of Tokyo Electric Power Company, we examined a method for evaluating the exposure dose when a radiation source such as debris would result on the premises of a power station during a nuclear accident. In collaboration the Wakasa Wan Energy Research Center, we developed a conversion formula for converting the dose distribution in the sky into the dose distribution on the ground utilizing radiation data that the Japan Atomic Power Company measured with a flying drone. We improved the dose evaluation system by adding two functions to this system; the first converts the radiation dose measured above the power plant into a dose at 1 m above the ground and the second provides a radiation source display for the dose rate map.

Keywords dose evaluation, Radiation source, Drone, Radiation measurement, Dose rate map

1. 緒言

(株)原子力安全システム研究所(以下、「INSS」という)では、平成13~19年度にかけて、原子力災害時における関西電力(株)の原子力発電所構内(建屋内・建屋外)の被ばく線量を評価するために、線量評価システム^{(1)~(5)}を開発した。

東京電力(株)福島第一原子力発電所事故では、水素爆発により瓦礫等が大量に発生し、それが放射線源となり、復旧作業に影響を及ぼした。そのため、

原子力災害時の作業員の被ばく量を予測するためには、従来の線量評価システムの評価結果に瓦礫等による放射線源からの被ばく量を評価し、加える必要がある。

日本原子力発電(株)(以下、「原電」という)では、2016年3月に原子力緊急事態支援組織(原子力緊急事態支援センター)を設立し、従来からの緊急事態対応、要員訓練等に加え、活動拠点となる福井県美浜町の施設の建設、資機材の調達等を行ってきた。また、原子力緊急事態支援組織は、活動拠点となる

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所
*2 (公財)若狭湾エネルギー研究センター
*3 関西電力(株)

福井県美浜町の施設の完成に伴い、2016年12月から美浜原子力緊急事態支援センター（以下、「支援センター」という）として本格運用を開始した。

支援センターの役割は、原子力災害発生時に速やかに発災事業所へ資機材、要員を派遣し、発災事業者と協働して高放射線量下での原子力災害に対応すること、および、通常時に原子力災害対応用遠隔操作ロボット等を集中的に配備・管理し、原子力事業者要員に対する操作訓練を実施することである。そして、原子力災害の対応として発電所構内で瓦礫等による放射線源が出現した場合に、上空からドローンを用いた放射線測定を実施する計画が進められている⁽⁶⁾。

（公財）若狭湾エネルギー研究センター（以下、「若狭エネ研」という）では、原子力事故への対応として、環境中に放出され、広範囲にわたって沈着している放射能の分布を、迅速かつ正確に把握するための技術を開発し、汚染された地域での測定試験を通して、評価対象場所の状況に即した測定方法やデータ解析法を検討している⁽⁷⁾。

INSSと若狭エネ研は、原電において上空で測定した放射線データを活用して、地上での被ばく線量の評価を実施することを目的として共同研究を行った⁽⁸⁾。

2. 原電美浜原子力緊急事態支援センターの放射線測定用ドローンの状況

支援センターには、原子力災害時に高所からの情報収集に使用する放射線災害対策用のドローンとしてDJI社製（（株）日本サーキット開発）のMatrice 210RTKが導入されている（図1）。モーターピッチ64 cm、最大幅89 cm、高さ41 cm、機体総重量5.2 kgであり、最大15分間の連続飛行が可能である。このドローンは、通常は可視カメラと赤外線カメラを搭載し、リモート操縦により高所からの現場撮影を行う用途に使用されることになっている。カメラと放射線測定器を交換することにより、放射線測定も可能である。支援センターは原電の一組織であるが、組織の内外を問わず、また炉型を問わず、原子力災害時に緊急運用される。

このドローンで放射線測定をする際は、上述のようにカメラと放射線測定器（図2）を交換して搭載し、運用することとなっている。この放射線測定システムは、機体制御から独立した単体のシステムで

あるため、機体制御に用いられるGPS信号を取り合うこともない。また、一定間隔でのデータ送受信を行うシステムである。そのため飛行状況によっては、意図する位置でデータを収集できない可能性がある。

放射線測定システムとは別に、機体寸法から生じる制約としては、機体の最大幅が89 cmであり、特に遠隔で操縦する場合には、対象箇所への近接が困難であるという点があげられる。このドローンの導入の主たる目的は、原子力発電所構内を効率よく俯瞰し、取り残されている作業員等を発見することである。したがって、できるだけ遠方から画像を提供できるかが主眼であり、線量値をピンポイントで取得することとは相反している。

これらのことから、このドローンに搭載する放射線測定システムで取得する線量値は、一定程度の高度で取得されるものであり、地表付近での線量値を必ずしも反映するものではないことがわかる。そこで、この放射線測定システムで取得する飛行高度での線量値を地上付近での線量値に変換する関数を導出しておく必要があり、これにより現有のドローンを有効活用して原子力発電所構内地表に出現する瓦礫等の放射線源分布を効率的に取得することが可能になるものと考えられる。



図1 支援センターに導入されたドローン



図2 ドローンに搭載される放射線線量計

3. 若狭エネ研による換算式作成

3.1 地上付近での線量値への変換方法

換算式を作成するにあたり，ドローンに搭載した放射線測定器が真下からの放射線のみ検知するという前提と，下方の全方位からの放射線を検出するという前提が考えられる．後者の方が精緻な計算ができると判断されるが，今回は線量評価システムへの線量換算機能の追加が可能であることが確認できた前者を採用することとする．

若狭エネ研では，モンテカルロ計算により，ガンマ線源として地上に落下した単体の瓦礫を模擬し，測定位置における線量値を瓦礫からの距離の関数として表現している．

モンテカルロ計算コードとしてはPHITS 3.0.2⁽⁹⁾を採用している．なおこの版のPHITSでは電磁シャワーカスケード計算コードEGSが組み込まれており，このEGSコードも利用するものとしている．

計算体系として，地表に原点を置き，原点から200 m以内のほぼ半球内を計算体系としている．計算体系のうち地表よりも上部は空気で満たされ，地表よりも下部は土壌としている．瓦礫は上述のように単体とし，原点に配置している．瓦礫は立方体で土壌と同一の化学成分とし，放射線源としてはセシウム137が均等に瓦礫中に配置されているものとしている．瓦礫の寸法は1 m×1 m×1 mとし，線源強度は可変としている．

3.2 線量値計算結果

まず線源強度を1 MBq/cm³としたとき（すなわち瓦礫全体の線源強度が1 TBq）の計算された出力を図3と図4に示す．図3は原点（瓦礫のある場所）を含む垂直断面における空間線量分布である．図4は原点（瓦礫のある場所）に直交する高度方向の空間線量分布である．

3.3 換算式の考察

図3，図4により，ドローンにより計測した上空での線量値を瓦礫周囲での線量値に換算することが可能となる．

図4から，高度 Z [m] と線量値 D [$\mu\text{Sv/h}$] の相関は，指数関数的なものではなく，高度のべき乗

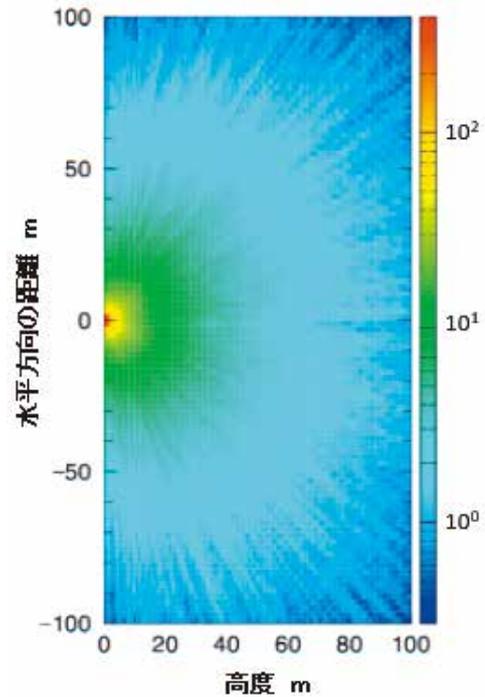


図3 瓦礫寸法1 m×1 m×1 m，強度1 MBq/cm³の場合の瓦礫の場所を含む垂直断面線量分布（カラーマップの単位は $\mu\text{Sv/h}$ ）

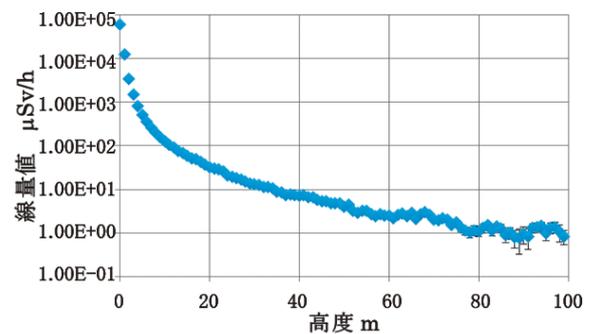


図4 瓦礫上空（原点に直交する高度方向）の空間線量分布（対数表示）

によるものであると推定し，式(1)を換算式としている．

$$D = A Z^{-B} \quad (1)$$

ここで A [$\mu\text{Sv/h}$] は定数， B は変数である．地上における線量値により A を決定することにし，残る B については χ^2 二乗検定（図5，図6）により， $A = 5.893 \mu\text{Sv/h}$ ， $B = 2.533$ としている．この結果を図7に示す．

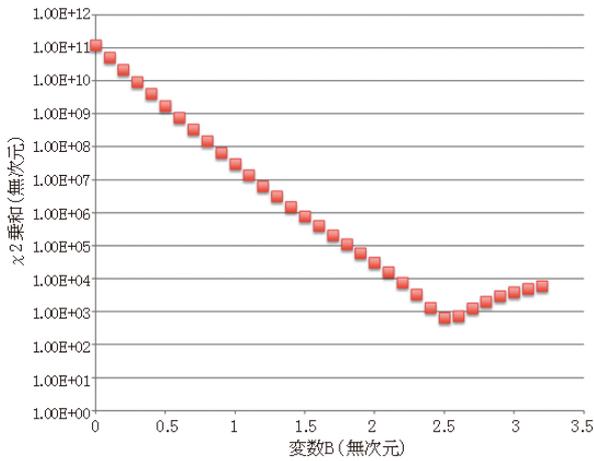


図5 変数Bと χ^2 乗和

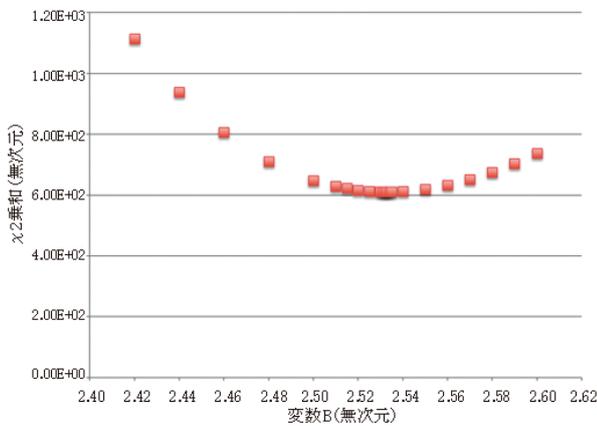


図6 変数Bと χ^2 乗和 (χ^2 乗和の極小値付近を拡大)

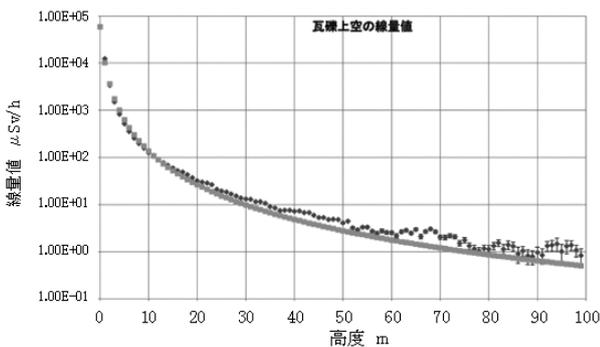


図7 瓦礫上空の線量高度分布 (黒丸) と近似式 (灰色)

4. 線量評価システムの高度化

4.1 線量評価システムの概要

INSSでは、平成13～19年度にかけて、関西電力(株)の発電所構内(建屋内・建屋外)の被ばく線量を評価するために、線量評価システムを開発した。

本システムは過酷事故時の原子力施設内及び敷地

内の線量率を迅速に評価し、事象緩和措置を講じる場合の従業員被ばく線量を推定できるほか、環境への放出放射エネルギーを評価することができ、原子力発電所緊急時に電力会社における対策立案の判断を支援することが期待され、現在でも原子力防災訓練等で活用されている。

図8に線量評価システムの概要を示す。炉内の蓄積放射エネルギーをデータベースから与え、事象進展解析をMAAP4コードで実施する。その結果、発電所内にどのくらいの強度の線源が分布するのか分かる。AutoCADにより、線源と評価点との距離等を算出し、被ばく計算コードを利用して線量率を計算し、滞在時間から被ばく線量を計算する。最終的に、従業員の被ばく線量結果や線量率マップを出力する。

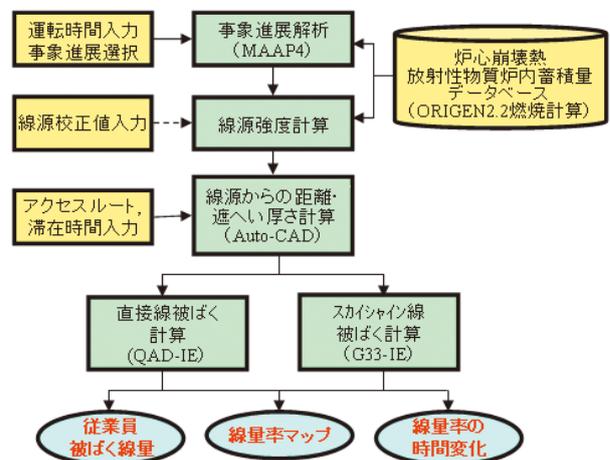


図8 線量評価システムの概要

4.2 線量評価システムへの線量換算機能および放射線源表示機能の追加

若狭エネ研が作成した換算式を用いて、発電所上空で測定した放射線量を地上1 mでの線量に換算する機能を線量評価システムに追加するにあたり、線量評価システム(敷地周辺線量)画面(図9)に「上空→地上1 mの線量計算」を追加し、測定した線量、高度等のデータを入力したCSVファイル(図10)を読み込み、指定した換算式を用いて線量換算を自動計算できるようにした。

換算式は、地上1 mの線量を D_1 [mSv/h]、高度 Z [m]の線量を D_z [mSv/h]として、式(1)を D_1 を求める式に書き直すと式(2)になる。

$$D_1 = D_z / 5.893 Z^{-2.533} \quad (2)$$

6. 結言

東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の反映として、原子力災害時に発電所構内で瓦礫等による放射線源が出現した際の被ばく線量を評価するための手法を検討した。

INSSと若狭エネ研は、原電において上空で測定した放射線データを活用して、地上での被ばく線量の評価を実施することを目的として共同研究を行った。若狭エネ研において、上空での線量分布を地上における線量分布に換算する試みを行い、モンテカルロ計算により単体の瓦礫についてはべき乗の形で上空と地上の線量値を紐付けできることを明らかにし、換算式を作成した。また、INSSにおいて、線量評価システムに発電所上空で測定した放射線量を地上1 mでの線量に換算する機能および線量率マップ上への放射線源を表示する機能を追加し、線量評価システムの高度化を図った。

文献

- (1) 吉田至孝, 入江隆, 郡山民男, 工藤清一, 西村和哉, “シビアアクシデント時の発電所内被ばく線量評価手法の検討”, INSS Journal, Vol.8, P.174 (2001).
- (2) 吉田至孝, 入江隆, 郡山民男, 工藤清一, 西村和哉, “シビアアクシデント時原子力発電所内被ばく線量評価手法の検討”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.1, pp.85-95 (2002).
- (3) 恩田隆司, 吉田至孝, 工藤清一, 西村和哉, “シビアアクシデント時原子力発電所内線量評価システムの改良”, INSS Journal, Vol.10, p.241 (2003).
- (4) 佐々木泰裕, 南則敏, 吉田至孝, “シビアアクシデント時原子力発電所内線量評価システムの改良－線量率換算係数の導入とアクセスルート編集機能の追加－”, INSS Journal, Vol.13, P.296 (2006).
- (5) 川崎郁夫, 吉田至孝, “シビアアクシデント時発電所内被ばく線量評価技術の開発と適用～アクシデントマネジメントガイドライン知識ベースの整備～”, INSS Journal, Vol.20, P.236 (2013).
- (6) 日本原子力発電株式会社ホームページ, “美浜原子力緊急事態支援センター” <http://www.japc.co.jp/emergency-support/index.html>
- (7) 公益財団法人若狭湾エネルギー研究センターホームページ, “原子力事故への対応” http://www.werc.or.jp/outline/soshiki/kenkyu/leaflets/leaflet_Medic_6.pdf
- (8) 久米恭, 川崎郁夫, 中村晶, “瓦礫等による放射線源出現に対する評価手法の検討”, 若狭湾エネルギー研究センター研究年報(平成29年度), 第20巻, P89 (2018).
- (9) T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, Y. Iwamoto, S. Noda, T. Ogawa, H. Iwase, H. Nakashima, T. Fukahori, K. Okumura, T. Kai, S. Chiba, T. Furuta and L. Sihver, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013).

潜在リスク気付き支援研修の試行と展望

A Pilot Study and Prospects for Training to Support Potential Risk Awareness

作田 博 (Hiroshi Sakuda) *1

北村 正晴 (Masaharu Kitamura) *2

要約 レジリエンス・エンジニアリングで提唱されているRAG (Resilience Assessment Grid) と呼ばれる質問群を活用して、潜在リスクへの気付きをより容易にするための質問群を開発した。その後2018年には、その質問群を活用した研修を試運用し、その有用性について確認した。この試運用では、質問群の分かりやすさなど研修ツールについての評価が主体であった。そこで、本稿では2019年に実際の研修のスタイルをとり、研修を試行したので、その結果から本研修の課題を抽出するとともに、展望について報告する。

キーワード レジリエンス・アセスメント・グリッド (RAG)、潜在リスク、気付き、研修、原子力発電所

Abstract We developed questionnaires to make it easier for workers to become aware of potential risks in nuclear power plants, by using the original questionnaire items based on the RAG (resilience assessment grid) which is proposed in the framework of resilience engineering. We conducted a trial training in 2018 using these questionnaire items and confirmed their usefulness. In this trial operation, evaluation of training tools such as the intelligibility of the questionnaires was the main focus. We therefore conducted a further trial training for actual work situations in 2019. In this paper, we report on the issues that were extracted from the results of this trial as well as the prospects and potentials of this questionnaire-based training.

Keywords resilience assessment grid, potential risk, awareness, training, nuclear power plant

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故（2011.3.11発生）は、想定外事象に対する日頃からの準備や緊急時での柔軟な対応が可能となる能力を醸成しておくことの重要性を教訓として残した。この教訓を発電所現場で具体的に実践するため、レジリエンス・エンジニアリングにおいて提唱されているレジリエンス・アセスメント・グリッド (RAG) (E. Hollnagelら, 2014) と呼ばれる質問群を活用した潜在リスク気付き支援ツールの開発に取り組み、2018年までにRAG改訂版質問群のプロトタイプが完成した（作田ら, 2019）。2019年には本プロトタイプを活用して実際の研修スタイルに基づき潜在リスク気付き支援研修（仮称）を試行したので、本稿では本研修の試行結果、および課題について報告する。

2. 目的

潜在リスク気付き支援研修を試行し、本研修の有効性を確認するとともに、より有効性を高めるための課題を抽出することを目的とした。

3. 研修の思考

3.1 試行方法

対象とする質問は、これまでに開発したRAG改訂版質問群（対処する能力、監視する能力、学習する能力および予見する能力毎に作成）のうち、対処する能力に絞って適用する。その理由は、研修にあてられる時間が業務繁忙のため制約されることに加えて、4つの能力のうちでは対処する能力から着手することが、研修対象者も理解しやすいと思われること、RAG提唱者のHollnagelもその方向性を推奨し

*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)テムス研究所

ている (E. Hollnagel, 2017) ことによるものである。

研修対象者は、電力会社原子力部門の上位機関の役職者と担当者とする。

研修の進め方は、筆者らがコーディネータとなり、RAG改訂版質問群（対処する能力）をもとに、研修対象者に対して質問を投げかけ、その回答を自由に求めることとした。回答は、各自付箋に記入し、机上の見やすい位置に配置しながらブレンストーミングし、後に壁に貼り付けることとした。今回は初めての研修の試行ということもあり、事例取得の観点から2回のサイクルを回すこととする。回答に際しては研修対象者による自由な意見交換も行えるようにした。研修対象者には本研修の1週間前に本研修のねらいと、質問の大まかな流れを伝えることとした。本研修における質問の大まかな流れを図1に示す。

研修終了後には、本研修の必要性、時間、進め方、および効果についての5段階評定、および自由記述

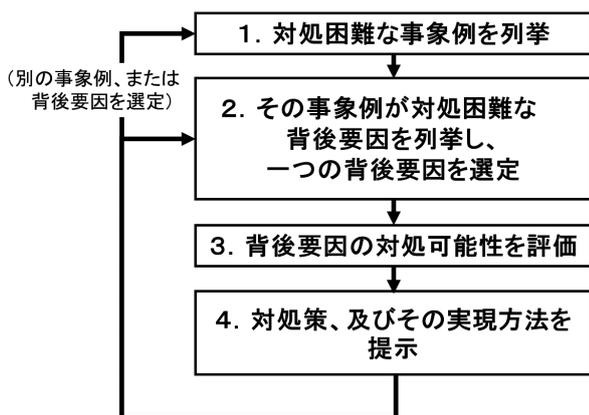


図1 質問の大まかな流れ

欄を設けたアンケート調査を実施する。アンケート帳票を図2に示す。また研修対象者の繁忙を考慮し、研修全体で2時間程度とする。

3.2 試行結果

2019年12月12日の午前に、グループ1：A氏（役付者）、B氏（担当者）、C氏（担当者）、午後グループ2：D氏（役付者）、E氏（担当者）の計5人を対象に、各グループ2時間の研修を試行した。

3.2.1 検討事象例の内容

各グループにはまず、対処困難だと思われる事象例の回答を求めた。東電福島事故以降、規制当局および電気事業者においては安全の更なる向上を目指し、新規制基準に即した設備の増強や訓練の充実などに取り組み、想定外を想定内にしていく努力を行っている。このような状況下で更なる対処困難な状態を想起することは難しい一面もあるが、安全の向上にはリスクの抽出とこれを低減する取組みを継続することが肝要であるため、敢えて対処困難な状態を想定することを求めた。

各グループとも複数の事象例が提起され、特に重要と判断した事象例は、グループ1では「緊急時に要員が集まらない」「リソースは無限にない」、グループ2では「アクセスルート使用不可」「交流動力電源使用不可」が挙げられた。

グループ1の事象例「緊急時に要員が集まらない

		アンケート項目	自由意見
1	必要性	今回の研修のねらいは、「各業務の潜在リスクに意識を向け、その抽出と低減活動を支援する」ことです。このような研修の必要性は？	
		5. 非常に必要 4. 少し必要 3. どちらとも言えない 2. あまり必要でない 1. 全く必要ない	
2	時間	今回の研修の時間は？	
		5. 非常に長い 4. 少し長い 3. 適当 2. 少し短い 1. 非常に短い	
3	進め方	今回の研修の進め方は？	
		5. 非常に良い 4. 良い 3. ふつう 2. 少し改善の余地あり 1. 大きく改善の余地あり	
4	効果	今回の研修のねらいに対する効果は？	
		5. 非常に効果が期待 4. 少し効果が期待 3. どちらとも言えない 2. あまり効果がない 1. 全く効果がない	

図2 アンケート帳票

い」では、要員数としては十分に確保をしているが、自然災害発生後は要員自身や要員の家族も災害にあっていいる可能性があり、要員が緊急時の対策本部に参集しにくい状況になる。そのため、家族の帯同を認める、参集先の医療体制を強化し、参集する方が安全・安心という状況を構築する、参集しなくてもよい仕組みを検討するなどのアイデアが出されていた。さらに、抜き打ち訓練として休日での参集率の確認を行うなどの具体方策案も出されていた。

他グループ、他事象においても、同様に議論され、種々の具体方策案が提言されていた。

3.2.2 アンケート調査の内容

(1) 必要性

問1「今回の研修のねらいは、「各業務の潜在リスクに意識を向け、その抽出と低減活動を支援する」ことです。このような研修の必要性は？」に対して、5. 非常に必要、4. 少し必要、3. どちらとも言えない、2. あまり必要でない、1. 全く必要ない、の5段階評定で回答を求めた。その結果、各グループの平均値は、グループ1では4.7点、グループ2では5点であった。

どちらのグループにおいても、本研修の必要性は高く評価されていると考えられる。

(2) 時間

問2「今回の研修の時間は？」に対して、5. 非常に長い、4. 少し長い、3. 適当、2. 少し短い、1. 非常に短い、の5段階評定で回答を求めた。その結果、各グループの平均値は、グループ1、2ともに3点であった。

本研修の時間は、2時間が適当とのことであった。気づきに関する研修では、一般的に受講者の納得感が得られない場合は研修効果が低いといわれているので、時間については研修内容とのバランスを見ながら、今後検討していく必要がある。

(3) 進め方

問3「今回の研修の進め方は？」に対して、5. 非常に良い、4. 良い、3. ふつう、2. 少し改善の余地あり、1. 大きく改善の余地あり、の5段階評定で回答を求めた。その結果、各グループの平均値は、グループ1、2ともに4点であった。

今回の研修では、筆者らがコーディネータと

なり、質問の投げかけや、研修の進行を行った。コーディネータとしては、研修対象者自身に気づいてもらうことが肝要との認識で、介入を意図して減らしてきた。研修対象者のアンケート結果では、良いとの評価であったが、オブザーバーからはさらに支援の工夫を加えた方が良いとのコメントがあり、これについては後で述べる。

(4) 効果

問4「今回の研修のねらいに対する効果は？」に対して、5. 非常に効果が期待、4. 少し効果が期待、3. どちらとも言えない、2. あまり効果がない、1. 全く効果がない、の5段階評定で回答を求めた。その結果、各グループの平均値は、グループ1では3.7点、グループ2では4点であった。

どちらのグループにおいても、本研修の効果は十分ではないにしろ期待感が生まれている。本研修の実際の効果確認は、実業務において潜在リスクの気づき力が発揮される場面であると思われるので、今後、研修と実務がうまくリンクしていくような仕組みの検討が必要である。

(5) 自由意見

アンケート調査では研修対象者に自由意見についても回答を求めた。また本研修には研修対象者と同じ企業、同じ部門の役職者2人がオブザーバーとして参加し、コメントを得ることができた。得られた意見・コメントの中から本研修の課題ととらえられる点を抽出し、それらの課題に対する現時点での筆者らの検討方針について表1にまとめる。

本研修のねらいは、研修対象者自身が従事している各業務の潜在リスクに意識を向け、その抽出と低減活動を行うことを支援することである。知識習得のための研修とは異なり、自分自身が潜在リスクの重要性に気づくことを求めているため、研修プログラムの設計と提示の方策にはさらに改善すべき事項が残されている。また一般的には日常業務自体が繁忙であるため、潜在リスクについて深く検討する時間が足りないという現実的な職場環境の問題も踏まえたうえで、本研修の成果が実業務に継続して反映できる仕組みの検討も重要である。

表1 研修対象者とオブザーバーの自由意見・コメントと検討方針

提言者	自由意見・コメント	検討方針
研修対象者	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2テーマではなく、1テーマに絞ってじっくり検討してもよい。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ご指摘の通り、途中で強制的に打ち切ると腹落ち感がなく、研修の効果も期待できない。検討テーマ数については、ブレインストーミングの状況に応じて決めることとしたい。 ・ 今回は一つのグループ毎に実施したが、一度に複数グループを対象にすると、間接的に他グループの成果も共有でき、相乗効果から新たな発想が生まれる可能性がある。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ RAGの特徴が見えなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 今回は、「対処する」「監視する」「予見する」「学習する」の4能力のうち、研修時間の制約もあり「対処する能力」に限定したが、他の3つの能力も含めて実施するとRAGの特徴がより見えてくると思われる。 ・ 例えば、「学習する能力」に焦点を当てれば、「アポロ13号の事故から、原子力部門関係者が学ぶべき教訓は何か」のようなやり方もある。このような観点でのブレインストーミングを行うことを通じて、発想の柔軟化が進むことが期待できる。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 共通課題（会社としての問題点）に対して実施することで、全グループ共通認識を持って対策に取り組むことができる。 ・ 現業務のリスク抽出を行うのであれば、事前に現業務の洗い出しを行うようにする方がよい。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 今回の研修では、会社としての問題点に限定することや事前のリスク抽出は求めなかった。研修対象者個人の自由な発想力を高めるための方策については、引き続き検討したい。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 結果を共有することで、対策実施箇所に検討依頼することができる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 研修成果の共有は、重要であると認識している。事象例を共有することで新たな発想を生みやすいこと、また実務における安全性の向上につながる可能性が上がることを期待している。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最初に質問・発表の時間割り振りがあったほうが進めやすい。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大まかにはなるが時間割の説明を研修の最初に行いたい。ただ、進行は臨機応変に対応したい。
オブザーバー	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発想の視点の転換が必要。転換につながるような工夫があった方がよい。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 今回のBrittleness（脆弱性）に着目する方式は、気づけなかった弱点の発見であるが、既視感を越えた発想をしてもらうためには、最初に、過去の大事故（原子力に限らない）がどの程度に事前想起困難な（または見逃しやすい）経緯で生起していたのかを簡単に解説する時間帯があってもよいと思われる。 ・ 研修対象者の視点の転換につながるような方策については、引き続き検討したい。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ Safety- IIの成功に学ぶということをどのように伝えるかも重要。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 過去の成功事例の教訓から学ぶことも重要であると認識している。今後、「学習する能力」の視点でブレインストーミングすることや、Safety- II、RAGについての全体説明を設けるなどについて検討したい。

3.3 まとめ

電力会社原子力部門職員を対象にした潜在リスク気付き研修を試行した。研修中における事象例の抽出とそれにかかわる議論では、様々なアイデアや具体方策などが提言され、研修が有効であったことはアンケート結果からも示された。

しかしながら同時に、より研修を充実させていくための課題も明らかとなった。今後、これらの課題解決に向けた具体的な検討を進めていく必要がある。

4. まとめと展望

2018年までに開発したRAG改訂版質問群を活用し、2019年に電力会社原子力部門職員を対象に試行した潜在リスクの気付き支援研修の結果について報告した。

本研修におけるブレインストーミングの様子や、アンケート調査結果から本研修の有効性は確認できた。また研修対象者およびオブザーバーの自由意見・コメントから本研修を充実していくための課題を得ることができた。

本研修は、研修対象者自らが気付くことを目的としており、研修者側が正解を示して解説し、理解を深めるということではないため、気づきを支援するための工夫が必要である。今回は「対処する能力」に関してBrittleness（脆弱性）の着眼点から種々質問を行うことで気づきの支援を行った。潜在リスクの重要性に鑑みると、1回の研修で終えるのではなく、継続的に実施する必要があると考えている。本研修プログラムは、まだ1回の試行を終えたばかりではあるが、将来的に本格運用に移行できるポテンシャルは有していると考えている。そのためには、研修者側が多様な視点を提供し続けることが必要であり、研修者側も研修対象者とともに成長していくことが求められている。そのために、常に課題を抽出し、解決していくというサイクルを回し続けながら、本研修の本格運用に備えたい。

引用文献

- C. P. Nemeth, E. Hollnagel（編）、北村正晴監訳（2017）. レジリエンスエンジニアリング応用への指針, E.Hollnagel, 第12章, レジリエントな組織になるために, 日科技連.
- E. Hollnagel他（編）、北村正晴・小松原明哲監訳（2014）. 実践レジリエンスエンジニアリング-社会・技術システムおよび重安全システムへの実装の手引き, E. Hollnagel, エピローグ, 日科技連.
- 作田博・北村正晴（2019）. RAGを活用した潜在リスクの気づき支援に関する試行. INSS JOURNAL, 26, 194-201.

ノンテクニカルスキルに着目した緊急時対応訓練の開発 － (5)たいかん訓練ガイドブックの作成－

Development of Emergency Response Training Focusing on Non-Technical Skills
－ (5)Preparation a Guidebook for ECOTEC－

彦野 賢 (Masaru Hikono) *¹ 松井 裕子 (Yuko Matsui) *¹
岩崎 真理 (Mari Iwasaki) *² 森田 瑞穂 (Mizuho Morita) *²

要約 東日本大震災の教訓を踏まえ、緊急事態に備え発電所内に24時間常駐する幹部クラス職員を対象とした訓練(名称:たいかん訓練, 英語名称:ECOTEC*³)を開発した。訓練の目的は、対応困難な緊急の事態に直面しても如何なくパフォーマンスを発揮するために求められるノンテクニカルスキル(NTS)を高めることであり、2019年度末までに発電所の職員(延べ191名)を対象に実施してきた。この訓練を安全性向上策のひとつとして今後も継続して実施していくため、発電所の訓練実施担当者が自主的に訓練を計画し実施する上でのガイドブックを作成した。本報ではその概略を紹介する。このガイドブックは、訓練をより円滑かつ効果的に実施する一助となるものと考ええる。

キーワード 緊急時対応訓練, ノンテクニカルスキル, ガイドブック

Abstract Based on the lessons learned from the nuclear accident that occurred from damage caused by the Great East Japan Earthquake and tsunami, a training program (Japanese name, Taikan training; English name, ECOTEC*³) was developed for executive class personnel who are stationed 24 hours a day in the power station in case of an emergency. The training program aims at enhancing the non-technical skills required to demonstrate performance even in the face of difficult situations, and by the end of 2019 it had been conducted for 191 employees of nuclear power stations. Since it was decided that the power stations will continue this training as one of the safety improvement measures, a guidebook for the power station training staff to plan and carry out the training voluntarily was prepared. This report introduces the guidebook which will help to implement ECOTEC more smoothly and effectively.

Keywords emergency response training, non-technical skills, guidebook

1. はじめに

2011年に発生した東日本大震災をきっかけとし、原子力発電所の幹部クラス職員で構成する緊急時対策本部において、本部構成員が保有するソフトスキルもしくはノンテクニカルスキル(NTS)の重要性がクローズアップされた(久郷, 2015)。これらのスキルは、リーダーシップやコミュニケーションに代表される人間や組織運営に関連するもので、各本部構成員がもつテクニカルスキル(業務に直結し

た専門知識や技量)を統合し、本部全体のパフォーマンスを如何なく発揮するために必要なものである。また、近年新たな安全概念であるレジリエンス・エンジニアリングが注目されており、緊急事態および想定外事象が発生した際、強靱かつ柔軟なプロセスを創造して、被害を最小限にとどめ事態を収束させるような対処能力の向上にも関心が高まっている(芳賀, 2012)。このような状況下で、チームパフォーマンスを維持し高めるために、原子力発電所(長坂ら, 2015)、化学プラント(南川, 2017)また

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

*2 (有)インタークエスト

*3 ECOTEC: Experience / Core / Oversight Training for Emergency Commanders

医療（杉浦ら，2018）といった特に高い安全性が求められる産業において，それぞれの職場の実情に即した方法で組織構成員等に対する訓練が開発されてきた。

彦野ら（2016）は，東日本大震災からの教訓^{*4}として，常に発電所に待機している当番者に求める8つのNTS項目を抽出した。8つのNTS項目は，「コミュニケーション」，「ストレス下の意思決定」，「ストレス下の人間特性」，「権限委譲」，「状況把握」，「状況評価（認識）」，「組織管理」，および「非常事態への事前準備」である。これらのNTSの向上を目的とした緊急時対応訓練として「たいかん訓練」を開発し（彦野ら，2017），2019年度末までに述べ191名の発電所幹部クラス職員を対象に実施してきた。この訓練の中核は40分間の状況付与型演習である。その特徴は，限られたリソース（時間・人）の中で，次々と困難な状況が，コントローラー（演習の仕掛け人）からプレイヤー（演習の対象者）に付与され，それらの状況にチームとしての的確に即応することが求められることである。

なお，本訓練は，発電所の自主的な安全性向上策の一項目として継続的に実施していくとされており（関西電力株式会社，2020a），さらに，安全性向上評価届出（発電所定期検査終了時点での評価）でもたいかん訓練に言及されている（関西電力株式会社，2020b）。本報では，各発電所のたいかん訓練実施担当者（部署）が，訓練を自主的に計画・運営・実施できるよう作成した訓練手順書（ガイドブック）について紹介する。

2. ガイドブック作成の基本方針

「たいかん訓練ガイドブック」作成にあたり，その使用者と主な内容を設定する必要がある。前章でも述べたとおり，今後たいかん訓練は，発電所が自主的に計画・運営・実施していくため，ガイドブックは発電所の訓練実施担当者（部署）が主に活用することを想定して作成することとした。また，内容は，具体的な手続きとして，約4年間発電所と協働しながら計画準備してきた要領書・手順書類を一通り様式集として含めることとした。さらに，その前段には，吉田調書からの教訓抽出に始まる訓練に込

められた開発者の想いや思想を記すこととした。発電所の担当者は異動などの理由で交代する機会が多く，もともとの開発経緯が伝わらないまま担当する可能性もある。意義のある訓練を効果的に維持するためには，実施しやすいという視点だけでなく，訓練の基盤となる思想・考え方を伝えていくことが重要である。そこでガイドブックは，たいかん訓練の計画検討から開発，実施改善まで携わってきた研究者4名が作成することとした。

3. ガイドブックの構成

前述の基本方針のもと，ガイドブックの構成を検討した。まず，訓練の狙いと背景にある考え方をガイドブック使用者に伝えることとした。たいかん訓練は最終的に何を目標としているのかを冒頭で明確にすることで，発電所担当者および訓練協力者，そして，訓練参加者も含めたすべての関係者の意識合わせを求めることとした（第I章）。その後，たいかん訓練の特徴や狙い，この訓練で何を鍛えることを期待しているのか（第II章），そして具体的にどのように鍛えるのか（第III章）について体系立てて解説した。

以下に，各章の概要を記述する。

3.1 第I章：たいかん訓練とは

本章では，訓練の狙いとその背景にある考え方を述べた。主な内容は以下の通りである。

○目的

たいかん訓練の訓練対象者と目的を明示した。訓練対象者は緊急時対策本部要員とし，最小限のリソースで緊急事態の初動をマネジメントするために必要となるノンテクニカルスキル習得の機会を提供し，緊急時対策本部チームのパフォーマンス向上に資することを目的とした。

○たいかん訓練の特徴

従来の教育訓練の考え方とは異なるたいかん訓練の4つの特徴を記述した。具体的には，(1) テクニカルスキルを活かすためにノンテクニカルスキルを

*4 彦野ら（2016）は，政府事故調聴取記録（内閣官房，2014）を過酷事故に遭遇した際の発電所指揮官の貴重な教訓と考えた。そこで，元発電所長の聴取記録（以降，吉田調書と記す）から教訓となり得る箇所を気づき箇所として抽出し，対象者（主語）およびノンテクニカルスキル分類で整理した。

鍛えること、(2) 訓練参加者自身の気づきの機会を提供し、納得へと深化させること、(3) 想定外を扱うことで想像力を養うこと、そして、(4) 正解のない状況下で、解決策を模索し続ける場をつくることである。従来の防災訓練やテクニカル訓練との違いを明らかにし、訓練の形骸化を避けるためにも、訓練実施者にはたいかん訓練の本質を解説した本節を、適宜読み返していただくことを期待している。

○開発プロセス

たいかん訓練を開発したプロセスとして、IAEAが推奨しているSAT^{*5}の考え方を示した。事故時の業務分析（吉田調書からの教訓抽出）、スキルの設定と習得を目的とした訓練設計、シナリオ開発、実施・観察、評価というステップを体系的に行うことを示した。

3.2 第II章：学ぶべき教訓とスキル

本章では、緊急時対策本部において必要とされる業務を遂行するために、本部のリーダーやそのメンバーに求められるノンテクニカルスキル（NTS）を解説した。ここでのスキルは、極めて希少な事例である福島第一原子力発電所事故について作成された、吉田調書の詳細な分析（彦野ら、2016）から抽出されたものである。「たいかん訓練」によって学ぶべき事柄を知識ベースで理解するための章であり、発電所の緊急事態でありがちな課題や、訓練中に挿入すべき阻害とはどのようなものかを記述した。

○吉田調書の分析から得られた教訓

福島第一原子力発電所事故の実事例から、緊急事態において発生する可能性があるノンテクニカルスキルの観点から課題を、教訓として抽出した。これらの教訓をたいかん訓練で学ぶために、シナリオ設計に取り入れられるよう整理して記載した。たいかん訓練は想定外の事態をシナリオに組み込むため、ややもすると非現実的と捉えられかねない。しかし実際に発生した事例に基づく「教訓」を挙げることで、NTSを身につけることの重要性の理解とリアル感を高めることが期待できる。

○NTS8項目

NTS8項目とは、吉田調書から得られた教訓を再整理し、緊急時においてリーダーにもメンバーにも必須となるスキル分類として集約したものである（項目名は前述の通り）。ただし、訓練対象とするのは8項目中「7項目」としている。「非常事態の事前準備」は訓練対象外とした。

実際のたいかん訓練でみられた行動も含めて、具体的な例をあげて解説している。これらの実例が訓練のシナリオ設計に生かされ、事後討議で参加者の「振る舞い」を振り返る際には、学ぶべきスキルがイメージしやすくなることを期待している。

3.3 第III章：実施ガイド

本章では、発電所事務局として訓練実施に向けて行う具体的な準備、当日の実施事項および訓練後に実施する事項を時系列で記述した。参考として、過去に用いた手順書等を添付した。

○訓練の構成

時系列（2週間前から2週間後まで）を図示しながら、訓練の全体像を概説した。

○体制（人およびハードウェア）構築

訓練の実施にあたって必要となる人的リソース（全体統括者やコントローラの役割）と機材設備について解説した。特にコントローラが、どのような登場人物役で阻害をどのように付与するかを理解することの重要性を強調した。また、阻害事項を効果的に付与するためのテクニックを整理した。

○準備段階

実施前に確認すべき事について解説した。中心となるのは訓練の内容に深く関わる「シナリオ」と「阻害事項」の立案である。第II章で解説した教訓とスキルを用いて、具体的なシナリオの作成例を示した。

○実施段階

訓練の効果をより高めるための副読本や目標設定のためのツールについて記述した。さらに、当日の実施手順および演習後の参加者の気づきを高めるた

*5 SAT (Systematic Approach to Training) 手法とは、体系的な教育訓練手法と言われる。業務を分析し業務遂行に必要な知識・スキルをリストアップし、これらの習得を目指すプログラムの設計から評価までを体系的に行う (IAEA, 1998)。

めのファシリテーション方法（発話例）を示した。

3.4 ガイドブック目次

前節までに記述した骨子にそって、今後、発電所が自主的に運営していくために作成したガイドブックの目次を図1に示す。

I. たいかん訓練とは
1. 目的
2. たいかん訓練の特徴
3. 開発プロセス
II. たいかん訓練で学びたい教訓とスキル
1. 1F事故から得られた99項目の教訓
2. ノンテクニカル・スキル8項目の概要
III. 訓練の実施ガイド
1. 本訓練の構成
2. 人とハードウェアの体制を整える
(1)コントローラーの準備
(2)設備・機材
3. 実施準備
(1)実施条件の確認
(2)参加者への事前学習ツールなどの配布
(3)シナリオの設計
参考：これまでに検討された状況設定アイデア
(4)阻害要因の設定
参考：これまでの投入実績阻害要因と教訓キーワードの関係
(5)シナリオづくり
(6)リハーサル
4. 訓練の実施
(1)事前学習とモチベーション向上のために
(2)当日の準備
(3)事後の振り返りディスカッション
(4)ファシリテーション・ガイド
参考：観察者の役割—パフォーマンスの分析と評価
付録1：ファシリテーション・ガイド補足事項
付録2：KPT法
付録3：副読本（小冊子「10のスキルポイント」）

図1 たいかん訓練ガイドブック目次

4. まとめ

以上、これまで弊社（INSS）が開発・実施してきた「たいかん訓練」を、発電所担当者が計画・実施するためのガイドブックを概説した。

より効果的な訓練として継続的に実施していくために、今後とも、発電所との協働と改良を重ね支援していきたいと考える。

謝辞

本研究の遂行にあたり、(株)テムス研究所、(株)ジョーソンドキュメントのご協力をいただいたことを、記して感謝する。

引用文献

- 芳賀繁 (2012). レジリエンス・エンジニアリング：インシデントの再発予防から先取り型安全マネジメントへ 医療の質・安全学会誌, 7 (3), 207-211.
- 彦野賢・松井裕子・金山正樹 (2017). ノンテクニカルスキルに着目した緊急時対応訓練の開発 (1)「たいかん訓練」の開発と試行 INSS Journal, 24, 32-41.
- 彦野賢・作田博・松井裕子・後藤学・金山正樹 (2016). 政府事故調聴取記録からのノンテクニカルスキル教訓の抽出 INSS Journal, 23, 153-159.
- IAEA (1998). Experience in the Use of Systematic Approach to Training (SAT) for Nuclear Power Plant Personnel. Vienna, IAEA.
- 関西電力株式会社 (2020a). 原子力発電の安全性向上に向けた自主的かつ継続的な取組みのさらなる充実 (ロードマップ)」の2019年度下期の進捗状況および2020年度の計画について Retrieved from https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2020/0522_1j.html (2020年6月9日).
- 関西電力株式会社 (2020b). 大飯発電所4号機の安全性向上評価届出書の提出について Retrieved from https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2020/0413_1j.html (2020年6月9日).
- 久郷明秀 (2015). 原子力発電におけるリーダーシップの必要性 火力原子力発電, 66 (8), 451-460.
- 南川忠男 (2017). 産業現場のノンテクニカルスキルを学ぶ-事故防止の取り組み 化学工業日報社.
- 長坂彰彦・渋江尚夫 (2015). 緊急時対応力向上のためのノンテクニカルスキル向上訓練および評価に関わる基本的な枠組みの提案 電力中央研究所調査報告:L14005.
- 内閣官房 (2014). 政府事故調査委員会ヒアリング記録 Retrieved from https://www8.cao.go.jp/genshiryoku_bousai/fu_koukai/fu_koukai_2.html (2020年6月9日).
- 杉浦由季・牧俊哉・広瀬美砂・加藤敦美・有吉彩・加藤秀樹・湯浅典博 (2018). 臨床検査技師のノンテクニカルスキル向上のための取り組み 医学検査, 67 (5), 652-659.

