

INSS

JOURNAL

Journal of the Institute of Nuclear Safety System

Vol.30 2023



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	コスト高はゴミを作る	中村 政雄	1
-----	------------------	-------	---

論 文

社会システム研究所

SR-1	原子力発電所に関わる出来事が職員に及ぼした影響について -- 安全風土アンケート調査を通して --	福井 宏和	2
SR-2	原子力産業従業員の安全風土評価における年齢差	寺口 司	11
SR-3	リスクにフォーカスすることによって若年層の原子力発電利用態度は変わるか?	北田 淳子	20
SR-4	2050年カーボンニュートラル実現に関する人々の意識	冨田 幹宏	31
SR-5	エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーション -- 共に考える姿勢が示されることの意味 --	冨田 幹宏	48
SR-6	意識調査で科学技術リテラシーをどのように尋ねるか? : エネルギー問題・原子力発電をめぐる事実判断	藤田 智博	59

技術システム研究所

NT-1	熱疲労における亀甲状亀裂の発生要因と強度に及ぼす影響	釜谷 昌幸	70
NT-2	高低温水合流配管における疲労寿命評価法の検討 (有効ひずみ範囲を用いた荷重履歴効果の考慮)	三好 弘二 ほか	87

NT-3	原子炉容器鋼中の溶質原子クラスタ形成に対するSiの影響	藤井 克彦 ほか	99
NT-4	Ni 基合金溶接部のSCC割れ面の可視化	石田 仁志 ほか	109
NT-5	TT690 合金冷間加工材の高温クリープ試験における 粒界キャビティ分布と応力分布の関係の評価	大厩 徹 ほか	117
NT-6	電子顕微鏡とアトムプローブによる中性子照射ステンレス鋼の粒界偏析の評価	三浦 照光 ほか	126
NT-7	亜鉛注入したPWR1次系環境水中における TT690材の腐食挙動に及ぼす溶存水素濃度の影響	金島 慶在 ほか	138
NT-8	高調波法によるA6061アルミニウム合金中の微細粒子形成の評価	前田 悠希 ほか	147
NT-9	海外トラブル分析から学ぶコンフィグレーション管理について	田中 秀夫	155
NT-10	2022年度 関西電力美浜発電所防災訓練シナリオに基づく解析	川崎 郁夫 ほか	165
NT-11	フラッディング状態での鉛直管内流動特性への液粘性の影響	高木 俊弥 ほか	171
NT-12	統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (実機条件に対する不確かさ解析のベイズ推定)	木下 郁男	182
NT-13	上下端がラウンドの鉛直管における気液対向流の数値計算	村瀬 道雄 ほか	194
NT-14	自然対流における飽和蒸気と空気の混合気体からの壁面凝縮	村瀬 道雄 ほか	204
NT-15	GOTHIC コードによる平板への壁面凝縮実験の数値計算	鈴木 智教 ほか	214

総 説

RV-1	オーステナイト系ステンレス鋼溶接熱影響部の高温水中SCC 進展挙動 - これまでの研究状況と今後の課題 -	山田 卓陽 ほか	222
------	---	----------	-----

資 料

R-1	働きがいのある会社で行われている取り組み : テキストマイニングによる分類の試み	後藤 学	231
R-2	新型コロナウイルス感染対策緩和段階におけるテレワークの状況	濱野 和佳 ほか	237
R-3	福島第一発電所事故後の原子力発電に対する海外世論の動向 (6)	大磯 真一	248
R-4	エネルギー・環境問題の視点を取り入れたデジタル教材の制作について (1)	西野 加奈江 ほか	253
R-5	米国の原子力発電所周辺地域の暴風雨等による被害状況調査	須山 健	257

解 説

C-1	シビアアクシデント時の炉心燃料損傷, リロケーションに関する総合効果試験	西田 浩二	267
-----	---	-------	-----

CONTENTS

Foreword

F-1	High cost structure makes garbage	Masao Nakamura	1
-----	-----------------------------------	----------------	---

Articles

Institute of Social Research

SR-1	The Impact of Events Related to Nuclear Power Plants on Staff -- An Overview Based on Safety Climate Survey Responses --	Hirokazu Fukui.	2
SR-2	Age Differences in Safety Climate Assessment of Nuclear Industry Employees	Tsukasa Teraguchi	11
SR-3	“Does a Focus on Risks Change Young People's Attitude Towards Nuclear Power Generation?”	Atsuko Kitada	20
SR-4	People's Attitudes toward Achieving Carbon Neutrality in 2050	Mikihiro Tada	31
SR-5	Risk Communication in Energy Issues -- What it means to show a willingness to thinking together --	Mikihiro Tada	48
SR-6	Measuring Science and Technology Literacy in Social Surveys: Evaluation of Factual Judgments about Energy Issues and Nuclear Power Generation	Tomohiro Fujita	59

Institute of Nuclear Technology

NT-1	Causes of Evolution and Influence on Failure Strength of Thermal Crazing	Masayuki Kamaya	70
NT-2	Fatigue Life Assessment for Variable Strain in a Mixing Tee by Use of Effective Strain Range	Koji Miyoshi et al.	87

NT-3	Effect of Si on Solute Atom Clustering in Reactor Vessel Steels	Katsuhiko Fujii et al.	99
NT-4	Visualization of a Stress Corrosion Cracking in Ni Based Alloy Weldment	Hitoshi Ishida et al.	109
NT-5	Evaluation of grain boundary cavity distribution of a creep tested cold worked Alloy 690TT specimen and its correlation with stress distribution of the specimen	Toru Oumaya et al.	117
NT-6	Evaluation of Grain Boundary Segregation in Neutron-irradiated Stainless Steel by Electron Microscopy and Atom Probe Tomography	Terumitsu Miura et al.	126
NT-7	Influences of dissolved hydrogen on corrosion behavior of Alloy 690 TT in zinc-injected simulated PWR primary water condition	Yoshiari Kaneshima et al.	138
NT-8	Evaluation of the formation of fine particles in the 6061-aluminum alloy by the second harmonic measuring method	Yuuki Maeda et al.	147
NT-9	Configuration Management Learning from Operation Experience Analysis	Hideo Tanaka	155
NT-10	Analysis based on Mihama emergency exercise scenario of Kansai Electric Power Co., Inc. 2022	Ikuo Kawasaki et al.	165
NT-11	Effects of Liquid Viscosity on Flow Characteristics in a Vertical Pipe under Flooding Conditions	Toshiya Takaki et al.	171
NT-12	Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation (Bayesian inference for uncertainty analysis of PWRs)	Ikuo Kinoshita	182
NT-13	Numerical Simulation of Gas-Liquid Counter-Current Flow in a Vertical Pipe with Rounded Top and Bottom Ends	Michio Murase et al.	194
NT-14	Wall Condensation from Saturated Steam-Air Mixture in Natural Convection	Michio Murase et al.	204
NT-15	Numerical Simulation with the GOTHIC Code for a Wall Condensation Experiment Using a Flat Plate	Tomonori Suzuki et al.	214

Review

RV-1	SCC growth behavior in weld HAZ of austenitic stainless steels in a simulated PWR primary water – Current research status and future program –	
.....	Takuyo Yamada et al.	222