変圧器外観点検における技能の把握の試み － 熟練者と若手の注視行動の比較を通じて －

Experiment to understand use of skills in visual inspection of transformers
－ Fixation behavior of an expert and a young worker －

松井 裕子 (Yuko Matsui) *1

彦野 賢 (Masaru Hikono) *1

芥川 卓巳 (Takumi Akutagawa) *2

要約 変電設備の点検は、視覚を始めとする人間の五感を活用して行われてきた。しかし近年、労働人口の減少により熟練巡視員の減少が懸念されており、彼らが有する巡視技能の内容を明らかにし、巡視レベルを維持することが求められている。本研究では熟練巡視員の技能抽出の試みとして、五感の中心となる視覚の活用に焦点を当て、アイトラッカーを用いて、変圧器外観点検中の熟練巡視員一名と若手巡視員一名の注視行動の比較を行った。その結果、注視時間の長い対象および漏油箇所での注視対象が両者で異なることが示された。今後はより多くの巡視員の注視行動を調べることにより、熟練者に特有の技能を把握していく必要がある。

キーワード 巡視点検, 注視行動, 熟練技能

Abstract Inspection of substation equipment has been carried out by using senses of human inspectors; visual, audio, somatosensation, olfaction, and gustation. Recently, however, there is a concern that the number of skilled workers will decrease due to the shrinking working population. This experiment focused mainly on the visual sense used during a patrol, and compared the fixation behavior of an expert worker and a young worker during the transformer patrolling inspection using an eye tracker. The results showed that the objects with a long fixation duration and the objects with fixations at oil leakage areas were different between the expert worker and the young worker. In the future, it will be necessary to further examine the fixation behavior of more patrols in order to understand inspection skills of an expert.

Keywords patrolling inspection, fixation behavior, expert skills

1. はじめに

変電設備の巡視点検では、定量的なデータの分析だけでなく、視覚・聴覚・触覚・嗅覚・味覚といった人間の五感を活用して設備の状態を把握している(堀尾, 2006)。質問紙によって巡視中に不具合を発見した経験の事例を収集した先行研究(松井・小村, 2008)は、巡視員は知識や経験に基づいて巡視ポイントを設定し、視覚を中心とする感覚情報と定量的なデータを活用して不具合を発見していることを示した。このように保全技能は、運動や知覚レベルの技能にとどまらず、プランニング(海野, 1999)のような高次の認知機能を含む「複合技能」(森,

2005)であるとされる。

しかし今後、労働人口の減少を受けて熟練巡視員も減少していくことが予想され、熟練者のもつ技能の継承が課題となっている。一方で、巡視点検の省力化や効率化を図るため、近年発展が著しい様々なセンサーやAI技術を活用した巡視点検の遠隔化や自動化が検討されている(例えば中部電力, 2020)。このような状況においては、従来の巡視点検で熟練巡視員が発揮してきた技能を明らかにし、巡視レベルの維持を図ることが重要と考えられる。

本研究では、熟練者の技能を検討するにあたり、五感の中でも特に情報量が多い視覚に焦点を当てる。人間の注視対象やそれぞれの対象に対する注視

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

*2 関西電力(株)

時間を測定するためには、眼球運動の測定が行われる。技能調査における眼球運動の測定は、ものづくりやスポーツなどにおける技能の把握という文脈で多く行われている。より巡視点検に近い場面として、近年では、看護場面において、看護師が病室の患者の安全を確保するための技能を明らかにするために、眼球運動の測定が行われるようになってきている。松島・角濱（2020）は、看護師の眼球運動を検討した27件の論文のレビューから、熟練者は、特に観察目的を指示されない場合でも、状況から観察すべき対象を判断し、意図的かつ選択的に適切な対象を注視する傾向にあることを見出した。この傾向は前述の巡視員の不具合の発見に関する先行知見（松井・小村，2008）とも類似しており、眼球運動の測定からも複合技能である巡視技能の一端を明らかにできる可能性を示しているといえる。

以上を踏まえ、本研究では、熟練巡視員と若手巡視員の巡視点検中の視線計測を行い、両者の注視対象および注視時間の長さなどの注視行動の比較を通じて、熟練巡視員の技能を探ることを目的とする。

2. 方法

本研究では、定期的に行われる変圧器の外観点検の模擬点検を実施した。

点検対象は屋内設置の変圧器2基（以後、1TrBおよび2TrBとして区別する。いずれも容量20MVA、電圧75.25kV/6.90kV）とした。

調査対象者は、熟練者と若手1名ずつであった。巡視業務への従事期間は、熟練者は30年以上、若手は約5か月であった。熟練者は当該設備の点検経験があった。若手は、当該設備の点検経験はなかったが、屋内設置型の変圧器を含む20～30か所の変電設備の巡視点検を経験していた。

調査手順は以下の通りであった。(1)「いつもの巡視のつもりで変圧器の巡視を行う」よう教示した。(2)調査対象者にアイトラッカー（Tobii Pro グラス2）を装着し、キャリブレーションを行った。(3)変圧器の巡視を実施した。実施順序は、①若手2TrB、②熟練者2TrB、1TrB、③若手1TrBであった*3。(4)熟練者のアイトラッカー映像を見ながら両者にインタビューを行った。

行動記録のために、調査対象者の背後からビデオ

カメラ（Kodak PIXPRO SP360 4K）で撮影した。あわせて、調査対象者のヘルメットにもビデオカメラ（GoProHERO7 Black）を設置した。

3. 結果

3.1 巡視所要時間

アイトラッカーの映像から、変圧器1台あたりの巡視所要時間（入室から退室まで）を導出した。熟練者は、1TrBが2分8秒、2TrBが2分26秒、若手は、1TrBが2分0秒、2TrBが2分6秒であり、熟練者は若手より所要時間がやや長い傾向にあった。

3.2 巡視経路

ビデオカメラの映像から巡視者の巡視経路を特定した（図1，2。図中の番号は巡視順序を表す）。その結果、熟練者、若手ともに、1TrBは反時計回り、2TrBは時計回りに巡視を行っていた。当該変電所では、設備はスライド配置、変圧器室の出入口はミラー配置となっていた。二名の対象者はいずれも入室後早い段階でダイヤル油温計を確認しているため

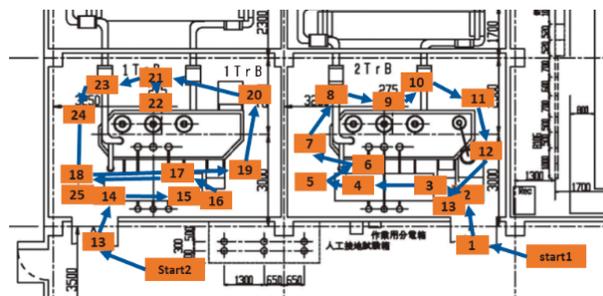


図1 熟練者の巡視経路（左側 1TrB, 右側 2TrB）

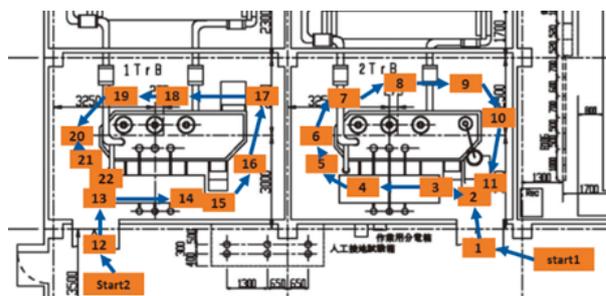


図2 若手の巡視経路（左側 1TrB, 右側 2TrB）

*3 なおこの他に、技能調査のために、熟練者と若手をペアにしたOJTを模した巡視、調査者への解説を行いながらの巡視を行った。

(図1の3, 15, 図2の3, 14), ダイアル油温計に接近する方向の経路を選択したと考えられる。また, 熟練者には経路の重複がみられた(図1の4~6および14~19)。重複時の行動から, 1TrBでは本体油面計の確認, 2TrBでは継続監視対象となっている漏油箇所の確認が目的と考えられた。

3.3 注視対象の違い

巡視者が重点的に注視した対象を調べるため, Tobii Pro Labを用いて注視時間の解析を行った。注視点の定義にはTobii I-VT (Attention) フィルターを用いた。主要な注視対象を絞るため, アイトラッカーの映像を基に, 比較的長く注視されたと考えられる箇所を選定し, 作成した静止画に関心領域(AOI: Area of Interest)を設定して各AOIへの注視時間(Total duration of fixations)を算出した。

その結果, 熟練者が長く注視したのは, 1TrBでは油温-油面曲線(以後, 油面曲線と記す。注視時間は4.5秒)および電力ケーブル(3.3秒), 2TrBでは油面曲線(5.9秒)と電力ケーブル(3.5秒)に加え, 活線浄油機(下部3.9秒, 上部3.2秒), コンサベーター(3.3秒)であった。若手の油面曲線と電力ケーブルへの注視時間は短く, 前者は1TrBで0秒, 2TrBで0.26秒, 後者は1TrBで0秒, 2TrBで0.62秒であった。

一方, 若手が長く注視したのは, 1TrBでは変圧器本体壁面(4.1秒), 2TrBでは採油箇所周りのウエス(7.2秒), 採油箇所(6.0秒), 変圧器本体壁面(4.4秒), 漏油バケツ(3.9秒)であった。

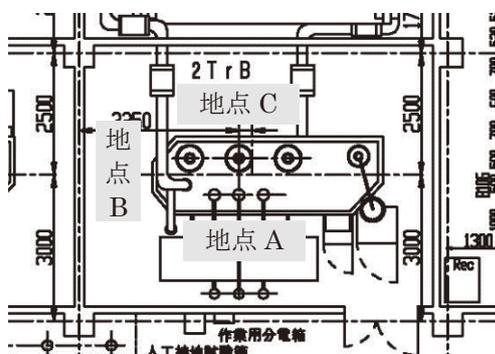


図3 注視行動の分析の対象地点

3.4 漏油箇所での注視行動

2TrBでは漏油が継続監視事項となっており, 漏れた油を受けるためのウエスやバケツを設置するなどの漏油処置が行われていた。漏油箇所の確認は巡視点検の重要事項であるため, 漏油処置が認められた3つの場所(図3の地点A~C)に焦点を当て, 両者の注視行動を比較した。

3.4.1 地点A

地点Aでは, 変圧器上部のトップカバーに油滴があり, 床面にウエスが敷かれていた。図4, 5は, それぞれ地点Aの上方の変圧器本体と, 下方のウエス付近の静止画に, 熟練者と若手の注視点をプロットしたものである*4。図中の紫の円は熟練者の注視点を, 緑の円は若手の注視点を表す。また, 円の中心の数字は注視順序を, 円の大きさは注視時間の長さを表す。これらの図から, 若手は, 注視時間からも示された通り, 床に敷かれたウエスを主に注視したのに対し, 熟練者は上部の本体トップカバー辺りを注視したことがわかる。

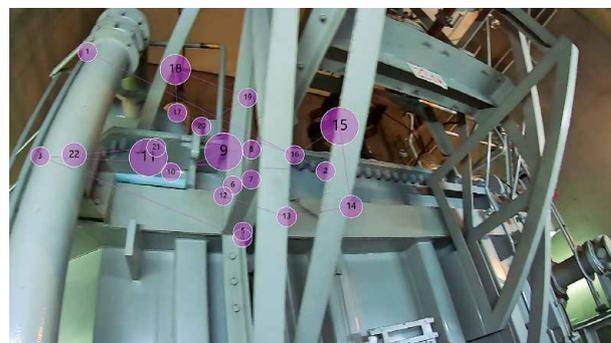


図4 地点A上部の注視点分布



図5 地点A下部の注視点分布

*4 熟練者と若手の注視点を同時にプロットするために, ビデオ映像から静止画を作成した。これらの図中の注視点は注視対象を表しているが, 背景画像は, 実際の点検時の視野画像とは必ずしも一致しないことに注意を要する。

3.4.2 地点B

地点Bの床面には、採油箇所の下に油のついたウエスが置かれていた。図6、7はそれぞれ地点Bの上方の変圧器本体および下方の地点B周辺の静止画に、両者の注視点をプロットしたものである。これらの図から、若手は、注視時間からも示された通り、採油箇所およびその付近の床面のウエスを注視していたが、熟練者は採油箇所付近にはあまり注視せず、変圧器本体上部を注視する傾向にあったことがわかる。

3.4.3 地点C

地点Cでは、変圧器本体への漏油の影響を防止するために本体上部から床面に設置した漏油バケツに油を誘導するためのホースが仮設されていた。図8、9は、それぞれ地点Cの上方の変圧器本体、下方の漏油バケツ付近の静止画に両者の注視点をプロットしたものである。図9からは、前述の注視時間が示した通り、若手は漏油バケツをよく注視したが、熟練者は漏油バケツにはあまり注視しなかったことがわかる。また、図8において当該箇所の上部の注視点を比較すると、若手の主な注視対象は碍子の上部

や油受けの漏斗であるが、熟練者はそれらに加えて漏油がみられる本体トップカバーにも注視していたことが見て取れる。

以上のことから、3地点のいずれにおいても、熟練者は変圧器本体の上方に、若手は下方に注意を向けていたといえる。調査者への解説巡視時に、熟練者は、2TrBでは漏油が懸案事項になっていたことや採油箇所下の油汚れが本体トップカバーからの漏油によるものと認識していることに言及していた。

4. まとめ

変圧器の外観点検時の注視行動を中心に、熟練者と若手の比較を行った。その結果、油面曲線および電力ケーブルは、1TrBと2TrBに共通して、熟練者に特徴的な注視対象であることが示された。油面曲線は、変動する油温と照らして油面計の値が正常範囲内にあるかどうかを判断するために用いられるが、本調査で対象とした外観点検の現在のマニュアルでは現地での判断は求められていない。そのため若手は油面曲線を注視しなかったと考えられるが、熟練者はそれにもかかわらず一定の時間をかけ、油面が正常範囲内であるかを現地でも確認していた。また、電力ケーブルは、変圧器本体とは反対



図6 地点B上部の注視点分布

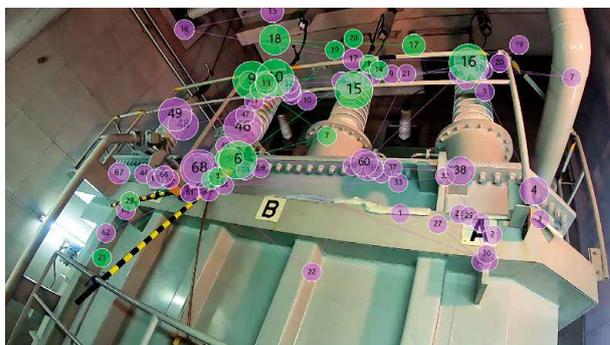


図8 地点C上部の注視点分布



図7 地点B下部の注視点分布

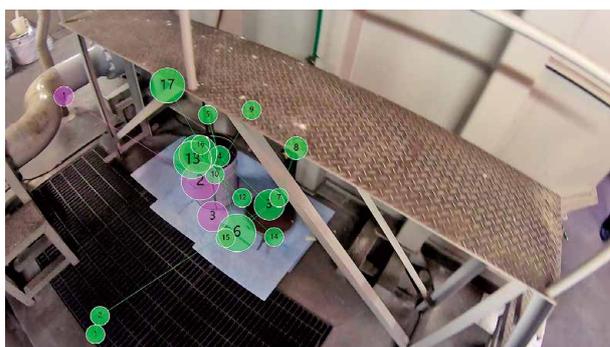


図9 地点C下部の注視点分布

側の壁面に設置されており、巡視表でも変圧器本体とは独立した項目となっているが、熟練者は一定の時間をかけて確認を行った。本調査では、点検範囲を明確には教示しなかったため、熟練者と若手とでそれぞれ異なる点検範囲を設定した可能性がある。すなわち、同じ「変圧器の巡視」という教示から想起された点検範囲は、熟練者のほうが若手よりも広がったと考えられる。その背景には、経験による差だけでなく、巡視業務に求められる点検内容が世代間で変化していることも影響しているかもしれない。

漏油処置が行われていた3箇所での注視行動からは、同じ場所であっても、熟練者と若手で注意に向けた対象が異なっていたことが示された。若手は床面のウエスや漏油バケツなど、どちらかといえば漏油の終点といえる箇所に注意を向け、熟練者は本体上部の、より漏油の源に近い箇所に注意を向けていた。一つには、漏油箇所に関する事前の知識の有無が影響したと考えられる。本調査では模擬巡視であったため、懸案事項などの事前情報について特に教示しなかったが、事前情報の活用における熟練者と若手の比較にあたっては、今後、情報量自体は統制する必要があると考える。他方、若手は漏油の存在を示すウエスなどに気づいても、熟練者のように本体上部に注意を向けなかったことに着目すると、例えば外観点検で漏油をどこまでどのように見るべきかという考え方などに何らかの違いがあるのではないかと思われる。

このような油面曲線の現地での確認や、電力ケーブルも含めた点検、漏油のより源となる箇所への注意といった事柄は、本調査における熟練者が、「変圧器」を変圧器本体だけでなく、電力ケーブルなど周辺の設備を含めたシステムとしてとらえようとしていた可能性をも示しているように思われる。先行研究（松井・小村，2008）では、巡視点検で異常をよく検知する巡視者が設備の構造に関する知識を重視していることが指摘されており、視覚に焦点を当てた熟練者の技能抽出においても、そのような高次の認知技能を考慮する必要があると考える。

本研究では、調査対象者は熟練者と若手1名ずつをであったが、両者の間には多くの違いが認められた。今後は、より多くの巡視者を対象とし、視覚以外の感覚の利用も含めて、このような違いが共通して見いだされるか、また熟練者の技能の反映といえるかどうかについて、明らかにしていく必要がある。

引用文献

- 松井裕子・小村広司（2008）. 変電所における不具合発見事例からみた巡視点検技能 INSS Journal, 15, 34-41.
- 松島正起・角濱春美（2020）. 看護観察における注視と認知に関する文献検討 日本看護技術学会誌, 19, 14-22.
- 森和夫（2005）. 技術・技能伝承ハンドブック JIPMソリューション.
- 塚尾茂之（2006）. 五感を活かした変電設備の巡視点検〈第1回〉電気現場技術2006年10月号, 46-48.
- 中部電力（2020）「ドローン×AI」による電力設備巡視・点検業務の効率化・取り組み紹介 [https:// www.chuden.co.jp/seicho_kaihatsu/kaihatsu/seika/seika_05.html](https://www.chuden.co.jp/seicho_kaihatsu/kaihatsu/seika/seika_05.html)（2020年6月19日閲覧）.
- 海野邦昭（1999）. 次世代への高度熟練技能の継承 アグネ承風社.

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

Trends in Surveys about Home Teleworking During the COVID-19 Pandemic in Japan

後藤 学 (Manabu Goto) *¹ 濱野 和佳 (Waka Hamano) *¹

要約 日本における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を収集・整理した。対象とした調査は約70本で、そのほとんどはインターネット調査であった。主な結果は以下の4点であった。(1) コロナ前、テレワーク制度が導入されていた企業は約20%、実際に在宅勤務をしていた個人は10%以下であったと推測される。コロナ拡大期には首都圏を中心に実施率が20%強まで上昇し、緊急事態宣言が全国拡大されると実施率は60%程度まで上がった。(2) テレワークと生産性の関連については、テレワークのほうが普段より生産性が下がると回答する人が多かった。(3) テレワークの最大のメリットは「通勤時間の削減に伴う自由な時間の増加」、最大のデメリットは「上司・同僚や顧客とのコミュニケーションの取りにくさ」であった。(4) テレワーク経験者はコロナ後もテレワークを続けたいと思っている人が多いが、多くの人がオフィスワークとテレワークの併用を望んでいた。最後に、テレワークの導入・拡大が組織文化・風土に及ぼす影響について議論した。

キーワード テレワーク (在宅勤務), 新型コロナウイルス感染症, インターネット調査, 仕事の生産性

Abstract Results were collected from about 70 questionnaire surveys on actual conditions for home teleworking during the COVID-19 pandemic in Japan. Most were Internet surveys. The following four points were identified. (1) Before the COVID-19 pandemic, about 20% of Japanese companies had introduced a telework system. Less than 10% of employees had worked from home. The pandemic led to an increase of home teleworking employees. Particularly, after the emergency declaration spread to all of Japan, the percentage of home teleworking employees increased to 60%. (2) Most employees evaluated productivity of home teleworking as low. (3) The greatest merit of teleworking was that free time increased because commuting time decreased. Conversely, the biggest demerit was the difficulty of communication with co-workers. (4) Many employees stated they wanted to continue home teleworking after the pandemic was over. But most employees expressed the wish to work both at home and at their offices. Finally, it was concluded that the spread of teleworking was influencing the corporate culture.

Keywords teleworking (home teleworking), COVID-19, internet survey, work productivity

1. 問題

テレワークとは、ICT (information and communication technology; 情報通信技術) を利用し、時間や場所を有効に活用できる柔軟な働き方 (総務省, 2019a) のことを指す。本来の所属オフィスから離れたところで働くことを意味し、在宅勤務、サテライトオフィス勤務、モバイル勤務の総称である。

テレワークを実施することは、企業が抱える、様々な共通の経営課題を解決することにつながる (総務

省, 2019a)。業務効率改善、労働時間削減、コスト削減が見込まれ、生産性向上が期待される。グローバル化や合併などの外部環境の変化への対応や、地方創生、企業文化刷新などにもつながる。また、多様な働き方を認めることが人材確保につながり、企業が危機的状況に直面した場合のBCP (business continuity plan) 対策にもなる。

テレワーク推進の背景には、疾病や災害に対する国や企業の危機管理の要因が影響している。2009 (平成21) 年、厚生労働省の専門家会議は、新型イ

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

ンフルエンザ対策ガイドラインの中で、事業者・職場が感染予防を講じつつ業務を継続する方法として「在宅勤務」の有効性に言及した。しかしながら、その当時は一過性の注目にとどまり、テレワーク推進のムーブメントには至らなかった。国がテレワークを推進するきっかけとなったのは、2011（平成23）年3月の東日本大震災であるとされる（日本テレワーク協会、2020）。首都圏での公共交通機関の運休時、計画停電の実施時などにおいて、テレワークは円滑な業務実施・計画を可能とすることから関心が寄せられた。同年5月には、政府の電力需要緊急対策本部において「夏季の電力需給対策について」が決定され、節電啓発に係る政府の取組として「テレワーク（在宅勤務等）などを通じ、ライフスタイルの変革等を進めることにより、節電を図る」ことが挙げられた（経済産業省、2011）。

2017（平成29）年からは、テレワーク関係4省（総務省、厚生労働省、経済産業省、国土交通省）と内閣官房・内閣府の主催で、テレワーク・デイ（2018年以降テレワーク・デイズ）が開催され、期間中全国一斉にテレワークの実施を呼びかける活動が行われている。開催期間こそ異なるが、過去3回の参加数は950団体6.3万人、1682団体30.2万人、2887団体68万人と着実に伸びている。テレワーク・デイズのコア日（7月24日）は、2020東京オリンピックの開会式が予定されていた日にあたり、五輪開催中の交通混雑の緩和に期待を寄せるものである。

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た（首相官邸、2017）。しかしながら、2019年度にテレワークを導入している企業は20.2%で（総務省、2019b）、雇用型就業者のうちテレワーク制度等に基づくテレワーカーの割合は9.8%にとどまった（国土交通省、2019）。

ところが、2019年末からの新型コロナウイルス感染症の流行は、日本におけるテレワークの状況を一変させた。2020年2～3月にかけて感染者が連日確認され、3月下旬～4月上旬にかけては指数関数的に感染者が増加した。政府による学校の臨時休校要請、小池都知事による週末外出自粛要請、緊急事態宣言の発出と事態が一気に深刻化し、社会は早急な対応におわれた（表1）。緊急事態宣言では、「人との接触最低7割 極力8割削減を」の行動目標が

表1 新型コロナウイルス感染症関連の動き

日付	出来事と主な日本の動き
2020/1/6	中国 武漢で原因不明の肺炎 厚生省が注意喚起
2020/1/16	日本国内で初めて感染確認。武漢に渡航した中国籍の男性
2020/2/5	乗客の感染が確認されたクルーズ船「ダイヤモンド・プリンセス号」隔離
2020/2/13	国内で初めて感染者死亡
2020/2/27	安倍首相が全国の学校に臨時休校を要請
2020/3/11	WHOが世界の流行状況を「パンデミック」に認定
2020/3/24	東京五輪・パラリンピック 1年程度延期に
2020/3/25	小池都知事が緊急会見 週末の外出自粛要請
2020/4/2	世界感染者100万人を突破
2020/4/7	7都府県に緊急事態宣言「人との接触最低7割 極力8割削減を」
2020/4/11	国内の感染者1日の人数として最多の700人超
2020/4/16	緊急事態宣言を全国に拡大。13都道府県は「特定警戒都道府県」
2020/4/18	国内の感染者1万人超える（クルーズ船除く）
2020/5/4	政府「緊急事態宣言」を5/31まで延長を決定
2020/5/7	国内の感染者1日の人数が100人下回る
2020/5/14	39県で緊急事態宣言解除。8都道府県は継続
2020/5/21	関西で緊急事態宣言解除。首都圏と北海道は継続
2020/5/25	全国で緊急事態宣言解除
2020/6/19	都道府県をまたぐ移動の自粛要請 全国で緩和
2020/6/28	世界の感染者1000万人超える
2020/6/29	世界の死者50万人超える
2020/7/3	国内の1日の感染者2か月ぶりに200人超える
2020/7/7	国内の感染者2万人超える（クルーズ船除く）
2020/7/9	国内の1日の感染者300人超える（5月2日以来）
2020/7/10	国内の1日の感染者400人超える（4月24日以来）
2020/7/16	国内の1日の感染者600人超える（4月10日以来）
2020/7/22	Go Toトラベルキャンペーン始まる
2020/7/26	国内の感染者3万人超える（クルーズ船除く）
2020/7/28	国内の死者1,000人超える（クルーズ船除く）
2020/7/29	国内の1日の感染者1,000人超える。47全都道府県で感染者確認

本表は、「NHK特設サイト新型コロナウイルス」をもとに、7/31時点で作成

掲げられた。

新型コロナウイルス感染症専門家会議からも3月9日と4月1日に「3つの密（密閉空間、密集場所、密接場面）を徹底的に回避する」よう要請があり、4月22日に「人との接触を8割減らす、10のポイント」が公表された。10のポイントでは、他者との接触機会を減らすため、オンライン帰省、通販、オンライン飲み会、遠隔診療、筋トレやヨガの動画活用、在宅勤務など、ライフスタイルの大転換が呼びかけられた。

既に述べたように、コロナ前の時点でテレワーク

制度を導入していた企業は2割程度であったと推測され、制度を設計する間もなく、社会的な要請によりテレワークが推奨されるようになっていった。コロナ禍^{*2}でのテレワークは、ほとんどの場合、自宅で仕事をするを指す。そのため、本稿では以降「テレワーク」という言葉を「在宅勤務」とほぼ同義で使う。

2. 目的

本稿では、新型コロナウイルス感染症流行下の日本においてテレワークが導入・実施された実態を各種調査結果を根拠に速報的に整理・概観した。収集した調査のほとんどは、各調査主体によるインターネット調査に基づき、その結果が各団体のホームページなどに掲載されたものである。インターネット調査が主である以上、調査対象の偏りは否めないが、なるべく多くの調査を網羅しそれを補完するよう努めた。

調査結果のうち特に注目した点は、以下4点である。

- (1) 新型コロナウイルス感染症の流行に伴って、テレワーク制度が企業にどの程度導入され、また従業員にどの程度推奨され、実際に行われたのか。
- (2) この期間のテレワーク勤務を通じて、従業員の仕事の生産性は上がった（もしくは下がった）のか。
- (3) テレワーク制度を導入しなかった企業のその理由と、テレワーク経験者の感じたテレワークのメリット・デメリットにはどういったものがあるか。
- (4) テレワーク経験者が今後（コロナ禍の後）もテレワークを継続したいと考えているのか（否か）。

また、コロナ禍でのテレワークの導入・拡大は、個々の従業員の働き方やライフスタイルへの影響にとどまらず、今後の企業経営のあり方や、職場の組織風土・文化にも影響を及ぼし得ると推測される。収集した調査結果だけからでは、その影響は十分把握できないが、その影響を視野に入れて考察する。

3. 方法

2020年5～7月にインターネット上で「テレワーク」「在宅勤務」「調査」「アンケート」「生産性」のキーワードを組み合わせて検索し、ヒットしたもののうち、調査方法や質問内容、集計結果が明確なものを約70本収集した。いずれもアンケート調査である。ほとんどはインターネット調査で、一部郵送調査が含まれた。社内調査については除外した。

4. 結果

4.1 テレワークの導入率と実施率

結果を整理するにあたり、2019年末以前を「コロナ前」、2020年1月～4月6日までを「コロナ拡大期」、4月7日～5月24日までを「緊急事態宣言期」、5月25日以降を「宣言解除後」と呼ぶこととする。調査日時順の結果概要を表2に示した。

4.1.1 コロナ前（2019年末まで）

コロナ前の、企業のテレワーク導入率を検討した。本稿において「テレワーク導入率」とは、企業を対象とした調査において「テレワーク（制度）を導入している、実施している」の回答割合を指す。総務省（2017, 2018, 2019b）によると、テレワークを導入していると答えた企業の割合は、2017（平成29）年13.9%、2018（平成30）年19.1%、2019（令和1）年20.2%であった。また、東京都産業労働局（2017, 2018, 2019）の調査では、テレワーク導入率は6.8%、19.2%、25.1%であった。

総務省（2019b）では、テレワーク導入企業に対してテレワークを利用している従業員の割合を問うており、「5%未満」47.6%、「10%～30%未満」28.2%の順で多く、「30%未満」が導入企業の8割を占めた。また、同調査では、企業調査と個人調査を両方実施しており、個人を対象に「テレワーク実施経験がある」と回答した人の割合（以下「テレワーク実施率」）は8.4%であった。

以上のことから、コロナ前のテレワーク導入率は2割程度であり、テレワーク実施率は1割に満たないほど低かったと推測される。

*2 新型コロナウイルス感染症の流行下、感染拡大の状況下の意。メディアでも多用されている表現であり、端的に事態を表現できることから、本稿でも用いる。

表2 テレワークの導入率と実施率に関する調査結果 (調査日時順)

No.	時期	調査日時	調査主体	調査名	対象(企業/個人)	回答者数 ^{※1}	地域	設問 ^{※2}	導入率	推奨率	実施率 ^{※3}
コロナ前	1	2017/7/	東京都産業労働局	「介護離職防止対策検討のための特別調査」の付帯調査	都内に所在する従業員数が30人以上の企業	1985社	東京都	テレワークを導入している(導入済み)	6.8%	—	—
	2	企業2017/11-12 世帯2017/11-12	総務省	平成29年度通信利用動向調査	企業：公務を除く産業に属する常用雇用者規模100人以上の企業 世帯・個人：20歳以上(平成29年4月1日現在)の世帯主がいる世帯及びその6歳以上の構成員。ただし、テレワーク関係の質問は15歳以上の就業者	企業2119社(2580人) 世帯16117	全国	企業：(9月末時点で)企業において、テレワークを導入している 個人：過去1年間において、インターネットを利用してテレワークを実施したことがある	13.9%	—	6.4%
	3	2018/7/	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)	都内に所在する従業員数が30人以上の企業	1964社	東京都	テレワークを導入している	19.2%	—	—
	4	企業2018/11-12 世帯2018/10-12	総務省	平成30年度通信利用動向調査	企業：公務を除く産業に属する常用雇用者規模100人以上の企業 世帯・個人：20歳以上(平成30年4月1日現在)の世帯主がいる世帯及びその6歳以上の構成員。ただし、テレワーク関係の質問は15歳以上の就業者	企業2119社(2106人) 世帯16255	全国	企業：(9月末時点で)企業において、テレワークを導入している 個人：過去1年間にテレワークを実施した	19.1%	—	8.5%
	5	2019/1/7-2/25	経済産業研究所(森川, 2020)	経済政策と企業経営に関するアンケート調査	「平成29年企業活動基本調査」の調査対象企業のうち、製造業及びサービス産業に属する企業15000社	2535社	全国	テレワーク(在宅勤務)制度を行っている	6%弱	—	—
	6	2019/3/27-4/23	エン・ジャパン	「テレワーク」実態調査	「エン転職」ユーザー	10207人	全国	・これまで働いたことのある会社では、テレワークの制度はありましたか? ・テレワークの制度を使って働いたことはありますか	8%	—	3%
	7	2019/7/	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)	都内に所在する従業員数が30人以上の企業	2068社	東京都	テレワークを導入している	25.1%	—	—
	8	企業2019/12/ 世帯2019/12/	総務省	令和元年度通信利用動向調査	企業：公務を除く産業に属する常用雇用者規模100人以上の企業 世帯・個人：20歳以上(平成31年4月1日現在)の世帯主がいる世帯及びその6歳以上の構成員。ただし、テレワーク関係の質問は15歳以上の就業者	企業2122社(2118人) 世帯15410	全国	企業：(9月末時点で)企業において、テレワークを導入している 個人：テレワークを実施したことがある	20.2%	—	8.4%
コロナ拡大期	9	2020/2/19	LINEリサーチ	第2回COVID-19調査	LINEユーザーを対象にした日本全国15歳-69歳の男女	5024人(2158人)	全国	あなたの職場での対応や推奨されていることは?(在宅勤務の許可/推奨)	—	5%	—
	10	2020/2/28-3/4	日本経済団体連合会(経団連)	新型コロナウイルス感染症拡大防止対策各社の対応に関するフォローアップ調査	同会の会員(純資産額(単体または連結)が1億円以上)	398社	全国	貴社では新型コロナウイルス感染症への対応として、テレワーク/在宅勤務を推奨していますか(従来から推奨している場合も含む)	—	68.6%	—
	11	2020/3/2	LINEリサーチ	第3回COVID-19調査	LINEユーザーを対象にした日本全国15歳-69歳の男女	4991人(2173人)	全国	あなたの職場での対応や推奨されていることは?(在宅勤務・テレワークの許可/推奨)	—	14%	—
	12	2020/3/2-3/3	ペーパーロジック	「リモートワーク・テレワーク」に関するアンケート調査	リモートワーク・テレワークを行っている東京在住の会社員	111人	東京都	新型コロナウイルスの問題が起き、あなたの会社ではリモートワーク・テレワークを推奨されましたか?	—	86.4%	—
	13	2020/3/2-3/8	東京商工リサーチ	第2回「新型コロナウイルス」に関するアンケート調査	一般企業、資本金1億円以上を大企業、1億円未満や個人企業を中小企業と定義	16327社(15597社)	全国	「新型コロナウイルス」の感染拡大を防ぐため、在宅勤務・リモートワークを実施しましたか	17.7%	—	—
	14	2020/3/9-3/15	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	調査モニターを利用、全国、正社員、20~59歳男女、勤務先従業員人数10人以上	21448人	全国	・テレワークの企業方針(命令+推奨) ・テレワーク実施率	—	22.1%(命令3.2%+推奨18.9%)	13.2%
	15	2020/3/13-3/31	東京商工会議所	「会員企業の防災対策に関するアンケート」の付帯調査「新型コロナウイルス感染症への対応について」	会員企業	1333社(1238社)	東京都	テレワークを実施している	26.0%	—	—
	16	2020/3/26-3/28	リクルートマネジメント・ソリューションズ	テレワーク緊急実態調査	22~59歳の会社勤務の正社員、勤務先の従業員規模は300名以上、会社として働き方改革が取り組まれていると回答した人	2658人	全国	・テレワーク経験(終日勤務) ・テレワーク経験(数時間~半日程度) ・テレワーク経験(ごく一部の業務)	—	—	27.1% 25.2% 28.5%
	17	2020/3/26-30	デルとEMCジャパン	中小企業のテレワーク導入状況に関する調査	全国の従業員99人以下の企業経営者と会社員(20~69歳)	2197人	全国	テレワーク導入率	13%	—	—
	18	2020/3/27-4/5	東京商工リサーチ	第3回「新型コロナウイルス」に関するアンケート調査	一般企業、資本金1億円以上を大企業、1億円未満や個人企業を中小企業と定義	17896社(17340社)	全国	「新型コロナウイルス」の感染拡大を防ぐため、在宅勤務・リモートワークを実施しましたか	25.4%	—	—
	19	2020/3/30-4/26	エン・ジャパン	「テレワーク」実態調査	「エン転職」ユーザー	13358人	全国	・現在お勤めの会社にテレワーク制度はありますか ・テレワークの制度を使って働いたことはありますか	28%	—	17%
	20	2020/3/31-4/1	LINE・厚生労働省	第1回「新型コロナ対策のための全国調査」	15歳以上110歳以下のLINEユーザー(オフィスワーク中心(事務、企画、開発)で働く人)	24,539,124人(6,088,488人)	全国	オフィスワーク中心(事務、企画、開発)の人のテレワーク実施割合	—	—	14.0%
	21	2020/3/	東京都産業労働局	テレワークの導入に関する緊急調査	都内企業(従業員30人以上)	400社	東京都	テレワークを導入していますか	24.0%	—	—
	22	2020/4/14-2	ピーブレイクシステムズ	テレワークに関する実態調査	全国、現在「経営者・役員・会社員」	1068人(342人)	全国	・(全体)あなたの会社にテレワーク制度はありますか ・(制度がある人)新型コロナウイルス感染症対策のためにテレワークは推奨されましたか ・(制度がある人)テレワークを利用して働いたことがありますか。または、今現在テレワークで働いていますか	32.0%	79.8%	57.6%