Reference

R-1	Actions to Make the Company a Great Place to work : Classification by Text Mining	
.....	Manabu Goto	231
R-2	Status of Telework During the Mitigation Phase of COVID-19 Pandemic Infection Control	
.....	Waka Hamano et al.	237
R-3	Trends in Public Opinion Concerning Nuclear Power Generation in the United States and Europe after the Fukushima Daiichi Power Plant Accident (6)	
.....	Shinichi Oiso	248
R-4	The production of digital teaching materials incorporating the perspective of energy and environmental issues (1)	
.....	Kanae Nishino et al.	253
R-5	Investigation of Damages by Deadly Weather Conditions to Areas of Surrounding NPPs in USA	
.....	Takeshi Suyama	257

Commentary

C-1	Integral Effect Tests on Core Fuel Damage and Relocation under Severe Accident Conditions	
.....	Koji Nishida	267

— 巻頭言 —

コスト高はゴミを作る

High cost structure makes garbage

中村 政雄 (Masao Nakamura)*1



原子力復活の潮流に乗って、国際協力による次世代革新炉開発の動きが出ている。日本の原子力関係の研究所やメーカーも当然参加することになる。日本には高温ガス炉、高速炉「常陽」、*「もんじゅ」*など活用してもらいたい技術の蓄積がある。この場合問題になりそうなのが技術のコストである。どんなにすぐれた技術でもコストが高過ぎると国際的に通用する技術にならない。よく考えておく必要がある。

日本の原子力技術はコストが高い。たとえばデータは少し古いが、次のような事実がある。

原子力発電所から青森県六ヶ所村に持ち込まれる低レベル放射性廃棄物の処分費用はフランスの8倍、英国の13倍高い。カローラとロールスロイスくらいの差がある。高い理由はいろいろあるが、この計算をした当時の人件費がフランスの1.8倍、英国の1.6倍、土地が7.1倍。もっと大きいのは技術的仕様による相違である。廃棄物はピットを掘って埋めるが、同じ量を埋設するのに掘り出す土砂量が日本は英国の18倍、フランスの21倍。埋めるのに英国は現地の土を使うが、日本は輸入のベントナイトと土の混合物を使った。

このようになった背景には規制の差がある。日本は埋設後の放射線量限度が年間0.01ミリシーベルト（以下単位を略す）、スイス0.1、ドイツ0.3、フランス0.25、スウェーデン1.0。日本はとび抜けて厳しい。

放射性物質を埋めるのだから、念には念を入れて安全性を確保するのだといえればそれまでだが、度の過ぎた過剰防衛は非科学的だ。

こんなこともあった。原子力発電所の使用済み燃料輸送容器の検査データ改ざん事件である。実害はなかったが、電力業界が工業者に必要以上の精度を求めたことが原因で起きた。

遮蔽工事には米国原子力規制委員会（NRC）の承認を得た米国企業の技術が使われていた。その通りにやればすむ簡単な仕事だが、日本の電力会社は工事会社にケタ違いの遮蔽材の成分精度を求めた。現場で工事をする技術者たちは、そのような精度は必要がないことを知っていたし、技術的に難しいので試験データを改ざんすることが日常化していた。

ものごとを複雑化し、必要以上に精度を上げることが安全性の向上になるわけではない。必要のない数字を並べていい仕事をしているように見せかけるのは大間違いだ。

コストが高過ぎれば立派な技術も使われずゴミになる。あとで泣いてもゴミはゴミだ。

ノーベル化学賞受賞の野依良治元理研理事長は「科学技術に対して恣意的、非合理的な判断は、技術開発にかかるコストの無意味な高騰を招き、直ちに国を衰退に導くことになる」と書いておられた（読売新聞2002年2月6日付）

*1 (株)原子力安全システム研究所 最高顧問
科学ジャーナリスト 元読売新聞論説委員
元東京工業大学大学院非常勤講師

原子力発電所に関わる出来事が職員に及ぼした影響について

— 安全風土アンケート調査を通して —

The Impact of Events Related to Nuclear Power Plants on Staff - An Overview Based on Safety Climate Survey Responses -

福井 宏和 (Hirokazu Fukui) *¹

要約 2003年から2021年まで3年毎に全国の原子力発電所において安全風土のアンケート調査を実施してきた。その間、原子力発電所に関わる出来事が何件か発生している。例えば、東日本大震災(2011)による福島第一原子力発電所の事故などである。福島事故後、全原子力発電所は停止を余儀なくされたが、新規制基準の下で徐々に再稼働を果たしてきている。しかし、未だに再稼働に至っていない原子力発電所もある。アンケート調査は、これらの出来事の前後においても定期的実施され、原子力発電所で働く職員の安全風土に対する認識が本調査のデータとして記録されている。安全風土の変化に影響を与えたと考えられる主な出来事である事故や規制の動向、原子力プラントの稼働状況などから概観すると、原子力発電所の安全風土は、規制側の動向に敏感に反応していることが分かる。また、事故よりもその後の業務負荷の増大が安全風土の向上を妨げていることも認められる。

キーワード 原子力発電所、出来事、安全風土、変化、アンケート調査

Abstract Every three years from 2003 to 2021, a safety climate survey has been conducted at nuclear power plants throughout Japan. During this period, several events related to nuclear power plants have occurred. One example is the severe accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station that followed the Great East Japan Earthquake and Tsunami (2011). After the accident, all nuclear power plants were forced to shut down, but some have gradually been restarted under new regulatory standards. However, there are still many nuclear power plants that have not yet been restarted. Questionnaire surveys have been conducted periodically before and after these events to record the perceptions of the safety climate of the personnel working at nuclear power plants as data for this survey. An overview of the major events that may have influenced changes in safety climate, such as accidents, regulatory trends, and nuclear plant operating conditions, shows that the safety climate at nuclear power plants is sensitive to developments on the regulatory side. It is also recognized that the subsequent increase in workload, rather than the 2011 accident, has hindered the improvement of safety climate.

Keywords nuclear power plants, events, safety climate, changes, questionnaire survey

1. はじめに

2002年以来、安全風土・安全文化に関するアンケート調査を全国の原子力発電所で実施してきた。アンケート調査は、2003年から本格的に始まり、3年毎に回を重ね、2021年には第7回目の調査が実施された。

その間に、世間の注目を集めた原子力発電に係る出来事が何件か発生している。例えば、東日本大震災(2011)による福島第一原子力発電所の事故などであ

る。福島第一原子力発電所の事故後、全国の原子力発電所は停止を余儀なくされ、2012年5月には全国の原子力発電プラント50基が全停止となっている。その後、事故の反省から新規制基準が導入され、新規制基準の下で徐々に再稼働を果たしてきた。しかし、現時点で未だに再稼働に至っていない原子力発電所もある。本調査は、これらの出来事の前後においても定期的実施され、原子力発電所の安全風土・安全文化に対する職員の思いが本調査のデータとして記録されている。

本調査は、当初、原子力安全システム研究所 (INSS)

*¹ (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

が開発した安全風土のアンケート調査を基に始められた。その後、原子力安全推進協会（JANSI）の安全文化7原則を取り入れ、最近では、国際原子力機関（IAEA）の安全文化の共通モデルにも対応した調査内容に充実されてきた。

本調査の内容は、全体として調査回毎に変化しているが、最初の調査から一度も変更していない調査項目がある。それは、安全風土アンケート調査の調査項目である。安全風土アンケート調査では、安全風土の5要因である「組織の安全姿勢」、「直属上司の姿勢」、「安全の職場内啓発」、「安全配慮行動」、「モラル」（福井，2012）と、モラルの3要因である「仲間意識」、「意思疎通」、「精神衛生」（三隅，1992）を評定している。これらの要因評定の変化に注目すれば、原子力発電所に関わる出来事が原子力発電所の職員にどのような影響を与えたのかを捉えることができるものと考えられる。

ちなみに、安全風土とは、組織成員が直接的にあるいは間接的に知覚し、彼らを安全の配慮や安全行動へ導く一連の組織環境の測定可能な特性である（福井，2014）。

2. 目的

原子力発電所に関わる出来事を振り返り、時々の安全風土の評定変化にもっとも影響を与えた出来事を推定する。

3. 方法

3.1 アンケート調査の概要

調査の実施時期、対象とした原子力発電所数、有効回答者数を以下に示す。

第1回調査	2002~2003年度	9箇所	2951名
第2回調査	2006年度	11箇所	3955名
第3回調査	2009年度	15箇所	6887名
第4回調査	2012年度	17箇所	7485名
第5回調査	2015年度	17箇所	8371名
第6回調査	2018年度	17箇所	8303名
第7回調査	2021年度	17箇所	8162名

いずれの年度においても5月から9月にかけて、ほとんどの原子力発電所で数週間の調査を実施している。

調査は、調査回ごとに若干異なるが、80~100項目の安全風土・安全文化に関わる調査項目にリッカートの5件法で回答してもらった。本論では、その内、第1回目から一度も内容を変えずに使っている8要因、32項目の評定変化に注目する。本文末に付表として評定変化を調べる要因と調査項目を示す。

3.2 トラブル件数

安全風土が良くなれば、トラブルの件数が減少し、悪くなれば、トラブルの件数が増加することが認められている（福井，2012）。そこで、安全風土の評定変化と共に、トラブル件数の変化にも注目する。トラブル件数については、原子力安全推進協会（JANSI）が運営している原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）*2で、法令に基づき国への報告が必要となったトラブル情報の件数を2001年度から2021年度まで調べ、原子力発電プラント一基当たり・年度ごとのトラブル件数を算出した。

3.3 原子力発電をめぐる出来事

原子力発電所の安全風土へ影響を与えたと考えられる主なトラブル、規制の動向、原子力プラントの稼働状況などを2002年から2021年にかけて調べ時系列でまとめた。そして、どのような出来事が原子力発電所の安全風土にどのように影響を与えたのかを考察した。

4. 結果と考察

8要因の評定変化を図1に示す。また、原子力プラント一基当たり年度ごとのトラブル件数の変化を図2に示す。図2においてオレンジ色の丸印でプロットした年度は、アンケート調査の年度を示す。そして、原子力発電所をめぐる主な出来事については、表1に示す。調査年度ごとの変化について、以下時系列に沿って考察する。

*2 <http://www.nuciac.jp/index.html>

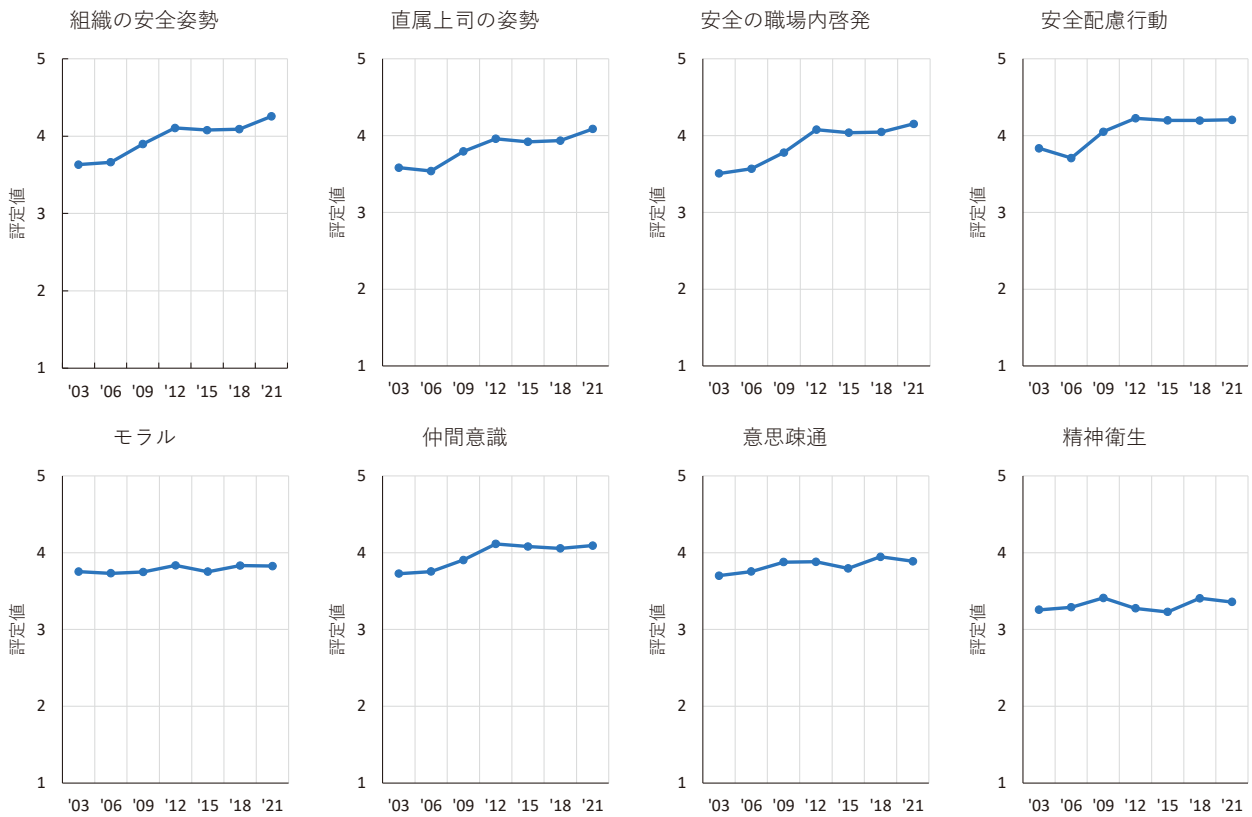


図1 要因評定の変化

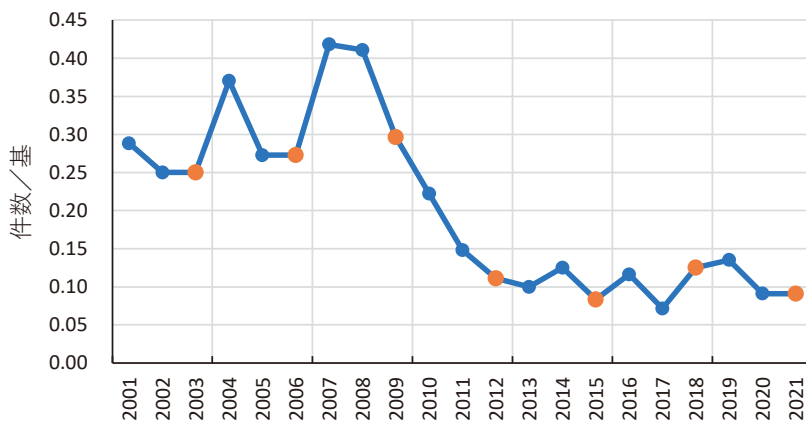


図2 原子力発電所のトラブル件数

4.1 2003年度から2006年度

要因評定の変化は、図1に示すようにほとんど認められないが、「安全配慮行動」の評定値が若干低下している。原子力プラント一基当たりのトラブル件数は、図2に示すように2003年度0.25件から2004年度に0.37