No. 時期	調査日時	調査主体	調査名	対象（企業／個人）	回答者数 ^{※1}	地域	設問 ^{※2}	導入率	推奨率	実施率 ^{※3}
コロナ拡大期	2020/4/14/7	大久保敏弘研究室・NIRA総合研究開発機構	「新型コロナウイルスの感染拡大がテレワークを活用した働き方、生活・意識などに及ぼす影響に関するアンケート調査」	調査会社に登録しているインターネット調査登録モニター、全国の満15歳以上の就業者を母集団とする。	10516人	全国	テレワークを利用していた	—	—	10%
	2020/4/3-4/4	ペーパーロジック	「女性社員の職場環境に関する意識調査」	東京にある企業で事務・技術職の女性社員	110人	東京都	あなたの会社ではテレワーク・リモートを行っていますか？	40%	—	—
	2020/4/5-4/6	LINE・厚生労働省	第2回「新型コロナ対策のための全国調査」	15歳以上110歳以下のLINEユーザー（オフィスワーク中心（事務、企画、開発）で働く人）	24,673,670人（6,531,337人）	全国	テレワーク実施割合	—	—	16.2%
緊急事態宣言期（7都府県）	2020/4/7-4/10	NTTデータ経営研究所	NTTコムリサーチクラウド調査	登録モニターのうち、従業員規模10名以上、経営者・役員を含む雇用者（正社員）、20歳以上のホワイトカラー職種	1158人	全国	（自分の勤める企業は）テレワーク／リモートワークに取り組んでいる	39.1%	—	—
	2020/4/10-4/12	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 第二回調査	全国の就業者 20～59歳男女、勤務先従業員人数10人以上	25769人（22477人）	全国	・テレワークの企業方針（命令+推奨） ・正社員のテレワーク実施率	—	40.7%（命令13.7%+推奨27.0%）	27.9%
	2020/4/10-4/12	楽天インサイト	在宅勤務に関する調査	楽天インサイトに登録しているモニター（約220万人）の中から、全国の20代から60代の男女のうち、「パート・アルバイト、自由業・フリーランスを除く有職者」を対象	9628人	全国	・勤務先で在宅勤務が導入されている ・新型コロナウイルス感染症拡大の影響により在宅勤務をしているか	34.3%	—	25.7%
	2020/4/10-4/14	イード	テレワークに関する調査	アンケートパネル、20-59歳男女、有職者（パート・アルバイトを含む）	6082人	全国	テレワーク実施状況（あなたは今、テレワーク（在宅勤務）をしていますか）	—	—	32.0%
	2020/4/10-4/14	ヒューマングローバルタレント	テレワークに関するアンケート調査	Daijob.comの20-50代以上のビジネスパーソン会員（日本人・外国人）	497人（日本人241人、外国人256人）	全国	（新型コロナウイルス感染症拡大の影響でテレワークの導入や検討が広がっていることを踏まえて）テレワークの経験がある	—	—	日本人74% 外国人68%
	2020/4/12-4/13	LINE・厚生労働省	第3回「新型コロナ対策のための全国調査」	15歳以上110歳以下のLINEユーザー（オフィスワーク中心（事務、企画、開発）で働く人）	23,779,431人（6,283,871人）	全国	オフィスワーク中心（事務、企画、開発）の人におけるテレワーク実施割合	—	—	26.8%
	2020/4/13	freee	テレワークに関するアンケート調査	1～300名規模の中小企業従業員	1146人	全国	会社としてテレワークは許可されていますか？	—	36.0%	—
	2020/4/13-4/19	日経BP総合研究所イノベーションICTラボ	新型コロナ対策テレワーク実態調査	日経BPのデジタルメディアの読者・会員	2917人	全国	あなたはテレワークを利用して、職場以外でどの程度の頻度で働いていますか（直近の1週間もしくは1か月間について、最も近いもの）	—	—	74.0%
	2020/4/14-4/17	日本経済団体連合会（経団連）	緊急事態宣言の発令に伴う新型コロナウイルス感染症拡大防止策各社の対応に関するフォローアップ調査	全会員企業	406社	全国	貴社では緊急事態発令後の新型コロナウイルス感染症への対応として、テレワーク／在宅勤務を導入していますか	97.8%	—	—
	2020/4/15-4/22	日本リサーチセンター	テレワークの実施状況についての調査	全国、人口・エリア割付、有職者（パート、アルバイト除く）のみ（n=530）を分析	1200人（530人）	全国	あなたは、以下の期間（緊急事態宣言後4月7日以降）にテレワークをどの程度行っていますか（週1回以上テレワーク実施状況）	—	—	37.2%
	2020/4/15-4/22	HANABISHI	テレワークに関する実態調査	全国20歳～79歳の会社員（正社員）、会社員（契約・派遣社員）、公務員（教職員を除く）、パート・アルバイト	1824人	全国	現在の働き方、仕事の状況を教えてください	—	—	39.7%
	2020/4/16	LINEリサーチ	第4回COVID-19調査	LINEユーザーを対象にした日本全国15歳-69歳の男女	10442人（4772人）	全国	在宅勤務・テレワークの推奨／義務付け	—	35.0%	—
	2020/4/17-4/20	プレジデント社	プレジデントウーマンオンラインの読者調査	「プレジデントウーマン」メルマガ読者	980人	全国	緊急事態宣言後、在宅勤務をしているか	—	—	50.5%
	2020/4/17-4/24	日本能率協会	新型コロナウイルス感染症に関連するビジネスパーソン意識調査	協会の各種サービスを利用しているビジネスパーソン（自由業、70歳以上を除く）	2123人	全国	在宅勤務の実施経験	—	—	66.9%
2020/4/18-4/19	ドリーム・アーツ	テレワーク実態調査	従業員数1000人以上の大企業に勤める従業員	1000人	全国	・あなたの勤く企業のテレワークの状況は？ ・あなた自身のテレワークの状況は？	84%	—	75%	
2020/4/20-4/29	日経BizGate	コロナ後の働き方アンケート	全国の働いている日経BizGate会員20代～70代	1951人	全国	新型コロナウイルスの感染拡大防止のために在宅勤務などテレワークを行ったか	—	—	70.3%	
緊急事態宣言期（全国）	2020/4/22-4/24	ビーブレイクシステムズ	緊急事態宣言後のテレワークに関する実態調査	全国、現在「経営者・役員・会社員」	1061人	全国	・あなたの会社では、緊急事態宣言前に新型コロナウイルス感染症の対策のためにテレワークが推奨されましたか ・あなたの会社では、政府の緊急事態宣言によりテレワークが実施されましたか	41.4%	40.2%	—
	2020/4/24-4/26	エス・ビー・ネットワーク	新型コロナウイルスの影響による在宅勤務（テレワーク）実態調査	全国の在宅勤務を導入する企業に勤める会社員（役員を含む）20歳～64歳の男女	1074人	全国	・あなたの勤務する会社の「在宅勤務」についてあてはまる方を選択してください ・「新型コロナウイルスの影響を受けている」現在では、どのくらいの頻度で在宅勤務をしていますか	65.8%	—	77.0%
	2020/4/24-4/30	サンロフト	リモートワーク・テレワークに関するアンケート調査	nanoty（社内SNSクラウド型日報管理システム）を利用している企業	46社	全国	新型コロナウイルスの問題が起き、あなたの会社ではリモートワーク・テレワークを導入していますか？	69.6%	—	—
	2020/4/28	MMD研究所	2020年4月在宅勤務に関する調査	スマートフォンを所有する20歳～59歳の会社員の男女	1106人	全国	新型コロナウイルスの影響で勤務体系に変化はありましたか。あてはまるものを全てお選びください	—	—	在宅勤務33.3%
	2020/4/28-4/30	Google	テレワークへの意識調査	関東1都6県、関西2府4県のオフィスワーカー（新社会人、パート/アルバイト、学生、無職を除く）	3368人	関東・関西	新型コロナウイルス感染症に伴う働き方の変化があり、テレワークへ移行した	—	—	46.7%
2020/4/	東京都産業労働局	テレワークの導入に関する緊急調査	都内企業（従業員30人以上）	394社	東京都	テレワークを導入していますか	62.7%	—	—	

No. 時期	調査日時	調査主体	調査名	対象（企業／個人）	回答者数 ^{※1}	地域	設問 ^{※2}	導入率	推奨率	実施率 ^{※3}
緊急事態宣言期（全国）	2020/4/23-5/12	東京商工リサーチ	第4回「新型コロナウイルスに関するアンケート」調査	一般企業、資本金1億円以上を大企業、1億円未満や個人企業を中小企業と定義	21741社 (21408社)	全国	「新型コロナウイルス」の感染拡大を防ぐため、在宅勤務・リモートワークを実施しましたか	55.96%	—	—
	2020/5/1-5/2	LINE・厚生労働省	第4回「新型コロナ対策のための全国調査」	15歳以上110歳以下のLINEユーザー（オフィスワーク中心（事務、企画、開発）で働く人）	18,121,559人	全国	テレワーク実施割合	—	—	未公表
	2020/5/1-5/5	マイボイスコム	「在宅勤務・テレワーク」に関するインターネット調査	「MyVoice」のアンケートモニター	10097人	全国	・新型コロナウイルスをきっかけとする勤務先の制度変化（在宅勤務、テレワーク、モバイルワーク） ・在宅勤務・テレワークの経験はありますか？	31.2%	—	35.3%
	2020/5/11-5/13	日本生産性本部	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（第1回 働く人の意識に関する調査）	調査会社のモニターを利用。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）	1100人	全国	自宅での勤務、サテライトオフィス、モバイルワークを「現在行っている」	—	—	31.5% (29.0%、3.2%、1.7%)
	2020/5/16-5/19	インターパーク	テレワーク実施状況と今後のテレワーク意向に関する実態調査	全国における、現在営業職に就いている社会人（正社員・パート・アルバイト・派遣社員）	500人	全国	コロナウイルス感染拡大後のテレワーク実施状況	—	—	52.8%
宣言解除後	2020/5/25-6/5	内閣府	新型コロナウイルス感染症の環境下における生活意識と行動変化に関する調査	国内居住のインターネットパネル登録モニター、15歳以上	10128人	全国	今回の感染症の影響下において、経験した働き方を全て回答してください	—	—	34.5%
	2020/5/28-6/9	東京商工リサーチ	第5回「新型コロナウイルスに関するアンケート」調査	一般企業、資本金1億円以上を大企業、1億円未満や個人企業を中小企業と定義	18462社 (18002社)	全国	「新型コロナウイルス」の感染拡大を防ぐため、在宅勤務・リモートワークを実施しましたか	56.42%	—	—
	2020/5/29-6/2	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 第三回調査	全国の就業者 20～59歳男女正社員、勤務先従業員人数10人以上	21000人 (20000人)	全国	・テレワークの企業方針（命令＋推奨） ・正社員のテレワーク実施率	—	35.2%	25.7%
	2020/5/29-6/5	東京商工会議所	「テレワークの実施状況に関する緊急アンケート」調査	会員企業	1111社	東京都	テレワークを実施している	67.3%	—	—
	2020/6/9-6/10	コンカー	緊急事態宣言下のテレワークに関する調査	企業に勤める会社員	1032人	全国	4月7日から5月末まで続いた緊急事態宣言の間、テレワークできましたか	—	—	58.5%
	2020/6/18-6/22	イトーキ	新しい働き方に関する意識調査	全国の従業員規模100名以上の企業に勤務する20代～50代男女	1082人	全国	あなたは、新型コロナウイルスの影響による緊急事態宣言中にテレワークを行いましたか？	—	—	70.1%
	2020/6/24-6/30	学情	20代の仕事観や転職意識に関するアンケート調査	【20代専門】転職サイト「Re就活」へのサイト来訪者	783人	全国	緊急事態宣言中にテレワークを実施したか、していないか	—	—	32.1%
	2020/6/25-6/29	アデコ	新型コロナウイルス感染症の拡大とテレワークに関する調査	日本全国の20歳～59歳の男女、正社員、一般社員（役職なし）、勤続年数1年以上、新型コロナウイルス感染症の拡大を理由とする自宅待機や一時休業なし	1500人	全国	・緊急事態宣言よりも前にテレワークをしていたか ・緊急事態宣言期間中に、どれくらいの頻度でテレワークをしましたか	—	—	20.3% 36.0%
	2020/6/29-7/8	東京商工リサーチ	第6回「新型コロナウイルスに関するアンケート」調査	一般企業、資本金1億円以上を大企業、1億円未満や個人企業を中小企業と定義	14602社 (14356社)	全国	「新型コロナウイルス」の感染拡大を防ぐため、在宅勤務・リモートワークを実施していますか	31.02%	—	—
	2020/7/3-7/7	デルとEMCジャパン	中小企業のテレワーク導入状況に関する調査	全国の中小企業（従業員99人以下）の経営者およびIT担当者（業務用PCならびにIT関連機器の購入・導入に関わっている方）の男女	1072人	全国	勤務先でテレワークを導入しているか	36%	—	—
2020/7/6-7/7	日本生産性本部	第2回 働く人の意識に関する調査	調査会社のモニターを利用。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）	1100人	全国	自宅での勤務、サテライトオフィス、モバイルワークを「現在行っている」	—	—	20.2% (18.4%、1.5%、1.7%)	

※1 回答者の（ ）内の数字は、テレワークの導入・推奨・実施に直接関係する質問に回答した人の数が明確な場合に記載した。

※2 下線を付した調査は、調査時よりも以前にさかのぼってテレワークの導入・実施状況を尋ねている。

※3 テレワークの実施頻度を問うている調査の場合は、週に1回以上テレワークを行った人をまとめて、テレワーク実施率を算出した。

4.1.2 コロナ拡大期（2020年1月～4月6日）

コロナ拡大期の企業のテレワーク導入率は、東京商工会議所（2020a）で26.0%、東京都産業労働局（2020a）で24.0%、東京商工リサーチ（2020a）で17.7%、東京商工リサーチ（2020b）で25.4%であった。

コロナ拡大期に入ると、各企業が従業員に対して在宅勤務を許可もしくは推奨しはじめ、アンケート調査でも企業によるテレワーク許可・推奨の有無を従業員に問う調査がみられるようになった。その回答割合を本稿では「テレワーク推奨率」と呼ぶ。この期間のテレワーク推奨率は、LINEリサーチ（2020a, b）で5%、14%（一都三県24%）、パーソル総合研究所（2020a）で22.1%であった。

この期間の従業員のテレワーク実施率は、パーソル総合研究所（2020a）で13.2%（東京都23.1%）、LINE・厚生労働省（2020a, b）で14.0%、16.2%、大久保敏弘研究室・NIRA 総合研究開発機構（2020）で10%（東京22%：勤務地ベース）など、10%台の調査結果が多かった。ただし、いち早く緊急事態宣言が出されることになる東京都とその隣接県では20%を超えていた。

以上のことから、コロナ拡大期のテレワーク導入率は25%程度で、コロナ前よりわずかに上昇した。この時期には、一部の企業で従業員にテレワークを許可・推奨するようになった。実施率は全国で10%台、首都圏で20%強であったと推測される。

4.1.3 緊急事態宣言期（4月7日～5月24日）

緊急事態宣言期の企業のテレワーク導入率は、東京都産業労働局（2020b）で62.7%、東京商工リサーチ（2020c）で56.0%であった。そのほか、日本経済団体連合会（2020b）の会員対象の調査では97.8%と高かった。

また、個人に対し勤務先のテレワーク導入の有無を尋ねた調査では、NTTデータ経営研究所（2020）で39.1%、楽天インサイト（2020）で34.3%であった。同様に、個人に対し企業からのテレワークの命令・推奨等の有無を尋ねた調査では、パーソル総合研究所（2020b）で40.7%、LINEリサーチ（2020c）で35%、ビーブレイクシステムズ（2020b）で40.2%であった。

従業員のテレワーク実施率については、緊急事態宣言が全国拡大される以前は、パーソル総合研究

所（2020b）で27.9%、楽天インサイト（2020）で25.7%、イード（2020）で32.0%、LINE・厚生労働省（2020c）で26.8%であった。

その後、緊急事態宣言が全国拡大されると、日本能率協会（2020）で66.9%（感染拡大を機にはじめて実施44.6%）、ドリーム・アーツ（2020）で75%（感染拡大を機にはじめて実施53%）、日経BizGate（2020）で70.3%、エス・ピー・ネットワーク（2020）で77.0%であった。

以上のことから、緊急事態宣言期のテレワーク導入率は5割を大きく超えており、コロナ拡大期から大幅に上昇したと考えられる。また、推奨率についても約4割の人がそうであると回答しており、それ以前より大きく上昇した。実施率については、7都府県への緊急事態宣言の発出時には3割程度であったが、その後の全国拡大によって6～7割程度まで大きく上昇した。また、コロナ拡大期にテレワークを実施していた人の大半は、これまでテレワークの経験がなく、感染拡大を機にはじめて実施した人々であった。

4.1.4 宣言解除後（2020年5月25日以降）

宣言解除後の結果は、宣言解除直後とその後約1か月が経過した時点では、傾向が異なる。宣言解除直後の企業のテレワーク導入率は、東京商工リサーチ（2020d）で56.4%、東京商工会議所（2020b）の会員を対象とした調査で67.3%であった。また、東京商工リサーチ（2020e）では、宣言解除後から約1か月が経過した時点でも調査を実施しており、導入率は31.0%であった。宣言解除直後のテレワーク導入率は5割を上回っていたが、解除後1か月を経過すると、テレワークの導入をやめる企業が増加したものと推測される。

個人に対し勤務先のテレワークの命令・推奨の有無を尋ねたパーソル総合研究所（2020c）で、命令・推奨ありは35.2%であった。これは、同社のパネル調査3月（2020a）の22.1%より高く、4月（2020b）の40.7%より低かった。

従業員のテレワーク実施率については、同調査（パーソル総合研究所、2020c）で25.7%であった。これも3月（2020a）の13.2%より高く、4月（2020b）の27.9%より低かった。さらに5月29日付と6月1日付の実施率の比較を行うと、前者30.5%、後者23.0%と大きく低下した。緊急事態宣言の解除後も

休校が続いていた公立学校の多くが6月1日より本格的に再開したため、この日からテレワーク推奨の方針を緩和した企業が多くあり、実施率が低下したと思われる。緊急事態宣言解除から約1か月が経過した時点での実施率を問うた、日本生産性本部(2020b)では20.2%で、緊急事態宣言期から約10ポイント低下した。

なお、宣言解除後の内閣府(2020)やコンカー(2020)、イトーキ(2020)、学情(2020)、アデコ(2020)などの調査は、調査時点での勤務状況を問うのではなく、緊急事態宣言期間中を振り返って勤務状況を問う総括的な調査であった。これらの調査で得られた実施率は、緊急事態宣言期の参考データと位置づけられる。

4.1.5 導入率、推奨率、実施率を左右する要因

テレワーク導入率、推奨率、実施率はいずれも、調査時期による影響だけでなく、企業の業種や職種、企業規模、企業の所在地などの要因によって異なっていた。

業種別では、情報通信(IT)、金融・保険、企画・マーケティング、製造などで相対的に高く、飲食・宿泊、卸売・小売、医療・福祉、運輸・通信などで低かった(総務省, 2019b; LINEリサーチ, 2020b; 東京都産業労働局, 2020a, bなど)。テレワークを導入しやすい業種とそうでない業種の差が反映された。なお、緊急事態宣言期に至っても、業種による実施率の差は維持されていた(LINEリサーチ, 2020b; 東京都産業労働局, 2020b)。

職種別では、営業系と比較すると販売系で低い(リクルートマネジメント・ソリューションズ, 2020)、営業職、設計・開発職、研究職と比較すると事務職、販売・サービス職で低い(Google, 2020)など、契約書などの書類を多く扱う職種や、顧客との対面でのやりとりを前提とした職種では、テレワークという働き方が適合しにくいことがわかる。

企業規模では、ほとんどの調査で大企業と中小企業の間でテレワーク導入率や実施率で20ポイント以上の差が認められた。大企業ではテレワークが多く職場で導入されていたが、中小企業では大企業と比べ低かった(東京商工リサーチ, 2020aなど)。テレワーク実施率についても同様であった(日経BizGate, 2020; パーソル総合研究所, 2020bなど)。ただし、東京商工リサーチ(2020a, b)では、

中小企業であっても緊急事態宣言期には、テレワーク導入率がコロナ拡大期より30ポイント以上増加したことを報告しており、中小企業でも緊急事態宣言後に導入率が大幅に上昇したことは確かなようである。

企業の所在地についても、緊急事態宣言が早々に出され、最後まで解除されなかった7都府県(特に東京都)ではテレワークが積極的に導入され、かつ実施されていた。LINE・厚生労働省(2020c)やビブレイクシステムズ(2020b)によれば、東京都ではテレワーク実施率が50%を超えているが、コロナウイルス感染者の少ない地域になると5%に満たないことを報告している。

他方、一部の調査では、正社員は非正規社員よりもテレワーク実施率が高い(パーソル総合研究所, 2020b; 内閣府, 2020)、若い世代ほどテレワーク実施率が高い(Google, 2000; 日経BizGate, 2020)など、雇用形態や年齢などとの関連性も報告されている。

4.2 テレワークと仕事の生産性

コロナ禍でテレワークを実施して、自身の仕事の生産性が上がった(下がった)か、もしくは、テレワークとオフィスワークのどちらが仕事が捗るかについて問うたもの18件の結果を整理した(表3)。

テレワークのほうが仕事の生産性が上がる(捗る)との調査結果が7件、反対にテレワークは仕事の生産性が下がる(オフィスワークのほうが捗る)との調査結果が10件あった(うち1件は同率)。コロナ禍でテレワークを経験した人のより多くが「仕事の生産性が低下した」「オフィスワークのほうが仕事が捗る」と感じていた。

ただし、テレワークでの仕事の生産性は、これまでのテレワーク経験の長さや、現在のテレワークの頻度と関連することを示唆する結果が得られている。コロナ前からテレワークをしていた人では、それ以降にテレワークをはじめた人よりも、テレワークのパフォーマンスを肯定的に評価し(大久保敏弘研究室・NIRA総合研究開発機構, 2020)、生産性を高く評価(イード, 2020; リクルートマネジメントソリューションズ, 2020)していた。ドリーム・アーツ(2020)では「生産性が高まっていない」と回答した人のうちの70%が、コロナ感染拡大をきっかけにテレワークを導入した企業の従業員であることを報告した。日本生産性本部(2020a, b)が行っ

表3 テレワークと仕事の生産性に関する調査結果

No.	調査日時	調査主体	調査名	回答者数	設問	結果	補記
1	2020/2/10-2/17	アドビシステムズ	テレワーク勤務のメリットや課題に関する調査	500人	テレワークを実施して自身の生産性は上がったと思いますか	上がった86.4% 下がった13.6%	「とても上がったと思う」「どちらかといえば上がったと思う」を「上がった」にまとめた。 「どちらかといえば下がったと思う」「とても下がったと思う」を「下がった」にまとめた。
2	2020/3/13-3/15	BIGLOBE	在宅勤務に関する意識調査	1000人	在宅勤務をすることで自身の仕事に対する成果はどのように変化しましたか	成果が出なくなった33.2% 成果が出なくなった24.9% 変化はない41.9%	「成果が出るようになった」「やや成果が出るようになった」「成果が出るようになった」にまとめた。 「あまり成果が出なくなった」「成果が出なくなった」を「成果が出なくなった」にまとめた。
3	2020/3/19-3/24	アドビシステムズ	テレワークスキルに関する調査	800人	テレワークを導入してあなたの生産性は上がったと感じますか	上がった73.9% 下がった16.3% どちらともいえない9.8%	【「電子契約サービス」を積極的に活用した人（一例）】 上がった73.9% 下がった16.3% どちらともいえない9.8%
4	2020/3/26-3/28	リクルートマネジメンツソリューションズ	テレワーク緊急実態調査	2658人	生産性が向上し、実績にプラスの効果があると思う	【課長相当の管理職】59.3% 【課長相当の管理職】45.8% 【一般社員 テレワーク経験あり】61.6% 【一般社員 テレワーク未経験】41.4%	肯定的回答「とてもあてはまる」「あてはまる」「ややあてはまる」の合計
5	2020/3	マンダム	仕事中のリフレッシュに関する調査	152人	在宅勤務とオフィス勤務、どちらが仕事はかたりますか	オフィス勤務48.0% 在宅勤務25.0% どちらも同じ25.7% わからない13.3%	○なぜオフィス勤務の方がはかどるのですか？ オフィスには上司や同僚の目があるから（52.1%） オフィスでは仕事モードに切り替わるから（45.2%） オフィスの方が迷惑が少ないから（45.2%）
6	2020/4/14/7	大久保敏弘研究室・NIRA総合研究開発機構	新型コロナウイルスの感染拡大がテレワークを活用した働き方、生活・意識などに及ぼす影響に関するアンケート調査	10516人	通常通りの勤務に比べて、テレワーク勤務により、時間あたりの仕事のパフォーマンス（仕事の効率）はどのように変化したと思いますか、通常通り勤務していた場合の仕事を100とした場合の数字で教えてください。	【2020年3月時点でテレワークを利用している人】 上昇した12% 低下した63% 変わらない25%	通常通りの勤務を100 = 「変わらない」とした場合 平均78 100 > = 「上昇した」 100 < = 「低下した」
7	2020/4/14/8	GV お金の情報サイト「まねぶ」	働き方改革 意識調査	500人	オフィスワークとリモートワーク、仕事効率が良いののは？	リモートワーク64.2% オフィスワーク35.8%	○リモートワークの満足度：83.6%/不満16.4%
8	2020/4/14/10	ロバート・ウォルターズ・ジャパント	在宅勤務での生産性 アンケート調査	501人	在宅勤務になって生産性に変化を感じましたか	上がった20% 落ちた30% 変化なし50%	○生産性低下の要因 ・回線・取引先とのコミュニケーションが取りづらい(65%) ・集中力の維持が難しい(45%) ・会社のシステム整備が不十分(44%)
9	2020/4/10-4/14	イード	テレワークに関する調査	6082人	テレワークにしたことで生産性が上がったかもしくは下がったか	上がった18.0% 下がった29.8% どちらとも言えない52.1%	「とても生産性が上がった」「生産性が上がった」を「上がった」にまとめた。 「とても生産性が下がった」「生産性が下がった」を「下がった」にまとめた。
10	2020/4/10-4/14	ヒューマンログロバールタレント	テレワークに関するアンケート調査	497人	オフィス勤務と比べたテレワークの生産性	【日本人】上がった45%、下がった26%、変わらなかった29% 【外国人】上がった48%、下がった34%、変わらなかった19%	【日本人】上がった理由：通勤のストレスがなくなるため(87%)、自分のペースで仕事ができるため(83%) 【外国人】上がった理由：通勤のストレスがなくなるため(74%)、社外への訪問移動時間がなくなるため(71%)
11	2020/4/13-4/19	日経BP総合研究所 イノベーションイクトラボ	新型コロナウイルス対策テレワーク実態調査	2917人	あなたのテレワーク利用による業務の生産性は、普段、職場で仕事に取り組む場合を100とした場合、どれくらいですか	120以上3.9% 100超120未満8.4% 100(変わらない/同じ程度)24.8% 80以上100未満28.2% 60以上80未満22.9% 40以上60未満8.4% 20以上40未満2.0% 20未満1.3%	
12	第1回 2020/4/14-4/16 第2回 2020/4/19-4/20	マネックスクリプトバンク	新型コロナウイルスがもたらす、生活者への影響調査	第1回 1414人 第2回 997人	在宅勤務と仕事の生産性について教えてください	向上している45% 低下している55%	【経営者】 向上している79%/低下している21% 【会社員】 向上している40%/低下している60% 【個人事業主】 向上している65%/低下している35%

No.	調査日時	調査主体	調査名	調査者数	設問	結果	補記
13	2020/4/15-4/22 (複数回にかけて実施)	HANABISHI	テレワークに関する実態調査	事前調査1824人 Q1~Q8 350人	テレワークに移行して仕事の効率・成果は変わりましたか？	上がった20.0% 下がった52.6% 変わらない27.4%	「とても上がった」「上がった」「どちらかといえば上がった」「上がった」にまとめた。 「どちらかといえば下がった」「下がった」「とても下がった」を「下がった」にまとめた。
14	2020/4/18-4/19	ドリーム・アーツ	新型コロナウイルス感染症拡大に伴うテレワーク緊急実態調査	1000人	(テレワークを実施する上で) オフィスで働く以上生産性が上がったと感じるか	生産性が上がったと感じる35% 生産性が上がっていないと感じる65%	「生産性が高まっているとは感じていない」人の70%が、コロナ感染拡大をきっかけにテレワークを導入した企業に勤務している
15	2020/4/20-4/29	日経BizGate	コロナ後の働き方アンケート	1951人	生産性は上がったか	上がった27.3% 下がった42.4% 変わらない30.2%	「上がった」「やや上がった」を「上がった」にまとめた。 「下がった」「やや下がった」を「下がった」にまとめた。
16	2020/5/11-5/13	日本生産性本部	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	1100人	(自宅での勤務を現在行っている人; n=319) 自宅での勤務で効率が上がったか	上がった33.8% 下がった66.2%	「効率が上がった」「やや上がった」を「上がった」にまとめた。 「やや下がった」「効率は下がった」を「下がった」にまとめた。
17	2020/5/25-6/5 (2回にわたって実施)	内閣府	新型コロナウイルス感染症の環境下における生活意識と行動の変化に関する調査	10128人	今回の感染症の影響下において、仕事の効率性や生産性はどのように変化したと感じますか	減少: 47.7% 概ね変化なし: 35.6% 増加: 9.7%	「大幅に減少」「減少」「やや減少」を「減少」にまとめた。 「増加」「やや増加」を「増加」にまとめた。
18	2020/7/6-7/7	日本生産性本部	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影響を継続調査	1100人	(自宅での勤務を現在行っている人; n=202) 自宅での勤務で効率が上がったか	上がった50.0% 下がった50.0%	「効率が上がった」「やや上がった」を「上がった」にまとめた。 「やや下がった」「効率は下がった」を「下がった」にまとめた。

※着色したセルは、テレワーク（在宅勤務）では、以前（オフィスワーク）より生産性が低下したとする回答が多いことを示す。

た、緊急事態宣言中の2020年5月と、緊急事態宣言解除から1か月あまり経過した2020年7月の調査結果によると、5月の調査では「(自宅での勤務で)効率が上がった」と答えた人が33.8%にとどまったのに対して、7月の調査では50.0%まで上昇した。多くの人がテレワークを継続し、テレワークに慣れたことによって、生産性が上昇したことがうかがえる。

ところで2件の調査（マンダム, 2020; GV, 2020）では、生産性について質問した後で、どうしてそのように回答したのか、更に理由を問う質問を行った。その結果を概観すると、テレワークにおける生産性を左右する要素の一つとして、仕事場としての自宅をどのようにとらえているかの認識が関連していると推測される。自宅で仕事をするのに対して「家族が家にいるので集中できない」「誘惑が多くて仕事をさぼってしまう」といった否定的な見方をしている人は、仕事の生産性が高まりにくい。その一方で「自宅のほうが周囲から話しかけられることがなく集中できる」「自宅は居心地が良く集中できる」といった肯定的な見方をしている人は、仕事の生産性を高く感じていた。

4.3 テレワークのメリット・デメリット

企業がテレワークを導入しない理由、個々の従業員がテレワークを行わない理由、コロナ禍でテレワークを経験した人の感じたメリット・デメリット等を整理した。

4.3.1 テレワークを導入しない理由

コロナ前における企業がテレワークを導入しない理由は、総務省（2019b）によると「テレワークに適した仕事がないから」と回答した企業が最も多く、その割合は75%であった。続いて「情報漏洩が心配」23%、「業務の進捗が難しい」22%などであった。また、個人がテレワークを実施しない理由として多かったものは「テレワークができる制度がない」41%、「テレワークに適した仕事ではない」40%などであった。

緊急事態宣言期においても、企業がテレワークを導入しない理由として多かったものは、NTTデータ経営研究所（2020）の調査では「テレワーク可能な業務がない」であり、その割合は66%であつた。

た。続いて「ICT環境が自社に整備されていない」18%、「労務管理や人事制度等が整備されていない」15%などであった。

個人がテレワークを実施しない理由において、パーソル総合研究所（2020c）の調査では、緊急事態宣言が出される前、緊急事態宣言後、緊急事態宣言解除後のテレワークをしていない理由の推移をまとめている。それによると、緊急事態宣言前では「テレワークで行える業務ではない」と回答した人の割合は40%、宣言後では47%、解除後では53%であった。また「テレワーク制度が整備されていない」と回答した人の割合は、宣言前では41%、宣言後では39%、解除後では35%であった。続いて「テレワークのためのICT環境が整備されていない」と回答した人の割合は、宣言前では18%、宣言後では20%、解除後では15%であった。この結果から、緊急事態宣言前より緊急事態宣言解除後の方が、テレワーク制度やICT環境がよくなっていることがわかる。また、これらの調査結果から、テレワークを導入しない・実施しない理由は「テレワークに適した業務であるか」「テレワーク制度の整備」「ICT環境の整備」と関係していることがわかる。

4.3.2 経験者の感じたテレワークのメリット

テレワークをして良かったと思うこと、テレワークを継続したい理由を問うた9件の調査のうち、回答割合が高かったもの上位5件をテレワークのメリットとして表4に整理した。

「通勤のストレスがなくなる」「移動時間を削減できる」などの理由をメリットとしてあげた回答が、一位で6件、二位で2件あった。通勤にかかわる理由が半数以上の調査で一位であることから、多くの人がメリットと感じていることがわかる。

続いて「ウイルスに感染するリスクが減る」ことをメリットとしてあげた調査が4件あった（4件中3件が一位）。メリットとして、ウイルス感染対策の回答率が高いのは、コロナ禍の状況を考えると当然の結果である。

このほかに「業務に集中できる」（6件）、「自由な時間が増えた」（5件）、「家族と過ごす時間が増えた」（4件）、「生産性、効率が上がる」（3件）という理由が多くみられた。

楽天インサイト（2020）の調査では、性別、年代、同居家族別に集計している。「家族と過ごす時間が

増える」ことをメリットとして回答した割合が一番高かったのは、同居家族に小学生の子どもがいる人で54%であった。続いて未就学児の子どもがいる人で43%、中高生の子どもがいる人で41%であった。全国での休校措置や保育園などの登園自粛を受け、未就学児や小学校の低学年の子どもであれば、留守番をすることが難しいが、テレワークを行うと仕事をしながら子どもの面倒をみることができる。それ以上の年齢の、世話を焼くことが少なくなった子どもがいる人の場合でも家族全員が安心して一緒にいる機会を持てたことがメリットと感じられたのではないかと考えられる。

テレワークを行うことは、通勤時のストレスやウイルス感染のリスクを軽減させ、働く人の心身の健康をもたらすため、仕事に対する集中力や成果にも良い影響を与えた可能性がある。また、安心して子育てや介護ができるなど、家族と過ごせる時間が増え、生活が充実することにより、ワークライフバランスを実現できたと考えられる。

4.3.3 経験者の感じたテレワークのデメリット

テレワークを実施して感じた課題、悪かった点や、テレワークを継続したくない理由を問うた17件の調査のうち、回答割合が高かったもの上位5件を、テレワークのデメリットとして表5に整理した。

「コミュニケーションが難しくなった」という理由をデメリットとしてあげた回答が16件あり、そのうち9件が一位と二位を占めた。多くの人がコミュニケーションの難しさを感じていることがわかる。

コミュニケーションの難しさについては多様な内容が含まれるが、大きく2つの側面があると思われる。一つ目は「対面と比較すると、相手から得られる情報が少ない」ことである。「非対面のやりとりは、相手の気持ちがわかりにくく不安」（パーソル総合研究所、2020b）、「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」（内閣府、2020）のように、電話やオンラインのツールでのやりとりでは、対面と比較して相手の表情や感情がわかりにくく、円滑なコミュニケーションが進みにくい。

二つ目は「気軽なやりとりがしにくく、コミュニケーション量が減る」ことである。テレワークでは、対面でのコミュニケーションと違い、他者に情報を伝えるために、メールを立ち上げ文章を作成し

表4 テレワーク経験者が回答したテレワークのメリット

小数点第一位四捨五入

調査主体	メリット	質問内容	一位	二位	三位	四位	五位
1	エン・ジャパン	「テレワークの制度を使って働いたことがあり、今後もテレワークで働きたい」と回答した理由	71% 通勤ストレスがなくなるから	45% 業務に集中できて生産性上がるから	33% 人間関係のストレスがなくなるから	28% 家事・出産・子育ての時間を確保できるから	25% 業務上、外出が多く効率的に働けるから
2	BIGLOBE	在宅勤務をしてよかったと思うこと	64% ウイルスの感染リスクを防げる	64% 通勤のストレスがなく時間を活用できる	29% オフィスより家の方が仕事に集中できる	28% 無駄話や不要の打ち合わせがなくなった	23% 気力や体力的な余裕ができた
3	デルとEMCジャパン	勤務先がテレワークを導入して良かった理由	80% 移動時間など時間の短縮になる	67% 自分のペースで仕事ができる(時間配分ができる)	42% 作業に集中できる	41% 無駄な会議や打合せがなくなった	29% 残業時間が減った
4	NTTデータ経営研究所	テレワーク/リモートワークを継続したい理由	80% 通勤時間や移動時間を削減できる	30% 自由に使える時間が増える	29% 業務効率が高まる	29% オフィスで仕事をするよりも集中できる	21% 精神的な余裕が生まれる
5	楽天インサイト	在宅勤務を行ってよかったこと	56% 通勤ラッシュ・満員電車を避けられる	37% 時間にゆとりができる	35% 服装や見た目を気にしなくてよい	26% 他人に邪魔されずに自分の仕事が捗る	24% 家族と過ごす時間が増える
6	HANABISHI	テレワークをしてみても良かったこと	62% コロナに感染するリスクが減り安心	42% 自由な時間が増えた	34% 睡眠時間が増えた	28% 家族と過ごす時間が増えた	21% 出費が減った
7	MMD研究所	在宅勤務をして良かった点	70% 新型コロナウイルスにかかるリスクが軽減された	52% 通勤時のストレスがない	44% 通勤時間を別の時間に充てられた	31% 通勤時のコストがかからない	29% 家族と過ごす時間が増えた
8	日本シヤルフ	テレワークに切り替わって良かった点	54% 通勤のストレスがなくなる	21% 感染リスクを防げる	9% 生産性・業務効率化の向上	8% 職場の人との対人ストレスが減った	8% 労働時間の削減
9	WOOC	テレワークを行って良かったこと	74% 満員電車の通勤ストレスがない	56% 自分の時間を多く確保できる	33% 家族との時間が増える	26% 残業時間が減少	24% 業務に集中できる

○その他の主なメリット
 ・介護の時間を確保できる
 ・無駄な飲み会や付き合いが減った
 ・通勤にも業務を行える
 ・離職防止、人材確保
 ・非常時にも業務を行える
 ・副業がしやすくなった
 ・場所を変えたと新しい発想が生まれる
 ・朝食をしっかりと摂れる
 ・働く場所の選択肢が増える

表5 テレワーク経験者が回答したテレワークのデメリット

調査主体	デメリット	質問内容	一位	二位	三位	四位	五位	五位同率
1	アドビシステムズ	テレワークを実際に行った際に感じた業務上の課題	40% 会社にある紙の書類をすぐに確認できない	36% プリンターやスキャナがない	35% 自分以外の仕事の進捗が把握しづらい	24% データや情報管理のセキュリティが心配	24% 会議が非効率になる	
2	ペーパーロジック	テレワークを実施して感じた心理的・身体的な課題	38% 同僚とのコミュニケーションの量が減る	30% 時間管理が難しい	29% 仕事以外のことをしてしまっている	27% 運動不足になる	24% 集中力が続かない	
3	BIGLOBE	あなたの勤務先では、リモートワーク・テレワークの課題はどのようなものがありますか	46% 対面よりコミュニケーションが難しい	29% 書類に勤務先のハンコを押す必要があり上司の承認・決済が取りにくい	25% 特に課題はない	24% ツールが整っていないで非効率	22% Wi-Fi環境やPC環境が整っていない。遅い	22% リモートワーク・テレワークの運用が整っていないが、非効率
4	リクルートマネジメントソリューションズ	在宅勤務で難しいと思ったことやストレスに感じたこと	29% 事務仕事をするための部屋や机、椅子がない	24% 個人情報を社外で扱えない	21% 伝票や請求書などオフラインの処理が必要	21% 集中力が続かない	19% 家を出なくなるとストレスがたまると感じる	
5	デルとEMCジャパン	テレワークを導入して良かった点	61% テレワークを利用できる人と、利用できない人がいて、不公平感が生じている	58% テレワークで利用できる人と、テレワークに未習熟な人がいるため、業務遂行に支障がある	56% 通信回線・セキュリティ・パソコンなどの整備が不十分	47% 管理職の負担が大きすぎて、業務遂行に支障がある	44% オフィスにいる人に業務が偏り、不公平感が生じている	
6	NTTデータ経営研究所	テレワーク/リモートワークの課題	67% 社内コミュニケーションが取りづらい	60% 運動管理（きちんと勤務しているのか把握しづらい）	55% 自宅の環境が整っていない	44% ライベントと仕事の切り分けが難しい	33% 外部とのコミュニケーションが取りづらい	
7	パーソナル総合研究所	テレワークを行っている人の不安	43% 自分で自分の時間を管理することが難しい	40% 仕事とプライベートの区別がつかない	38% 運動不足になる	38% 上司・部下・同僚とコミュニケーションがとりにくいこと	34% テレワーク/リモートワークでできる仕事には限界があること	
8	楽天インサイト	テレワークを行っている人の課題	37% 非対面のやりとりは、相手の不安	28% 上司や同僚から仕事をさぼっていると思われているか不安	26% 出張する同僚の業務負担が増えているか不安	23% 相談しにくいと思われているか不安	23% 上司から公平・公正に評価してもらえないか不安	23% 出社・出勤する同僚が不公平感を感じていないか不安
9	HANABISHI	テレワークで悩んでいることや不満はありますか	74% 運動不足を感じる	60% テレワークでできない仕事がある	48% プリンターなどの必要機器がない	45% 仕事に合わせた机や椅子がない	44% 仕事に集中できない	
10	ビーブレイクシステムズ	テレワークを実施する中でどのような点に課題を感じていますか	40% 運動不足になる	36% コミュニケーションがとりにくい	35% 仕事に集中できない	31% 仕事の効率が悪い	28% 気分転換ができない	
11	エス・ピー・ネットワーク	あなたの勤務先では、あなたにとって「障害」（仕事の妨げとなるもの）となっているものがあれば、以下からお選びください	53% コミュニケーションが難しい	43% 仕事と私生活のメリハリがつかない	39% 自宅にプリンター、机や椅子などの備品が揃っていない	33% 他の社員の勤務状況が分からない	26% 自宅に仕事用（作業用）のスペースがない	
12	サンロフト	あなたの勤務先では、リモートワーク・テレワークの課題はどのようなものがありますか	38% 紙の資料が手元にないなど	30% 社内サーバーへのアクセス権限がない	27% 回線スピードが遅いなど	24% 机・椅子・モニターなど	19% 不慣れたコミュニケーションツール	
13	MMD研究所	在宅勤務をしていて困った点	52% 対面よりコミュニケーションが難しい	48% テレワークの運用が整っていない、非効率	26% ツールが整っていないで非効率	20% Wi-Fi環境やPC環境が整っていない	17% 書類に勤務先のハンコを押印する必要があり上司の承認・決済が取りにくい	
14	内閣府	あなたの職場において、テレワークで不便な点や考えられるもの（重いもの、必要なから回答してください）	46% 仕事とプライベートの切り替えが難しい	36% 在宅でできる仕事に限られてしまう	34% モチベーションが上がらない	31% 社員同士のコミュニケーションが減った	28% 仕事の効率が下がった、集中できない	
15	東京商工会議所	テレワークを実施した際に生じた課題	57% ネットワーク環境の整備	56% PC・スマホ等機器の確保	51% 社内コミュニケーション	50% 情報セキュリティ体制整備	50% 書類への押印対応	
16	日本チャルフ	テレワークに切り替わって不便だった点	32% 仕事のON/OFFの切り替えが難しい	23% ネット環境の確保	19% 情報共有がスムーズに進まない	14% 書類でのやり取りができない	9% 社内管理システムへのアクセスができない	
17	WOOC	在宅勤務で困ったことは何ですか	48% オンオフの切り替えができない	41% 作業に適したデスク、椅子がない	29% プリンターが無く印刷やFAXができない	25% 家族に気を遣う	24% 自宅に作業をするスペースがない	

○その他の主なデメリット
 ・会社帰りの飲み会や接待に行けない
 ・一体感の醸成が課題である
 ・上層部のテレワークへの理解があまり進んでいない
 ・他のメンバーに仕事を頼みにくい
 ・孤独を感じる
 ・同僚の人が気になりWeb会議がしづらい
 ・客先訪問など営業活動ができない
 ・太る

たり、電話をかけて相手呼び出したり、オンラインツールをつなげて相手といま会話できるか様子うかがったりする必要があり、すぐその瞬間に会話をはじめることができない。そのため「社内での気軽な相談・報告が困難」（内閣府、2020）となり、「同僚とのコミュニケーションの量が減る」（アドビシステムズ、2020a）ことにつながる。結果として、他者とのコミュニケーション量の低下や、本来のオフィスとの距離感が孤独感を引き起こす。これと関連して、回答割合こそ低かったが、3社の調査で「孤独を感じる」というデメリットが抽出された。テレワークは自宅で、一人で作業をしている分には、集中でき作業が進むが、仕事仲間とのちょっとした相談や雑談といった日常的なコミュニケーションが発生しにくく、人と人のふれあいが少なくなることは否めない。

続いて「運動不足になる」が一位の中に3件あった。これは外出自粛要請によってそもそも家から出られなかったことが要因として考えられる。

このほかに「機器の貸与、wi-fi環境の整備が整っていない」「自宅に仕事をするための部屋、机、椅子などが無い」と回答した調査が各10件、「紙の書類を要する業務がある」と回答した調査が7件あった。4.1以降で述べた緊急事態宣言期以前のテレワーク導入率の低さからうかがえるように、企業側がテレワークを行える準備を十分にできなかったことに加え、テレワークを行う従業員側も自宅を仕事ができる環境に整える準備が十分にできなかったものと考えられる。また「仕事とプライベートの切り替えができない」と回答した調査が7件、「集中力が続かない、集中できない」と回答した調査が6件あった。ここでも、機器の不足や通信面での不備、自宅を仕事ができる環境に整えられなかったことが、仕事とプライベートの切り替えや集中力に影響したものと理解できる。

4.4 テレワーク継続意向

コロナ拡大期～宣言解除後の調査の中で、すでにテレワークを実施した人に対して、今後もテレワークを継続したいかどうか、テレワークを利用したい頻度はどの程度か、コロナ禍収束後にどんな働き方をしたいか等を問うた、19件の結果を整理した（表6）。どの調査においても「今後もテレワークを実施したい」という回答が「実施したくない」という

回答を上回った。イード（2020）では、新型コロナウイルスが収束した後も「常にテレワークをしたい」26.4%、「たまにテレワークをしたい」62.4%で両者を合わせると88.8%の人がテレワーク継続意向を持っていた。同様にアデコ（2020）でも、86.9%の人がテレワーク継続意向を持っていた。

今後もテレワークを継続したいと回答した人の理由として多かったものは、エン・ジャパン（2020）では「通勤ストレスがなくなる」「予期せぬ災害など、非常時にも業務を行える」「業務に集中でき生産性が上がる」などが上位を占めた。またNTTデータ経営研究所（2020）においても「通勤時間や移動時間を削減できる」「自由に使える時間が増える」「業務効率が高まる」が上位を占めた。4.3.2で述べたテレワークのメリットと重複するが、テレワークを行うことにより、個人の自由時間が増え、ストレスが軽減され、生産性が上がると感じていることがうかがえる。

次に、今後の働き方として、テレワークとオフィスワークの配分について問うた結果を整理した。緊急事態宣言中に調査を行った日経BizGate（2020）では、新型コロナ禍収束後の働き方として「オフィスだけ」7.5%、「オフィス中心にテレワークも」53.4%、「テレワーク中心にオフィスも」35.1%、「テレワークだけ」3.9%と、オフィスワークを中心にテレワークを一部組み込む働き方が多く選ばれた。また、緊急事態宣言解除直後に調査を行った内閣府（2020）の調査では、今後（コロナ後）のテレワーク利用希望について、「テレワーク（ほぼ100%）」6.1%、「テレワーク中心（50%以上）」14.2%、「定期的にテレワーク（出勤中心）」9.1%、「基本的に出勤（不定期にテレワーク）」10.5%であった。この調査では、「テレワーク利用は困難」47.6%に回答者の選択が集中しているが、それを除けば、テレワークとオフィスワークのハイブリッドが志向されていることがわかる。しかし、緊急事態宣言解除から1か月後に行ったアデコ（2020）の調査では、緊急事態宣言期間中と比べた今後のテレワークの頻度に関する見通しは、「緊急事態宣言期間中と同じ頻度でテレワークをする」と回答した人が33.0%であったのに対し、「緊急事態宣言中より低い頻度でテレワークをする」もしくは「テレワークはしない（できない）」と回答した人が57.2%であった。テレワークが一時的な措置にとどまっている可能性がうかがえる。

表6 テレワーク経験者が回答した継続意向

No.	調査主体	調査日時	調査名	回答者数*	継続意向への聞き方・設問	結果	補記
1	BIGLOBE	2020/3/13-3/15	在宅勤務に関する意識調査	1000人	今後も在宅勤務などのリモートワークをしたいと思 うか	通常時も在宅勤務をしたい(する機会を増やしたい) 53.0% 今後のような非常時には在宅勤務をしたい 42.4% 今後は在宅勤務をしたくないと思わない 4.6%	【在宅勤務をする上で適切だと思う日数】 1 週間のうち2日程度 29.8% 1 週間のうち3日程度 28.3% 1 週間のうち1日程度 13.3% 1 週間のうち4日程度 12.1% 1 週間のうち5日程度 11.6%
2	エン・ジャパン	2020/3/30-4/26	「テレワーク」実態調査	13358人	今後テレワークで働きたいと思 うか	【働いたことがある】 思う 68% 思わない 15% わからない 17%	【働いたことがない】 思う 59% 思わない 15% わからない 26%
3	NTTデータ 経営研究所	2020/4/7-4/10	緊急調査:パンデミック(新 型コロナウイルス対策)と 働き方	1158人 (453人)	新型コロナウイルスの収束後、 テレワーク/リモートワークを 継続したいか	継続したい 52.8% 継続したくない 34.2% 分からない 13.0%	「現在と同じ頻度で利用したい」「利用頻度は増やしていきたい」を「継続 したくない」にまとめた。 「利用頻度は減らしたい」「利用を中止したい」を「継続したくない」にまとめた。
4	パースル 総合研究所	2020/4/10-4/12	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 第二回調査	25769人 (500人)	新型コロナウイルスが収束した 後も、テレワークを続けた いですが、続けたいか	続けたい 53.2% 続けたくない 23.0% どちらとも言えない 23.8%	「続けたい」「やや続けたい」を「続けたい」にまとめた。 「続けたくない」「あまり続けたくない」を「続けたくない」にまとめた。 【20代】 60.7% 【30代】 63.3% 【40代】 50.3% 【50代】 41.9%
5	イード	2020/4/10-4/14	テレワークに関する調査	6082人 (1267人)	今後、(新型コロナウイルス が終息した後も)テレワーク をしたいですか	常にテレワークをしたい 26.4% たまにテレワークをしたい 62.4% テレワークはしたくない 11.3%	
6	プレジデント ウーマン	2020/4/17-4/20	プレジデントウーマンオン ラインの読者調査	980人	新型コロナウイルスの感染 が終息しても在宅勤務を取 り入れ続けたい	あてはまる 63.8% あてはまらない 18.8% どちらでもない 17.4%	
7	日本能率協会	2020/4/17-4/24	新型コロナウイルス感染症 に関するビジネスパーソンの 意識調査	2123人	【以前から在宅勤務を実施】 そう思う 88.0% そう思わない 5.9% どちらともいえない 5.5% 【初めて在宅勤務を実施】 そう思う 78.1% そう思わない 14.6% どちらともいえない 6.0% 【実施したことはない】 そう思う 48.5% そう思わない 25.8% どちらともいえない 9.7%	「強くそう思う」「そう思う」を「そう思う」にまとめた。 「全くそう思わない」「あまりそう思わない」を「そう思わない」にまとめた。 「その他」の割合は記載していない。	
8	ドリーム・ アーツ	2020/4/18-4/19	テレワーク実態調査	1000人	平常時になってもテレワー クを実施したいか	実施したい 66% 実施したくない 34%	【20~30代】 オフィスだけ 5.3% オフィス中心にテレワークも 49.6% テレワーク中心にオフィスも 40.7% テレワークだけ 4.4% 【40代】 オフィスだけ 6.2% オフィス中心にテレワークも 53.4% テレワーク中心にオフィスも 36.8% テレワークだけ 3.6% 【50代】 オフィスだけ 8.8% オフィス中心にテレワークも 56.3% テレワーク中心にオフィスも 31.2% テレワークだけ 3.7%
10	エス・ピー・ ネットワーク	2020/4/24-4/26	新型コロナウイルスの影響 による在宅勤務(テレワー ク)実態調査	1074人	新型コロナウイルスの動向 が落ち着いた後も、働き方 の1つとして、在宅勤務を 継続したほうが良いと思 いますか	継続したほうがよい 73.9% 原則出社したほうがよい 18.4%	「継続したほうがよい」「部分的に継続したほうがよい」を「継続したほうがよい」にまとめた。 「原則出社したほうがよい」を「出社したほうがよい」と表記した。 【在宅勤務の働きやすさとコロナ収束後の継続】 継続したほうがよい 89.5%、出社したほうがよい 4.2% 働きやすくない 66.9%、継続したほうがよい 17.1% 働きにくくなった 62.4%、出社したほうがよい 32.0%

No.	調査主体	調査日時	調査名	回答者数*	継続意向への聞き方・設問	結果	補記
11	グラフィコ	2020/4/24-4/27	在宅ワーク実施の調査	400人	あなたは今後在宅ワークをしたいと思いますか	そう思う 70.3% そう思わない 29.8%	「そう思う」「ややそう思う」を「そう思う」にまとめた。 「そう思わない」「あまりそう思わない」を「そう思わない」にまとめた。 【20代】 そう思う 79% そう思わない 21% 【30代】 そう思う 66% そう思わない 34% 【40代】 そう思う 70% そう思わない 30% 【50代】 そう思う 66% そう思わない 34%
12	グーグル	2020/4/28-4/30	テレワークの意識調査	3000人	新型コロナウイルス拡大の懸念が収束したあともテレワークを続けたいか	続けたい 49.3% 続けたくない 23.1%	「続けたい」「やや続けたい」を「続けたい」にまとめた。 「続けたくない」「あまり続けたくない」を「続けたくない」にまとめた。
13	日本生産性本部	2020/5/11-5/13	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	1100人 (346人)	コロナ禍収束後もテレワークを行いたいか	そう思う 62.7% そう思わない 37.3%	「そう思う」「どちらかと言えばそう思う」を「そう思う」にまとめた。 「そう思わない」「どちらかと言えばそう思わない」を「そう思わない」にまとめた。
14	内閣府	2020/5/25-6/5	新型コロナウイルス感染症の環境下におけるテレワークへの意識と行動変化に関する調査	10128人	今後、どの程度の頻度でテレワークを利用してみたいですか	【就業者全体のテレワークの利用希望】 テレワーク（ほぼ100%） 6.1% テレワーク中心（50%以上） 14.2% 定期的にテレワーク（出勤中心50%） 9.1% 基本的に出勤（不定期にテレワーク） 10.5% 職場はテレワーク利用が可能だが、利用したくない 2.0% テレワーク利用は困難 47.6% わからない 10.5%	【23区】 テレワーク中心（50～100%） 33.7% 出勤中心（テレワーク50%以下） 16.8% 利用したくない、困難 4.3% 【東京都】 テレワーク中心 26.1%、出勤中心 17.2%、利用したくない、困難 4.6% 【大阪圏、名古屋圏】 テレワーク中心 14.3%、出勤中心 14.2%、利用したくない 3.9% 【地方圏】 テレワーク中心 9.8%、出勤中心 11.3%、利用したくない 4.2%
15	パースル 総合研究所	2020/5/29-6/2	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	正規雇用：20000人 (5131人) 非正規雇用：1000人	コロナウイルスが収束した後も、テレワークを続けたいですか、続けたくないですか	続けたい 69.4% どちらとも言えない 19.5% 続けたくない 11.1%	「続けたい」「やや続けたい」を「続けたい」にまとめた。 「続けたくない」「あまり続けたくない」を「続けたくない」にまとめた。 【続けたい】の年代別 20代 【男性】 70.8% 【女性】 79.3% 30代 【男性】 69.7% 【女性】 76.8% 40代 【男性】 65.4% 【女性】 76.2% 50代 【男性】 60.4% 【女性】 65.2%
16	日本シャトル	2020/6/12	withコロナ時代の働き方調査	1131人	今後テレワークをどのくらい頻度で継続したいですか	週1～2日 34% 週3～4日 30% 週5日 18% テレワークは継続しなくてよい 13% 週1日未満 6%	
17	WOOC	2020/6/16-6/17	新型コロナウイルス禍のテレワークに関する調査	500人	テレワークを継続したいですか	はい 75% いいえ 25%	
18	アデコ	2020/6/25-6/29	新型コロナウイルス感染症の拡大と関連を中心としたテレワークに関する調査	1500人	今後もテレワークをしたいと思うか	はい 86.9% いいえ 13.1%	【緊急事態宣言期間中と比べて、今後はどれくらい頻度でテレワークをする見込みか】 緊急事態宣言中以上の頻度でテレワークをする 52% 緊急事態宣言中と同じ頻度でテレワークをする 33.0% 緊急事態宣言中より低い頻度でテレワークをする 39.8% テレワークはしない（できない） 17.4% わからない 4.6%
19	日本生産性本部	2020/7/6-7/7	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影響を継続調査	1100人 (222人)	コロナ禍収束後もテレワークを行いたいか	そう思う 75.6% そう思わない 24.3%	「そう思う」「どちらかと言えばそう思う」を「そう思う」にまとめた。 「そう思わない」「どちらかと言えばそう思わない」を「そう思わない」にまとめた。

*回答者の（ ）内の数字は、テレワークの継続意向に関する質問に回答した人の数が明確な場合に記載した。

4.2と同様に、テレワークの継続意向についても、これまでのテレワーク経験の長さや、現在のテレワークの頻度と関連する調査結果がある。エン・ジャパン（2020）では、実際にテレワークで働いた経験のある人の場合、テレワーク継続意向が68%であるが、テレワーク未経験者の場合には、テレワーク実施意向は59%にとどまることを明らかにした。日本能率協会（2020）でも、コロナ収束後も在宅勤務制度が欲しいと思うかと問うたところ、コロナ前から在宅勤務を実施していた人の場合、在宅勤務制度が欲しいと答えた人は88.0%であるのに対し、コロナ禍で初めて在宅勤務を経験した人では78.1%、コロナ禍でも在宅勤務を実施しなかった人では48.5%であった。

また、エス・ピー・ネットワーク（2020）では、在宅勤務の働きやすさによってコロナ収束後の継続意向に差があることを明らかにしている。「在宅勤務を実施して以前より働きやすくなった」人のテレワーク継続意向は89.5%であったが、「変わらない」人の継続意向は66.9%、「働きにくくなった」人の継続意向は62.4%であった。これらのことから、テレワークという働き方に満足し、働きやすさを感じていることが、テレワーク継続意向を高めることが示唆される。

継続意向を左右するその他の要因として、若い世代のほうがテレワークを継続したいと考えている人が多いことがうかがえる。パーソル総合研究所（2020b, c）、グラフィコ（2020）では「テレワークを継続したい」の回答率が、20代、30代のほうが他の世代よりも高かった。同様に日経BizGate（2020）でも「テレワーク中心にオフィスでも働きたい」の回答率が、20代、30代のほうが他の世代よりも高かった。一方、日本生産性本部（2020b）の緊急事態宣言解除後に行った調査では、50代男性の「コロナ禍収束後もテレワークを行いたいか」の回答が、5月の調査では「そう思う」「どちらかといえばそう思う」を合わせて50.0%であったのに対し、7月の調査では87.8%にまで上昇した。このことから、中年層の間でもテレワークという新しい働き方に慣れて、受け入れられてきていることがうかがえる。

5. 考察

本稿では、日本の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を、約70本のアンケート調査結果から概観した。本研究の目的は4点であった。1点目はコロナ禍でのテレワークの導入率・推奨率・実施率の推移を把握することであった。

テレワークは、コロナ前も働き方改革や五輪開催中の交通混雑の緩和などを目的に実施が呼びかけられていたが、企業の導入率・従業員の実施率とも低い水準にあった。2020年に入り、新型コロナウイルス感染症の流行拡大が進むと、テレワークの導入率・実施率はともに上昇をはじめた。その後、緊急事態宣言の発出・全国拡大に至ると、テレワークの導入率・実施率は一気に上昇し、一部の調査では実施率が7割を超えるような結果も得られた。2020年5月末以降の宣言解除後については、まだ調査数が少なく結果を一般化するのは難しいが、解除直後からテレワークの導入率・実施率の低下が認められる傾向にある。

今回収集した調査は、そのほとんどがインターネット調査で、テレワークと親和性の高い調査方法といえる。そのため、インターネットを利用して仕事をする業種・職種が調査対象に選ばれやすく、テレワークを実施しにくい業種・職種は調査対象からはずれていることも少なくない。そのため、すべての労働者のテレワークの実態を明らかにできているとは考えにくい。実際よりは高めの導入率・実施率となっている可能性があることを理解しておく必要がある。

また、一部の調査では、導入率や実施率が非常に高く出ている。それらは、質問内容が他の調査とは違っていたり、大企業のみを対象としていたり、首都圏や大都市圏を対象としているなど、特有の要因の影響を受けている。このことについても踏まえて結果を受け止める必要がある。

テレワークの導入率・推奨率・実施率が高まらない最も大きな要因の一つとして、業種や職種によるテレワークとの適合性（相性）の問題があることが浮き彫りとなった。例えば、顧客との対面でのやりとりが欠かせない仕事や、設備や装置を取り扱う仕事などについては、テレワークを導入することが難しく、コロナ禍においては仕事自体を断念する

か、他のアプローチで仕事をする方法を考えるかという選択を迫られた。飲食業であれば、接客や会食を通じた感染リスクを減らすため、テイクアウトメニューの充実やデリバリーの拡充などにシフトしたケースが多く認められた。また、設備や装置を使う業種では、現場で設備や装置を直接監視・操作するのではなく、リモートで監視・操作するシステムを開発・実装するなど、新たな発想から打開策が見出されている。

新型コロナウイルス感染症の流行は、たくさんの人命を奪った深刻な事態であったが、奇しくも職場においては、定められたやり方で成果を生み出すことを当たり前と考えてきた私たちに、自社の事業や自身の働き方を新たな視点から見つめ直す機会をもたらした面がある。ここで得た貴重な経験は、今後の働き方改革の流れの中においても活かすことができるものと期待される。

本稿の目的の2点目は、テレワークと生産性の関係を明らかにすることであった。コロナ禍でのテレワークは、オフィスワークと比べると生産性が低いと感じている人が多かった。ただ、このことだけでテレワークが日本の職場には向かないという結論を下すのは早計である。既にふれたように、今回のテレワークは緊急避難的な措置であったため、企業も従業員も準備不足のままテレワークに突入した。テレワークの制度整備、通信環境の構築、自宅の仕事環境の確保などの準備不足を原因とするテレワークのデメリットが従業員に先行して認知され、それが十分に解決されずメリットを享受できないまま、オフィスワークに戻った人が多くいる可能性がある。

また、テレワークの生産性が、テレワーク経験の長さに影響を受けることも明らかとなった。これまでオフィスワークで行ってきたやり方が、テレワークにそのまま適用できるわけではないため、テレワークをはじめた当初は誰しもいろいろな面に不満や働きにくさを感じたものと思われる。テレワークを何度も経験する中で、それにあった働き方を見つけ、働きやすい仕事環境が整えられていくことにより、それに慣れ、その結果としてテレワークでもやれる、テレワークだからできたといった成功体験が蓄積されていくのであろう。そうであるとすれば、テレワークの是非を評価するには、より長期的なスパンで検討することが求められるであろうし、テレワークを継続していく必要があると思われる。

本稿の目的の3点目は、今回のコロナ禍におけるテレワークのメリット・デメリットを確認することであった。企業や個人がテレワークを導入しない理由は、「制度がない」「テレワークに向かない業務である」「ICT環境がよくない」の3点に集約できた。これは、コロナ前の調査結果（例えば、総務省、2018）とほぼ同様の結果といえる。

テレワークを行う最大のメリットは「通勤・移動時間の削減」とそれに伴う「自由時間の増加」であった。新たに生まれた時間を仕事のために割けば、仕事の生産性の向上につながり、家族との時間、子育て・介護を含む家事、個人の趣味など、多様な用途にも活用できる。このように時間と場所の融通が利くことが経験者にとって最大のメリットであった。

一方で、テレワーク経験者の最大のデメリットは「コミュニケーションの取りにくさ」であった。各調査の中では、「コミュニケーションが減った」「コミュニケーションが取りにくい」といった抽象的な選択肢が多く用いられていたが、具体的にはチーム内での情報共有や、上司による業務指示・指導、部下の報連相、同僚との気軽な相談や雑談など多岐にわたるものと思われる。なお、これらのコミュニケーションの問題の多くは、ハード（ICT）面での急速な進歩や、そうしたツールを活用することへの習熟度合、情報共有や業務指示、報連相のための機会や仕掛けなどの整備によって大きな改善が可能であり、テレワーク自体に内在するコミュニケーションの問題はそう大きくないものと推測される。今後は、テレワークの中で、これまで以上に対面（face to face）でのコミュニケーションの重要性が増すと考えられ、こういった種類のやりとりで対面でのコミュニケーションが期待され、そこにこういった価値が置かれるのかといったことを深掘りするような調査を設計していく必要がある。

二番目のデメリットは「運動不足になる」であった。このデメリットは、過去のテレワーク関係の調査ではあまり注目されてこなかった要素といえる。テレワークによって、通勤に伴う運動の機会が減るため、致し方ない面がある。また、日常生活においても他者との接触や外出の自粛が求められ、自宅以外での屋内・野外での活動が控えられたことも影響したと思われる。これはテレワークだけが招いたデメリットというよりは、コロナ禍でのライフスタイルの変化と昨今の健康志向が招いた結果であると考えられる。

それに続くデメリットは、自宅の仕事環境、通信環境、紙ベースの業務など、環境整備と業務内容によるところが大きい。これらは、テレワークに関する準備不足に加え、非常時のためにオフィスワークとテレワークをバランスよく取り入れられず、完全テレワークに一気に移行したために不都合が生じたものと考えられる。とりわけ、日本において難しいのは、紙ベースの業務に関わる問題である。紙媒体での捺印・署名による決裁は、コロナ禍においても捺印のためだけに出勤するなど、解決困難な問題を引き起こした（日経BP総合研究所イノベーションICTラボ, 2020b）。日本では欧米と比べると電子署名・電子決裁への動きがまだ鈍く、これだけ日本社会に深く根差した歴史的慣習を変えて、大幅な法的整備を行うことはたやすいことではない。今後のテレワークの普及を考える上では、最も重要な要因になるものと思われる。

今回収集した調査では十分にカバーできなかったが、亀井・大澤（2017）は、テレワークのデメリットを「企業側」「管理職側」「一般職側」の三者に分けて整理している。本稿では「一般職側」のデメリットは網羅できたが、企業側、管理職側のデメリットについては十分検討できていない。企業にとっては、テレワークの導入コストが過大になるのではないか、など別な側面のデメリットも抱えている。また、管理職にとっては、テレワーク下で部下の労務管理や人事評価などを適切に行えるのか（反対に一般職からすれば、それが適切に行われているのか）不安がある。テレワークは従業員の自律性を前提とした働き方であり、厳格な管理にはそぐわない。また、人事評価についても仕事のプロセスではなく、成果（結果）を問うことは企業からしてみれば当然のことであり、より多くの企業が成果主義に基づく経営に移行できなければ、テレワークは依然として一過性のものに終わる可能性がある。

本稿の目的の4点目は、コロナ後のテレワーク継続意向について把握することであった。概して約60%のテレワーク経験者が継続意向を持っており、テレワークの満足度を聞いた調査でも同様に約6割の人が肯定的な回答をしていた。また、多くの人は、テレワークを継続するとしても、オフィスワークとバランスよく勤務することを希望しており、テレワークに完全移行することを希望している人は少なかった。この結果については、テレワークのメリッ

トを認めつつも、現在の業務・職場の下では、多様な関係性・状況でのコミュニケーションの取りづらさが、業務の進捗や生産性・効率性に直結すること、また紙媒体の書類を扱う業務に代表されるように、出社しないとできない業務が多いということが関連しているものと思われる。こういった問題に対しては、前者については、チャットやWeb会議システムといったリモートでのコミュニケーションツールへの慣れの問題や、より現場に即した使い方、システムの改良などが望まれる。また後者の問題に対しては、書類の電子化や、テレワークでもできることとオフィスワークでしかできないことを意識した業務分担を行うことである程度までの改善が可能と思われる。

2020年5月25日の緊急事態宣言の解除により、新型コロナウイルス感染症の猛威は収束したかのようにみえた。しかし、7月に入った頃から新規感染者の人数は再び増え始め、7月29日には国内の1日の感染者が1,000人を超えた。7月29日～8月2日までの5日間は、新規感染者が連日1,000人を超え、8月3日には累計4万人を突破するなど、第二波の到来が危惧されている。8月に入ると、各自治体で独自の「緊急事態宣言」の発出、飲食店の営業時間の短縮、夏休み・お盆休みの帰省自粛が要請されるなど、状況が深刻化しつつある。

再度の新型コロナウイルス感染症の感染拡大を受け、西村経済再生担当大臣は7月26日、経済界に「テレワーク70%・時差通勤」を改めて要請した。いったんは緊急事態宣言の解除によって、オフィスワークへ回帰する動きが認められたが、今後の状況次第では、第一波の緊急事態宣言期と同程度（もしくはそれ以上）の規模でテレワークを実施する可能性もゼロとはいえない。前回（第一波）のテレワーク導入は、一時の緊急避難的な様相があったが、今後は、新型コロナウイルスとの戦いが長期化する中で、テレワークがより平常化した状態で、当たり前の風景として、実施され続けていくものと予想される。今後も引き続き、テレワークの実態と、それが組織経営や組織文化・風土に与える影響を注視していきたい。

引用文献

- アドエコ (2020). 新型コロナウイルス感染症の拡大と関連を中心としたテレワークに関する調査 アドエコ 2020年7月29日 <https://www.adecogroup.jp/pressroom/2020/0729_02> (2020年7月31日).
- アドビシステムズ (2020a). テレワーク勤務のメリットや課題に関する調査 アドビシステムズ 2020年3月4日 <https://www.adobe.com/jp/news-room/news/202003/20200304_adobe-telework-survey.html> (2020年6月19日).
- アドビシステムズ (2020b). テレワークスキルに関する調査 アドビシステムズ 2020年4月13日 <https://www.adobe.com/jp/news-room/news/202004/20200413_adobe-telework-survey2.html> (2020年6月23日).
- ビーブレイクシステムズ (2020a). テレワークに関する実態調査 work-pj 2020年4月16日 <<https://work-pj.net/archives/5467>> (2020年6月19日).
- ビーブレイクシステムズ (2020b). 緊急事態宣言後のテレワークに関する実態調査 work-pj 2020年5月7日 <<https://work-pj.net/archives/5537>> (2020年6月19日).
- BIGLOBE (2020). 在宅勤務に関する意識調査 BIGLOBE 2020年5月7日 <<https://www.biglobe.co.jp/pressroom/info/2020/05/200507-1>> (2020年6月19日).
- デルとEMCジャパン (2020a). 中小企業におけるテレワークに関する調査 デル 2020年4月26日 <<https://blog.dell.com/ja-jp/survey-telework/>> (2020年6月19日).
- デルとEMCジャパン (2020b). 中小企業のテレワーク導入状況に関する調査 デル 2020年7月29日 <<https://prtimes.jp/main/html/rd/p/000000049.000025237.html>> (2020年8月5日).
- ドリーム・アーツ (2020). テレワーク実態調査 ドリーム・アーツ 2020年5月14日 <<https://www.dreamarts.co.jp/news/press-release/pr200514/>> (2020年6月22日).
- エン・ジャパン (2019). 「テレワーク」実態調査 エン・ジャパン 2019年5月15日 <<https://corp.en-japan.com/newsrelease/2019/17284.html>> (2020年6月23日).
- エン・ジャパン (2020). 「テレワーク」実態調査 エン・ジャパン 2020年5月20日 <<https://corp.en-japan.com/newsrelease/2020/22788.html>> (2020年6月19日).
- エス・ピー・ネットワーク (2020). 新型コロナウイルスの影響による在宅勤務 (テレワーク) 実態調査 エス・ピー・ネットワーク 2020年5月20日 <<https://www.sp-network.co.jp/news/press-release/COVID19-telework-survey.html>> (2020年6月22日).
- freee (2020). テレワークに関するアンケート調査 freee 2020年4月23日 <https://corp.freee.co.jp/news/telework_report-10161.html> (2020年6月23日).
- 学情 (2020). 20代の仕事観や転職意識に関するアンケート調査 学情 2020年7月6日 <<https://prtimes.jp/main/html/rd/p/000000532.000013485.html>> (2020年8月5日).
- Google (2020). テレワークの意識調査 PC Watch 2020年5月26日 <<https://pc.watch.impress.co.jp/docs/news/yajiuma/1254871.html>> (2020年6月22日).
- グラフィコ (2020). 在宅ワーク実態の調査 グラフィコ 2020年5月14日 <<https://prtimes.jp/main/html/rd/p/000000125.000009939.html>> (2020年6月19日).
- GV お金の情報サイト「まねーぶ」 (2020). 働き方改革 意識調査 まねーぶ 2020年4月1日 <<https://www.money-book.jp/41871>> (2020年6月23日).
- HANABISHI (2020). テレワークに関する実態調査 みんなのランキング 2020年4月23日 <<https://ranking.net/articles/coronavirus2>> (2020年6月19日).
- ヒューマングローバルタレント (2020). 「テレワーク」に関するアンケート調査 MONOist 2020年5月28日 <<https://monoist.atmarkit.co.jp/mn/articles/2005/28/news017.html>> (2020年6月22日).
- イード (2020). テレワークに関する調査 ユーサイト 2020年4月22日 <<https://u-site.jp/survey/telework-1>> (2020年6月19日).
- インターパーク (2020). テレワーク実施状況と今後のテレワーク意向に関する実態調査 セールズジン 2020年6月1日 <<https://saleszine.jp/>>

- news/detail/1558> (2020年6月22日).
- イトーキ (2020). 新しい働き方に関する意識調査
イトーキ 2020年7月28日 <https://www.itoki.jp/press/2020/2007_telework.html> (2020年8月5日).
- 亀井卓也・大澤遼一 (2017). テレワークによる働き方改革の課題と処方箋 知的資産創造2017年7月号, 36-48.
- 国土交通省 (2019). 平成31年度(令和元年度)テレワーク人口実態調査-調査結果の概要-
国土交通省 2020年3月31日 <https://www.mlit.go.jp/report/press/toshi03_hh_000055.html> (2020年7月3日).
- コンカー (2020). 緊急事態宣言下のテレワークに関する調査 ZDNet Japan 2020年7月13日 <<https://japan.zdnet.com/article/35156625/>> (2020年8月5日).
- LINE・厚生労働省 (2020a). 第1回「新型コロナ対策のための全国調査」厚生労働省
2020年4月30日 <https://www.mhlw.go.jp/stf/newpage_11109.html> (2020年6月23日).
- LINE・厚生労働省 (2020b). 第2回「新型コロナ対策のための全国調査」厚生労働省
2020年4月30日 <https://www.mhlw.go.jp/stf/newpage_11109.html> (2020年6月23日).
- LINE・厚生労働省 (2020c). 第3回「新型コロナ対策のための全国調査」厚生労働省
2020年4月30日 <https://www.mhlw.go.jp/stf/newpage_11109.html> (2020年6月23日).
- LINE・厚生労働省 (2020d). 第4回「新型コロナ対策のための全国調査」厚生労働省
2020年5月11日 <https://www.mhlw.go.jp/stf/newpage_11244.html> (2020年6月23日).
- LINEリサーチ (2020a). 第2回COVID-19調査
LINE for Business 2020年2月25日 <<https://www.linebiz.com/jp/column/research/coronavirus2/>> (2020年6月22日).
- LINEリサーチ (2020b). 第3回COVID-19調査
LINE for Business 2020年3月5日 <<https://www.linebiz.com/jp/column/research/coronavirus3/>> (2020年6月22日).
- LINEリサーチ (2020c). 第4回COVID-19調査
BCN+R 2020年4月25日 <https://www.bcnretail.com/market/detail/20200425_169490.html> (2020年6月23日).
- マイボイスコム (2020). 「在宅勤務・テレワーク」に関するインターネット調査 マイボイスコム
2020年5月27日 <<https://prtimes.jp/main/html/rd/p/000000888.000007815.html>> (2020年6月23日).
- マンダム (2020). 工作中的リフレッシュに関する調査 マンダム 2020年4月16日 <<https://prtimes.jp/main/html/rd/p/000000586.000006496.html>> (2020年6月23日).
- マネックスクリプトバンク (2020). 新型コロナウイルスが生活者の「仕事」や「お金」に与える影響の調査 マネックスクリプトバンク
2020年4月28日 <<https://prtimes.jp/main/html/rd/p/000000007.000045035.html>> (2020年6月19日).
- MMD研究所 (2020). 2020年4月在宅勤務に関する調査 MMD研究所 2020年5月19日 <https://mmdlabo.jp/investigation/detail_1861.html> (2020年6月19日).
- 森川 正之 (2020). 新型コロナウイルスと在宅勤務の生産性 経済産業研究所 2020年3月19日 <https://www.rieti.go.jp/jp/columns/a01_0549.html> (2020年7月3日).
- NTTデータ経営研究所 (2020). 緊急調査：パンデミック(新型コロナウイルス対策)と働き方 NTTデータ経営研究所 2020年4月20日 <<https://www.nttdata-strategy.com/assets/pdf/newsrelease/200420/supplementing01.pdf>> (2020年6月23日).
- 内閣府 (2020). 新型コロナウイルス感染症の環境下における生活意識と行動変化に関する調査 Bloomberg 2020年6月21日 <<https://www.bloomberg.co.jp/news/articles/2020-06-21/QC97M1T0G1L801>> (2020年6月23日).
- 日本経済団体連合会 (2020a). 新型コロナウイルス感染症拡大防止策各社の対応に関するフォローアップ調査 日本経済団体連合会
2020年3月9日 <<http://www.keidanren.or.jp/policy/2020/018.pdf>> (2020年6月22日).
- 日本経済団体連合会 (2020b). 緊急事態宣言の発令に伴う新型コロナウイルス感染症拡大防止策各社の対応に関するフォローアップ調査 日本経済団体連合会 2020年4月17日 <<https://www.keidanren.or.jp/policy/2020/036.pdf>> (2020年6月23日).

- 日本能率協会 (2020). 新型コロナウイルス感染症に関するビジネスパーソン意識調査 日本経済新聞2020年5月13日 <https://release.nikkei.co.jp/attach_file/0533893_01.pdf> (2020年6月22日).
- 日経BizGate (2020). コロナ後の働き方アンケート 日経BizGate 2020年5月7日 <<https://bizgate.nikkei.co.jp/article/DGXMZO5879473006052020000000/>> (2020年6月22日).
- 日経BP総合研究所イノベーションICTラボ (2020a). 三千人が明かすテレワークの実態 テレワーク大全 日経BP pp. 9-40.
- 日経BP総合研究所イノベーションICTラボ (2020b). 紙の書類とハンコを無くせない テレワーク大全 日経BP pp. 118-124.
- 日本リサーチセンター (2020). テレワークの実施状況についての調査 日本リサーチセンター 2020年4月30日 <https://www.nrc.co.jp/report/200430_2.html> (2020年6月19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 2020年5月22日 <<https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/5f4748ac202c5f1d5086b0a8c85dec2b.pdf>> (2020年6月23日).
- 日本生産性本部 (2020b). 第2回働く人の意識調査 日本生産性本部 2020年7月21日 <<https://www.jpc-net.jp/research/detail/004518.html>> (2020年7月31日).
- 日本シヤルフ (2020). with コロナ時代の働き方調査 日本シヤルフ 2020年7月14日 <<https://prtimes.jp/main/html/rd/p/000000004.000048506.html>> (2020年7月31日).
- 日本テレワーク協会 (2020). 東日本大震災とテレワーク 日本テレワーク協会 <https://japan-telework.or.jp/tw_about-2/intro/> (2020年7月3日).
- 大久保敏弘研究室, NIRA 総合研究開発機構 (2020). 新型コロナウイルスの感染拡大がテレワークを活用した働き方, 生活・意識などに及ぼす影響に関するアンケート調査 NIRA 総合研究開発機構 2020年4月17日 <https://www.nira.or.jp/pdf/NIRA20200417_telemigration.pdf> (2020年6月19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 2020年3月23日 <<https://rc.persol-group.co.jp/news/202003230001.html>> (2020年6月23日).
- パーソル総合研究所 (2020b). 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 第二回調査 パーソル総合研究所 2020年4月17日 <<https://rc.persol-group.co.jp/news/202004170001.html>> (2020年6月19日).
- パーソル総合研究所 (2020c). 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 2020年6月11日 <<https://rc.persol-group.co.jp/news/202006110001.html>> (2020年6月23日).
- ペーパーロジック (2020a). リモートワーク・テレワークに関するアンケート調査 ペーパーロジック 2020年3月6日 <<https://paperlogic.co.jp/wp-content/uploads/2020/03/d140b430432b05ea81a105f4ecf1208b.pdf>> (2020年6月19日).
- ペーパーロジック (2020b). 「女性社員の職場環境」に関する意識調査 ペーパーロジック 2020年4月17日 <<https://paperlogic.co.jp/wp-content/uploads/2020/04/b3f0ff9cbe0a69d4d12a1f67566521bb.pdf>> (2020年6月23日).
- 楽天インサイト (2020). 在宅勤務に関する調査 楽天インサイト 2020年4月30日 <<https://insight.rakuten.co.jp/report/20200430/>> (2020年6月19日).
- リクルートマネジメント・ソリューションズ (2020). テレワーク緊急実態調査 リクルートマネジメント・ソリューションズ 2020年4月27日 <https://www.recruit-ms.co.jp/issue/inquiry_report/0000000846/>
- ロバート・ウォルターズ・ジャパン (2020). 在宅勤務での生産性 ロバート・ウォルターズ・ジャパン 2020年4月30日 <<https://www.robertwalters.co.jp/about-us/news/2020-04-2.html>> (2020年6月23日).
- サンソフト (2020). リモートワーク・テレワークに関するアンケート調査 nanoty 2020年5月8日 <<http://www.nanotybp.jp/staff/3899/>> (2020年6月19日).
- 白川桃子 (2020). 6月からの一斉出社を阻止! 昭和な会社からコロナ収束後のテレワーク継続を上手に勝ち取るコツ2つ プレジデント

- ウーマン 2020年5月19日 <<https://president.jp/articles/-/35452>> (2020年6月23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 2017年5月30日 <<http://www.kantei.go.jp/jp/singi/it2/kettei/pdf/20170530/siryoul.pdf>> (2020年7月3日).
- 総務省 (2017). 平成29年度通信利用動向調査 総務省 2018年6月22日 <https://www.soumu.go.jp/main_content/000558952.pdf> (2020年6月23日).
- 総務省 (2018). 平成30年度通信利用動向調査 総務省 2019年5月31日 <https://www.soumu.go.jp/johotsusintokei/statistics/data/190531_1.pdf> (2020年6月23日).
- 総務省 (2019a). テレワークの最新動向と今後の政策展開 総務省 令和元年度 テレワークの裾野拡大に関するセミナー・イベント等 2019年10月2日 <http://teleworkkakudai.jp/event/pdf/telework_soumu.pdf> (2020年6月18日).
- 総務省 (2019b). 令和元年度通信利用動向調査 総務省 2020年5月29日 <https://www.soumu.go.jp/menu_news/s-news/01tsushin02_02000148.html> (2020年7月3日).
- 東京商工会議所 (2020a). 新型コロナウイルス感染症への対応に関するアンケート調査 東京商工会議所 2020年4月8日 <<http://www.tokyo-cci.or.jp/page.jsp?id=1021764>> (2020年6月19日).
- 東京商工会議所 (2020b). 「テレワークの実施状況に関する緊急アンケート」調査結果 東京商工会議所 2020年6月17日 <<https://www.tokyo-cci.or.jp/page.jsp?id=1022366>> (2020年6月18日).
- 東京商工リサーチ (2020a). 第2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 2020年3月12日 <https://www.tsr-net.co.jp/news/analysis/20200312_01.html> (2020年6月22日).
- 東京商工リサーチ (2020b). 第3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 2020年4月10日 <https://www.tsr-net.co.jp/news/analysis/20200410_03.html> (2020年6月23日).
- 東京商工リサーチ (2020c). 第4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 2020年5月15日 <http://www.tsr-net.co.jp/news/analysis/20200515_02.html> (2020年6月23日).
- 東京商工リサーチ (2020d). 第5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 2020年6月16日 <https://img03.en25.com/Web/TSR/%7B42379c82-bb66-466f-bbda-81aaa3487062%7D_20200616_TSRsurvey_CoronaVirus.pdf> (2020年8月5日).
- 東京商工リサーチ (2020e). 第6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 2020年7月14日 <https://img03.en25.com/Web/TSR/%7B87991d73-6466-4cbd-8071-07b5a5428ce4%7D_20200714_TSRsurvey_CoronaVirus.pdf> (2020年8月5日).
- 東京都産業労働局 (2017). 介護離職防止施策検討のための特別調査 Tokyoはたらくネット <<https://www.hataraku.metro.tokyo.lg.jp/hatarakikata/telework/donyu/29.html>> (2020年6月22日).
- 東京都産業労働局 (2018). 東京都 多様な働き方に関する実態調査 (テレワーク) Tokyoはたらくネット <https://www.hataraku.metro.tokyo.lg.jp/hatarakikata/telework/30_telework_tyousa.pdf> (2020年7月3日).
- 東京都産業労働局 (2019). 東京都 多様な働き方に関する実態調査 (テレワーク) Tokyoはたらくネット <https://www.hataraku.metro.tokyo.lg.jp/hatarakikata/telework/01_telework_tyousa.pdf> (2020年7月3日).
- 東京都産業労働局 (2020a). テレワークの導入に関する緊急調査 東京都防災ホームページ 2020年5月11日 <<https://www.bousai.metro.tokyo.lg.jp/taisaku/saigai/1007261/1007864.html>> (2020年6月23日).
- 東京都産業労働局 (2020b). テレワークの導入に関する緊急調査 東京都防災ホームページ 2020年5月11日 <<https://www.bousai.metro.tokyo.lg.jp/taisaku/saigai/1007261/1007864.html>> (2020年6月23日).
- WOOC (2020). 新型コロナウイルス禍のテレワークに関する調査 WOOC 2020年6月29日 <<https://prtimes.jp/main/html/rd/p/000000022.000043878.html>> (2020年7月31日).

母と子のための放射線学習絵本の制作と 多言語展開プロジェクト

A picture book of radiation learning for mothers/young children and its global dissemination

高木 利恵子 (Rieko Takaki) *1 大磯 眞一 (Shinichi Oiso) *1

要約 福島復興に放射線に関する風評被害の払拭は不可欠であり、また放射線は原子力発電の利用に伴うからだけではなく、今やあらゆる分野で利用されている以上、生活者としての私たちは基礎的な知識を備えておくことが望ましい。幼いうちから母親等と一緒に放射線を学べる教材として、元幼稚園主任教諭である秋津裕氏の協力の下、放射線学習絵本「はじめましてほうしゃせん」を制作した。この絵本のねらいは短く優しい言葉と文章で「放射線を知る」ことと、読み聞かせをする大人向けのコラムを通じて「学びそびれた世代に放射線の基礎知識を届ける」ことである。絵本が国内外で高い評価を受け英語版を発行したことに続き、多言語に翻訳するプロジェクトを立ち上げた。現在、仏語とタイ語が追加され、これら4カ国分のPDFはWebサイトにて公開されている。

キーワード 放射線, 学習絵本, 多言語展開

Abstract Eliminating harmful rumors about radiation is crucial for the reconstruction of Fukushima. We also need to acquire basic knowledge on radiation not only because radiation accompanies nuclear power, but also it is used in various fields today. In collaboration with a former chief kindergarten teacher, Dr. Yutaka Akitsu, an educational picture-book on radiation entitled “Hello, Radiation!” was produced to help children learn about radiation from a young age together with their mother or other guardians. The aim of the book is to help learn about radiation using short, plain words and sentences. Another aim is to give basic knowledge on radiation to generations that has lost an opportunity to learn about it, through essays written for adults who read this book to children. The global dissemination project was started after the book was well received in and outside Japan and the English edition was produced. French and Thai editions have followed English one so far. All four language editions currently available have been released on the website in PDF format.