件に上昇しているが、その後低下し、2006年度には2003年度とほぼ同数の0.27件となっている。一方、その間の出来事については、2004年8月に美浜発電所3号機の2次系配管破損事故が発生している。この事故は、当該破損箇所が管理リストから欠落したまま一度も点検されずに減肉が進行し、内圧により破損した個所から噴出した高温の蒸気により、近くにいた作業員11名が死傷したという出来事である（関西電力株式

会社、2004）。この事故により「安全配慮行動」の評定値が低下したものと考えられるが、詳細については、調査項目単位で確認することにする。図3に調査項目ごとの評定変化を示す。評定値が低下した項目は、仕事量が多い時期でも安全確保を優先する(q62)や、現場に向いて注意を払う(q63)である。この結果から推定されることは、この事故により安全最優先の重要性が認識されるが、現場の危険性も認知され、現場へ行くこと

表 1 原子力発電所に関連する主な出来事

年 月	出 来 事
2002.8	自主点検記録不正問題（シュラウドのひび割れ）
2004.8	美浜発電所3号機 2次系配管破損事故
2007.8	保安規定に「安全文化醸成」条項追加（実用炉規則の改正）
2011.3	東日本大震災による福島第一原子力発電所事故
2011.5	浜岡原子力発電所が菅首相の停止要請により停止
2011.7	政府が原子力発電所のストレステスト実施を発表
2012.5	全国の原子力発電所50基全停止
2012.7	大飯発電所3/4号機ストレステストにより安全確認・再起動
2012.9	原子力規制委員会発足
2013.7	新規規制基準導入（原子炉等規制法の改正）
2013.7	安全文化醸成活動が品質マネジメントシステムの対象となる（品質管理技術基準規則の施行）
2013.9	大飯発電所3/4号機 定期検査のため停止
2014.9	川内原子力発電所1/2号機 新規規制基準初適合
2015.8	川内原子力発電所1号機 新規規制基準の下で初の再稼働
2015.10	川内原子力発電所2号機 新規規制基準の下で再稼働
2016.1	高浜発電所3号機 新規規制基準の下で再稼働
2016.2	高浜発電所4号機 新規規制基準の下で再稼働
2016.8	伊方原子力発電所3号機 新規規制基準の下で再稼働
2017.12	柏崎刈羽原子力発電所6/7号機 新規規制基準BWR初適合
2018.3	大飯発電所3号機 新規規制基準の下で再稼働
2018.3	玄海原子力発電所3号機 新規規制基準の下で再稼働
2018.5	大飯発電所4号機 新規規制基準の下で再稼働
2018.6	玄海原子力発電所4号機 新規規制基準の下で再稼働
2020.4	新検査制度導入（原子炉等規制法の改正、品質管理基準規則の施行）
2021.6	美浜発電所3号機 新規規制基準の下で再稼働

への抵抗感、あるいは現場への入域制限などがあり、現場での確認が十分にできていないという評価になったものと推測される。

4.2 2006 年度から 2009 年度

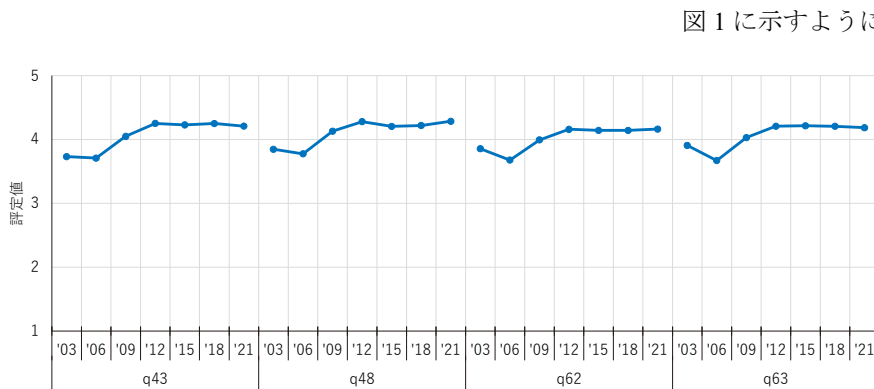


図 3 安全配慮行動の項目評価

図 1 に示すように「組織の安全姿勢」や「直属上司の姿勢」など、ほとんどの要因評価値が上昇している。原子力プラント一基当たりのトラブル件数は、図 2 に示すように 2007 年度と 2008 年度共に 0.4 件を超えるまでに上昇したが、2009 年度には 0.3 件に低下している。この間の主な出来事は、2007 年 8 月に実用炉規則^{*3}の改正があり、保安規定^{*4}に安全文化を醸成す

*3 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則

*4 原子力発電所の運転の際に実施すべき事項や、従業員の保安教育の実施方針など原子力発電所の保安のために必要な基本的な事項が記載されているもの。

るための体制と、経営責任者の積極的な関与の明記が義務付けられたことである（中国電力株式会社，2007；北陸電力株式会社，2007）。この規則の改正により、安全風土・安全文化の組織的な醸成活動が活性化されたものと考えられる。原子力プラント一基当たりのトラブル件数が、一旦 0.4 件を超えるまでに上昇していた状態から 0.3 件に低下していることから、より良い安全風土・安全文化が醸成されたものと推定できる。

4.3 2009 年度から 2012 年度

ここでも、図 1 に示すように「組織の安全姿勢」、「直属上司の姿勢」、「安全の職場内啓発」、「安全配慮行動」、「仲間意識」の評定値は更に上昇するが、「精神衛生」の評定値は低下する。また、原子力プラント一基当たりのトラブル件数は、図 2 に示すように 2009 年度の 0.3 件から年々減少し、2012 年度には 0.11 件に低下している。

その間の主な出来事は、2011 年 3 月に発生した東日本大震災による福島第一原子力発電所の大事故がある。当時、1 号機から 3 号機まで運転中であったが、マグニチュード 9 の地震発生により緊急停止したものの、炉心冷却のための外部電源が喪失し、その後発生した津波により非常用電源さえも失われ、炉心冷却ができずに炉心損傷に至ったものである（国会事故調，2012）。この地震により女川原子力発電所、福島第二原子力発電所、東海第二原子力発電所でも稼働中のプラントは自動停止しているが、重大な損傷は免れている。