Keywords radiation, learning picture book, global dissemination

1. はじめに

INSS（原子力安全システム研究所）は長年にわたりエネルギー・環境教育の支援に取り組んできたが、これまでその対象は小学校高学年から高校生を中心とした学校で教育を受ける世代であった。また、特に放射線については、2008年告示の文部科学省の学習指導要領で再び取り扱われるようになるまでの約30年間、学校教育のカリキュラムからも外れており、一般市民が学校で基礎的教養として学ぶ機会は無かった。もし、一般市民に基礎的な放射線の知識が備わっていたなら、東日本大震災後の放

射線について間違った噂の流布やそれに伴う風評被害は軽減された可能性もある。福島復興に放射線に関する風評被害の払拭は不可欠であり、また放射線は原子力発電の利用に伴うからだけではなく、今やあらゆる分野で利用されている以上、生活者としての私たちは基礎的な知識を備えておくことが望ましい。幼いうちから母親等と一緒に放射線を知る教材があれば、その後の学校での段階に応じた放射線教育もスムーズに浸透し、不正確な噂やデマに惑わされないだけの基礎的知識の定着に繋がることを期待できる。INSSはそのような教材として母と子が一緒に学べる放射線学習絵本を外部の協力を得て制

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

作し、現在その普及に取り組んでいる。本稿では制作の経緯や絵本のねらい、絵本の普及活動について整理し報告する。

2. 放射線学習絵本 「はじめましてほうしゃせん」制作の経緯

2010年、当時のINSSエネルギー問題研究プロジェクトの橋場隆リーダーは、元幼稚園主任教諭である秋津裕氏が立案した「低学年（幼児～小学低学年）における放射線理解のための学習教材」の紹介を受け、その学習教材に放射線教材としての要点が盛り込まれていたこと、幼児向けの工夫がなされていたことから、秋津氏を講師とした学習会を、2010年10月に美浜町おなみ保育園で実施した。その学習会に立ち会った橋場リーダーは、教材の有効性を評価し絵本化を提案、秋津氏もこれを了承し、東日本大震災を挟んだ2011年6月に、エネルギー問題研究プロジェクトの事業として実施することが正式に合意された。

以降、秋津氏が表現制作の中心となり、INSS側は放射線の技術的情報補足や製本・印刷業務全般を担当した。こうしてこの絵本は「企画・制作 株式会社原子力安全システム研究所 社会システム研究所 エネルギー問題研究プロジェクト」「構成協力 秋津 裕」「イラスト 株式会社ジョーソンドキュメンツ」として、2013年3月に完成した。初版は200部であったが、その後2015年6月に株式会社千代田テクノルによる寄贈という形で650部が増刷された。以下の5.(1)の節で述べるように、2018年1月にも英語版発行と併せ、データ等を更新した改訂版200部が発行されている。

3. 絵本の構成

(1) 絵本のねらい

絵本化にあたり秋津氏は、絵本のねらいを「放射線を知る」とした。この絵本でまず放射線と出会い、後の学校教育へスライドさせるのである。そして、子どもの年齢が低く大人との距離が近いことに注目し、「学びそびれた世代に放射線の基礎知識を届ける」ことをもう一つのねらいとした。

(2) 絵本の構成

言葉の種類や語彙数の少ない幼児が対象であ

るため、秋津氏は限られた文字やイラストだけで伝えきれないことや数字の意味は内容から全て削ぎ落とし、見開き2頁でとりあげる話題は一つとした。

文部科学省放射線副読本の学習ポイントは、放射線の存在から単位、利用、測定、人体への影響、防護などであるが、秋津氏の考案する幼児向け放射線学習会では、幼児が1回の出前授業で集中できる時間内に伝えられるものとして、「放射線を知る」「量の概念」の2点に絞られていた。前者は「放射線」やこれに関わる言葉と出会い、見えないけれども空気と同様に“放射線は身の回りにある”ことを知ることであり、後者は“放射線は多すぎたら危険である”という概念である。絵本でもこの学習会の内容が踏襲され、放射線の存在、利用、量の概念が主な話題となっており、また、今後の日本のエネルギー選択を考える上で原子力災害リスクの観点も欠かせないことから、原子力発電所事故も量の概念と関連して触れられている。

(3) 配慮や工夫したポイント

絵本制作において、秋津氏がかつとも配慮したのは「言葉選び」である。内容に誤りがなく、しかし平易な言葉でなければ幼児や読み聞かせをする保護者にも届かない。秋津氏は短く優しい言葉と文章で放射線の姿をできるだけ真っ直ぐに届け、作者の主観が反映する形容詞や副詞を極力使用しないように努めた。また、放射線に対する印象を何らかの方向に誘導することがないように、イラストの配置や色使い、放射線の表情にもこだわっている。

また、絵本の各頁の端には読み聞かせをする大人向けにコラムが添えられている。このコラムは、当時のエネルギー問題研究プロジェクト堤端一徳副主任研究員が、文部科学省放射線副読本（小学校教師用解説書、2011年10月）から引用して、補足解説として取りまとめたものである。この解説コラムについては巻末や別冊を設ける案も寄せられたが、子どもへの読み聞かせと大人への知識提供の同報を重視した秋津氏の工夫で、同じ頁の中に添えることとなった。

4. 絵本活用事例

2013年度から、各地の出前授業や研修会でこの放射線学習絵本が活用されるようになり、中には福島県教育委員会の教材に引用された事例もある。表1に示しているのは記録として残っているものである。

これらも一例であるが、実際に子どもに読み聞かせをした幼稚園教諭からは「分かりやすい文章になっている」「3～5歳児はよく見て聞けていた。話を聞いてよりも絵を見て理解している様子だった」との報告が寄せられた。また小学校では児童から「放射線はすごく役に立つけど、使い方を間違えるとすごく危険だと思った」「放射線は自分たちの身のまわりのいろいろなところにあることが分かった」との感想が寄せられ、その教師からは「放射線のプラスの面とマイナスの面の両方にきちんと触れていて、いい本だと思った」「ひらがなの主文章と漢字交じりの解説文とに分かれているので、高学年でも低学年でも読める本になっている」と評価されている。

5. 多言語展開

(1) 英語版制作の経緯

2013年に絵本が発刊されて以来、INSSは絵本のPDFをWebサイト (<http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2018/01/c06a.pdf>) で無料公開するなど絵本の普及・活用に努めてきたが、この絵本は多くの方に共感され評価され、草の根的に地道に伝え拡がった面も大きい。その草の根の一つが2016年4月の日本技術士会の会合であり、参加していたベトナム団代表より高い評価と英語

版の要望を受けた。それを耳にした秋津氏は早速自ら英訳、当時、秋津氏が所属していた京都大学の院生論文の英文監修を請け負っていたJames C. Jensen氏によって英文監修も行われた。一方、大磯も2017年12月の米国リスク分析学会 (SRA) で絵本を紹介したところ高い評価を受け、英語版の要望を受けていた。こうして正式にINSSから英語版も発刊することになった。コラムについては英訳されず省かれたこと、英語圏の低学年の放射線教育だけではなく、日本国内の中高生の英語学習教材として活用されることで放射線学習への異なったアプローチによる貢献も期待できることを鑑み、INSSは秋津氏英訳・Jensen氏英文監修版に大磯が技術的情報を補足したものを英語版とした。今となっては、本文のみのシンプルな構成としつつ技術的情報を補足したことが、以下の(2)で述べる翻訳においても、伝えるべき内容が明快で翻訳者の助けとなったと思われる。この英語版は2018年1月に100部発行され、3月にINSSのWebサイトでPDFも公開された (http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2018/01/Hello_Radiation.pdf)。併せてこの機に日本語の改訂版も発行・公開されている。

(2) 多言語展開プロジェクト

海外の関係者から評価を受け、海外でも活用してもらえよう英語版を発行したのだが、幼い子どもが手に取って読むのであれば母国語であるべきと考えた高木は、英語以外の言語にも翻訳する“多言語展開プロジェクト”を立ち上げた。ここまでイラスト以外は関係者の志に依っており、多言語展開においても翻訳は協力者有志に託すことが望ましい。そこで、自国で放射線教育

表1 放射線絵本活用例

活用日	対象	手法	活用場所
2013/9/6	小学1,2年生	出前授業	福島県東白川郡白河市立五箇小学校
2013/10/10	立地地域女性層	勉強会	島根県松江市佐太公民館ボランティアサークル「おはなし びっくりばこ」
2015/2/25	大学生, 一般来訪者	冊子化	福井大学附属国際原子力工学研究所常設展示室
2015/3/1	小・中学校	学習教材DVD	福島県教育委員会
2015/3/1	小学1,2年生	出前授業	福島県
2015/6/4	幼稚園教諭	研修会	伊達市 福島県教育センター
2015/10/5	幼稚園	出前授業	福島県東白川郡棚倉幼稚園
2015/10/16	小学校	授業活用	六ヶ所村立千歳平小学校
2015/11/11	小学校	出前授業活用	福島県伊達市

の取組みを必要とし、この絵本のコンセプトを理解して翻訳に協力してくれる人を募集することとした。このプロジェクト専用アドレス (hello_radiation_pj@inss.co.jp) に必要事項を添えてメールを送れば、INSSから折り返し母国語に書き換え可能な英語版のPPTファイルを提供、それを母国語に翻訳・書き換えて、教育用絵本として活用できるという仕組みである。母国語に翻訳されたものはINSSのWebサイトでも公開され、翻訳した国以外の人でも言語が同じであれば自由に活用できる。また自国の言語にまだ翻訳されていない場合は、自ら翻訳を志願してもらいたいというものである。ただし、このプロジェクトにおいては、翻訳者も放射線の基礎に精通していることが求められる。そこで、原子力・放射線の関係者が多く出席する会議として、2019年6月にスペインで開催されたWiN (Women in Nuclear, 原子力・放射線の分野に従事する女性の世界組織) Global年次大会と、同年12月に米国で開催された米国リスク分析学会を選び、そこでこの絵本プロジェクトを紹介したところ、スペイン語とフランス語への翻訳協力者を得ることができた。また、2019年9月から2020年3月までINSSに短期滞在していたタイ原子力庁Soratos Tantideeravit氏もこのプロジェクトに賛同し、本国の広報担当者の協力も得たうえで翻訳してくれた。現在、フランス語版とタイ語版が完成し、それぞれINSSのWebサイトにて公開している

(フランス語版 <http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2020/04/Salut-Radiation-French.pdf>,
タイ語版 <http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2020/04/สวัสดี-ฉันคือ-รังสี-Thai.pdf>).

6. おわりに

この放射線学習絵本は2010年に発案され、この10年のうちに日本各地で活用されるとともに、図1のように4か国語に展開された。これも関係者の地道な尽力あってのことである。放射線を正しく理解して共存していくために、幼い時期から年齢に応じた知識を浸透・定着させることを必要としているのは、福島に限らず日本全体であり、ひいては世界共通である。INSSはこの放射線学習絵本のさらなる活用を目指し、引き続き普及と多言語展開に努めていく。

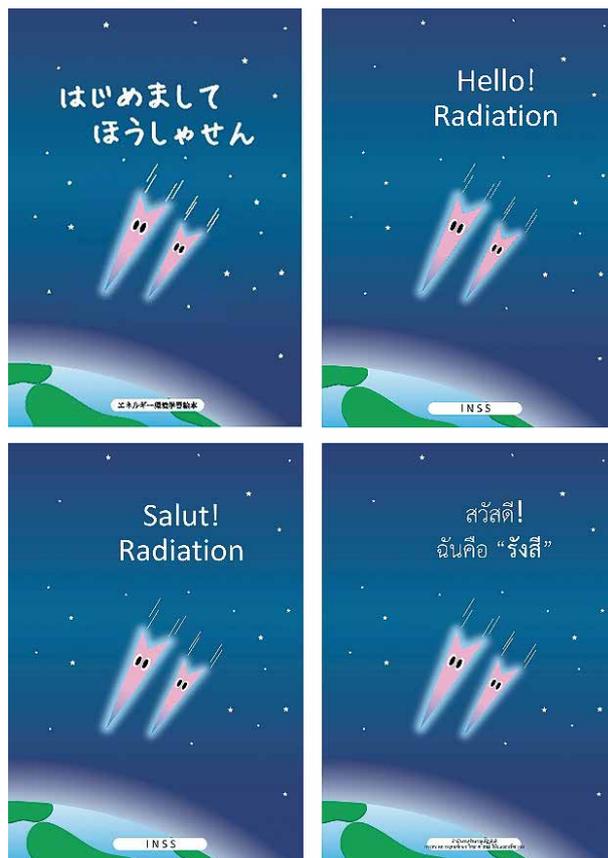


図1 4か国語の表紙

謝辞

放射線学習絵本“はじめましてほうしゃせん”の発刊にあたっては、構成を全面的に担われたエネルギーリテラシー研究所 秋津 裕氏の貢献に依るところが非常に大きい。ここに改めて感謝申し上げたい。

参考文献

- (1) 放射線等に関する副読本 小学校児童用 (2011.10 文部科学省).
- (2) 放射線等に関する副読本 小学校教師用解説書 (2011.10 文部科学省).
- (3) 秋津 裕：エネルギー環境学習絵本「はじめまして ほうしゃせん」制作に寄せて, INSSホームページ, <http://www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2017/03/c06b.pdf>
- (4) 秋津 裕：保健室で子どもと語る“ほうしゃせん”－放射線出前授業から考える“伝える”と“伝わる”コミュニケーション－, 教育講演, 東北学校保健学会会誌 第63号, pp. 10-13 (2015).
- (5) R. Takaki, Y. Akitsu, S. Oiso, “Hello! Radiation” Project - A Picture Book of Radiation Awareness for mothers and young children” 27th Women in Nuclear Global Annual Conference, Madrid, 17-21 June, (2019).

美浜町エネルギー環境教育体験館「きいばす」と「観光」をつなぐゲートウェイ施設の検討ワークショップに関する報告 －地元と協調した施設と地域の活性化の検討－

Report on the workshop for considering a gateway facility linking Mihama Town's hands-on energy and environment education facility "Kiipasu" with tourism
- Discussions on how to vitalize the facility and the region in cooperation with local communities -

西野 加奈江 (Kanae Nishino) *1 近田 昇 (Noboru Konda) *2
大磯 真一 (Shinichi Oiso) *1 高木 利恵子 (Rieko Takaki) *1

要約 美浜町エネルギー環境教育体験館「きいばす」(以下、「きいばす」という.)は、開館3年が経過し、来館者も徐々に増えてきているが、個人客の取り込みが十分とは言えない現状にある。理由として、施設に対するイメージが固く気軽に行けない、所在地が「遠い」、また「『きいばす』の他に何も無い」と思われていることがある。今回、「きいばす」の施設の一部である「体育館」に改修の必要が生じたことから、新たな展示などが可能で、また、団体客用のスペースを併せ持つ施設に改修し、「きいばす」の魅力を向上させ、来館者の増加につなげたいと美浜町から要望があった。一方で、「きいばす」だけの魅力が向上しても、「丹生」地区全体が変わらなければ来館者の増加にはつながらないと考えられる。そこで、有識者を座長とし地区などの代表、専門家を委員とするワークショップを組織し、「きいばす」の体育館の改修と、「きいばす」を含む「丹生」地区の今後を検討することにした。計6回のワークショップを経て、「きいばす」と「丹生」地区の新たな魅力を表す「テーマ」と「コンセプト」が策定された。

キーワード 美浜町エネルギー環境教育体験館きいばす、地域活性化、地域創生

Abstract Three years since its opening, Mihama Town's hands-on energy and environment education facility "Kiipasu" is steadily attracting more visitors but still needs to work on attracting individual visitors. Reasons for this situation include: people believe the facility is too serious for a casual visit, is too remotely located, or does not have any other attractions nearby. Taking the need to repair "Kiipasu" gymnasium as an opportunity, Mihama Town requested that the gymnasium be remodeled to enable new exhibits to be displayed and to include a space for group visitors, to boost the appeal of "Kiipasu" and the number of visitors. However, enhancing the appeal of "Kiipasu" alone will not boost the number of visitors; the entire local district of "Niu" needs to change. Accordingly, a workshop led by a specialist and consisting of representatives of local communities and experts was launched to plan the remodeling of the gymnasium and the future of the "Niu" district including "Kiipasu". Through six workshops, the themes and concept for conveying the new appeals of "Kiipasu" and "Niu" were established.

Keywords Mihama Town's hands-on energy and environment education facility "Kiipasu", Regional activation

1. はじめに

福井県美浜町丹生に立地する「きいばす」は、エ

ネルギー環境教育に特化し、「エネルギー問題」や「環境問題」に関する体験や学習のできる施設として、2017年4月に開館した。開館3年が経過し、徐々

*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(株)かんでんエンジニアリング

に来館者数も増えてきているが、その内訳をみると、年2回開催される「きいばすフェスタ」などによるものが多く、それ以外での個人客の取り込みが十分にできていないのが現状である。

「きいばす」の展示や体験プログラムは、来館者から高い評価を受けている一方、一般住民からは「エネルギー」や「環境」といったテーマは「難しい」「楽しめない」というイメージを持たれていると思われる、気軽に訪れる方は少ないようである。

また、「きいばす」の所在地が敦賀半島の先端に近く、「わざわざあそこまで行くのは遠い」「他に何も無いのにそれだけのために行くのは…」という声も聞かれることから、現状のままでは個人客を中心とした来館者の増加は期待できないと考えられる。

今回、「きいばす」の施設の一部である体育館に改修の必要が生じたことから、エネルギーに関する新たな展示などができ、また、団体客を受け入れる際、休憩などができるスペースを併せ持つ施設に改修ができないか。そして、それらによって「きいばす」の魅力向上させ、来館者の増加につなげたい、という要望が美浜町から出された。

一方で、「きいばす」の魅力が向上したとしても、「丹生」地区自体も変わらなければ、「遠い」「何もない」といったイメージは変わらないため人が訪れることはない。つまり「きいばす」の来館者増にはつながらない、という懸念もある。

そのような状況で、「きいばす」から原子力安全システム研究所（以下、「INSS」）に相談と協力要請があり、INSSは地元の企業として地域に貢献できることは積極的に関与するべきと判断し、協力していくこととした。検討の主体は「きいばす」で、サポートしていくのがINSSであるという体制を確認した。

2. 目的

「きいばす」の体育館改修などについて検討すること、また、あわせて「きいばす」を含む「丹生」地区全体をどのようにしていくのか、将来を見据えた検討を行うこととした。

具体的には、「きいばす」の施設としての在り方を検討する中で、エネルギー・環境問題などを学ぶ

場所として、丹生地区以外からの訪問者だけでなく、丹生地区の住民も自ら足を運ぶこと、さらには、丹生の地域全体としての観光を視野に入れ訪問者を増やすことに主眼を置いた。

丹生地区を魅力ある地域に変える、いわゆる「地域創生」の取組みにより地域への訪問者を増やすことで、新しい魅力を持った「きいばす」への来館者の増加につながることを期するものである。

3. 方法および結果

3.1 方法

今回の検討方法は、INSSから提案をし、有識者、専門家および地元関係者などをメンバーとするワークショップ（以下、WSという。）方式とした。

WS方式を採用した理由として、第一に「丹生」地区の将来、「きいばす」の今後については、地元関係者を含む多様な立場の当事者からいろいろな意見が出され、イメージを共有しながら議論されることが望ましいと考えたからである。

第二に、福井県にある企業の研究施設のリニューアルに際し、有識者、建築家、社員などをメンバーとしてWSを立ち上げ、そこで出された様々な意見をまとめ、新しい施設の「テーマ」と「コンセプト」を決定した好事例があり、そのプロセスや方法が参考になると考えたからである。決定された「テーマ」と「コンセプト」に基づきリニューアルされた研究施設^{*3}は、従来の閉鎖的・秘密保持的な施設から、開放的・情報収集的な施設に変わり、その在り方や建物自体の面白さが、様々な方面から高く評価されている。

3.1.1 検討体制

WSの名称は、「美浜町エネルギー環境教育体験館『きいばす』と『観光』をつなぐゲートウェイ施設検討WS」（以下、「検討WS」という。）とした。

検討WSの座長として、地域創生の取組みに経験・知見のある大阪大学COデザインセンターに依頼し、同センターの上須道徳先生にご協力いただくことになった。

また、検討WSの委員は、丹生区、漁業組合の代

*3 NICCAイノベーションセンター

表や商工、観光、旅行の専門家、美浜町の観光・産業の関係課に加えて、事務局として「きいばす」の管轄課および「きいばす」関係者で構成した。

3.1.2 策定する成果物

検討WSでの議論を通じて、「丹生」地区の地域創生と、「きいばす」を地域の中核的施設として、新しい魅力を表す「テーマ」と「コンセプト」を策定することとした。

なお、「テーマ」とは、「きいばす」を含めた「丹生」地区の目指す将来を表すもので、「コンセプト」とは、「テーマ」を具体化するための方策である。

3.2 検討WSの活動

検討WSは、2019年9月から2020年3月までに6回開催された。各回の活動内容は次のとおり。

- 第1回 「きいばす」にかかわる認識の共有
- 第2回 視察を通じた認識の客観化
- 第3回 認識に基づく「きいばす」のイメージ出し
- 第4回 イメージを他者に伝えるためのストーリー作成
- 第5回 施設改修を含めた具体策を想定したコンセ

プトの提案

第6回 テーマとコンセプトの架橋

検討WSの委員には、最終的なアウトプットに向け、各回のWSの意義を理解していただいた上で議論を進めた。上須先生には各回で発散される意見や認識を、活動内容に合わせた形で取りまとめていただいた。

各回のWSの概要を、以下の表1「検討WSの概要」に示す。また、表1内で言及している各回の成果物については、本文末の資料1～4で示す。

3.3 検討WSの成果

計6回のWSの中で、地元住民を含む委員の思いや問題意識が、はじめは発散したが、最後は「テーマ」と「コンセプト」という形に収束させることができた。6回の議論を踏まえ、整理した「きいばす」および「丹生」地区の「テーマ」と「コンセプト」を、図1に示す。

WSでは多くのコンセプトが提案された。その中で共通して見られたものが、学ぶ、体験する、エネルギー、丹生、未来、つなげる、交流する、という言葉であった。これらの言葉の中には、「きいばす」と「丹生」地区を美浜町の観光のゲートウェイとし

表1 検討WSの概要*4

開催日時	テーマ	概要
WS1 2019年9月6日	認識の共有	委員の自己紹介、ワークショップの目的や進め方の確認を行い、「きいばす」や美浜・丹生地区がもつ魅力・特徴、抱える課題について様々な意見を共有した。(資料1参照)
WS2 2019年11月1日	豊岡視察	豊岡市コウノトリ文化館及び豊岡市コウノトリ共生課を視察した。現在の取り組みやその実施体制、活動の歴史についてヒアリングを行い、地域づくりにおけるコウノトリの意義、また行政、地域住民や活動団体が果たした役割について知見を得た。
WS3 2019年12月6日	イメージ出し	認識の共有(WS1)と豊岡視察(WS2)を踏まえ、「きいばす」の在り方に関するイメージの洗い出しを行った。地域活性を大きな目標として、地域資源の活用や「きいばす」の特色を踏まえた手段や中間的な目標を挙げる事ができた。(資料2参照)
WS4 2020年1月21日	ストーリー作成	「きいばす」の在り方のイメージを第三者に伝えるためのストーリーを作成した。「日本の将来のエネルギーを学ぶ場所」、「豊かな自然の中に身を置き五感で感じる体験」、「家族がエネルギーを学び、自然を楽しむ場所」という3つのストーリーラインが提案された。(資料3参照)
WS5 2020年2月19日	コンセプト策定	WS委員のアイデアに共通してみられるストーリーやイメージの構成要素からコンセプトを抽出、具体案も併せて提案した。「最先端のエネルギーの学び」、「100年後の地球を創造する」といったコンセプトの要素リストを作成し、関連する施策・取組みのアイデアを提案した。(資料4参照)
WS6 2020年3月13日	テーマとコンセプトの架橋	これまでのワークショップの議論をまとめる形で、様々な意見や思い全体を包含するようなテーマの設定、そのテーマを具体策に架橋するためのコンセプトの選定を行った。また、今後の展開についても議論した。

*4 上須先生作成

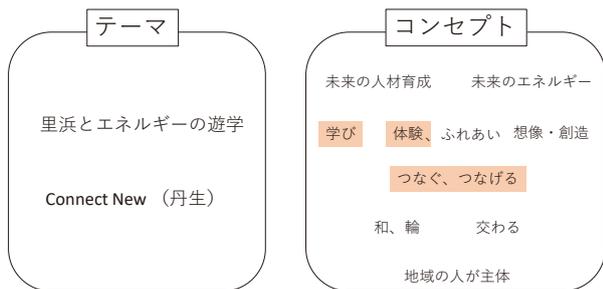


図1 「きいばす」および「丹生」地区の「テーマ」と「コンセプト」*5

て捉えること、原子力発電所の立地地域としての歴史や、「きいばす」が提供する先端のエネルギーについての学びを通じて、未来につながる「何か」を想像・創造するといった思いが表れている。

このような様々な思いを包含するよう、「里浜とエネルギーの遊学」と「Connect New (丹生)」という2つの言葉にまとめて、これを「テーマ」として策定した。

「テーマ」とした「里浜とエネルギーの遊学」、それをどのように具体化するのか。検討WSでの議論の中では、様々な具体的な取組みが提案された。それらを実現できるよう、3つのコンセプトとして表現、整理した(図2)。

さらに、検討WSで提案されたコンセプトから想定できる様々な具体的な取組みのアイデアの一部を、図3に示す。

今回策定した「テーマ」・「コンセプト」は、「き

くテーマ>...きいばすと丹生地区の目指す将来を端的に表すもの

里浜とエネルギーの遊学
— Connect New (丹生) —

くコンセプト>...「テーマ」を具体化するための方策

01体験する

「自然を」「食を」「生活を」

02学ぶ

「エネルギー事情・環境問題を」
「新しい技術を」「エネルギークイズで」
(創造・想像、人材育成などを含む)

03つながる

「他地域と」「他世代と」「他の考え方と」
(交わる、和、輪、ふれあいなどを含む)

図2 策定した「テーマ」と「コンセプト」

【01 体験する】

01自然を

丹生湾は美しい。美浜発電所が稼働していた時には、取水によりおよそ1日で湾内の水が入れかわっていたらしい。「丹生」の船着き場には、かわいいスワンボート(池や湖にある足漕ぎのボート)がある。湾内の波は静かであり、このボートでも漕ぎ出して行ける。このボートの魅力は船底の一部が透明になっており、きれいな湾内の底まで見ることができるところである。一方、「きいばす」の横にはちよつとした山がある。この山には、遊歩道が作られている。丹生湾と美浜発電所を見ながら、山上の展望台まで少し歩くことができる。「きいばす」としては、位置エネルギーや運動エネルギーについて学んでほしいと考えて作ったインクラインを利用してほしいと考えているかもしれない。また別の方法として、サイクルモノレールで登って行く手段もある。これは「きいばす」3Fから出発するので、実は標高差が少なく、考えているよりも楽であることはあまり知られていないようだ。

02生活を

「丹生」はいわゆる田舎である。都市にあるようなものは、ほばない。ならばいいそのこと、本当に何にもない生活を体験できるようにしてはどうか。とはいえ、野宿は安全面から問題がありそうである。寝る場所は、隣接するオートキャンプ場があるので、そこを活用してはどうか。食事は自炊する。まずは火起こし体験から始める。マッチやライターは使用しない。調理は、近くの調理場で行う。切る、煮る、焼く、炊く、盛り付ける、食べるまでに行うことは沢山ある。さらに食事はどうするのかも考える必要がある。昔の生活を体験するのに他に何ができたらどうか...。早起きをして、漁船に乗せてもらって魚を体験する。網を引き上げれば、地魚が大漁である。戻って魚を自分でさばくのも良い経験になる。田畑で農作業をすることもできる。最初のうちは、農具はうまく使えないが、そこは慣れである。例えば、バーチャル住民登録をすれば、バーチャル「自分の農地」を地元のオーナーさんから借りて作物を作ることができることにすればどうだろうか。普段は、本当のオーナーさんにお世話をお願いすることになるかもしれないが、湾内の養殖いけすの魚もマイ魚登録ができる。成長したら丹生に来て自分でさばくこともでき、自宅に送ってもらうこともできる。

図3 コンセプトから想定できる具体的な取組みのアイデア (一部)

いばす」や「丹生」地区の資源を利用した具体的な「わくわくするような」施策やアイデアとつながっている。他にも、例えば、全国で同じ「丹生」という名前を持つ「丹生地区」が一堂に集まるサミットを「きいばす」で開催し、おいしいもの(例:「丹生丼」)を創作)や、自慢したいもの(例:未来のエネルギーモデル地区)を披露する、といったアイデアは、「テーマ」・「コンセプト」を体現するユニークなアイデアであった。

4. 活動の評価

今回、WS方式を採用し、地区の代表や多様な業種の代表を検討WSの委員としたことで、地域住民が主体となりうるような施設の在り方について、様々な立場から議論を深めることが可能となった。

また、普段では聞けないような、地区が抱える思いなど、当事者の心情を吐露していただけたことも大きな成果であったと考える。

そして、検討WSに様々な分野の専門家が参加することにより、議論の中で出るアイデアや提案について客観的な視点からの議論を担保することができたと評価できる。

さらに、座長を上須先生という有識者に務めていただいたことにより、ワークショップや地域創生について多くの経験や知見を有するファシリテーターのもとで検討の議論を進めることが可能となった。限られた時間の中でたいへん有効な議論を行うことができたと考える。

*5 本図も上須先生にまとめていただいたものである

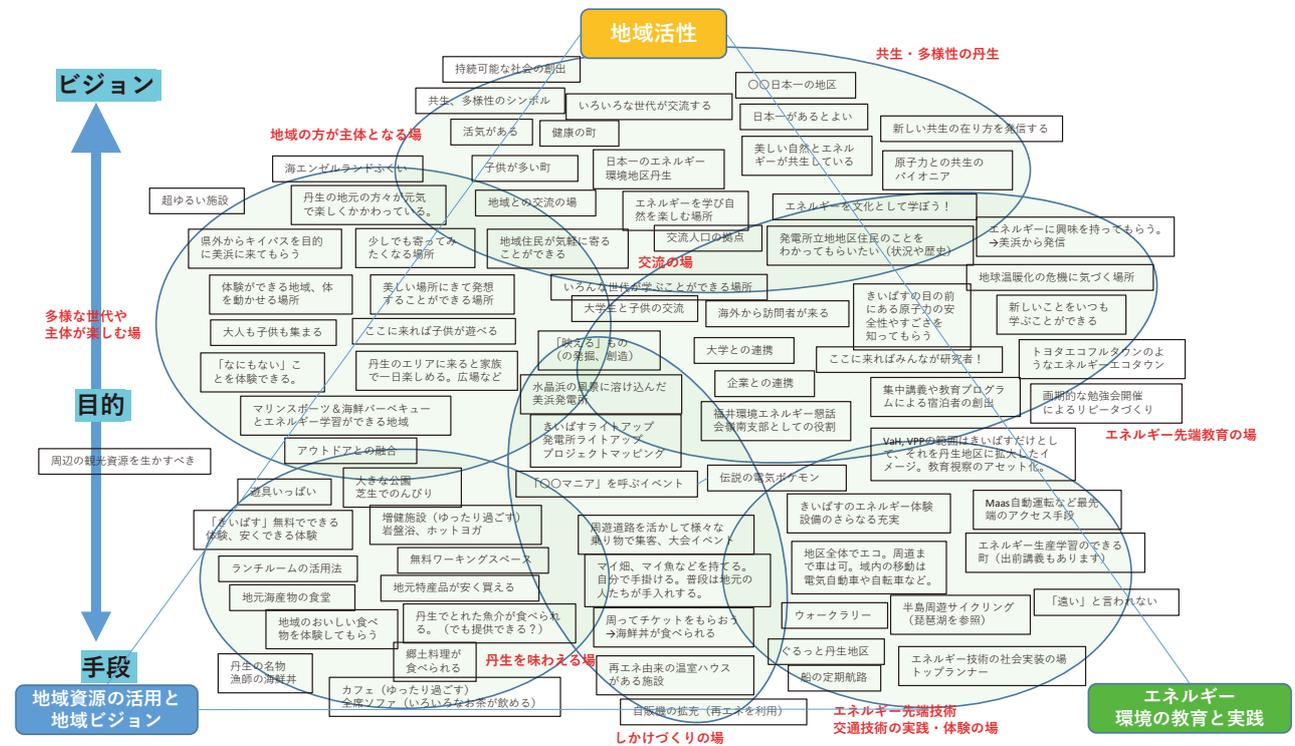
5. 今後への期待

「きいばす」や「丹生」地区の将来の発展については、美浜町や地元関係者の力と協力が不可欠である。今回の検討WSの成果は、「きいばす」や「丹生」地区の今後について、当事者も加わり策定した基準、あるいはスタート地点になる。今回の成果が今後の具体化の取組みにつながることを望みたい。

謝辞

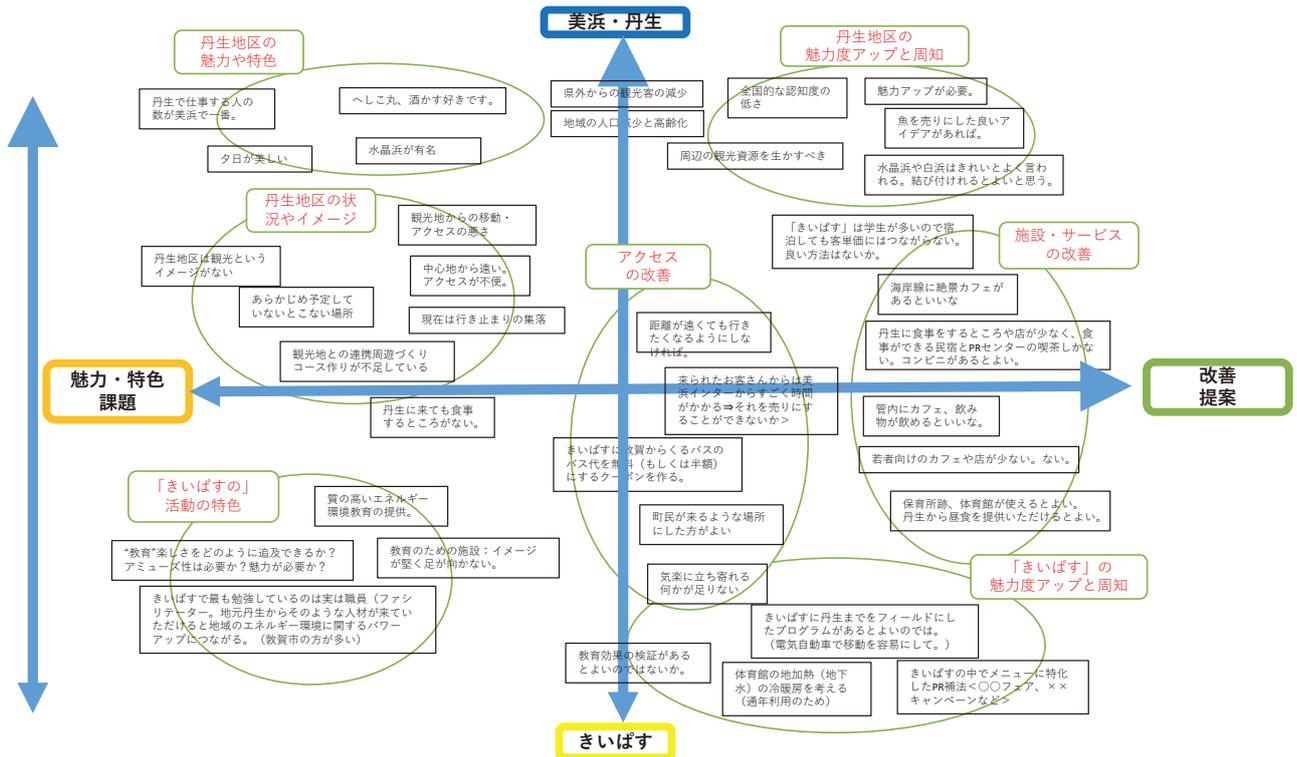
本事業の当初の構想にお力添えをいただきました大阪大学COデザインセンター長 池田光穂 教授、検討WSを導き、ご尽力をいただきました大阪大学COデザインセンター 上須道徳 特任准教授、6回のWSにご協力をいただきました委員、関係者のみなさまに深く感謝申し上げます。

また、本誌への事業報告の掲載をご快諾いただきました美浜町エネルギー環境教育体験館「きいばす」橋場 隆 館長をはじめ職員のみなさまに感謝いたします。

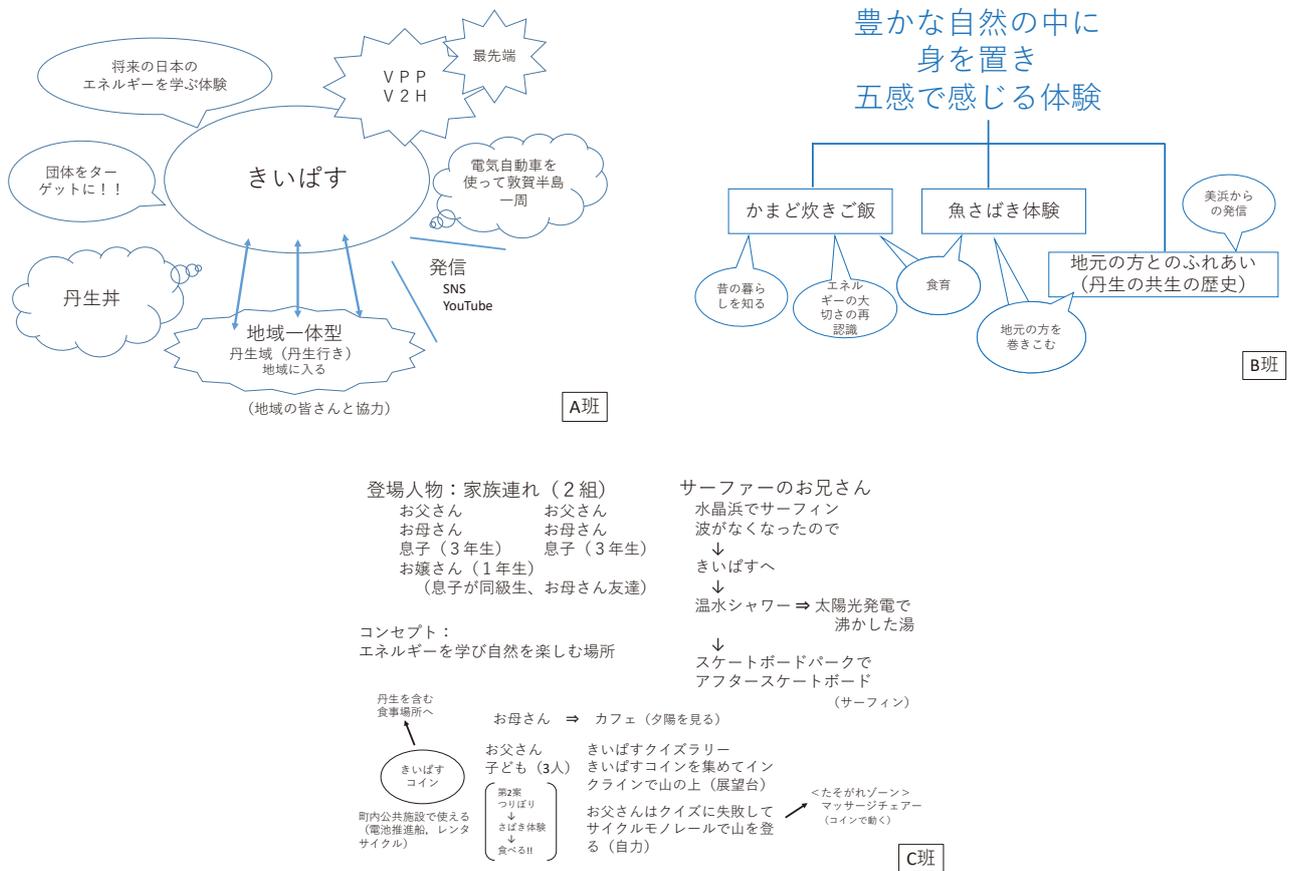


資料1 WS1「きいばす」にかかわる認識の共有*6

*6 資料1, 2, 4は上須先生のまとめによる

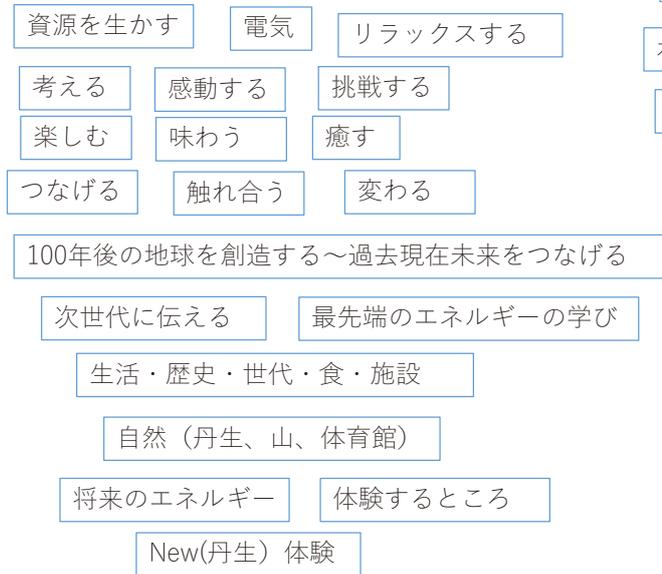


資料2 WS3 認識の共有と視察を踏まえた「きいばす」の在り方に関するイメージの洗い出し*6

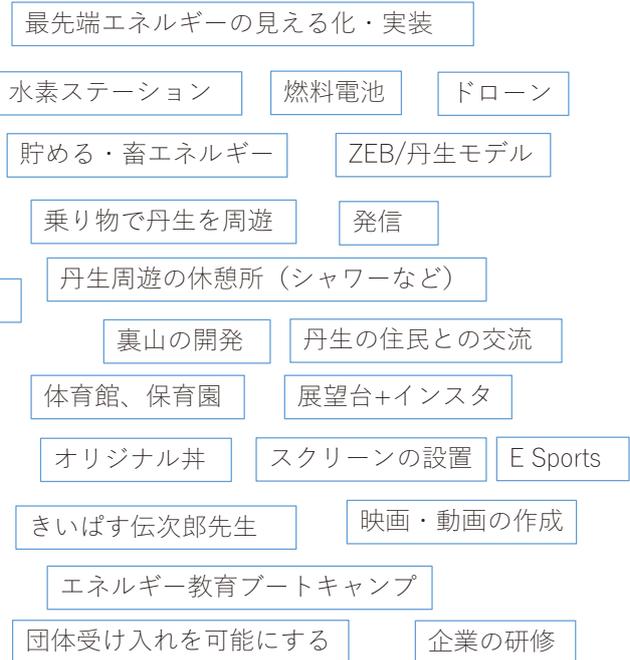


資料3 WS4 きいばすの在り方のイメージを他者に伝えるためのストーリー作成

コンセプト・ストーリー (の構成要素)



施策・取り組みのアイデア



資料4 WS5 委員のアイデアに共通してみられるストーリーやイメージの構成要素から抽出したコンセプト*6

エネルギー・環境問題の視点を取り入れた 授業実践事例について (2019年度エネルギー環境教育関西ワークショップ報告)

Lessons incorporating energy and environmental issues
(Report at the FY2019 Kansai Workshop for Energy and Environmental Education)

近田 昇 (Noboru Konda) *1

要約 2019年度エネルギー環境教育関西ワークショップでは、会員に対してエネルギー・環境問題の視点を取り入れた授業実践事例について報告を依頼した。報告総数は16件あり、内訳は小学校11件、中学校3件および高等学校2件であった。その中で、他校でも取り組めると思われる事例3件と、教員の工夫によりエネルギー・環境問題にあまり関係しないと思われる教科(生活科, 道徳, 技術・家庭科)で実践された事例3件について、その概要を紹介する。

キーワード エネルギー環境教育, 学校, 授業実践, 実践事例

Abstract At the FY2019 Kansai Workshop for Energy and Environmental Education, members were asked to report on lessons that incorporated the prospective of energy and environmental issues. Sixteen reports were submitted in total: 11 for elementary schools, 3 for middle schools, and 2 for high schools. This report outlines three examples which other schools may also be able to adopt, and three examples where teachers devised ingenious ways to incorporate energy and environment issues into subjects that may not appear so relevant, such as life environment studies, moral education, and home economics.