この事故をきっかけに、同年 5 月には、マグニチュード 8 クラスの東海地震の発生もあり得るということで、当時の菅総理の要請（首相官邸 a，2011）により浜岡原子力発電所が停止することになる。同年 7 月、政府は定期検査で停止中の原子力発電プラントを起動する条件としてストレステスト*5を実施し、安全裕度を確認すると発表した（首相官邸 b，2011）。福島第一原子力発電所の事故後も上記以外の全国の原子力プラントは稼働していたが、定期検査のため徐々に計画停止し、2012 年 5 月には、再稼働ができないまま原子力発電プラント 50 基すべてが停止状態に至った。しかし、同年 7 月に、大飯発電所 3 号機と 4 号機だけがストレステストにより安全性が確認され、更に夏場の電力不足が予

想されるとして再稼働を許されている（首相官邸，2012）。

福島第一原子力発電所の事故の甚大さと、その後に原子力発電プラントが徐々に停止し、再稼働ができない状態は、図 1 に示すように将来への不安など「精神衛生」の低下として認められている。図 4 に q77（これからの人生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）の評定変化を示す。しかし、このような逆境の中でも 2012 年度の安全風土のほとんどの要因評定は、2009 年度に比べ更に上昇しているのである。福島第一原子力発電所の事故後の反省から各原子力発電所は、非常用電源の強化や、原子炉格納容器の破損防止対策の強化、浸水防止対策の強化など大小様々な対策を積極的に取り組んだものと考えられる。折しもストレステストにより安全裕度が確認できれば再稼働が達成できるという可能性もあり、安全対策活動が活性化されたものと考えられる。福島第一原子力発電所の事故以来、原子力発電プラントが徐々に停止していくとは言え、トラブル件数の減少からも安全風土・安全文化がより良い状態に推移したものと推定できる。

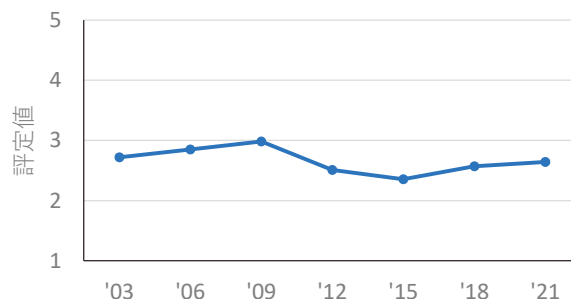


図 4 将来不安 (q77) の評定 (逆転) 変化

4.4 2012 年度から 2015 年度

2015 年度の各要因評定は、図 1 に示すように 2012 年度に比べほとんど変化がなく、若干低下傾向を示している。原子力プラント一基当たりのトラブル件数は、2012 年度の 0.11 件から 2015 年度 0.08 件に若干減少している。

この期間の出来事として、2012 年 9 月に原子力規制委員会が発足し、原子力発電プラントの再稼働へ向け

*5 安全上重要な施設・機器等が設計上の想定を超える事象に対してどの程度の安全裕度を有するかの評価

た本格的な準備が進んだ時期と言える。2013年7月の原子炉等規制法*6の改正によりシビアアクシデント対策*7を義務化するなどの新規制基準が導入され、新規制基準に適合することが再稼働の条件となる（原子力規制委員会、2016）。また、同時に品質管理技術基準規則*8が施行され、安全文化醸成活動が品質マネジメントシステム（QMS）*9の対象となる。2013年9月には、ストレステストにより一旦再稼働を許された大飯発電所3号機と4号機は、定期検査のため停止し、原子力発電プラントのすべてが再び停止状態となった。しかし、2014年9月に、川内原子力発電所1号機と2号機が全国で初めて新規制基準に適合していると認可され、2015年8月には、川内原子力発電所1号機が全国で初めて新規制基準の下で再稼働を果たす（原子力安全推進協会、2021）。

各要因の評定は、2009年度、2012年度と連続していた上昇傾向が止まり、2015年度には低下傾向に転じている。その原因として、新規制基準が施行されたことにより再稼働のために実施すべきことが明確になったことから、再稼働早期実現のための業務負荷が集中し、結

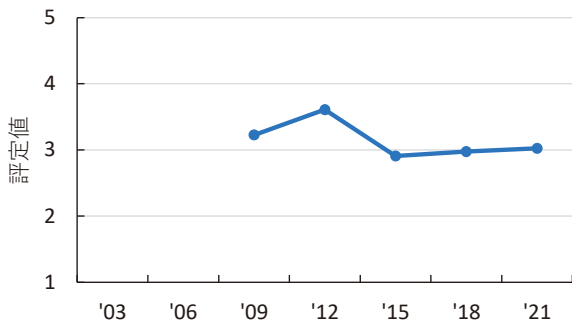


図5 要員確保 (q10) の評定比較

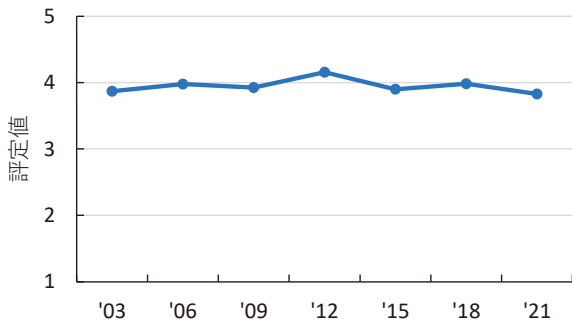


図6 規則遵守 (q59) の評定変化

果として安全風土・安全文化の醸成活動が停滞するに至ったものと推定できる。それは、要員確保 (q10) や、規則遵守 (q59) の評定変化からも余裕のない業務実態を窺うことができる。図5にq10（業務を遂行する上で必要な要員が確保・配分されている）の評定変化、図6にq59（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））の評定変化を示す。尚、q10については2009年度から調査を実施している。

4.5 2015年度から2018年度

2018年度の各要因評定も、図1に示すように2015年度に比べほとんど変化をしていない。若干上昇傾向が認められるのは、「意思疎通」と「精神衛生」である。原子力プラント一基当たりのトラブル件数は、図2に示すように2015年度0.08件から2018年度0.13件に若干上昇している。

この期間の出来事は、2015年8月の川内原子力発電所1号機の再稼働を先駆けとして、原子力発電プラントが徐々に再稼働を達成していくことである。原子力プラントの再稼働の状況を図7に示す。しかし、再稼働を達成した原子力プラントはまだ一部であり、多くの原子力発電所で業務負荷の高い状態が継続していることが図5に示されている。そのため、安全風土・安全文化の醸成活動が停滞しがちとなり、安全風土の各要因の評定は2015年度とほとんど変わらなかったものと考えられる。

「精神衛生」の評定については、福島第一原子力発電所の事故以来2012年度、2015年度と連続して低下していたが、2018年度に上昇に転じている。まだ一部であるが原子力プラントの再稼働の進展によって、図4に

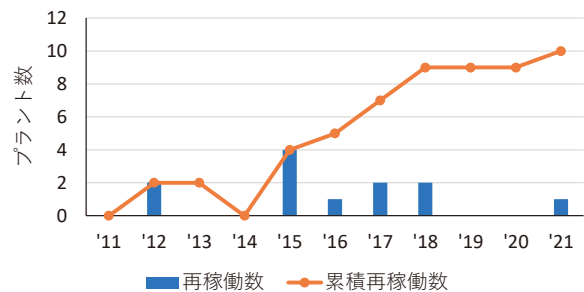


図7 福島第一事故以降の再稼働プラント数

*6 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

*7 炉心損傷、格納容器破損などの重大事故防止対策

*8 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則

*9 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関し、原子力事業者等が自らの組織の管理監督を行うための仕組み