Keywords Energy and Environmental Education, School, Cases of lessons, Cases of practice

1. はじめに

エネルギー環境教育関西ワークショップ(以下、「関西WS」という。)は、2000年に京都教育大学助教授(当時)山下宏文先生が中心となり、京都で活動を開始した。以来、2008年に活動の拠点を大阪に移し、主に近畿二府四県および福井県の教員によるエネルギー環境教育の実践と普及拡大の活動を継続している。

2. 授業実践事例の報告の目的

関西WSでは、会員によるエネルギー環境教育の実践事例の報告および意見交換が行われるとともに、関係する学会等での事例発表活動も活発に行っている。ただ、学会等で発表された事例だけが学校

現場におけるエネルギー環境教育の実践というわけではなく、他にも活動の事例は多くあると考えられるが、そのような対外発表していない事例について、関西WSの事務局としてこれまで把握していなかった。

そこで、関西WSの会員に対して、あらためて対外的に発表するまでには至らない簡単な取組み、ちょっとした工夫をして授業を行ったという事例等について報告をお願いすることとした。

その理由として、対外発表ができるようなしっかりとした実践事例は素晴らしくもあるが、他校の教員が同じように取り組もうと考えたときには、そのハードルが高く感じられるのではないかと、もっと気軽にエネルギー・環境問題の視点を取り入れた授業に取り組めるのではないかと、そして長年にわたり実践を行ってきている関西WSの会員だからこそ、そ

*1 元(株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所 現(株)かんでんエンジニアリング

のような実践事例があるのではないかと考えたからである。また、これまでの取り組みの中で既に定着しているエネルギー環境教育の実践事例も出てくるのではないかと期待もあった。

3. 授業実践事例の報告

2019年10月に、全ての関西WS会員あてに、前項の報告の目的とともに各人の実践事例の報告をお願いした。

初めての取り組みでもあり、新規の事例でなくても良い、既にエネルギー・環境問題の視点を取り入れて継続的に授業を行っている事例でも良い、ということによって依頼を行った。

学校現場が多忙な中、2020年3月末までに16件の事例が報告された。内訳は、小学校11件、中学校3件、高等学校2件である。（詳細は後記報告一

〈報告一覧表〉

【小学校】

学年・教科	単元等
小学校1年・生活科	かぜでうごくおもちゃ(事例④)
小学校4年・理科	電気のはたらき
小学校4年・理科	電気のはたらき(事例①)
小学校4年・理科	物のあたままり方
小学校4年・道徳	生命の尊さ・自然愛護(事例⑤)
小学校4年・総合的な学習の時間	食品ロス削減～SDGsにとりくもう～
小学校6年・理科	発電と電気の利用(事例②)
小学校6年・理科	電気の性質とその利用
小学校6年・総合的な学習の時間	放射線と防災
小学校6年・音楽	心を込めて表現しよう
小学校・家庭科	買い物の工夫

【中学校】

学年・教科	単元等
中学校3年・社会科	現代の日本と社会(事例③)
中学校・総合的な学習の時間	エネルギー学習
中学校2年・技術・家庭(家庭分野)	消費生活と環境(事例⑥)

【高等学校】

学年・教科	単元等
通信制高校・総合的な学習の時間	探求学習(ヘドロ電池)
工業高校・電力技術	電力の受給と供給

覧表を参照)

教科別では、小学校は、理科5件、総合的な学習の時間2件、家庭科、音楽、道徳及び生活科が各1件、中学校は、社会科、総合的な学習の時間及び技術・家庭科(家庭分野)が各1件、高等学校は、総合的な学習の時間と工業高等学校の電気分野の各1件であった。

エネルギー・環境問題の視点を取り入れた授業ということで、やはり理科、社会科および総合的な学習の時間で取り組んだ事例が多く報告されている。また、省エネという観点から技術・家庭(家庭分野)、家庭科での取り組み事例も報告された。さらにはエネルギー教育モデル校経験校から、モデル校3年間の活動を踏まえて、卒業記念として児童と一緒にオリジナルの歌を作ったという音楽の授業事例の報告もあった。

4. 授業実践事例の紹介

今回報告を受けた事例の中から、いくつかの授業実践事例を紹介したい。

それぞれの授業実践報告は、本文末尾に添付しているので参照していただきたい。なお、報告の中では学校名と教員名は省略している。

- (1) 他校でも取り組むことができると思われる事例
各教科における授業実践で、実験器具や授業プランに工夫が見られ、他の学校においても広く取り組むことが可能と思われる事例である。

〈事例①〉 小学校4年生 理科「電気のはたらき」

この実践の特徴は、電気のはたらきを学ぶ実験の際に、電気回路を作成するところで時間が取られることについて、専用用紙と回路マーカーを使い、簡単に電気回路を作ることができるようにして、本来の学習の時間を確保しているところである。

また、簡単に回路を作ることができることから、従来の導線等を使った場合には作ることが難しい回路も児童自らの工夫で作成でき、いろいろな回路の特徴をより深く理解できる授業になっている。

ただ、筆者としては、回路マーカーと専用用紙というツールは小学校の実験器具としては、若干高価と思われるので、個々の児童が持つのかグループで持つのか等、使い方を十分に検討する必要があると考える。

〈事例②〉 小学校6年生 理科「発電と電気の利用」

この授業では、電力会社の出前授業を取り入れたチームティーチング(TT)を行っている。電気エネルギーが、運動エネルギー、化学エネルギー、熱エネルギーなどの他のエネルギーに可逆的に変換することが可能であること、その変換の際にはエネルギーのロスが生じること、そのロスは変換するエネルギーによって異なることを学ぶことができる。そして、その観点から一番効率的に省エネをするには、どのエネルギーの利用を節約すればよいのか、という点にまで考えが至ることを可能としている。

電気エネルギーから他のエネルギーに変換するプロセスや変換後のエネルギーの測定方法については、見直す余地はあると思われるが、手作り感のある実験で児童が興味を持てる授業だと考える。

また、単にエネルギーの性質を学ぶだけでなく、電気エネルギーの使いやすさや電気がいつも使える状況にあることのありがたさに気付くことができる授業内容になっていることも、意義深いと考える。

〈事例③〉 中学校3年生

社会科(歴史)「現代の日本と世界」

この授業は、資源エネルギー庁作成の副教材「わたしたちのくらしとエネルギー*2」を活用した授業実践である。

ここでは、エネルギーに視点を当てた歴史の授業を行っている。エネルギー消費や供給状況が日本の経済発展に大きな関係があるという歴史的な事実に気付くとともに、エネルギー自給率の低下の原因を考えることでエネルギー安定供給が今後の日本の課題であることを学ぶことができる。

エネルギーの視点から歴史を学ぶことは、その歴史を多面的に学ぶこととなり、より深い理解につながることを期待できる。

また、通常の単元計画にプラス1時間分の授業として実践しているところも、授業時間の確保の面から他の学校でも比較的取り入れやすいのではないかとと思われる。

〈まとめ〉

これら3件の実践事例は、各単元において多くの追加の授業時間をとるのではなく、授業で使う機材や進め方に工夫をしている。特に回路マーカーを使った事例については、児童が自分でいろいろな回路図を作ることができ、興味を持って授業内容を学ぶことができおり、導線をつなぐ手間のところで時間を取られることもなく、効率的に授業を進めることができている。

また、出前授業やTTの実施の可否については、地域毎に電力会社の窓口があるので相談に乗ってもらうことができる。今まで以上に活用されることを期待したい。

(2) 新しい見方や切り口による実践事例

エネルギー・環境問題に直接関係する理科や社会科の授業で扱うことも可能な内容であるが、実施した教科とその切り口や題材の扱い方に、実践した教員独自の工夫が見られる事例である。

〈事例④〉 小学校1年生

生活科「かぜでうごくおもちゃ」

小学校1年、2年では、理科・社会科の代わりに生活科がある。生活科の目標として、「具体的な活動や体験を通して、身近な生活に関わる見方・考え方を生かし、自立し生活を豊かにしていくための資質・能力を・・・」⁽¹⁾と定められている。そして、その教育内容の一つに「身近な自然を利用したり、身近にあるものを使ったりするなどして遊ぶ活動を通して、遊びや遊びに使うものを工夫してつくることができ、・・・」⁽²⁾とされている。

この事例は、風を受けて回るおもちゃ(かざぐるま)を作って遊びながら、そこにこの「かざぐるま」で何ができるのだろうか、という切り口で児童に考えることを求めている。「エネルギー」という用語を学習していない1年生にとってエネルギーについて考えることを難しいとは考えず、「かざぐるま」の作成を単なる生活科の活動、遊びで終わらせていないところに柔軟な考え方が見られると思う。

*2 2019年度に改訂し、最新のデータを反映した授業で使いやすい副教材である。全国の学校からも引き合いは多い。

〈事例⑤〉 小学校4年生

道徳「命の尊さ、自然愛護」

教科としての道徳の教育内容として四つの視点をあげているが、そのうちの一つに「主として生命や自然、崇高なものとかかわりに関すること」⁽³⁾があり、その中に「命の尊さ」「自然愛護」⁽⁴⁾という項目がある。

この事例は、その道徳の授業で、校門前の電柱に作られたカラスの巣を題材に「命の尊さ」「自然愛護」とエネルギー問題（停電の可能性）を考えさせた授業である。カラスの命と人間の日常生活を比較して、自分はどのように考えるか、他の人はどのように考えているのかを討論した。事前にカラスの巣の撤去をする際の判断基準を電力会社に確認し、児童の討論の後に電力会社が「命」と「安定供給」をどのように守っているのかを説明することで、電力会社の取り組みについても学ぶことができていた。学校の近くにたまたま作られたカラスの巣を使って、タイムリーに実践した独創的な授業事例だと言える。

〈事例⑥〉 中学校2年生

技術・家庭科(家庭分野)「消費生活・環境」

技術・家庭科 家庭分野の「消費生活・環境」の項目において、「消費者の権利と責任」について学ぶが、ここには「消費者の基本的な権利と責任、自分や家族の消費生活が環境や社会に及ぼす影響について理解すること」という指導事項⁽⁵⁾がある。この授業では、原子力発電環境整備機構（NUMO）の出前授業を活用して、地球から出されるゴミの中に電気を作る際に出るゴミがあること、特に原子力発電所から出たゴミ（使用済燃料、高レベル放射性廃棄物）について学んでいる。

我々の生活からは、様々なゴミが発生していることを確認し、それぞれのゴミに適した処分を行っていること、生活に不可欠な電気を作る際にも、電源によってゴミ（廃棄物）が出てくること、それら各電源の特徴についてオリジナル教材を用いて理解を図り、その中のゴミの一つである高レベル放射性廃棄物の処理方法についての学習を行っている。この授業は、NUMOの出前授業を活用しているだけでなく、実践した教員のオリジナル学習教材（「エネルギー7並べ」^{*3}）が面白いと思われる事例である。

〈まとめ〉

こちらの3件の事例は、実践している教員の個性が出ているともいえるが、エネルギー・環境問題とはあまり関連がない教科、単元においてエネルギー・環境問題に触れている点で意義深い事例であるとともに、柔軟な考え方や見方をすることで、一見無関係な教科や単元でエネルギー・環境問題を扱うことができることを示した良い事例である。また、そのような授業を行うことで、教員と児童・生徒の双方に新しい気づきが期待できる。

5. 今後の取り組み

初めて今回のような事例報告を会員に依頼したが、報告された実践事例を見ると、会員の取り組みはバラエティに富み、今回紹介したような興味深い事例も見られた。関西WSでは、引き続きエネルギー・環境問題の視点を取り入れた授業実践事例の報告を求め、実践事例の蓄積を図り、授業の良好事例ということで国のエネルギー教育推進事業と連携し、インターネット上で広く公表することを目指したい。

また、2020年度は新型コロナウイルスの影響により、4月からの新学期開始が大きく遅れており、学校行事や夏休みの日程等にも影響が出る見込みである。それを少しでもカバーするためにオンライン授業も導入されつつある（2020年5月時点）。

したがって、従来の授業実践事例の報告だけでなく、オンライン授業についても実践事例の報告を依頼したいと考えている。オンライン教育だからこそできるエネルギー・環境問題の視点を取り入れた授業があり得ると思われ、その実践事例が、新たなエネルギー環境教育の普及に資する可能性があると考えられるからである。

*3 発電方法毎に「A,2,3～9,10,J,Q,K」という13枚のカードを用意し、「7」のカードに各発電方法の特徴等を記載する。「7」より数字が小さいカードはデメリットが、大きなカードにはメリットが記載してある。使い方は通常のトランプの「7並べ」と同様だが、カードを出す際にはそのカードに記載のメリット、デメリットを声に出して読み上げることで、生徒の理解を深める工夫をしている。

引用文献

- (1) 文部科学省, 小学校学習指導要領 (平成29年告示) 解説 生活編, 文部科学省, p8, 2018年.
- (2) 文部科学省, 小学校学習指導要領 (平成29年告示) 解説 生活編, 文部科学省, p41, 2018年.
- (3) 文部科学省, 小学校学習指導要領 (平成29年告示) 解説 特別の教科 道徳編, 文部科学省, p23, 2018年.
- (4) 文部科学省, 小学校学習指導要領 (平成29年告示) 解説 特別の教科 道徳編, 文部科学省, pp64-67, 2018年.
- (5) 文部科学省, 中学校学習指導要領 (平成29年告示) 解説 技術・家庭編, 文部科学省, pp113-115, 2018年.

海外における商業用原子力発電所の廃止措置の現状

Current status of decommissioning of commercial nuclear power plants overseas

新崎 雅志 (Masashi Shinzaki) *¹

要約 海外における商業用原子力発電所の廃止措置の状況をみると、すでに廃止措置を完了した発電所、永久停止以降速やかに廃止措置を進めている発電所、英国の炭酸ガス冷却炉のように放射能の減衰を待つて解体するため、長期間安全貯蔵する発電所などがある。

ここでは、短期間の廃止措置工程を立て、速やかに廃止措置を進めているスウェーデンのバーセバック発電所、ドイツのグライフスバルト発電所、スペインのホセカブレラ発電所および米国のザイオン発電所の4つの原子力発電所の廃止措置の現状について紹介する。

いずれの発電所においても、使用済燃料や放射性廃棄物について、サイト外の貯蔵施設又は処分施設への搬出先が確保されているか、あるいは、サイト内に解体対象施設とは別に一時保管施設が確保されていて、廃止措置を行うための環境が整っており、更に、様々な対策を講じることによって、限られた予算の中で、効率的かつ安全に廃止措置を進めている。

キーワード 商業用原子力発電所、廃止措置、使用済燃料、放射性廃棄物、解体、除染

Abstract Looking at the situation of decommissioning of commercial nuclear power plants overseas, we have identified three main groups: power plants that have already completed decommissioning, power plants that are proceeding with decommissioning promptly after their permanent shutdown, and power plants that are in a safe state for some period of time waiting for the decay of radioactivity before dismantling is to be started. Examples of plants in the third group are some gas-cooled reactors in the UK.

Here, from the second group, we look at four nuclear power plants that have set up a decommissioning process for a short period of time and are proceeding with decommissioning swiftly. They are the Barseback Nuclear Power Plant in Sweden, the Greifswald Nuclear Power Plant in Germany, the Jose Cabrera Nuclear Power Plant in Spain and the Zion Nuclear Power Plant in the US. The current status of their decommissioning is introduced.

At all of the power plants, the decommissioning plans have had to consider whether spent fuel or radioactive waste is delivered to a storage facility outside the site or a disposal facility, or a temporary storage facility is secured inside the site in addition to the facility to be dismantled. The preparations are being made in place for decommissioning, and by taking various measures, efficient and safe decommissioning will be carried out within a limited budget.

Keywords commercial nuclear power plant, decommissioning, spent fuel, radioactive waste, dismantling, decontamination

1. はじめに

我が国における商業用原子力発電施設（以下、原子力発電所）の廃止措置のあり方について、総合エネルギー調査会原子力部会にて、運転を終了した原子力発電所は、最終的には解体撤去することを基本的な方針とすることが示された⁽¹⁾。

また、原子力委員会にて、我が国における原子力発電所の廃止措置への対応について、以下の決定が

なされた⁽²⁾。

- 解体引当金制度及び廃炉会計制度等を適切に活用し、原子力関係事業者は、原子力発電所の廃止措置を適切に進めること
- 廃止措置を行うに当たっては、原子力関係事業者は、既存技術を適切に利用しつつ、廃止対象施設の設計・建設・運転・保守点検に基づく施設の廃止措置で蓄積された経験を活用していくこと

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

- 廃止措置は長期にわたることから、技術及びノウハウの円滑な継承や人材の育成も同時に進めること
- 廃止措置の解体や除染等の作業は放射性廃棄物を発生させることから、廃止措置はこれらの放射性廃棄物の処理・処分と一体的に検討し、取り組むこと

ところで、福島第一原子力発電所の事故以前、原子力発電所の運転期間を定める法律はなかったが、その後、法改正され、原子力発電所を運転できる期間が運転開始から40年となり、その満了に際し認可を受けた場合は、1回に限り最大20年延長できるしくみができた。

その後、40年の運転期間を迎えるに当たって、運転期間延長に係る申請を断念した原子力発電所が、順次、運転を終了し、廃止措置に移行している。

これまで、廃止措置に移行したいずれの原子力発電所（福島第一原子力発電所を除く）の廃止措置計画認可申請書にも、30～40年程度の廃止措置工程が示されている。

一方、先行する海外における商業用原子力発電所の廃止措置の状況を見ると、すでに廃止措置を完了した発電所、永久停止以降速やかに廃止措置を進めている発電所、英国の炭酸ガス冷却炉のように放射能の減衰を待って解体するため、長期間安全貯蔵する発電所などがある⁽³⁾。

ここでは、短期間の廃止措置工程を立て、速やかに廃止措置を進めている4つの原子力発電所の廃止措置の現状について紹介する。

2. 海外における廃止措置の現状

バーセベック原子力発電所（スウェーデン）、グライフスバルト原子力発電所（ドイツ）、ホセカブレラ原子力発電所（スペイン）およびザイオン原子力発電所（米国）の廃止措置の現状について、廃止措置を計画・実施している各社のウェブサイトから得られた情報等を基に取りまとめた。

2.1 バーセベック原子力発電所（スウェーデン）⁽⁴⁾

バーセベック（Barsebäck）原子力発電所1、2号機（以下、バーセベック発電所）は1975年

および1977年に商業運転を開始した電気出力615MWのASEA-Atom製BWRのツインユニットである⁽³⁾。スウェーデン南部Skane郡のKävlinge MunicipalityのBarsebäck地区に位置する。

現在、バーセベック発電所を所有しているUniper社は、2016年にE.ON社から分離してできた（主として再生可能エネルギー以外の）発電を主な事業とするエネルギー企業で、ドイツに本社がある。

バーセベック発電所を運転し、現在は廃止措置の計画および実施に当たっているBarsebäckKraft AB（以下、BKAB社）は、Uniper社の関係会社であるSydkraft Nuclear Power AB（以下、SNP社）の100%子会社である。BKAB社は、運転時に引き続き、廃止措置時のバーセベック発電所での原子力関連活動の実施に係る許可を保有している。BKAB社の運営費は、放射性廃棄物基金（Kärnavfallsfonden）と、親会社であるSNP社からの直接資金によって賄われている。

バーセベック発電所の運転については、首都コペンハーゲンから20kmしか離れていない隣国デンマークからの強い反対があることから、政治的な決定が行われ、1、2号機はそれぞれ1999年、2005年に永久停止した。

また、現在、Uniper社が所有しているオスカーシャム発電所は、主として経済的な理由から1、2号機はそれぞれ2016年、2017年に永久停止した。

Uniper社は両発電所の所有者であること、また、両発電所は廃止措置に入った時期が近いことから、Uniper社は両発電所の廃止措置を、より効率的かつ安全に実施するため、共同プロジェクトとして進めることとした。原子炉圧力容器の取外し・撤去やタービン・発電機の取外し・撤去などの様々な作業パッケージを、オスカーシャム発電所とバーセベック発電所で、シリーズにて実施する。

バーセベック発電所の廃止措置の方針は、以下のとおりとなっている。

- 環境にやさしく費用対効果の高い方式として即時解体撤去方式を選定する。
- 解体プロセスを効率的に進めるため、放射能濃度が高い大型の機器から速やかに撤去する。
- 廃止措置をより効率的かつ安全に実施するため、Uniper社のドイツでの廃止措置経験を活用するとともに、バーセベック発電所とオスカーシャム発電所の廃止措置を共同プロジェクトとして進める。

- 重量的に全体の6%程度にあたる使用済燃料や放射性の機器を先に撤去し、その後は一般の産業用施設の解体と同様にリサイクルを念頭に解体撤去する。
- 大量に発生する非放射性のあるいはクリアランスレベル以下の金属は売却し、コンクリートは埋め戻し材などに利用する。
- 廃棄物の輸送回数をできる限り減らすように努める。

この方針に沿って、以下のとおり、廃止措置の準備が行われた。

➤ 2005年～：

運転により蓄積された放射性物質のほとんどを占めている使用済燃料のサイト外の使用済燃料集中中間貯蔵施設（CLAB）への搬出、大規模系統除染、また、運転に伴い発生した放射性廃棄物（以下、運転中廃棄物）のサイト外の短寿命低中レベル放射性廃棄物処分場（SFR）への搬出を行った⁽⁵⁾⁽⁶⁾。

➤ ～2016年：

これと並行して、解体に伴い発生する放射性廃棄物（以下、解体廃棄物）の一時保管のオプションを検討し、サイト内に低レベルおよび中レベル放射性廃棄物保管庫（以下、廃棄物一時保管庫）を設置した。なお、SFRでは、解体廃棄物の受入れのために拡張工事が行われているが、受け入れが開始されるまで、解体廃棄物は廃棄物一時保管庫で保管する予定である。

➤ 2016～2019年：

廃止措置の準備の一環として、炉内構造物の先行解体を実施した。また、原子炉および解体に使用した使用済燃料プールからの排水処理を完了した。

炉内構造物の解体が完了し、本格解体に向けた準備が整ったことを受けて、2020年から管理区域内の機器等の解体撤去を開始し、2028年の規制当局からの規制解除を目指す。

なお、スウェーデンでは、使用済燃料の搬出が完了するなどの施設の安全性やセキュリティの変化に応じて、安全解析書（SAR：Safety Analysis Report）等の認可により、段階的に規制緩和される⁽⁷⁾。

廃棄物処理・処分に関する補足情報として、解体撤去した放射性の機器等のうちリサイクル可能なものは、同国内にあるSTUDSVIK社の金属溶融施設

に搬出し、溶融処理等を行い、フリーリリースしている⁽⁸⁾。なお、STUDSVIK社は2016年にEDF社に買収され、以降、社名はCyclife社に変わっている⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾。

2.2 グライフスバルト原子力発電所（ドイツ）⁽¹¹⁾

グライフスバルト（Greifswald）発電所1～8号機（以下、グライフスバルト発電所）には8基のロシア型PWRのVVER-440（電気出力440MW）があり、1, 2号機, 3, 4号機, 5, 6号機, 7, 8号機のツインユニットで構成されている⁽³⁾。グライフスバルト発電所は1967年に建設を開始し、1号機は1974年に営業運転を開始した。続いて、2～4号機が、順次、営業運転を開始した。その後、1989年に5号機が試運転を開始したが、翌1990年に政治的な理由で1～5号機は運転を取りやめ、6～8号機は建設を中止した。

グライフスバルト発電所は、ドイツ北東部バルト海に面するメクレンブルク・フォアポンメルン州（Mecklenburg-Vorpommern）のグライフスバルト（Greifswald）近くのルブミン（Lubmin）という町に位置しており、旧東ドイツで最大の原子力発電所である。

旧東ドイツに位置するグライフスバルト発電所の運転を行っていたのは国営電力会社のEnergiewerke Nord GmbH社で、廃止措置が決まった1995年以降は廃止措置の管理を担っている。2017年に会社名がEWN社に改名された。

このEWN社と、ユーリッヒサイトにある高温ガス炉（AVR）、研究炉（FRJ-2）等の廃止措置を担当しているJEN社およびカールスルーエ研究センターにある小型ナトリウム冷却炉（KNK）、多目的研究炉（MZFR）、研究炉（FR 2）、再処理施設（WAK）等の廃止措置を担当しているKTE社の3社は、安全規制に準拠しつつ廃止措置タスクを効率的に行って費用対効果を高めるため、EWNグループに統合された。なお、EWN社は100%国営企業で連邦財務省が唯一のパートナーであり、JEN社およびKTE社はいずれもEWN社の100%子会社である。

一方、ドイツの低レベル放射性廃棄物処分の状況として、旧東ドイツに位置するモルスレーベン処分場は政治的な理由で1998年に受け入れを永久停止

した⁽¹²⁾。コンラッド処分場は2027年操業開始予定である⁽⁶⁾。また、高レベル放射性廃棄物処分施設について、2013年7月に新たなサイト選定手続きを定める「発熱性放射性廃棄物の最終処分場のサイト選定に関する法律」（サイト選定法）が成立し、2031年ごろまでに建設するサイトを決定する予定である⁽⁵⁾。そのため、使用済燃料、運転中廃棄物および解体廃棄物は当面の間、サイト内で一時保管しなければならない。それを踏まえ、グライフスバルト発電所の廃止措置の方針は、以下のとおりとなっている。

- 核燃料の処分を最優先とする。新燃料および5号機の一部照射燃料は売却し、使用済燃料はサイト内に貯蔵施設を設けて搬出する。
- 管理区域で汚染した機器は、建設を中止した6～8号機の機器（非汚染）の解体試験等によって解体への適用が証明されている手法を用いて、原則として、汚染レベルの低いエリアから汚染レベルの高いエリアの順に解体撤去する。
- 除染等によりクリアランスレベル以下となる機器は、廃止措置対象施設から撤去して、除染等の処理、測定を行い、規制当局の承認後にフリーリリースする。
- 原子炉容器等の主要機器は、運転中にかなり放射化または汚染しているため、遠隔解体して遮へい容器に収納しサイト外へ搬出するまでの間、保管施設に保管するか、または、分割せず一体のまま撤去し、開口部のみ閉止した状態で保管施設に保管（以下、一体での保管）し、減衰を待つて解体する。

これまでの主な経緯は以下のとおりである。

- 1995年：廃止措置計画の認可、廃止措置の開始
- 1996～1999年：サイト内に使用済燃料および放射性廃棄物の中間貯蔵施設（ISN：the Interim Storage Facility North）を建設
- 1999～2006年：使用済燃料のISNへの搬出
- 1999～2003年：7、8号機の主要機器（非汚染）を用いた解体試験
- 1999年：8号機の原子炉容器（非汚染）を用いたISNへの搬出試験
- 2003年：5号機の原子炉容器のISNでの一体での保管
- 2004～2007年：1、2号機の炉内構造物の遠隔解体（高放射化部は水中切断）、遮へい容器への収

納、ISNへの搬出

- 2006～2009年：1～4号機の原子炉容器のISNでの一体での保管
- ～2013年：蒸気発生器等の大型機器のISNでの一体での保管

これらの作業と並行して、タービン建屋は、建屋内の機器・コンクリート構造物を撤去し、その後、大型クレーンアームの製造などの他産業の工場に転用した⁽¹³⁾。

機器建屋は、建屋内のコンクリート構造物等を撤去した後、集中処理建屋に転用した。ここでは、解体対象建屋から運んできた機器の除染・細断・測定・梱包・容器収納等の処理を集中的に行っている。なお、ISN内にも同様の処理エリアがあり、平行して処理を行っている。

引き続き、補助建屋のコーティングやコンクリート表面の削り取りなどの除染工事を進め、基準値以下であることを確認する予定となっている（～2036年）⁽¹³⁾。

なお、使用済燃料については、現在、乾式貯蔵キャスクに収納してISNに保管している。2011年以降の乾式貯蔵キャスクの保管に関するセキュリティ要件の見直しに合わせてISNに追加対策を施してきたが、最終的に、使用済燃料貯蔵施設（ESTRAL）を設置する予定である。

また、ISNに一体で保管している原子炉容器等の主要機器は、将来、細断する予定であり、そのために、大型機器解体建屋（Fragmentation Hall）を設置する予定である⁽¹³⁾。

2.3 ホセカブレラ原子力発電所（スペイン）⁽¹⁴⁾

ホセカブレラ（Jose Cabrera）原子力発電所（以下、ホセカブレラ発電所）は1969年に営業運転を開始した電気出力160MWのWH社製1ループ型PWRのシングルユニットで、2006年に運転を終了した⁽³⁾。ホセカブレラ発電所はスペインの首都マドリードの東90kmのグアダラハラ県アルモナシッド・デ・ゾリタにある発電所で、その地名からゾリタ発電所としても知られる。スペインで最初に運転を始めた原子力発電所である。

Union Fenosa Generation, S.A.社が運転管理していたが、その後Gas Natural Fenosa社に買収

された。

放射性廃棄物管理公社（Enresa: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A）は、スペイン全土で発生した放射性廃棄物の管理（収集、処理、調整、保管および廃棄）という重要な公共サービスを行うことを目的として1984年王室令（Royal Decree 1522/1984）によって設立された政府所有の非営利機関である。その更新版に当たる2014年王室令（Royal Decree 103/2014）（放射性廃棄物の管理）において、Enresaは放射性廃棄物の最終処分と原子力施設の廃止措置を遂行する責務を負うと規定されている。

現在、Enresaは、バンデリョス発電所1号機（500MW, GCR）で、1998～2003年に原子炉建屋（原子炉）以外の廃止措置を行うとともに、エネルギー環境技術研究センター（CIEMAT）の施設改善計画（PIMIC）に基づき、2006～2015年に研究炉（JEN-1）等の除染などを行った。また、エルカブルル処分場の運営も担っている。なお、Enresaの運転資金は、電気料金への課税を基にした活動資金の調達のための基金で賄われている。

スペインの放射性廃棄物管理計画（GRWP: General Radioactive Waste Plan）には、放射性廃棄物管理、施設の廃止措置に関する経済的および財務的分析結果と、この分析結果に基づく主要なマイルストーン並びに今後数年で実施すべき戦略活動が明記される。最新版のGRWP（第6版）は、産業貿易省の要請によりEnresaが作成し、2006年の閣僚理事会にて承認され、公開文書として発行された。なお、廃止措置の戦略として、早期解体、廃棄物のクリアランス、資金の確保および廃棄物管理が挙げられている。

2006年の運転終了以降、Enresaは、GRWP（第6版）を踏まえ、廃止措置計画の認可申請準備を行い、廃止措置への移行作業後に10年程度をかけて解体撤去する廃止措置計画を立案した。また、廃止措置への移行作業として、サイト内への独立使用済燃料貯蔵施設（ISFSI）の設置、使用済燃料の搬出・貯蔵、運転中廃棄物の搬出などの準備作業を行った。

Enresaは、2009年に廃止措置計画の認可並びに2010年にGas Natural Fenosa社からの所有権移転の許可を受けて、タービン建屋の放射性廃棄物の処理・一時保管施設への改造等の準備作業と並行して、主要機器の解体に着手した。ただし、Gas Natural Fenosa社は引き続き発電所の所有者として残って

いる。

その後の廃止措置工程は、以下のとおり。

- 2010年：タービン建屋内の機器撤去、タービン建屋の改造
- 2011年～2018年：管理区域内の主要機器以外の機器の解体
- 2012～2013年：炉内構造物解体、高放射化の解体片の乾式貯蔵キャスクへの収納、ISFSIへの搬出
- 2013～2015年：原子炉容器、蒸気発生器などの主要な大型機器の解体
- 2016年：生体遮へい壁（鉄筋コンクリート）の解体
- 2016年～：建屋の除染、土壌浄化（実施中）
- 2018年～：建屋の解体（実施中）
- 2020年：最終の放射能特性評価（予定）

建屋の除染・解体、土壌浄化が終わり次第、最終の放射能特性評価を行う予定となっている。

2.4 ザイオン原子力発電所（米国）⁽¹⁵⁾

ザイオン（Zion）原子力発電所1、2号機（以下、ザイオン発電所）は1973年および1974年に営業運転を開始した電気出力108.5MWのWE製PWRのツインユニットである⁽³⁾。イリノイ州レイク郡ザイオン市にあるミシガン湖の海岸線に位置する。

ザイオン発電所の所有者であるExelon社は、財政的な状況からザイオン発電所の継続的な運営は不可能と判断し、営業運転開始から約20年後の1998年1月、ザイオン発電所を永久停止した。

ザイオン発電所の廃止措置は商業プロジェクトであり、政府が資金提供するプロジェクトや公共事業ではないため、Exelon社は拠出金で廃止措置を完了させる必要がある。そのため、2010年9月1日、ZionSolutions社はExelon社からザイオン発電所（使用済燃料、特高開閉所および土地を除く）を買収し、ザイオン発電所の廃止措置を完了するリスクと責任を負った。

ZionSolutions社はEnergySolutions社の子会社であり、ZionSolutions社の技術者の多くは、ビッグロックポイント発電所、ヤンキーロー発電所、コネチカットヤンキー発電所、メインヤンキー発電所、ランチョセコ発電所などの廃止措置に積極的に関与するとともに、エネルギー省（DOE）および国防

総省（DOD）の原子力関連施設での幅広い経験を有している。

当初計画では2015年から2032年までの18年の廃止措置工程が想定されていた。これに対して、ZionSolutions社はこれまでの廃止措置経験を生かして廃止措置の完了を12年も前倒しする2010年から2020年までの10年の廃止措置工程を提示し、廃止措置に必要なライセンスを取得して、ザイオン発電所の廃止措置を開始した。

ザイオン発電所の廃止措置方針は、期間短縮および放射性廃棄物の減容による廃止措置費用の低減である。EnrgySolutions社が有する、80基以上の大型機器輸送実績などの放射性廃棄物の輸送に係る専門知識を活用し、ZionSolutions社は、放射性の大型機器は、極力、分割せず一体のまま撤去し、開口部のみ閉止した状態で処分施設に搬出することで廃止措置期間を短縮することとした。

なお、使用済燃料は、DOEが最終処分するまで、サイト内に貯蔵し続ける必要がある。

ZionSolutions社は、廃止措置およびサイト復旧をより早く完了させるため、以下のとおり、廃止措置を進めている。

- 2012年：サイト内へのISFSIの建設に着手、乾式貯蔵キャスクの搬入。
- 2013～2015年：使用済燃料を乾式貯蔵キャスクに収納してISFSIへ搬出。
- 2012～2015年：クラスCを超える放射性廃棄物（GTCC）*2として処分する必要のある炉内構造物は、2号機、1号機とシリーズで分割し、使用済燃料と同じ乾式貯蔵キャスクに収納してISFSIへ搬出。また、クラスB/C放射性廃棄物*2はテキサス州にあるWCS処分場へ搬出。
- 2014～2015年：原子炉容器は、鉄道車両の改造や荷重負荷分析などの追加作業を不要とし従来の放射性廃棄物の運搬と同様な手順で鉄道貨物輸送できるよう、2号機、1号機とシリーズで17分割し、クラスA放射性廃棄物*2としてクライブ処分場へ搬出。なお、2008年に大型商業炉の原子炉容器を米国で初めて解体した際、アプレックスウォータージェット技術を適用し、約7ヶ月で分割した。これに対し、今回、酸素プロパンガストーチを使用する新しい解体装置と手順

を適用して、原子炉容器を約1ヶ月で分割し、分割期間を大幅に短縮した。

- 2012～2016年：蒸気発生器、加圧器、1次系配管、1次系ポンプ／モータなどの放射性の大型機器は、分割せず一体のまま撤去し、開口部のみ閉止した状態で、クラスA廃棄物として鉄道貨物輸送によりクライブ処分場へ搬出。

現在、タービン建屋の解体がほぼ終了し、格納容器の解体を進めている。

2020年までに、サイトのクリーンアップを終え、サイトの無制限開放に関する規制当局の線量基準（REGULATORY GUIDE 1.86 [1974]）を満足していることを確認する⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾。確認結果がNRCによって検証され、廃止措置が完了した後、サイトはExelon社に返還される予定である。

2.5 廃止措置を速やかに完了させるための各発電所における対策

表1のとおり、いずれの発電所においても、使用済燃料や放射性廃棄物について、サイト外の保管施設又は処分施設への搬出先が確保されているか、あるいは、サイト内に解体対象施設とは別に一時保管施設が確保されている。また、クリアランス基準または無制限使用のための開放基準を本格運用していて、廃止措置を行うための環境が整っている。

更に、いずれの発電所においても、下記のとおり、様々な対策を講じることによって、限られた予算の中で、効率のかつ安全に廃止措置を進めている。それ故に、10年程度の短期間の廃止措置工程にもかかわらず（ただし、グライフスバルト発電所のみ主要機器の解体撤去期間）、ほぼ計画どおりに廃止措置を進めることができるのではないかと推察される。

- バーセベック発電所では、Uniper社のドイツでの廃止措置経験を活用するとともに、廃止措置をオスカーシャム発電所との共同プロジェクトとして進め、お互いの廃止措置経験を活かして、効率のかつ安全に廃止措置を進めている。
- グライフスバルト発電所では、ユーリッヒサイトでの廃止措置経験およびカールスルーエ研究

*2 米国の低レベル放射性廃棄物は、放射能レベルが高い方から順に、GTCC、クラスC、クラスB、クラスA（日本のL1、L2、L3に相当）に区分される⁽⁵⁾⁽¹⁶⁾。

表1 使用済燃料・放射性廃棄物の保管又は搬出状況

廃止措置対象施設	使用済燃料・放射性廃棄物の保管又は搬出状況
バーセバック発電所	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料はCLABへ搬出済 ・運転中廃棄物はSFRへ搬出済 ・解体廃棄物は廃棄物一時保管庫へ搬出中 ・廃棄物のクリアランス基準運用中
グライフスバルト発電所	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料はISNへ搬出済 ・運転中廃棄物はISNへ搬出済 ・解体廃棄物はISNへ搬出中 ・廃棄物のクリアランス基準運用中
ホセカブレラ発電所	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料、炉内構造物の一部はISFSIへ搬出済 ・運転中廃棄物はエルカブリル処分場へ搬出済 ・解体廃棄物はエルカブリル処分場へ搬出中 ・廃棄物のクリアランス基準運用中
ザイオン発電所	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料、炉内構造物の一部はISFSIへ搬出済 ・運転中廃棄物はクライブ処分場等へ搬出済 ・解体廃棄物はクライブ処分場等へ搬出中 ・廃棄物の無制限使用のための開放基準運用中

センターでの廃止措置経験を活用するとともに、建設を中止した6～8号機の機器（非汚染）の解体試験等によって解体への適用が証明されている手法の採用、ならびに、サイト内に設置した集中処理建屋やISNでの汚染機器の除染・細断等の処理により、安全規制に準拠しつつ、費用対効果を高め、廃止措置タスクを効率的に進めている。

- ホセカブレラ発電所では、バンデリヨス発電所1号機での廃止措置経験およびCIEMATでの除染等の経験を活用するとともに、タービン建屋を改造し、放射性廃棄物の処理・一時保管施設とすることで放射性機器の解体・処理・搬出をスムーズに行い、効率的かつ安全に廃止措置を進めている。また、Enresaは、CIEMAT、スペインの大学や企業、さまざまな国の機関とパートナーシップを組むなど、協力し合って技術力の強化に努めている。
- ザイオン発電所では、原子炉容器の分割期間の大幅な短縮やその他の大型の放射性機器の一体のままでの撤去・搬出により、廃止措置期間を大幅に短縮するとともに、作業被ばく量を当初計画の半分以下とした。ZionSolutions社は、米国内での多数の廃止措置経験を活用するとともに、常に、安全性と有効性を高め、工期を短縮するための技術改善方法を模索しており、解体作業をより安全かつ迅速に完了させるとともに、環境に対する有益性および周辺公衆の安全性の確保に努めている。更に、親会社であ

るEnergySolutions社がクライブ処分場を所有していることから、放射性廃棄物の処分費用の上振れリスクを大幅に低減できる強みがある。

今後、国内の原子力発電所の廃止措置を効率的に進めるには、速やかに使用済燃料や放射性廃棄物の貯蔵又は処分先を確保するとともに、クリアランス基準を本格運用できるようにして、廃止措置を行うための環境を整える必要がある。また、国内外の廃止措置経験・技術を活用して、廃止措置工程をできる限り短縮する必要がある。

3. まとめ

本稿では、短期間の廃止措置工程を立て、速やかに廃止措置を進めている4つの原子力発電所の廃止措置の現状について、廃止措置を計画・実施している各社のウェブサイトから得られた情報等を基に取りまとめた。

いずれの発電所においても、

- 使用済燃料や放射性廃棄物について、サイト外の保管施設又は処分施設への搬出先が確保されているか、あるいは、サイト内に解体対象施設とは別に一時保管施設が確保されている。また、クリアランス基準または無制限使用のための開放基準を本格運用していて、廃止措置を行うための環境が整っている。
- 更に、限られた予算の中で効率的かつ安全に廃止措置を進めるため、様々な対策を講じている。

それ故に、10年程度の短期間の廃止措置工程にもかかわらず、ほぼ計画どおりに廃止措置を進めることができるのではないかと推察される。

今後、国内の原子力発電所の廃止措置を効率的に進めるには、速やかに使用済燃料や放射性廃棄物の貯蔵又は処分先を確保するとともに、クリアランス基準を本格運用できるようにして、廃止措置を行うための環境を整える必要がある。また、国内外の廃止措置経験・技術を活用して、廃止措置工程をできる限り短縮する必要がある。

参考文献

- (1) 通商産業省資源エネルギー庁, “総合エネルギー調査会原子力部会報告書について(商業用原子力発電施設の廃止措置のあり方について)”, 昭和60年7月.
- (2) 原子力委員会, “原子力利用に関する基本的考え方”, 平成29年7月20日.
- (3) 原子力デコミッショニング研究会, ウェブサイト, “世界の廃止措置データベース”, <http://decomiken.org/index.html>
- (4) Uniper 社, ウェブサイト, <https://www.uniper.energy/barseback/en/decommissioning-and-dismantlement/our-mission>
- (5) 経済産業省資源エネルギー庁, (公財)原子力環境整備促進・資金管理センター, “諸外国における高レベル放射性廃棄物の処分について”, (2019).
- (6) 経済産業省資源エネルギー庁, (公財)原子力環境整備促進・資金管理センター, “諸外国における放射性廃棄物関連の施設・サイトについて”, (2019).
- (7) Henrik Efraimsson, Martin Amft, Mathias Leisvik (Swedish Radiation Safety Authority) “Lessons learned from application of the Swedish regulations for decommissioning of nuclear facilities - The regulator’s perspective”, PREDEC, International Symposium on Preparation for Decommissioning February 16-18, Lyon, France, (2016).
- (8) 中山準平, 加藤 修, “原子力施設の廃止措置と金属再利用”, KOBE STEEL ENGINEERING REPORTS, Vol. 64, No. 1, (2014).
- (9) (一団)日本原子力産業協会, “仏EDFがスウェーデンのスタズビック社から低レベル廃棄物処理部門を買収”, 原子力産業新聞, 海外ニュース, 2016年4月21日.
- (10) Cyclife社, ウェブサイト, <https://www.cyclife-edf.com/en/cyclife-Sverige>
- (11) EWN社, ウェブサイト, <https://www.ewn-gmbh.de/index.php?id=183&L=1>
- (12) (財)原子力研究バックエンド推進センター, “モルスレーベン処分場の操業停止・閉鎖の許認可申請手続きの準備状況”, デコミニユース, 第22号, p12-14, (2003).
- (13) EWN, “NUCLEAR DISMANTLING AND WASTE MANAGEMENT AT EWN”, WENRA Workshop on Regulatory Aspects of Decommissioning, (5th Nov. 2019) .
- (14) Enresa社, ウェブサイト, <http://www.enresa.es/eng/index/activities-and-projects/dismantling-and-environmental-restoration/dismantling-of-the-jose-cabrera-nuclear-power-plant>
- (15) ZionSolutions社, ウェブサイト, <http://www.zionsolutionscompany.com/>
- (16) 電気事業連合会, “原子力発電所の廃止措置と低レベル放射性廃棄物について”, 平成26年5月20日.
- (17) U.S. AEC, “Termination of operating licenses for nuclear reactors”, Regulatory Guide 1.86, (Jun. 1974).
- (18) 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会, “原子力施設におけるクリアランス制度の整備について”, 資料9, 平成16年12月13日改訂.