示すように将来への不安感などが低下し、少なからず希望が持てるようになってきたものと推定できる。

4.6 2018年度から2021年度

ここでは、図1に示すように「組織の安全姿勢」、「直属上司の姿勢」、「安全の職場内啓発」の評定は上昇するが、他の要因評定はほとんど変化していない。原子力プラント一基当たりのトラブル件数は、図2に示すように2018年度0.13件から2021年度0.09件に低下している。

この期間の出来事は、2020年4月の原子炉等規制法の改正および品質管理基準規則^{*10}の施行による新検査制度の導入が挙げられる。規制当局の従来の検査は、事前に決められた項目について適否を確認するチェックリスト方式であり、事業者の検査対応部門を通じた図面、記録の確認や現場巡視であったが、新検査制度は、検査官が「いつでも」、「どこでも」、「なんにでも」自由にチェックができる検査となった（原子力規制委員会、2020）。これによって、普段からのありのままの安全への取り組み状況が評価されることとなり、原子力発電所の幹部や管理職の活動が活性化されたものと推定できる。しかし、他の要因評定が変わらないのは、原子力プラントの再稼働が2018年度以降ほとんどなく、図5に示すように多くの原子力発電所で再稼働のための業務負荷の高い状態が継続し、結果として安全風土・安全文化の醸成活動を停滞させていることによるものと考えられる。

5. まとめ

2003年度から本格的に始められた3年毎のアンケート調査結果により以下の考察がされた。

2004年8月に発生した美浜発電所3号機の2次系配管破損事故により、安全最優先の重要性が認識されるが、現場の危険性も認知され、現場へ行くことへの抵抗感、あるいは現場への入域制限などがあり、現場での確認が十分にできていないという思いが2003年度から2006年度にかけて「安全配慮行動」の評定の低下になったものと推定された。

2007年8月に実用炉規則の改正があり、保安規定に安全文化を醸成するための体制と、経営責任者の積極的な関与の明記が義務付けられたことから、安全風土・安全文化の組織的な醸成活動が活性化されたものと考えられる。その為、2009年度は、ほとんどの要因評定が上昇したものと推定された。

2011年3月に発生した東日本大震災による福島第一原子力発電所の事故により、原子力発電プラント50基すべてが停止状態に至った。しかし、事故後の反省から各原子力発電所は、非常用電源の強化や、原子炉格納容器の破損防止対策の強化、浸水防止対策の強化など大小様々な対策を積極的に取り組んだものと考えられる。折しもストレステストにより安全裕度が確認できれば再稼働が達成できるという可能性もあり、安全対策活動が活性化されたものと考えられる。その為、2012年度は、「精神衛生」の評定の低下が認められたものの、安全風土のほとんどの要因評定が上昇したものと推定された。

2012年9月に原子力規制委員会が発足し、2013年7月にシビアアクシデント対策を義務化とする新規制基準が導入され、新規制基準に適合することが再稼働の条件となる。新規制基準が導入されたことにより再稼働のために実施すべき対策が明確になったことから、再稼働早期実現のための業務負荷が集中し、結果として安全風土・安全文化の醸成活動が停滞するに至ったものと推定できる。その為、2015年度の要因評定は、2009年度、2012年度と連続していた上昇傾向が止まり、低下傾向に転じたものと推定された。

2015年8月の川内原子力発電所1号機の再稼働を先駆けとして、原子力発電プラントが徐々に再稼働を達成していくが、再稼働を達成した原子力プラントはまだ一部であり、多くの原子力発電所で再稼働のための努力が続けられている。一方、まだ一部であるが原子力プラントの再稼働によって、将来への不安感などが低下し、少なからず希望が持てるようになってきたものと考えられる。その為、2018年度は、「精神衛生」などの評定に上昇傾向が認められるものの、その他の要因評定はほとんど変わらなかったものと推定された。

2020年4月の原子炉等規制法の改正により新検査制度が導入された。新検査制度では、検査官の意思で自由にチェックできることになったことから、普段からのありのままの取り組み状況が評価されることになり、

^{*10} 原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則

原子力発電所の幹部や管理職の活動が活性化したものと推定できる。その為、2021年度は、「組織の安全姿勢」、「直属上司の姿勢」、「安全の職場内啓発」の評定は上昇するが、原子力発電プラント再稼働が進展しないため、他の要因評定はほとんど変化しなかったものと推定された。

以上のように2003年度から2021年度までの安全風土の変化を主な出来事から概観すると、原子力発電所の安全風土は、規制側の動向に敏感に反応していることが分かる。また、福島第一原子力発電所の事故よりもその後の業務負荷の増大が安全風土の向上を妨げている一つの要因として認められる。

今後、原子力発電プラントの再稼働完全達成の実現や、新検査制度の定着が想定される。また、政府は、エネルギー安定供給や脱炭素社会の実現のため、2022年12月に、原子炉の実質的60年超過運転や、次世代型原子炉の開発や建設を認める内容に原子力政策を転換した（首相官邸、2022）。これらが原子力発電所の安全風土にどのような影響をもたらされるのか興味深いところである。

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。深く感謝申し上げます。

引用文献

- 中国電力株式会社（2007）. 島根原子力発電所原子炉施設保安規定変更の認可について
<https://www.energia.co.jp/atom/press07/p071213-1.pdf>
 (2023.5.16)
- 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.
- 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— Journal of the Institute of Nuclear Safety System, 21, 2-12.
- 原子力安全推進協会（2014）. JANSIの活動と安全文化
https://www.genanshin.jp/news/data/docu_20140422.pdf
 (2023.05.29)
- 原子力安全推進協会（2021）. 原子力施設新規制基準

- 適合性審査状況 <https://www.genanshin.jp/facility/map/> (2022.12.16)
- 原子力規制委員会（2016）. 新規制基準
<https://www.nra.go.jp/activity/regulation/tekigousei.html>
 (2023.05.30)
- 原子力規制委員会（2020）. 原子力規制検査の概要
<https://www2.nra.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/gaiyou.html> (2023.04.13)
- 北陸電力株式会社（2007）. 志賀原子力発電所原子炉施設保安規定変更の認可について
<https://www.rikuden.co.jp/press/attach/07121301.pdf>
 (2023.5.16)
- IAEA(2020). Harmonization of the Models of Safety Culture（原子力安全推進協会（訳）（2020）安全文化の共通モデル）
- 関西電力株式会社（2004）. 美浜発電所3号機2次系配管破損事故について https://www.kepcoco.jp/ir/brief/jobfair/pdf/h161101_2.pdf (2023.05.30)
- 三隅二不二（1992）. リーダーシップ行動の科学（改訂版） 有斐閣.
- 首相官邸 a（2011）. 菅内閣総理大臣記者会見
<https://www.kantei.go.jp/jp/kan/statement/201105/06kaiken.html> (2022.12.16)
- 首相官邸 b（2011）. 我が国原子力発電所の安全性の確認について https://www.kantei.go.jp/saigai/pdf/20110711anzensei_kakunin.pdf (2022.12.16)
- 首相官邸（2012）. 大飯原子力発電所3, 4号機の再起動について <https://www.kantei.go.jp/jp/headline/genshiryoku.html> (2022.12.16)
- 首相官邸（2022）. 内閣官房長官記者会見
https://www.kantei.go.jp/jp/tyoukanpress/202212/23_a.html (2023.5.26)
- 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（国会事故調）（2012）. 国会事故調報告書 徳間書店