使用済燃料ピットの水温および水位の簡易評価ツール - Pit Calculator - の改良 (その2)

Second Revision of Pit Calculator

(Simple Evaluation Tool for Water Temperature and Water Level of Spent Fuel Pit)

柳 千裕 (Chihiro Yanagi) *1

要約 福島第一原子力発電所の事故以前から、使用済燃料ピット (SFP) の浄化冷却設備停止時におけるピット水の温度上昇を適切にかつ簡便に予測することを目的として Pit Calculator を開発し、福島第一原子力発電所の事故以降は、全交流動力電源喪失時におけるピット水の水位低下にも適用できるように反映した。その後は使い勝手向上の観点から実際に発電所所員に試用頂き、現場意見を逐次取り入れ改良を重ねてきた。ここでは昨年に引き続き、更なる改良を施したのでその主要な改良内容について述べる。

キーワード 使用済燃料ピット, 使用済燃料プール, 水温, 水位, 全交流動力電源喪失

Abstract Before the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, we had already started to develop a method to predict the water temperature increase in the spent fuel pit (SFP) adequately and simply during the shutdown of cooling systems. After the accident, we extended the method capability to predict the water level decrease in the SFP during loss of all AC power supplies. From these development extensions, we developed a simple evaluation tool for water temperature and water level of the SFP named 'Pit Calculator'. After its development, we asked the plant staff to try out and to evaluate this Pit Calculator from the viewpoint of usability improvement. From the opinions of the plant staff, we continued to make second improvements. Here we describe the major improvements.

Keywords spent fuel pit, spent fuel pool, water temperature, water level, loss of all AC power supplies

1. はじめに

原子力発電所の使用済燃料ピット (SFP) には通常、使用済燃料集合体からの崩壊熱を除去するため2系統の浄化冷却設備が備わっており、ピット水を一定水温に保っている。また、ピット水面の上方には、水面からのエアロゾル粒子の拡散を抑制する目的で空気流を形成する換気空調系が設けられている。

SFPの浄化冷却設備の保守点検等に伴う停止に備え、実機ではピット水温が管理値に達するまでの時間評価を行っているが、実測値とのかい離が大きいと保守点検時間の確保に支障を生じる。

原子力安全システム研究所では、福島第一原子力発電所の事故以前から、SFPの浄化冷却設備停止時におけるピット水の温度上昇を適切にかつ簡便に

予測することを目的として、SFPの水温と水位を予測する検討を行い⁽¹⁾、その予測ツールとして“Pit Calculator”を開発した⁽²⁾。

Pit Calculatorは、解析の対象が使用済み燃料ピットの水温および水位であり、発熱源である使用済み燃料からの崩壊熱の計算モデルとピット水面から空気への放熱である蒸発熱伝達の計算モデルから構成されている。したがって、ピット水温を予測する際の主要な不確かさは、崩壊熱および水面から空気への放熱の予測誤差に起因する。

放熱モデルの構築に際しては、CFD (数値流体力学) ソフトウェアを用いたピット水の3次元熱流動解析を実施し、ピット水温がほぼ均一とみなせることを確認し、ピット水を一領域で模擬した。また断熱を仮定してピット水の温度上昇を計算するのではなく、実験や解析結果に基づいて空気への放熱や

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

コンクリートへの伝熱を考慮し、ピット水の温度上昇や水位低下を計算する。このような放熱モデルとピット水を一領域で模擬することにより、高性能コンピュータを必要とせず、一般のパソコン上で温度上昇や水位変化を簡易計算出来ることなどがPit Calculatorの特徴である。

福島第一原子力発電所の事故以降は、浄化冷却設備とともに換気空調系も停止する全交流動力電源喪失時におけるピット水の水位低下にもこの予測を拡張し、Pit Calculatorに反映した。

2010年度から2011年度にかけて開発した初期バージョン⁽²⁾の後、使い勝手向上の観点から実際に発電所所員に試用してもらい、2016年度から今日に至るあいだ、現場意見を逐次取り入れ改良を重ねてきた⁽³⁾。

これまでの改良の一例として、ピット保管の使用済燃料の体数と冷却時間の2項目のみの入力により、崩壊熱の時間変化を自動計算していたものを、崩壊熱計算精度の向上を図る観点から、ユーザが保持している保管燃料データ（ウラン濃縮度、燃料集合体燃焼度、原子炉停止日時等）を読み込む方式に変更した。

本解説では昨年度からの新規改良内容を中心に述べる。

2. Pit Calculatorの2019年度改良

2.1 計算パラメータ関連

図1に示す初期画面から「使用済燃料ピット水温計算パラメータ管理」をクリックすると図2に示す画面が表示される。この画面では、ピットの仕様（縦横長さ・深さなど）、建屋の仕様（建屋容積、換気空調系の送気流量など）といった数値を入力する表と、物性値（大気圧、比熱など）を入力する表、計算間隔などを指定する表の3つから構成されている。

この画面（図2）では、前回、水の比熱に関する倍数項目の追加を行った。これは、燃料集合体の体積分を水で置換した仮定で熱容量の計算を行うと、熱容量 [J/K] は燃料集合体<水であるため、非保守的な計算を実施していることになる。この非保守的な計算を回避するため、水の比熱に倍数（0以上1未満）を掛け合わせるパスを設けた。今回の改良では、プラント毎に熱容量を推定し、水の比熱に対する倍数をプラント毎にデフォルトで設定した。

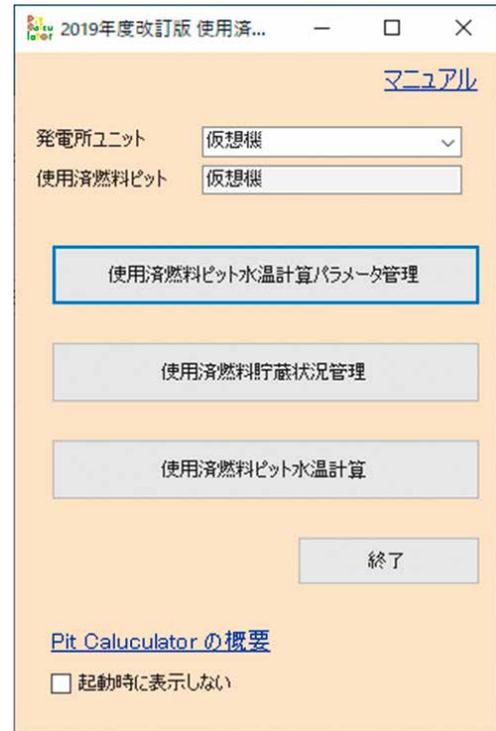


図1 初期画面



図2 「使用済燃料ピット水温計算パラメータ管理」画面

また、同時に複数のSFPが計算可能（マルチタスク方式）のようにプログラムを変更した。これまでは、SFP冷却ポンプ停止日時の違いによる感度解析は、一度計算を行った後で再度計算する時間的には直列の計算手法しかなかったものが、このマルチタスク機能の採用により、並列の計算も可能になり利便性が向上している。

2.2 SFP貯蔵データ関連

初期画面中の「使用済燃料貯蔵状況管理」をクリックすると図3に示す画面が表示される。なお表示している内容は仮想の値である。この画面は、ピットに保管されている使用済燃料の仕様を外部データから読み込んだ結果を表示している。ピット内の保管体数に変更（燃料取出や搬出など）があれば、新たに外部データの読み込みが必要である。



図3 「使用済燃料貯蔵状況管理」画面

2.3 崩壊熱データ関連

図4は初期画面から「使用済燃料ピット水温計算」をクリックすると表示される画面である。SFP冷却水ポンプの保守点検のための計画停止によりピット水温が管理目標値に達するまでの時間的余裕を計算する入力仕様となっている。この画面には、上述のSFP冷却ポンプ停止日時を入力する項目のほか、炉心からSFPへ移動予定の装荷燃料の1炉心分を一括で崩壊熱計算するために原子炉停止日時を入力する項目も設けている。



図4 「崩壊熱減衰等計算」画面

画面中にある「崩壊熱の時間変化の追跡」は、崩壊熱の時間減衰を考慮することにより、計算精度向上を狙ったものであるが、SFP保管燃料が1000体超ともなると、計算に時間を費やし実用的ではない場合が考えられる。そのため、評価時間が短時間である場合や、計算結果を急ぐ場合のために追跡しないことも選択出来るように改良を行っている。

崩壊熱の値そのものが、水温上昇・水位低下に最も影響することに鑑み、崩壊熱を手入力することも可能にし、多様な計算パスを設け、多様な現場ニーズに沿えるようにしている。

また、図4には、このツールで計算された崩壊熱値が表示されている。これは、燃料集合体の仕様毎に作成したデータテーブルを用いて、冷却期間と燃料集合体燃焼度 (MWd/t) から補間計算した結果を示している。

データテーブルは、ほぼ全てのタイプの燃料集合体 (Gd入り燃料やMOX燃料、回収ウラン燃料等) を網羅しており、現在、50種類のデータテーブルを保持している。

データテーブルに無いウラン濃縮度の場合でも、同種類の燃料集合体であれば、ウラン濃縮度でも補間計算できるように改良を実施している。このため、どのPWR事業者でも対応が可能である。

2.4 計算条件関連

図5は「使用済燃料ピット水温計算」画面のうちの後段部分で、図4で崩壊熱値が決定した後の画面であり、初期水温や計算終了条件等を指定する画面である。

- この画面では以下の3つの項目を追加した。
- ① 最低水位以下の水の存在を無視した計算パスの追加

これは、現場意見を反映したもので、燃料集合体上部より下部の水の存在を無視する計算を行



図5 「使用済燃料ピット水温計算」後段画面

うものである。この計算パスの追加により、水量が減じられ水温上昇が早くなり、比較対象として保守的な計算結果が得られる。なお、最低水位のデフォルト値は4.5mであるが、ユーザにより変更可能である。

② 補給水の入力項目の追加

これも、現場意見を反映したものである。改良前は、補給水は設定水位になれば自動注水し、設定水位になれば補給水を自動停止する計算パスは設けていたが、実運用に鑑み、これをさらに手動による水の補給にも対応するようプログラムを改良したものである。流量値 (m^3/h) とそのタイミング（補給開始時刻と補給停止時刻）のほか当該補給水の水温 ($^{\circ}\text{C}$) を入力する必要があり、100回まで入力が可能である。

③ SFP冷却水ポンプ除熱分を除いた計算手法の追加

SFPポンプ運転状態での計算も出来るようとの現場意見を参考に導入した計算パスである。全崩壊熱量からSFP冷却水ポンプ除熱量（ユーザ入力による）を引き算した値 (kW) で水温・水位計算を行う。なお、画面入力では、除熱量のほか、起動と停止の日時を入力する仕様としている。

2.5 その他改良点

その他、上述以外に以下の改良を実施した。

① Windows10での動作

これまではWindows7での動作であったが2020年1月のサポート終了に備え、Windows10上で動作するよう修正を行った。

② マニュアルへの改良点反映と充実

改良の都度、マニュアルに反映すると同時に、熱容量差の計算過程を掲載するなど、技術伝承にも役立つよう内容の充実を図った。

③ 画面上での解説の追加

ヘルプ機能やポップアップ機能を用いて、ユーザが画面上で確認できるよう、解説や補足説明を画面に可能な限り追記し、ユーザフレンドリーなツールを目指した。

3. 今後の改良

これまでの現場試用による意見反映等を踏まえ、継続的に改良を実施してきた。

崩壊熱データテーブルの拡充は引き続き実施する

とともに、現場意見の反映や、以下を視野に改良を続けていく予定である。

① SFP改造対応

将来、耐震工事等でSFPの仕様が変更になった場合に即対応出来るよう、改造工事設計段階から新ピットでの計算対応出来るよう準備を進める。

② SFP冷却水ポンプ除熱

今回の改良では、SFP冷却水ポンプの起動停止は1回しか入力できないが、補給水が複数回入力出来るのと同様に、複数回入力できるよう改良を行う。

4. まとめ

福島第一原子力発電所の事故以前からSFPの水温上昇を適切にかつ簡便に予測できる手法を開発することを目的として、水温と水位を予測するツール“Pit Calculator”を開発した。その後、現場での試用による意見反映を継続的に実施してきた。今後も現場意見を取り入れるなど更なる使い勝手向上を図るとともに、水温実測データ等の入手による計算精度向上に努めていく。

5. 謝辞

本改良にあたり、(株)サカイエルコム（本社：福井市）の協力があつた。この場を借りて謝意を表します。

文献

- (1) 柳 千裕, 村瀬 道雄ほか, “全交流電源喪失時の使用済燃料ピット水温と水位の予測”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.11, No. 3, p.193-202 (2012).
- (2) 柳 千裕, 村瀬 道雄, “使用済燃料ピットの水温および水位の簡易評価ツール - Pit Calculator - の開発”, INSS JOURNAL, Vol. 22, p.225-231 (2015).
- (3) 柳 千裕, 村瀬 道雄, “使用済燃料ピットの水温および水位の簡易評価ツール - Pit Calculator - の改良”, INSS JOURNAL, Vol. 26, p.274-279 (2019).

フラッディング状態における鉛直管内での流動特性

Flow Characteristics in Vertical Pipes under Flooding Conditions

村瀬 道雄 (Michio Murase) *¹ 高木 俊弥 (Toshiya Takaki) *¹ 佐野 直樹 (Naoki Sano) *¹
 合田 頼人 (Raito Goda) *² 林 公祐 (Kosuke Hayashi) *² 富山 明男 (Akio Tomiyama) *²

要約 本報では、気液対向流でフラッディング状態にある鉛直管内での流動特性に関する著者らの公開済み論文3編の内容を紹介した。神戸大学では、フラッディング状態での落下水流量（見かけ速度 J_L ）、圧力勾配 dP/dz およびボイド率 α を測定し、壁面摩擦係数 f_w と界面摩擦係数 f_i を求めた。気液対向流での α の測定例は少ないため、求めた f_w と従来研究による dP/dz データから α と f_i を求め、 α や f_i の実験相関式を導出した。鉛直管の上端と下端の形状（直角もしくは曲面）により流動特性が異なるため、フラッディングが生じる場所（下端もしくは上端）で流動特性を区分し、上端フラッディングでの α （液膜厚さ δ ）の相関式と下端フラッディングでの f_i の相関式を導出した。 δ は、上昇気流により自由落下液膜より厚くなるが、自由落下液膜と類似する実験式で整理した。 f_i の従来式には無次元液膜厚さの関数が用いられているが、無次元速度である気相のKutateladzeパラメータ K_G^* を用いると簡潔に表せた。

キーワード 鉛直管, 気液対向流, フラッディング, ボイド率, 圧力勾配, 壁面摩擦, 界面摩擦

Abstract In this review, we presented contents of our three published papers on flow characteristics in vertical pipes under flooding conditions. Measurements were made at a facility of Kobe University for the falling liquid flow rate (superficial velocity J_L), pressure gradient dP/dz and void fraction α , and the wall friction factor f_w and interfacial friction factor f_i were obtained. The void fraction α data under counter-current flows are limited. Hence α and f_i were evaluated using f_w and existing dP/dz data, and correlations for α and f_i were proposed. Flow characteristics differ depending on the shapes at the top and bottom ends (square or rounded), and they were classified from the flooding location (top or bottom end). A correlation of α (liquid film thickness δ) for flooding at the top end and a correlation of f_i for flooding at the bottom end were proposed. δ under flooding conditions became thick due to the updraft of the gas flow, but it was expressed by a correlation similar to that for the free falling film. f_i is widely expressed by a function of the dimensionless liquid film thickness, but a simple f_i correlation was proposed in terms of the dimensionless gas velocity, the Kutateladze parameter K_G^* .

Keywords vertical pipe, counter-current flow, flooding, void fraction, pressure gradient, wall friction, interfacial friction

1. はじめに

加圧水型原子炉で想定される事故、例えば小破断冷却材喪失事故の条件下では、炉心で発生した蒸気が一次系配管や蒸気発生器（SG）の伝熱管に流入し、放熱により生じ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状態になり、蒸気速度が大きいと凝縮水の落下が制限されるフラッディングが生じる。事故解析における配管系の計算では一次元二相流モデルが使用されるが、フラッディングに

よる落下水流量の計算は不確かさが大きいと、蒸気の見かけ速度 J_G と落下水の見かけ速度 J_L との関係を与える気液対向流制限（counter-current flow limitation: CCFL）の相関式が使用されている。著者らの研究グループでは、神戸大学で取得したデータと従来データおよび解析結果を活用し、ホットレグ、加圧器サージ管、SG伝熱管を対象にしてCCFL相関式の信頼性向上と不確かさの定量化に取り組み^{(1)~(3)}、CCFL相関式の改良は一段落した。気液対向流ではCCFLに次いでボイド率 α の評価が

*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

重要であり、現在は α を含む流動特性について評価している。

鉛直管での気液対向流について1980年ころまで多くの研究が実施された⁽⁴⁾⁽⁵⁾。しかし、気液対向流での α の測定例は少なく、Imuraら⁽⁶⁾は自由落下液膜厚さの相関式を用いて α を評価した。Bharathanら⁽⁷⁾は空気・水系で液膜厚さ δ と圧力勾配 dP/dz を測定して壁面摩擦係数 f_w と界面摩擦係数 f_i を求めたが、 f_w が負になる場合が生じた。そこで、Bharathanら⁽⁸⁾およびBharathan and Wallis⁽⁹⁾は、下端でのフラッディングによる粗い液膜(rough film: RF)を対象に $f_w = 0$ と近似して dP/dz データから f_i を求めて相関式を提案した。Abeら⁽¹⁰⁾は、Bharathanら⁽⁷⁾⁽⁸⁾による J_G 、 J_L と dP/dz のデータを用いて α 、 f_w と f_i を求め f_w が大きくなることを示したが、 f_w の予測値に対する信頼性は不明である。このような背景から、神戸大学の富山研究室では、空気・水系で J_G に対する J_L 、 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⁽¹¹⁾⁽¹²⁾。著者らの研究グループでは、神戸大学で取得した基礎データを活用して、フラッディング状態における流動特性に関する相関式を整備することを目的とし、相関式の適用範囲を大口径管や高温高压条件に拡大することを目標にしている。従来研究では α データが少ないことから、Takakiら⁽¹³⁾はCCFLデータ(J_G と J_L の関係)とWallisのエンベロップ法⁽⁴⁾を用いて α と f_i を求める方法および dP/dz データと f_w の相関式を用いて α と f_i を求める方法について検討し、前者は不確かさが大きく後者は評価精度がよいことを示した。また、Bharathanら⁽⁷⁾による空気・水系での dP/dz データおよびIlyukhinら⁽¹⁴⁾による蒸気・水系での dP/dz データを用いて上端フラッディングにおける α を求めて δ の相関式を提案した⁽¹³⁾。下端フラッディングについて、佐野ら⁽¹⁵⁾はBharathanら⁽⁸⁾⁽⁹⁾による空気・水系での dP/dz データおよびIlyukhinら⁽¹⁴⁾による蒸気・水系での dP/dz データを用いて f_i を求めて相関式を提案した。

本報では、神戸大学での空気・水実験⁽¹¹⁾⁽¹²⁾および上端フラッディングでの δ の相関式⁽¹³⁾と下端フラッディングでの f_i の相関式⁽¹⁵⁾について紹介する。なお、下端フラッディングに関する実験⁽¹¹⁾は神戸大学での単独実施であり、上端フラッディングに関する実験⁽¹²⁾は神戸大学との共同研究の一環として実施した。

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・水フラッディング実験装置⁽¹²⁾を図1に示す。鉛直管の上端が曲面で下端が直角の下端フラッディング実験⁽¹¹⁾と上端が直角で下端が曲面の上端フラッディング実験⁽¹²⁾で装置の構成は同じであり、曲面の曲率 R は鉛直管の直径 D の1/2($R = D/2$)である。下端フラッディング実験⁽¹¹⁾では $D = 20, 40$ mm, 上端フラッディング実験⁽¹²⁾では $D = 20$ mmであり、本報では主に $D = 20$ mmでの測定値について紹介する。実験装置は、下部タンクへの空気の供給系、上部タンクへの水の供給系、鉛直管で構成され、鉛直管の直径と高さおよび上下端の形状を変更することができる。

実験では、空気流量と水流量を一定値にして、鉛直管に流入しない水をドレンして上部タンク水位を一定値(本実験では0.1 m)に保つ。落下水の流量と見かけ速度 J_L は下部タンクの水位上昇率から測定する。 α は弁締切法を用いて60回測定した平均値を使用している。弁の締切時間は1/30秒以下であり、 α 測定の不確かさは $(1-\alpha) = 0.05 \sim 0.13$ に対して0.0025~0.0040である。弁は厚さ2 mmのスライド板であり、締切弁の設置が J_L に影響しないことを確認している。

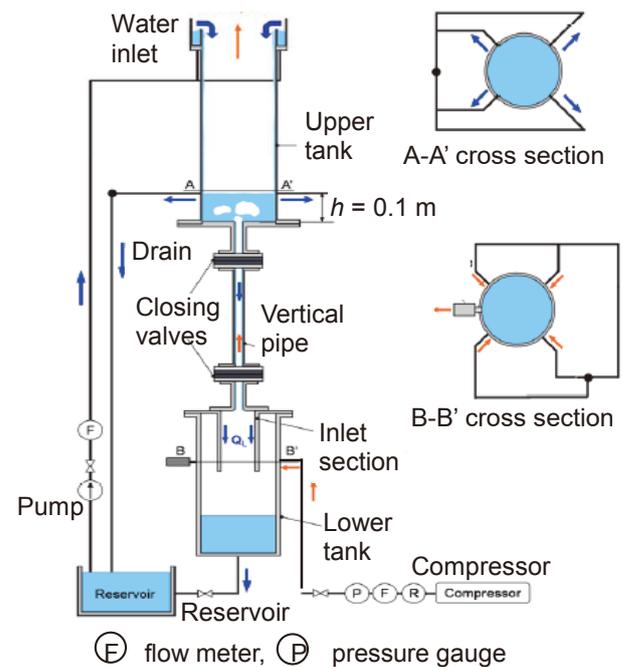


図1 鉛直管での空気・水フラッディング実験装置⁽¹²⁾

2.2 環状流モデル

鉛直管内における気液対向流では環状流になり、流動状態の計算には環状流モデルが使用される。気相流路および流路全体に対する圧力バランスは次式で表せる⁽¹¹⁾⁽¹³⁾⁽¹⁵⁾。

$$dP/dz + \rho_G \cdot g + 2f_i \cdot \rho_G [J_G / \alpha - J_L / (1 - \alpha)]^2 / (D \cdot \alpha^{1/2}) = 0 \quad (1)$$

$$dP/dz + [(\rho_L - \rho_G)(1 - \alpha) + \rho_G]g - 2f_w \cdot \rho_L [J_L / (1 - \alpha)]^2 / D = 0 \quad (2)$$

g は重力加速度、 P は圧力、 z は鉛直方向座標、 ρ は密度である。 z の上向きを正にすると圧力勾配 dP/dz は負になる。 J_G に対する J_L 、 dP/dz 、 α を測定すると、式(1)から界面摩擦係数 f_i を、式(2)から壁面摩擦係数 f_w を求めることができる。

2.3 実験条件

本報で用いるデータの実験条件を表1に示す。 α と f_i の評価が目的であり、CCFL測定の実験は対象外である。Bharathanら⁽⁷⁾は、 $D = 50.8$ mm一定で、上端と下端に対して曲面 (rounded: R) と直角 (square: S) の全ての組み合わせで実験している。Bharathanら⁽⁸⁾は、上端と下端とも直角で直径を変更して実験し、RF (粗い液膜) での dP/dz のみ報告している。Ilyukhinら⁽¹⁴⁾の蒸気・水系を除いて空気・水系実験である。環状流モデルでは、 α と δ とは相互に変換できる。

$$\alpha = (1 - 2\delta/D)^2 \text{ or } \delta/D = (1 - \alpha^{1/2}) / 2 \quad (3)$$

表1 実験条件

Ref.	D [mm]	Top/ Bottom	Fluids	P [MPa]	Data
(7)	50.8	R/S, S/R, S/S, R/R	A-W	0.1	δ , dP/dz
(8)	6.4-152	S/S	A-W	0.1	dP/dz
(11)	20, 40	R/S	A-W	0.1	α , dP/dz
(12)	20	S/R	A-W	0.1	α , dP/dz
(14)	20	S/S	S-W	0.6-4.1	dP/dz

R: rounded, S: square, A-W: air-water,
S-W: steam-water

3. 実験結果

本章では、 $D = 20$ mmでの下端フラッディング⁽¹¹⁾と上端フラッディング⁽¹²⁾のデータを用いて、フラッディング状態での流動特性について紹介する。

3.1 流動様式

高速度カメラを用いて流動様式を撮影 (350 fps) し、得られた画像のうち管軸上の輝度値のみを抽出して時間軸方向に並べた画像 (time-strip 画像⁽¹²⁾) を図2に示す。 $D = 20$ mm, 上端は直角で下端は曲面である。低 J_G^* では上端で液相の落下が制限されて気液界面が滑らかな液膜 (smooth film: SF) が形成される。液膜が厚い黒い部分が時間経過により下方に移動している。 J_G^* を増加すると下端でも液相の落下が制限されて擾乱波が生じ、上昇空気により擾乱波が上昇するが途中で落下する遷移状態 (transition: TR) が生じる。TRでは液相は上端と下端で落下が制限されている。高 J_G^* では下端で発生した擾乱波が上部タンクに流出し、RFが形成される。RFでは液相は下端で落下が制限される。time-strip画像を用いると流動構造を鮮明に可視化できる。

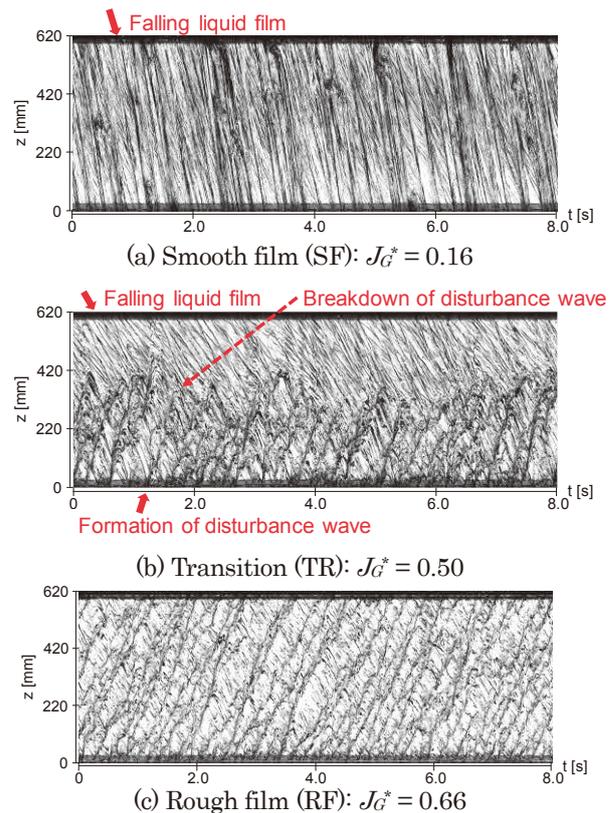


図2 直角の上端と曲面の下端での time-strip 画像⁽¹²⁾

3.2 圧力勾配とボイド率

表1に示した実験条件の $D = 20$ mmでR/S⁽¹¹⁾とS/R⁽¹²⁾における無次元圧力勾配 (dP/dz)*と液相

体積率 $(1-\alpha)$ の測定結果を図3に示す. $(dP/dz)^*$ は重力 $(\rho_L - \rho_G) \cdot g$ で無次元化している. 式(2)から明らかのように, $(1-\alpha)$ と $(dP/dz)^*$ の差が壁面摩擦項であり, Bharathanら⁽⁸⁾ およびBharathan and Wallis⁽⁹⁾ のように $f_w = 0$ と近似すると $(1-\alpha) \approx -(dP/dz)^*$ になる. 壁面摩擦項はRFで比較的小さいが, SFでは大きく $-(dP/dz)^*$ が小さい. 流動様式の変化は, 図3に示すように $-(dP/dz)^*$ の変化で判別できるが, 流動様式の境界が不明確な場合には図2に示すように可視化で確認する必要がある.

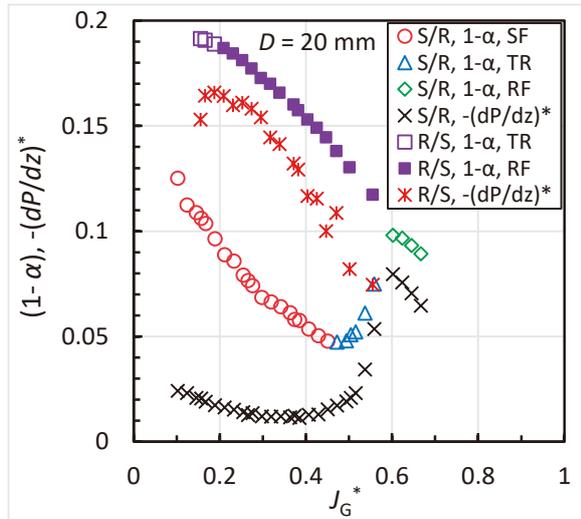


図3 無次元圧力勾配 $(dP/dz)^*$ と液相体積率 $(1-\alpha)$

3.3 CCFL 特性

J_L を式(2)で計算できるが精度がよくないため, 原子力プラントの事故解析では, WallisによるCCFL相関式(4)が広く使用されている.

$$H_G^{*1/2} + m \cdot H_L^{*1/2} = C \quad (4)$$

$$H_k^* = J_k / [g \cdot w \cdot (\rho_L - \rho_G) / \rho_k]^{1/2} \quad (k = G \text{ or } L) \quad (5)$$

H_k^* は無次元速度, J_k は見かけ速度, w は代表長さであり, 定数 C と勾配 m はCCFL測定値から決定される. 一方, Bankoffら⁽¹⁶⁾ は代表長さ w を次式で表している.

$$w = D^{(1-\beta)} L^\beta \quad (0 \leq \beta \leq 1), \quad (6)$$

$$L = [\sigma / \{g \cdot (\rho_L - \rho_G)\}]^{1/2} \quad (7)$$

L はラプラス長さ, σ は表面張力である. 式(6)の代表長さ w により D がCCFL特性に及ぼす影響が決まるため, CCFL相関式の導出では式(6)の β の選定が重要である.

式(4)の無次元速度 H_k^* は, $\beta = 0$ でWallisパラメータ J_k^* に, $\beta = 1$ でKutateladzeパラメータ K_k^* になる. J_k^* と K_k^* は無次元直径 D^* を用いて相互に変換できる.

$$J_k^* = K_k^* / D^{*1/2} \quad (k = G \text{ or } L), \quad D^* = D/L \quad (8)$$

事故解析では, 例えば計算モデルでCCFLが生じる位置に定数 C と勾配 m および β を入力してCCFL相関式を適用する.

$D = 20$ mmでR/S⁽¹¹⁾ とS/R⁽¹²⁾ におけるCCFL特性を図4に示す. Kusunokiら⁽¹⁷⁾ は下端フラッディングに対して次式を提案した.

$$J_G^{*1/2} / (\mu_G / \mu_L)^{0.07} = (1.04 \pm 0.05) - 3.6 [(\mu_G / \mu_L)^{0.1} J_L^{*1/2}] + 11 [(\mu_G / \mu_L)^{0.1} J_L^{*1/2}]^2 - 16 [(\mu_G / \mu_L)^{0.1} J_L^{*1/2}]^3 \quad (17 \text{ mm} \leq D \leq 50.8 \text{ mm}) \quad (9)$$

式(9)の不確かさ ± 0.05 にはIlyukhinら⁽¹⁴⁾ の $D = 20$ mm, $P = 0.6 \sim 4.1$ MPaでの測定値を含む. Wallis相関式(4)は $J_G^{*1/2}$ と $J_L^{*1/2}$ との線形式であるが, 式(9)のように $J_G^{*1/2}$ を $J_L^{*1/2}$ の三次関数で表す方がよい場合がある. Takakiら⁽¹³⁾ は島村ら⁽¹²⁾ による上端フラッディングでの測定値に対し式(10)を導出し, Ilyukhinら⁽¹⁴⁾ の $D = 20$ mm, $P = 0.6 \sim 4.1$ MPaでの測定値にも適用できることを示した.

$$J_G^{*1/2} + 1.02 J_L^{*1/2} = 0.83 \pm 0.05 \quad (D = 20 \text{ mm}) \quad (10)$$

式(10)は $D = 20$ mmのみ適用でき, $D = 30$ mmでは K_k^* パラメータ支配になる (Muraseら⁽¹⁸⁾).

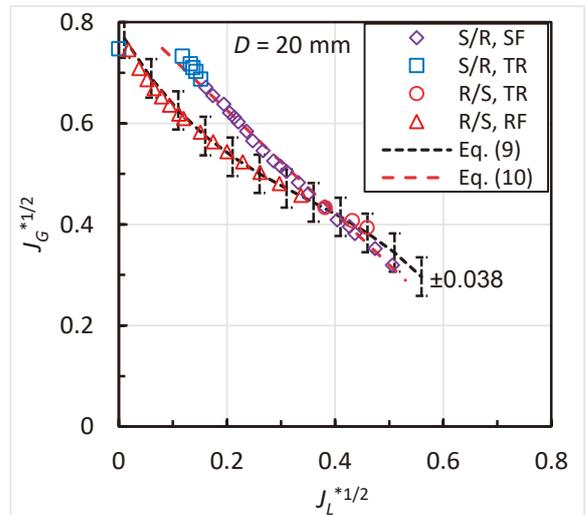


図4 CCFL特性 ($D = 20$ mm)

3.4 壁面摩擦

壁面摩擦を直接測定するのは困難であるため、一般的には J_G に対する J_L , dP/dz , a を測定して式(2)から f_w を求める。気液対向流に対する f_w を評価した例は極めて少ないため、近似的に单相流に対する f_w の相関式を用いる場合がある(数土⁽¹⁹⁾; Takakiら⁽¹³⁾)。

$$f_w = \max(16/Re_L, 0.079/Re_L^{0.25}), Re_L = J_L D/v_L \quad (11)$$

Re_L は液相レイノルズ数, v_L は動粘度である。Abeら⁽¹⁰⁾はBharathanら⁽⁷⁾⁽⁸⁾による dP/dz データを用いて f_w を評価して次式を提案した。

$$f_w = 300/Re_L \quad (12)$$

$D = 20$ mmでR/S⁽¹¹⁾とS/R⁽¹²⁾における f_w を図5に示す。上端フラッディングのSFでは f_w を式(11)で近似できる。下端フラッディングでは f_w が式(11)より大きくなるため、Godaら⁽¹¹⁾は層流に対して次式を提案した。

$$f_w = 2.86 \times 10^4 / Re_L^{1.96} \quad (13)$$

式(13)はRFを対象としており測定値とよく一致する。

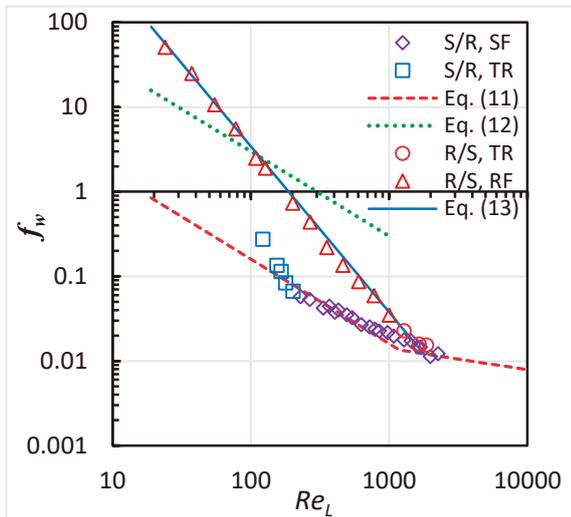


図5 壁面摩擦係数 f_w

3.5 界面摩擦

Bharathanら⁽⁸⁾およびBharathan and Wallis⁽⁹⁾は、下端でのフラッディングによるRFを対象に $f_w = 0$ と近似して $D = 6.4 \sim 152$ mmでの dP/dz データ

から f_i を求めて次の相関式を提案した。

$$f_i = 0.005 + A(\delta/L)^B, \log_{10} A = -0.56 + 9.07/D^*, B = 1.63 + 4.74/D^* \quad (14)$$

数土⁽¹⁹⁾は、式(14)をベースにして、Richter⁽²⁰⁾による $D = 19 \sim 140$ mmでのCCFLデータとWallisのエンベロップ法⁽⁴⁾を用いて、CCFL計算値が測定値と一致する f_i を求めて次の相関式を提案した。

$$f_i = 0.008 \{1 + m(\delta/D)^n\}, m = 41.31 D^{*(n+0.25)} 10^{9.07/D^*}, n = 1.63 + 4.74/D^* \quad (15)$$

$D = 20$ mmでR/S⁽¹¹⁾とS/R⁽¹²⁾における f_i を図6に示す。SFよりRFの方が流路内の水量が多く液膜が厚いため f_i が大きくなる。式(14)と(15)は、 δ の関数であるためR/SとS/Rで計算値が異なり、S/Rを対象に計算した。式(14)はRFを対象に提案されたがSFの測定値と比較的よく一致している。式(15)の導出ではエンベロップ法を使用して J_L 測定値に一致する f_i を求めたため過大な f_i をあたえる。RFでの測定値とよく一致する従来相関式はなく、Godaら⁽¹¹⁾はRFに対して次式を提案した。

$$f_i = 0.11 J_G^{*a} D^{*b} (1-a), a = -1.96 \sim -1.98, b = 0.42 \sim 0.43 \quad (16)$$

式(16)はRFを対象とし、RFでの測定値とよく一致する。

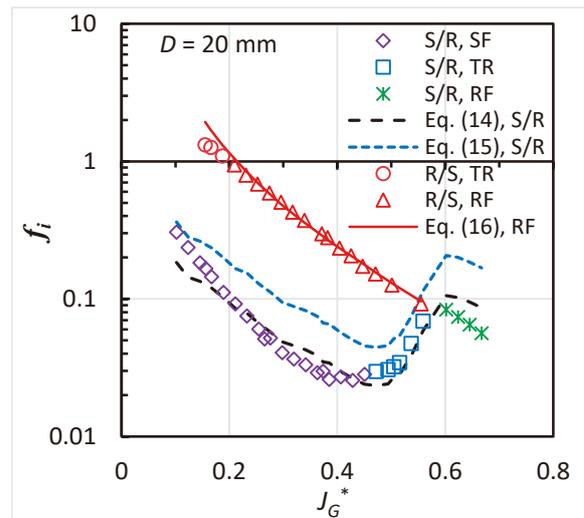


図6 界面摩擦係数 f_i

4. ボイド率と界面摩擦の評価方法

気液対向流条件での鉛直管内における流動特性は落下水が制限される位置により異なり、流路内での水量 $(1-\alpha)$ が δ, f_w, f_i に影響する。著者らの研究グループの目的は、神戸大学で取得した基礎データを活用して、フラッディング状態における流動状態に関する相関式を整備することである。流動状態に関する相関式の適用範囲を大口径管や高温高压条件に拡大することを目標にしている。しかし、表1に示したように従来研究では α や δ の測定例が極めて少ない。そこで、本章ではCCFLデータや dP/dz データから α や f_i を評価する方法について紹介する。 α や f_i の評価方法を検討するために、ここでは $D = 20 \text{ mm}$, $S/R^{(12)}$ での測定値を使用する（詳細はTakakiら⁽¹³⁾を参照）。

4.1 CCFL データとエンベロープ法

式(1)と(2)から dP/dz を消去して無次元化すると、次の J_G と J_L の関係式が求まる。

$$2f_i \cdot [J_G^* - (\rho_G / \rho_L)^{1/2} \{ \alpha / (1-\alpha) \} J_L^*]^2 / \alpha^{1/2} + 2f_w \cdot [J_L^* / (1-\alpha)]^2 = (1-\alpha) \tag{17}$$

$$J_k^* = J_k / [g \cdot D \cdot (\rho_L - \rho_G) / \rho_k]^{1/2} \quad (k = G \text{ or } L) \tag{18}$$

J_k^* はWallisパラメータである。Wallisは、 f_i と f_w の相関式を用い α を変数として J_G と J_L の関係を計算し、そのエンベロープ（図7を参照）がCCFL曲線になるとした⁽⁴⁾。しかし、Bharathan and Wallis⁽⁹⁾は、エンベロープ法による J_L の計算値は過大であり、 J_L

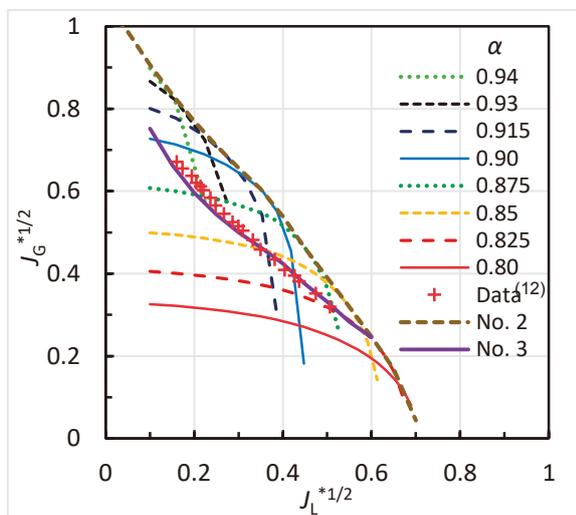


図7 エンベロープ法によるCCFL計算

の理論的な最大値を与えるとしている。エンベロープ法は次の最大流量条件と等価である。

$$\partial J_L^* / \partial \alpha = 0 \text{ or } \partial J_G^* / \partial \alpha = 0 \tag{19}$$

α 計算の検証を目的とするため、 α の測定値がある $D = 20 \text{ mm}$ で $S/R^{(12)}$ を対象にエンベロープ法を適用した。 f_w には図5より式(11)を使用し、 f_i には図6の S/R でSFでのデータを用いて最小二乗法により次式を導出して使用した。

$$f_i = 0.0049 / J_G^{*1.8} \quad (D = 20 \text{ mm}) \tag{20}$$

各計算の番号と使用した式を表2に示す。Wallisのエンベロープ法⁽⁴⁾に従って、式(17)を用い α を変数にして J_G と J_L の関係を計算した表2のNo. 1の結果を図7に示す。 J_G と J_L の関係のエンベロープは、式(19)の最大流量条件を用いたNo. 2の計算結果と一致する。式(19)で $\partial J_L^* / \partial \alpha = 0$ を用いると $J_L^* \approx 0$ で計算が不安定になるため、著者らは $\partial J_G^* / \partial \alpha = 0$ を用いた。

数土⁽¹⁹⁾は、式(17)と(19)および式(11)と(14)を用いて J_G と J_L の関係を計算したが、Richter⁽²⁰⁾による $D = 19 \sim 140 \text{ mm}$ でのCCFLデータと計算値が一致する f_i を求め式(14)を式(15)に変更した。数土⁽¹⁹⁾と同様に、図4に示した S/R でSFでのCCFLデータに一致する f_i を求めた。

$$f_i = 0.008 + 20000[(1-\alpha^{1/2})/2]^3 \quad (D = 20 \text{ mm}) \tag{21}$$

No. 2の式(20)を式(21)に変更したNo. 3の計算結果はCCFL測定値と一致している。

エンベロープ法を用いた $(1-\alpha)$ の計算値と測定値⁽¹²⁾の比較を図8に示す。エンベロープ法を用いると $(1-\alpha)$ を過大に計算する。

表2 α の計算方法と条件

No.	Data	B. eq.	α eq.	f_i eq.	f_w eq.
1	---	(17)	---	(20)	(11)
2	---	(17)	(19)	(20)	(11)
3	CCFL	(17)	(19)	(21)	(11)
4	dP/dz	(2)	---	---	0
5	dP/dz	(2)	---	---	0.005
6	dP/dz	(2)	---	---	(11)

B. eq., α eq., f_i eq. and f_w eq. denote equation number for basic equation, α , f_i , and f_w , respectively.

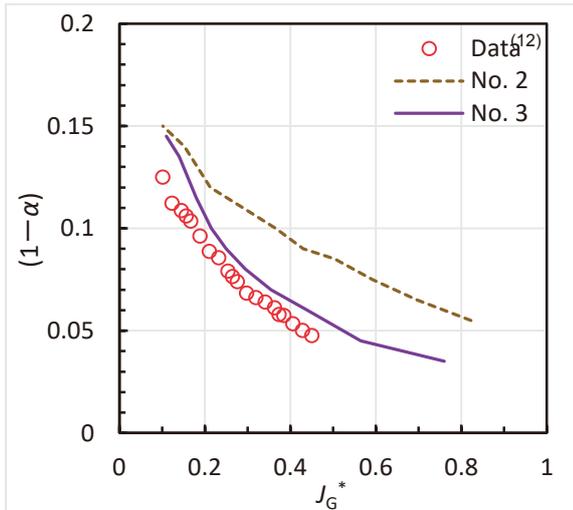


図8 エンベロープ法による $(1-\alpha)$ の計算値

4.2 圧力勾配データと壁面摩擦の相関式

式(2)で dP/dz , J_G と J_L , f_w を与えれば α が求まる。つまり, J_G と J_L の関係を CCFL データで与え, f_w の相関式と dP/dz データを用いれば式(1)から α が求まる。 α が求まれば式(1)から f_i が求まる。 f_w の影響を評価するため, 表2に示すように $f_w = 0$, Bharathan and Wallis⁽⁹⁾ が推奨する $f_w = 0.005$, および式(11)について検討した。 dP/dz データを用いた $(1-\alpha)$ の計算値を図9に示す。 $f_w = 0.005$ を用いた No. 5 の計算値は, Wallis⁽⁴⁾ が推奨する SF の δ に対する次の相関式とよく一致する。

$$\delta/D = 0.063J_L^{*2/3} \quad (22)$$

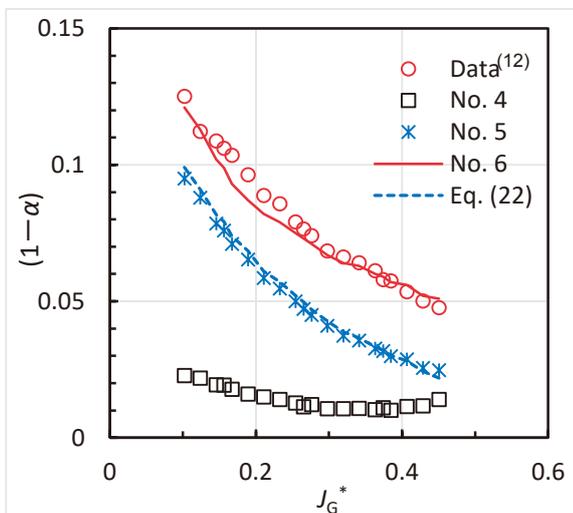


図9 dP/dz データを用いた $(1-\alpha)$ の計算値

dP/dz データと式(11)を用いた No. 6 の計算値は $(1-\alpha)$ の測定値とよく一致する。計算値が中 J_G^* で $(1-\alpha)$ を過小に評価するのは, 図5で式(11)が層流と乱流との遷移域で f_w を過小に評価することによる。

5. 上端フラッディングでの液膜厚さ

亀井ら⁽²¹⁾ は気液対向流条件での δ 測定を初めて試みたとしている。亀井ら⁽²¹⁾ は天秤で試験部の重量を測定して試験部内の液重量を測定しているが, ガスを流動させると天秤の精度が悪く定量的に言及できないとしている。Feind⁽²²⁾ や Hewitt and Wallis⁽²³⁾ は気液対向流条件で δ を測定したが, 前者はフラッディングが生じる前, 後者は層流条件で測定値は自由落下液膜厚さとほぼ等しい。Imura ら⁽⁶⁾ は SF と RF を区分せず, Feind⁽²²⁾ による相関式を用いて気液対向流条件での α を評価した。自由落下液膜厚さに対して多くの相関式が提案されているが, 比較用として Nusselt⁽²⁴⁾ と Feind⁽²²⁾ による式を組み合わせ用いた。

$$\delta/(v_L^2/g)^{1/3} = \max \{ (3Re_L/4)^{1/3}, 0.266Re_L^{1/2} \} \quad (23)$$

Bharathan ら⁽⁷⁾ による δ 測定以後, 神戸大学での α 測定⁽¹¹⁾⁽¹²⁾ まで気液対向流条件での α もしくは δ の測定は見当たらない。

Takaki ら⁽¹³⁾ は, 図9に示したように dP/dz データと式(11)を用いると SF での α を精度よく評価できることを示し, 表1に示した Bharathan ら⁽⁷⁾ の空気・水系データと Ilyukhin ら⁽¹⁴⁾ の蒸気・水系データを用いて SF での α を評価した (Bharathan ら⁽⁸⁾ は $D = 6.4 \text{ mm} \sim 152 \text{ mm}$ で dP/dz を測定しているが RF での測定値しか報告していない)。 α の評価値から求めた δ を図10に示す。島村ら⁽¹²⁾ は α 測定値から, その他⁽⁷⁾⁽¹⁴⁾ は dP/dz データから求めた δ である。Takaki ら⁽¹³⁾ は, 図10に示した評価値から乱流に対して次式を提案した。

$$\delta/(v_L^2/g)^{1/3} = 0.091Re_L^{0.64} \quad (Re_L \geq 1800) \quad (24)$$

上端フラッディングについては, 図5に示した層流から乱流への遷移域での f_w に対する相関式の導出, 図10に示した層流から乱流への遷移域での δ に対する相関式の導出, f_i の相関式の導出などの課題がある。これらの課題については, $D = 40 \text{ mm}$ で追加実験を行い, 追加データを含めて検討する予定

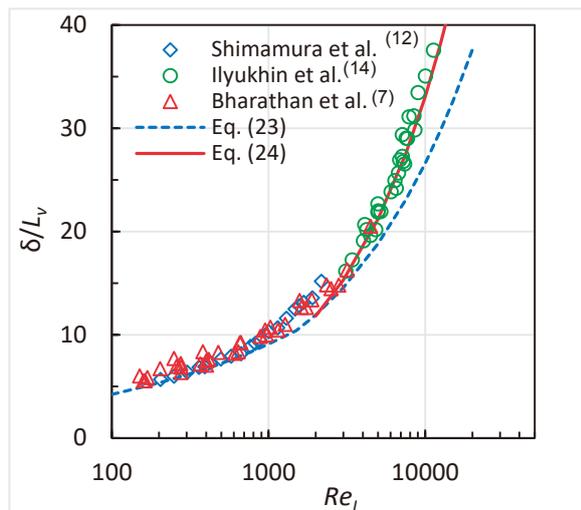
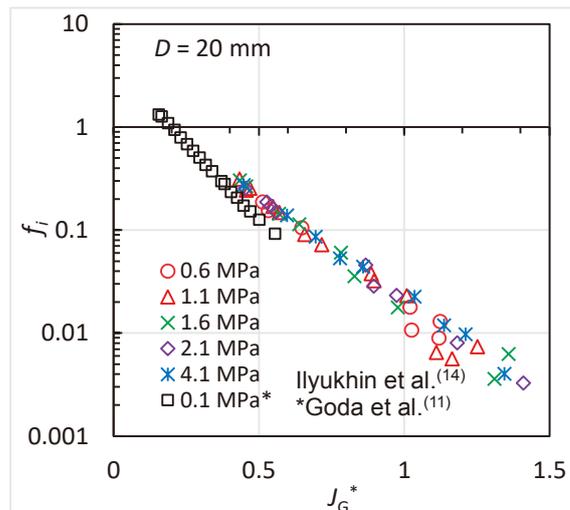


図10 SFでの液膜厚さδ



(a) f_i と J_G^* との関係

である。

6. 下端フラッディングでの界面摩擦係数

佐野ら⁽¹⁵⁾は、表1に示した従来研究による dP/dz データを用いて、式(2)から α を、式(1)から f_i を求めた。 f_w の相関式には、式(11)の層流項を Goda ら⁽¹¹⁾による式(13)に置き換えて使用した。

$$f_w = \max(2.86 \times 10^4 / Re_L^{1.96}, 0.079 / Re_L^{0.25}) \quad (25)$$

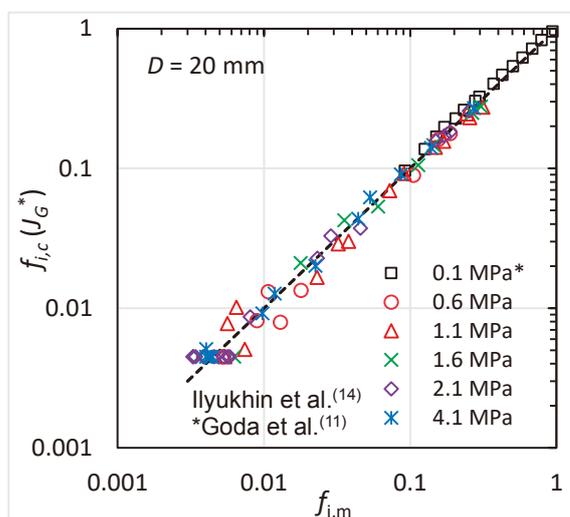
多くの実験データを用いて相関式を導出して適用範囲を広げると不確かさが大きくなる。そこで、SG伝熱管寸法である $D = 20 \text{ mm}$ での f_i 、空気・水系での f_i 、直径と流体物性値の影響を含む f_i に区分して相関式を導出した。

$D = 20 \text{ mm}$ での f_i を図11(a)に示す。圧力条件ごとに最小二乗法を用いて f_i の指数関数を求め、係数と指数を気液密度比 ρ_G/ρ_L もしくは気液粘性比 μ_G/μ_L で整理して最小二乗法を用いて累乗関数を求めた。 R^2 値が1に近い μ_G/μ_L を選択し、次の相関式を導出した。

$$f_i = 1.15(\mu_G/\mu_L)^{-0.30} \exp\{-3.10(\mu_G/\mu_L)^{-0.20} J_G^*\} \quad (D = 20 \text{ mm}) \quad (26)$$

式(26)による計算値 $f_{i,c}$ と測定値 $f_{i,m}$ の比較を図11(b)に示す。測定点数の95%を含む式(26)の不確かさは、空気・水データ⁽¹¹⁾に対して $\pm 4.2\%$ 、蒸気・水データ⁽¹⁴⁾に対して $\pm 15\%$ である。

$D = 6.4 \sim 152 \text{ mm}$ での f_i を図12(a)に示す。図11(a)に示した J_G^* を用いると $K_G^* = D^{*1/2} J_G^*$ で f_i を良



(b) 式(26)による計算値 $f_{i,c}$ と測定値 $f_{i,m}$ の比較

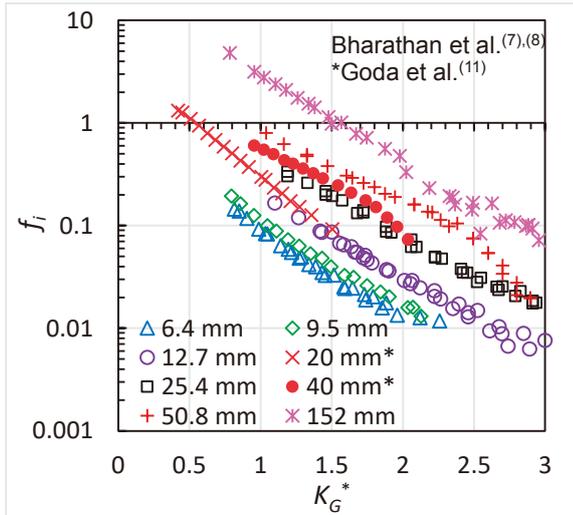
図11 $D = 20 \text{ mm}$ での f_i と相関式

好に整理できた。直径ごとに最小二乗法を用いて f_i の指数関数を求め、係数と指数を D^* で整理して最小二乗法を用いて累乗関数を求めた。 K_G^* の係数と指数を D^* の累乗関数にした次の f_i 相関式を導出した。

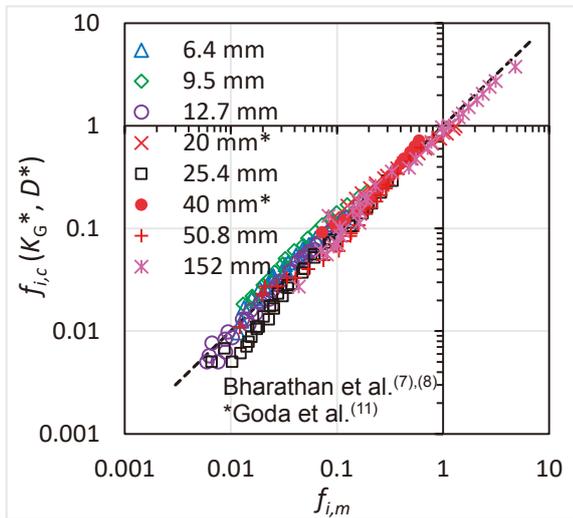
$$f_i = 0.30 D^* \exp(-1.90 K_G^*), 6.4 \text{ mm} \leq D \leq 152 \text{ mm} \quad (27)$$

式(27)は式(15)や(16)より簡潔である。式(27)による計算値 $f_{i,c}$ と測定値 $f_{i,m}$ の比較を図12(b)に示す。測定点数の95%を含む式(27)の不確かさは44%である。

式(27)で $D = 20 \text{ mm}$ とし、式(26)の導出と同様に、係数と指数を μ_G/μ_L で整理して最小二乗法を用いて累乗関数を求めた。 D^* と μ_G/μ_L を含む f_i 相関式とし



(a) f_i と K_G^* との関係



(b) 式(27)による計算値 $f_{i,c}$ と測定値 $f_{i,m}$ の比較

図12 空気・水系 ($D = 6.4 \sim 152$ mm) での f_i と相関式

て次式を導出した。

$$f_i = 0.157(\mu_c/\mu_L)^{-0.166} D^* \exp\{-1.14(\mu_c/\mu_L)^{-0.133} K_G^*\} \quad (28)$$

空気・水系に対しては、式(28)は式(27)と一致するため式(28)による計算値と測定値の関係は図12(b)と同じである。

式(28)による計算値 $f_{i,c}$ と $D = 20$ mm での測定値 $f_{i,m}$ の比較を図13に示す。測定点数の95%を含む式(28)の不確かさは、空気・水データ⁽⁷⁾⁽⁸⁾⁽¹¹⁾に対して±51%、蒸気・水データ⁽¹⁴⁾に対して±10%である。

下端フラッディングについては、 α もしくは δ の相関式化は未検討である。図10と式(24)で示した上端フラッディングでは δ を Re_L の関数で整理でき

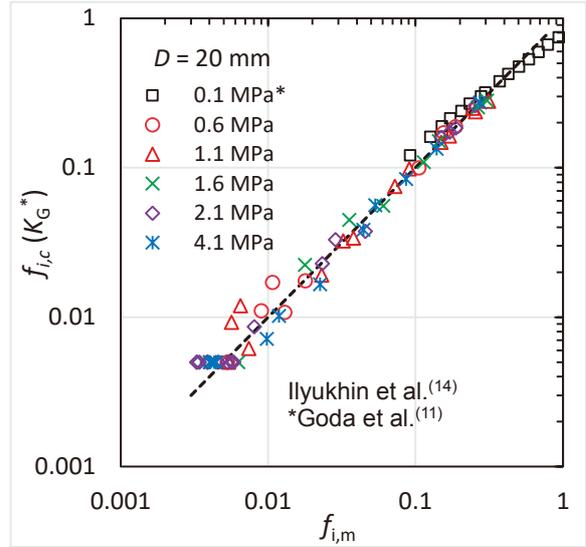


図13 式(28)による計算値 $f_{i,c}$ と測定値 $f_{i,m}$ の比較

たが、下端フラッディングでの α もしくは δ については実験ごとの相違が大きく主要な影響因子を特定できていない。

これまでに上端が直角の上端フラッディングに対する実験 ($D = 40$ mm) をほぼ終了し、データ評価を実施中である。現在は上端と下端が曲面での管内フラッディングに対する実験⁽²⁵⁾を実施している。

7. まとめ

本報では、鉛直管でのフラッディングを対象として、神戸大学での空気・水実験⁽¹¹⁾⁽¹²⁾ および上端フラッディングにおける液膜厚さ δ の相関式⁽¹³⁾ と下端フラッディングにおける気液界面摩擦 f_i の相関式⁽¹⁵⁾ について紹介した。

鉛直管でのフラッディングについてWallis研究室で多くの実験が行われたが、信頼できるボイド率 α の測定値がなく壁面摩擦係数を $f_w \doteq 0$ ($(1-\alpha)$ が無次元差圧 $-(dP/dz)^*$ とほぼ等しい $(1-\alpha) \doteq -(dP/dz)^*$) と近似して界面摩擦係数 f_i が求められた。つまり、フラッディング条件における α , f_w , f_i の評価の不確かさが不明であった。そこで、神戸大学の富山研究室では弁締切法を用いて α を測定し、環状流モデルを用いて f_w と f_i を求め、これらを定量化した。著者らの研究グループでは、神戸大学で取得されたデータを用いて従来研究による測定値を有効に活用する方法について検討し、 α と f_i の相関式の適用範囲の拡大を目指している。

Wallisのエンベロープ法を用いると $(1-\alpha)$ を過

大に評価する。上端フラッディングによる滑らかな液膜 (SF) では f_w を单相流での壁面摩擦係数で近似できるが、下端フラッディングによる粗い液膜 (RF) では層流での f_w を神戸大学 (Godaら⁽¹¹⁾) の提案式に変更する必要がある。 dP/dz データと精度のよい f_w の相関式を用いれば α を高精度で求めることができる。SFでの δ は自由落下の δ より厚くなる。RFでの f_i は気相 Kutateladze パラメータ K_G^* と気液粘性比の関数で簡潔に表せる。

SFでの f_i の評価, RFでの α の評価, および上下端が曲面での流動特性の評価は今後の課題であり, 検討中である。

略号

A-W: 空気・水系
CCFL: 気液対向流制限
RF: 厚く粗い液膜 (下端フラッディングによる)
R/S: 曲面上の端 / 直角の下端 (上下端の形状)
R/R: 曲面上の端 / 曲面の下端 (上下端の形状)
SF: 滑らかな液膜 (上端フラッディングによる)
SG: 蒸気発生器
S/R: 直角の上端 / 曲面の下端 (上下端の形状)
S/S: 直角の上端 / 直角の下端 (上下端の形状)
S-W: 蒸気・水系
TR: SF から RF への遷移状態

記号

C : 定数 (-)
 D : 直径 (m)
 D^* : 式(8)で定義される無次元直径 (-)
 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^* : 式(5)で定義される無次元速度 (-)
 J : 見かけ速度 (m/s)
 J^* : 式(18)で定義される Wallis パラメータ (-)
 K^* : Kutateladze パラメータ (-)
 L : 式(7)で定義されるラプラス長さ (m)
 m : 係数 (-)
 P : 圧力 (MPa)
 Re : レイノルズ数 (-)
 w : 式(6)で定義される代表長さ (m)
 z : 鉛直方向座標 (m)

ギリシャ文字

α : ボイド率 (-)
 β : 式(6)の指数 (-)
 δ : 液膜厚さ (m)
 μ : 粘度 (Pa s)
 ν : 動粘度 (m^2/s)
 ρ : 密度 (kg/m^3)
 σ : 表面張力 (N/m)

添字

G : 気相
 k : G or L
 L : 液相

文献

- (1) 村瀬道雄, 木下郁男, 歌野原陽一, 楠木貴世志, 富山明男, 水平に近い円管における気液対向流制限, J. Institute of Nuclear Safety System, Vol. 24, pp. 188-200 (2017).
- (2) 楠木貴世志, 村瀬道雄, 富山明男, 蒸気発生器の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, J. Institute of Nuclear Safety System, Vol. 24, pp. 211-220 (2017).
- (3) 村瀬道雄, 楠木貴世志, 西田浩二, 富山明男, 鉛直管と加圧器サージ管における気液対向流制限, J. Institute of Nuclear Safety System, Vol. 25, pp. 174-186 (2018).
- (4) Wallis, G. B., One-Dimensional Two-Phase Flow, McGraw Hill, New York, pp. 336-345 (1969).
- (5) 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).
- (6) Imura, H., Kusuda, H. and Funatsu, S., "Flooding Velocity in a Counter-Current Annular Two-Phase Flow," Chemical Eng. Sci., Vol. 32, pp. 79-83 (1977).
- (7) 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, CA (1978).
- (8) Bharathan, D., Wallis, G. B. and Richter, H. J., Air-Water Countercurrent Annular Flow, EPRI NP-1165, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA (1979).
- (9) Bharathan, D. and Wallis, G. B., "Air-Water Countercurrent Annular Flow," *Int. J. Multiphase Flow*, Vol. 9, pp. 349-366 (1983).
- (10) Abe, Y., Akimoto, H. and Murao, Y., "Estimation of Shear Stress in Counter-Current Annular Flow," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 28, pp. 208-217 (1991).
- (11) 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," *Nuclear Eng. Design*, Vol. 353, 110223 (2019).
- (12) 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).
- (13) 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, No. 3, pp. 389-400 (2020).
- (14) 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.* (in Russian), Vol. 26, No. 5, pp. 923-931 (1988).
- (15) 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, No. 1, pp. 82-92 (2020).
- (16) Bankoff, S. G., Tankin, R. S., Yuen, M. C. and Hsieh, C. L., "Countercurrent Flow of Air/Water and Steam/Water through a Horizontal Perforated Plate," *Int. J. Heat Mass Transfer*, Vol. 24, pp. 1381-1395(1981).
- (17) Kusunoki, T., Murase, M., Fujii, Y., Nozue, T., Hayashi, K., Hosokawa, S. and Tomiyama, A., "Effects of Fluid Properties on CCFL Characteristics at a Vertical Pipe Lower End," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 52, No. 6, pp. 887-896 (2015).
- (18) Murase, M., Nishida, K., Torige, T., Takaki, T., Goda, R. and Tomiyama, A., "Effects of Diameters on Countercurrent Flow Limitation at a Square Top End in Vertical Pipes," *Sci. Technol. Nucl. Installations*, Vol. 2018, Paper ID 1426718 (2018).
- (19) 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, 機論B編, Vol. 60, No. 575, pp. 2566-2572 (1994).
- (20) Richter, H. J., "Flooding in Tubes and Annuli," *Int. J. Multiphase Flow*, Vol. 7, No. 6, pp. 647-658 (1981).
- (21) 亀井三郎, 大石純, 飯島宏, 河村, 糸井光夫, 濡壁塔のホールドアップ, 化学工学, Vol. 18, No. 11, pp. 545-552 (1954).
- (22) Feind, K., "ShröMungsuntersuchungen bei Gegensttom von Rieselfilmen und Gas in Lotrechten Rohren," *VDI-Forschungsheft*, 481 (1960).
- (23) Hewitt, G. F. and Wallis G. B., Flooding and Associated Phenomena in Falling Film Flow in a Tube, AERE-R4022, Atomic Energy Research Establishment, Harwell, England (1963).
- (24) Nusselt, W., "Die Oberflächenkondensation des Wasserdampfes," *Z. Ver. Deut. Ing.*, Vol. 60, p. 569 (1916).
- (25) 合田頼人, 島村長幸, 林公祐, 細川茂雄, 村瀬道雄, 富山明男, 鉛直円管内気液対向流における界面及び壁面摩擦係数, 混相流シンポジウム2019, D314 (2019).

MAAPにおける福島第一原子力発電所事故を踏まえた 発電所安全対策設備のモデル化

Modeling of safety equipment based on Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident
in the severe accident analysis code “MAAP”

楠木 貴世志 (Takayoshi Kusunoki) *¹ 高木 俊弥 (Toshiya Takaki) *¹
中村 晶 (Akira Nakamura) *¹ 佐野 直樹 (Naoki Sano) *¹

要約 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえ、原子力発電所緊急安全対策ならびにシビアアクシデント (SA) 対策他として導入された設備をMAAPプラントモデルに組み込み、動作を確認した。本稿では恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイのモデル化について説明する。

キーワード MAAP, シビアアクシデント, モデル化, 恒設代替低圧注水ポンプ

Abstract From a consideration of progression of the 2011 Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, equipment introduced as power station emergency safety measures and severe accident measures were incorporated into the MAAP plant model. Then, we confirmed validation of the model. This paper describes modeling of the containment spray by the permanent alternative low pressure water injection pump.

Keywords MAAP, severe accident, modeling, permanent alternative low pressure water injection pump

1. はじめに

MAAP (Modular Accident Analysis Program) コードとは、1980年代の初めに米国FAI社 (Fauske & Associates, LLC.) によって開発され、米国EPRI (Electric Power Research Institute) が所有権を有するコードである。現在もEPRIを中心としたMAAPユーザーズグループのもとで保守及び改良が進められている。⁽¹⁾⁽²⁾

MAAPは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉压力容器、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設や炉心損傷防止あるいは格納容器機能喪失防止で想定する各種の緩和設備についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物 (FP) に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って原子炉压力容器や原子炉格納容器内に放出されるFPの挙動

についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される様々な事故シナリオについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器が機能喪失するまで計算が可能であることが特徴である。⁽¹⁾⁽²⁾

上述したように、MAAPにおいて様々な緩和設備はモデル化されているが、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえ、近年、日本の原子力発電所において発電所緊急安全対策ならびにシビアアクシデント (SA) 対策他として導入された設備の全ては網羅できていない。そのため、それらの設備については個々のユーザーがMAAP上で性能を設定し、場合によってはモデル化が必要となる場合もある。

本論ではこの内、モデル化の一例として、MAAP Version 4 (MAAP4) における恒設代替低

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

圧注水ポンプによる格納容器スプレイのモデル化について説明する。恒設代替低圧注水ポンプとは、余熱除去ポンプの代替として燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源に、余熱除去系を通じて原子炉格納容器内に注水する機能、及び格納容器スプレイ系を通じて原子炉格納容器内へスプレイする機能を有するポンプである。

2. MAAPへのポンプモデル化の概要

2.1 圧力損失を考慮したポンプのモデル化

ポンプ流量は、取水源と移送先の水頭差、及びポンプのQHカーブ（流量と揚程）から決定される。MAAPにおける取水源と移送先の水頭差を式(1)、有効NPSHを式(2)に示す⁽¹⁾。

$$\text{水頭差} = \left(P2 \times \frac{VW2}{GRAV} + DZ_2 \right) - \left(P1 \times \frac{VW1}{GRAV} + DZ_1 \right) \quad (1)$$

ここで、 $P1$ は取水源の圧力、 $VW1$ はポンプ入口配管内の水の比容積、 DZ_1 は取水源からポンプ入口のエレベーション（EL）差、 $P2$ は移送先の圧力、 $VW2$ はポンプ出口配管内の水の比容積、 DZ_2 はポンプ入口から移送先までのEL差、 $GRAV$ は重力加速度を表す。

$$\text{有効NPSH} = \frac{P_a}{\rho g} + Z_i - h_{fi} - \frac{P_v}{\rho g} \quad (2)$$

ここで、 P_a は取水源の圧力、 Z_i はポンプ入口から水までの高さ、 P_v はポンプ入口の水の蒸気圧、 h_{fi} はポンプ入口までの摩擦損失、 ρg は水の密度と重力加速度の積を表す。

式(1)では圧力損失の項がなく、式(2)ではポンプ入口までの摩擦損失（ h_{fi} ）を0と仮定している。つまり、MAAP4では、圧力損失が考慮されていないため、流量を過大評価してしまう恐れがある。より現実的な設定を行うためには、ポンプ揚程を圧力損失分だけ低く、必要NPSHは圧力損失分だけ高く設定する必要がある。

2.2 格納容器スプレイモデルへの反映

MAAP4では、上述したように式(1)からポンプを隔てた取水源と移送先の水頭差が計算され、計算結果とQHカーブの設定データの対応からポンプ流量が決定される⁽¹⁾。

しかしながら、MAAP4では DZ_2 を定義できる

パラメータがなく、格納容器（CV）上部区画の床面からスプレイヘッドまでの高さを表すパラメータ $ZSPA$ が DZ_2 として用いられている（図1参照）。 $ZSPA$ は水頭差の計算だけでなく、スプレイの落下高さを定義するパラメータとして使用されている。 $ZSPA$ はスプレイ使用時のCV除熱量等に影響を及ぼすと考えられることから、実際のポンプ設置位置から移送先（スプレイヘッド）までの高さとして $ZSPA$ の設定値との差は、ポンプの揚程を変更することで考慮した。

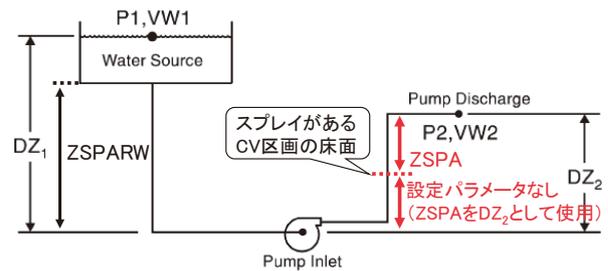


図1 MAAP4におけるモデルの概要⁽¹⁾

3. 格納容器スプレイ時のポンプのモデル化

3.1 モデル化の手順

本研究における格納容器スプレイ時のポンプのMAAP4へのモデル化は以下の手順で行う。

- ① モデル化するポンプのポンプ成績表等から、ポンプ特性（吐出し流量 [m³/s]、全揚程 [m]、必要NPSH [m]）を読み取る。
- ② ポンプの吸込み口中心のエレベーション、及びスプレイヘッドを含む格納容器上部区画床面のエレベーションを調査し、そのエレベーション差を求める。
- ③ 「2.2 格納容器スプレイモデルへの反映」で説明したように、MAAP4では $ZSPA$ が DZ_2 として用いられていることに対応するため、全揚程から②のエレベーション差を差し引いて設定する。
- ④ ポンプによる格納容器スプレイ時の機器圧損と配管及び弁類圧損を求める。
- ⑤ 実際の圧力損失は通水流量に応じて変動することになるため、評価流量に対する圧力損失の評価値が1点しかない場合、圧力損失が流量の2

乗に比例すると仮定して式(3)でポンプデータの設定に必要な任意の設定点の流量における圧力損失を算出し(右辺第2項),ポンプの全揚程からその圧損分の揚程を差し引いて設定する。

$$\text{全揚程} = \text{全揚程}_{\text{圧損考慮前}} - \text{揚程評価値} \times \frac{\text{任意流量}^2}{\text{評価流量}^2} \quad (3)$$

- ⑥ ポンプ通水時の取水源からポンプ吸込口までの配管圧損合計を求める。
- ⑦ 実際の圧力損失は通水流量に応じて変動することになるため,評価流量に対する圧力損失の評価値が1点しかない場合,圧力損失が流量の2乗に比例すると仮定して式(2)でポンプデータの設定に必要な任意の設定点の流量における圧力損失を算出し(右辺第2項),ポンプの必要NPSHにこの圧損分を加えてポンプデータとして設定する。

$$\text{NPSH} = \text{NPSH}_{\text{圧損考慮前}} + \text{NPSH評価値} \times \frac{\text{任意流量}^2}{\text{評価流量}^2} \quad (4)$$

3.2 恒設代替低圧注水ポンプのモデル化

以下,恒設代替低圧注水ポンプのモデル化について説明する。但し,本論のポンプ特性,機器のエレベーション,圧力損失,及び解析結果は仮の値とする。

- ① ポンプ成績表(図2参照)からポンプ特性(吐出し流量[m³/h],全揚程[m],必要NPSH[m])を読み取った結果,表1に示す値であった。
- ② 恒設代替低圧注水ポンプの吸込み口中心のエレ

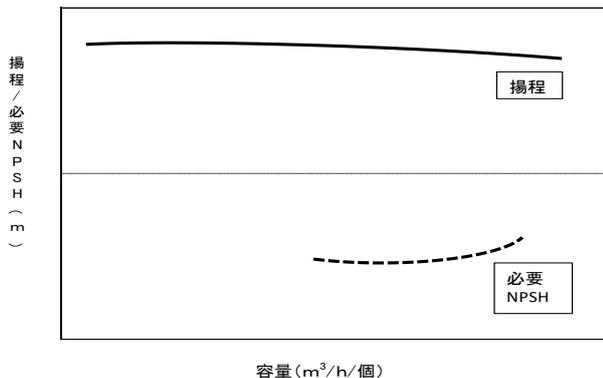


図2 ポンプ成績表

表1 恒設代替低圧注水ポンプのポンプ特性

流量 [m ³ /h]	全揚程 [m]	必要NPSH [m]
0	200	5
100	170	5
120	160	7
140	155	8
160	150	10

ベーションが10 mである。一方,MAAPプラントモデルでスプレイヘッダを含む格納容器上部区画床面のエレベーションは25 mに設定されており,それらのエレベーション差は15 mであった。

- ③ MAAP4のスプレイモデルを実機計算と整合させるために,全揚程から15 mを差し引いて設定した(表2参照)。

表2 MAAP4のスプレイモデルを考慮したポンプ特性

流量 [m ³ /h]	全揚程 [m]	必要NPSH [m]
0	185	5
100	155	5
120	145	7
140	140	8
160	135	10

- ④ 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ時の機器圧損と配管及び弁類圧損の合計は,50 mであった(表3参照)。この時の評価対象の流量は100 m³/hであった。

表3 格納容器スプレイ時の圧力損失

項目	必要揚程 [m]
機器圧損	10
配管及び弁類圧損	40
合計	50

- ⑤ ④の評価対象の流量は1点であったため,式(3)を用いて必要な任意の設定点の流量における圧力損失を算出し,全揚程から差し引いて,表4となった。
- ⑥ 図面などを調査した結果,ポンプの流量が120 m³/h通水時に,取水源からポンプ吸込口までの配管圧損合計は5 mであった。

表4 全揚程に圧力損失を考慮したポンプ特性

流量 [m ³ /h]	全揚程 [m]	必要NPSH [m]
0	185	5
100	105	5
120	73	7
140	42	8
160	7	10

- ⑦ ⑥の評価対象の流量は1点であったため、式(4)を用いて必要な任意の設定点の流量における圧力損失を算出し、ポンプ単体の必要NPSHに圧損分を加え、表5のように設定した。

表5 必要NPSHに圧力損失を考慮したポンプ特性

流量 [m ³ /h]	全揚程 [m]	必要NPSH [m]
0	185	5
100	105	8.5
120	73	12
140	42	17.8
160	7	22.8

4. 動作確認

モデル化した恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイが意図した通りに動作するか確認を行った。

事故シナリオは、大破断LOCA (10インチ) 発生+非常用炉心冷却装置 (ECCS) 注入失敗+格納容器スプレイ不作動とし、事象発生7時間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開始し、10時間後に停止するように設定した。

図3に格納容器スプレイ流量と圧力の解析結果を

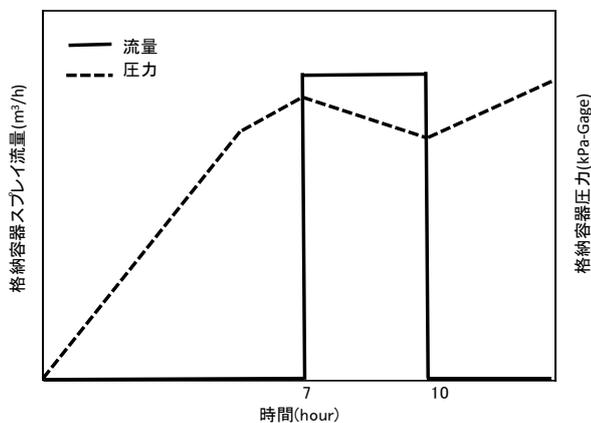


図3 格納容器スプレイ流量と圧力

示す。図3に示すように、制御フラグで恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイの起動・停止が意図した通りに切り替えられている。

5. まとめ

本論では、発電所緊急安全対策ならびにシビアアクシデント対策他として導入された、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイをMAAP4に組み込み動作確認を実施した。その際、以下の点を踏まえてモデル化を行った結果、制御フラグでスプレイの起動・停止が意図した通りに切り替えられていることが確認できた。

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ時の圧力損失を考慮した。
- ・ MAAP4では格納容器 (CV) 上部区画の床面からスプレイヘッドまでの高さを表すパラメータ $ZSPA$ が DZ_2 として用いられている。そのため、実際のポンプ設置位置から移送先までの高さ $ZSPA$ の設定値との差を、ポンプの揚程を変更することで考慮した。

なお、本研究で組み込まれたモデルについては、関西電力(株)原子力防災訓練時のプラント事象進展シナリオ解析に活用する⁽³⁾とともに、原子力緊急時においては事象の推移を予測する事象進展解析に用いることとなる。今後もその解析結果を踏まえて様々な知見を蓄積するとともに、新たな設備が導入された場合にはその反映を行い、更なるMAAP解析基盤の充実を図る予定である。

謝辞

本研究にあたり、関西電力(株)池田浩之氏には資料収集、及び開示にご協力いただいた。ここに厚く感謝します。

文献

- (1) Electric Power Research Institute, MAAP4 Users Manual.
- (2) 東海第二発電所, 付録27 計算機プログラム(解析コード)の概要・MAPP, 工事計画審査資料, (2018).
- (3) 川崎郁夫, 高木俊弥, 尾上彰, 池田浩之, 平成30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, 日本原子力学会2019年秋の大会, (2019).

以下の論文については、関西電力株式会社殿から受託し、当研究所において実施した調査・研究の成果を同社にご了解をいただき、本論文集に収録したものです。

研究の成果については、関西電力株式会社殿と当研究所が共有しております。

- 原子力発電所における安全文化の自己評価の方策検討 情報収集のための質問紙の試作
- 温暖化対策として原子力発電の受容が高まらない要因
- 原子力発電所の安全対策に対する人々の受け止め
- エネルギー問題に関する中間層の受け止めとベルソナの提案
- T字配管合流部における熱応力変動の数値シミュレーション
- 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
- 実機ステンレス鋼溶接金属のフェライト相とオーステナイト相のマイクロ組織と引張特性
- 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 -
- 照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動
- SUS630 の高温水中 SCC 挙動に及ぼす長時間熱時効の影響
- エルボ管テーパ部の軸方向欠陥に対する超音波探傷試験条件の検討（第 2 報）
- 米国原子力発電所の火災防護検査における指摘事項の傾向分析
- 瓦礫等による放射線源の評価手法を反映した線量評価システムの高度化
- 潜在リスク気付き支援研修の試行と展望
- ノンテクニカルスキルに着目した緊急時対応訓練の開発 - (5) たいかん訓練ガイドブックの作成 -
- 変圧器巡視点検における技能の把握の試み - 熟練者と若手の注視行動の比較を通じて -
- エネルギー・環境問題の視点を取り入れた授業実践事例について
(2019 年度エネルギー環境教育関西ワークショップ報告)
- 使用済燃料ピットの水温および水位の簡易評価ツール - Pit Calculator - の改良（その 2）
- MAAP における福島第一原子力発電所事故を踏まえた発電所安全対策設備のモデル化

編 集 委 員 会

編集委員長 橋本 徳昭 (取締役社長・所長)

編集委員 田中 克宜 (取締役・副所長)
小泉 潤二 (社会システム研究所長)
三島嘉一郎 (技術システム研究所長)
松田 洋典 (管理部長)
嶋田 学 (社会システム研究所 副所長)
中野 守人 (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 総務課
TEL 0770-37-9100
FAX 0770-37-2008
URL <http://www.inss.co.jp>

INSS JOURNAL VOL.27 2020

2020年10月発行

© 2020 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)