付表 評定変化に注目する要因と評定項目

要因	No.	調査項目
組織の安全姿勢	q2	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
	q6	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
	q7	あなたの発電所の幹部は、安全上の問題がないか現場に出向いて注意を払っている
	q8	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
直属上司の姿勢	q3	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
	q5	あなたの直属上司は、安全性の向上に貢献した部下が、会社から認められるように努力している
	q30	あなたの職場では、直属上司から業務の内容について納得のいく説明がされている
安全の職場内啓発	q49	あなたの職場では、一つひとつの業務について、誰が責任を持っているか明確である
	q31	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
	q32	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
	q71	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
安全配慮行動	q72	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
	q43	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
	q48	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
	q62	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
モラル	q63	あなたの職場の仲間は、安全上の問題がないか現場に出向いて注意を払っている
	q46	あなたの職場では、組織の常識に捉われず、一般市民の視点も重視して仕事をする人が大切だと思っている人が多い
	q59	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）
	q60	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
仲間意識	q74	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）
	q64	あなたの職場の仲間はチームワークがとれている
	q65	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
	q66	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
意思疎通	q80	あなたは今の職場の仲間の一員でいたい
	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）
	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
精神衛生	q29	あなたの直属上司は職場間の連絡をうまくとっている
	q70	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）
	q16	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）
	q77	あなたは、これからの人生をあれこれと考えてみて「将来なんとなく不安だ」というような気がする（逆転項目）
	q78	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）
	q79	あなたは直属上司から無理な圧力を感じることもある（逆転項目）

原子力産業従業員の安全風土評価における年齢差

Age Differences in Safety Climate Assessment of Nuclear Industry Employees

寺口 司 (Tsukasa Teraguchi) *1

要約 安全風土とは従業員を安全行動に導く組織環境に対する、従業員間で共有する知覚である。原子力産業において安全風土は職務の安全性を維持する上で重要な要因の1つとなっている。そのため、各従業員が安全風土を一様に高く認知できる職場環境が望ましい。しかし、これまでの研究においても従業員の年齢によってその評価が異なる可能性が示唆されており、その傾向は一貫していない。そこで本研究では職場の安全風土の評価が年齢によって変わるのか、またその調整要因を探索的に検討した。その結果、安全風土は20歳代以下が他の年齢よりも評定値が高いことが示された。一方で職場モラルでは20歳代以下が最も高く、30歳代で最も低くなり、その後高くなっていくことが示された。ただし、年齢と安全風土の評定値との関係を調整する有意な要因は示されなかった。さらなる検討が必要と言える。

キーワード 安全風土, 安全文化, 世代差

Abstract Safety climate is the shared perception among employees of an organizational environment that leads them to safe actions. In the nuclear industry, safety climate is one of the key factors in maintaining job safety. Therefore, it is desirable to have a work environment in which each employee has a uniformly positive perception of the safety climate. However, previous studies have suggested that this perception may differ depending on the age of the employees, and the trend has not been consistent. Therefore, this study explored whether evaluations of the workplace safety climate vary with age and what are the moderating factors. The results showed that safety climate evaluations were higher for employees in their 20s and younger than for other age groups. On the other hand, workplace morale was highest for workers in their 20s and under, lowest in the 30s and then increased. However, no significant factors were identified that moderated the relationship between age and safety climate evaluation. Further studies are needed to understand the relationship.

Keywords safety climate, safety culture, generational difference

1. はじめに

事故の発生を防ぐうえでは機器自体の性能やエラーといった技術要因, 機器を扱う人間による判断の誤りや操作ミスなどの人的要因のみならず, 組織がどのように運営されているかという組織要因も検討されるべきである(原子力安全システム研究所, 2019)。中でもメンバーを安全への配慮や行動に導く組織環境である安全風土(safety climate)は注目されており, 実際に事故を低減させる可能性が示されている(e.g., Morrow, Koves, & Barnes, 2014; Nahrgang, Morgeson, & Hofman, 2010; 寺口, 2022)。組織はこの安全風土を高い水準で維持する必要がある。

しかし, 組織の安全風土に対する見方は必ずしも従業員間で一致している訳ではない。同じ組織を対象としていたとしても, ある基準を十分に安全であると考え人もい

れば安全には程遠いと考え人もいる。またある業務の担当が見えている範囲では安全であっても, 別の業務担当が見えている範囲では安全が維持されていない場合もあるだろう。どの視点からも安全風土が高い職場であると評価される状態が望ましいものの, その状態を維持することは困難である。そこで本研究では組織内での安全風土の評価の違いが何によって生まれるのかを検討すべく, 年齢差に着目した検討を行う。

2. 問題

2.1 安全風土と年齢の関係

安全風土とは組織成員を安全の配慮や安全行動に導く組織環境であり, 従業員間で共有するその知覚を集約し測

*1 (株) 原子力安全システム研究所 社会システム研究所

定可能にした特性を指す (e.g., 福井, 2012; Zohar, 1980) . なお, 同様の概念で国際原子力機関 (International Atomic Energy Agency; IAEA) が提唱した「安全文化」 (INSAG, 1991) がある. これは「原子力の安全の問題には, その重要性にふさわしい注意が最優先で払われなければならない. 安全文化とは, そうした組織や個人の特性と姿勢の総体である。」とされており, 特に安全文化が顕在化したものが安全風土であるとも言われている (西田, 2017) . これらを弁別した検討も多く行われているものの, 本稿内では同一のものとして検討を行う.

この安全風土は「共有された知覚」とされてはいるものの, 同じ職場について回答したとしても安全風土への評価が異なる場合があることが指摘されている. その要因の1つが年齢である. 例えばイギリスのセラフィールド原子力発電所職員について調査を行った Lee (1998) の研究では, 年齢が高くなるほどリスクに対する警戒心などの安全風土がよりポジティブな評価になることが示されている. また, 国内の原子力発電所を対象とした研究では, 「組織の安全姿勢」や「安全配慮行動」などの安全風土評価が 40 歳代までは年齢とともに低下していくことが示されている (福井, 2012) .

このように安全風土の評価が年齢によって異なる例は原子力発電分野以外でも確認がされている. 例えばオーストリアの看護師・助産師約 700 名を対象とした Glarcher, Kaiser, Kutschar, & Nestler (2022) の調査では, 自身の職場の安全風土について尋ねたところ, 年齢が 50 歳以上の参加者は 30 歳未満の参加者に比べて安全風土をよりポジティブに評価していることが示された. また, Jiang et al. (2019) では中国の医療従事者 650 名を対象とした調査を行っており, チームワークや組織のマネジメント能力などの安全風土への評価が年齢とともにポジティブになることを示している. 一方でアメリカの消防隊員約 8500 名を対象とした調査 (Taylor et al., 2019) では年齢が高くなるとともに自身の職場への安全風土の評価がよりネガティブになることが示されている.

以上の通り年齢と安全風土の評価との関係は研究間で一貫していない. 年齢が高くなるほど安全風土への評価がポジティブになる場合もあれば, ネガティブになる場合もあり, 曲線的な関係になる場合もありうる. さらにこれら関係が同じ業種内でも職種によって変わる可能性が指摘されている. Lee & Harrison (2000) の原子力発電所従業員を対象とした研究では, 現場作業員は年齢が上がるほどに安全風土への評価がポジティブになるものの, プラント運転員の場合には 30 歳代で一度評価が低下し, その後 40 歳代, 50 歳代で上昇していく傾向が示されている.

これだけではなく, そもそも年齢の影響が確認できなかった研究も見受けられる. ノルウェーのトラック運送会社のドライバー約 500 名を対象とした調査 (Nævestad, Blom, & Philips, 2020) やオーストラリアの炭鉱業従事者 230 名を対象とした調査 (Rubin, Giacomini, Allen, Turner, & Kelly, 2020) , アメリカの金属加工業企業に勤める従業員約 2000 名を対象とした調査 (Parker et al., 2017) などではいずれも安全風土への評価に対して年齢間での相違が確認できていない. Nævestad et al. (2020) や Rubin et al. (2020) では年齢との直線関係のみを検討しているものの, Parker et al. (2017) では 25 歳未満, 25~40 歳, 41~54 歳, 55 歳以上の 4 段階に分けた中で安全風土の評価の差異を検討している. しかし, いずれの研究においても安全風土への評価に差異は認められなかった.

また, 実際に年齢による差異が認められた場合でもなぜそのような差が生まれたのか, 多くの検討は行われていない. 年齢以外の説明可能性についても検討をすべきであると考えられる. 例外的に Lee (1998) では年齢と同時に勤続年数を検討している. 結果, 年齢に関係なく勤続 5 年で安全風土への評価がネガティブになり, 年数が進むにつれて回復する傾向が示された. 一方で勤続年数に関係なく年齢が高いほど安全風土評価がポジティブであることも示されている. 勤続年数以外では世代による説明可能性についても検討をすべきであると考えられる. つまり, 年齢を重ねた結果ではなく特定の社会的事実・事件などを経験することによって評価が変わっている可能性は捨てきれない. その場合, 20 歳代, 30 歳代, 40 歳代とで安全風土の認知が変わっているのではなく, 例えば 1980 年代生まれ, 1990 年代生まれ, 2000 年代生まれで認知が変わっている可能性がある.

2.2 本研究の目的

本研究の目的は日本国内の原子力関連産業従業員の職場の安全風土の評価に対する年齢の影響を検討すること, そしてその違いを生み出す要因 (i.e., 年齢と安全風土評定との影響に対する調整要因) について検討を行うことであった. これまでの研究では安全風土評定に対する年齢の影響について一貫した結果が示されておらず (e.g., Lee, 1998; Parker et al., 2017; Taylor et al., 2019) , またなぜ年齢による違いが生まれるかについても検討されてきていない. そこで 2021 年度の質問紙調査結果を再分析し, 年齢が職場の安全風土評価に影響するかどうか, そしてその影響に対してどの要因が調整要因となりうるのかを探索的に検討した. 本研究では職位と職務 (職種, 業種) , 世

代を調整要因として検討している。例えば年齢による安全風土評定の差異が特定の状況 (e.g., 管理職, 現場職) でのみ示されるのであれば, その結果から年齢が安全風土評定に影響を及ぼす心理プロセスを推定することが出来るだろう。特に, 年齢による違いについて別の説明可能性を探るべく, 9年前の調査結果と比較することで年齢による違いなのか, 世代による違いなのかを検討した。

3. 方法

3.1 参加者

本研究では原子力安全推進協会が3年に一度実施している「安全文化アンケート」の二次分析を行った。安全文化アンケートは2002年以降から継続して行われており, 日本国内の原子力関連産業の従業員に対して自身の職場の安全風土について回答を求めている。今回の分析では2021年度の調査データ, その比較として2012年度の調査データを用いた。

この調査の回答者は事業所間で差異はあるものの, 原則として課長職相当以下は従業員全員が回答対象となっており, 有効回答率は総計で9割を超えている。2021年度では32社103事業部25,388人, 2012年度では32社95事業部16,832人が対象となっていた。なお2012年度で対象となった事業部の57.425%は2021年度でも調査対象となっていた。

これらの回答者を所属部署ごとにその職務内容から現場部門職, 管理部門職の2つに分類している。それぞれの人数は2021年度では現場部門職16947人と管理部門職8441人, 2012年度では現場部門職12362人と管理部門職4470人であった。

3.2 質問項目

安全文化アンケートでは各年度において安全風土に関する様々な設問を尋ねている。設問内容は調査年度によって異なり, 約80項目で構成されている。ただし, これらのうち, 福井 (2012), 河合 (2021), 寺口 (2022) でも使用している安全風土尺度の「組織の安全姿勢」, 「直属上司の姿勢」, 「安全の職場内啓発」, 「安全配慮行動」, 「モラル」, 「仲間意識」, 「意思疎通」, 「精神衛生」の計8要因32項目 (Table 1) については各調査を通して継続的に計測されている。これらの設問への回答はすべて1(そう思わない)~5(そう思う)の5件法であった。なおこの8要因のうち, 「組織の安全姿勢」, 「直属上司の姿勢」, 「安全の職場

内啓発」, 「安全配慮行動」, 「モラル」は福井 (2012) の安全風土尺度を, 「仲間意識」, 「意思疎通」, 「精神衛生」は三隅 (1984) のモラル尺度を元にしたものである。本研究ではこの2つの因子群をそれぞれ「安全風土」「職場モラル」と呼称する。分析では各要因の評定値にはその要因に含まれるすべての項目の得点の平均値を使用し, 総合指標として安全風土 (2021年度: $\alpha = .944$; 2012年度: $\alpha = .937$) および職場モラル (2021年度: $\alpha = .885$; 2012年度: $\alpha = .882$) についても評定値を算出した。

また, デモグラフィック変数として年齢と職位について尋ねている。年齢については2021年度では「29歳以下」, 「30歳代」, 「40歳代」, 「50歳代」, 「60歳以上」の5段階で, 2012年度では「29歳以下」, 「30歳代」, 「40歳代」, 「50歳以上」の4段階で測定していた。本研究での分析ではこれらを統合し, 「20歳代以下」, 「30歳代」, 「40歳代」, 「50歳代以上」の4段階とした。

職位については事業所間, 企業間で尋ね方に差異があるものの, その内容から大きく一般社員, 管理職の2つに分けて分析を行った。

4. 結果

分析はすべてR 4.1.2で行われた。なお本研究では主に分散分析による検討を行う。その際, 水元・竹内 (2008) に

Table 1. 安全風土尺度の項目例

要因名	項目例	信頼性係数	
		2021年度	2012年度
安全風土 組織の安全姿勢	安全の取り組みに対する発電所幹部の熱意・意気込みが伝わってくる	.853	.840
	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		
直属上司の姿勢	あなたの職場では, 直属上司から仕事(業務)の内容について納得のいく説明がなされている	.855	.842
	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		
安全の職場内啓発	あなたの職場では, 安全について難しいことも話し合うという雰囲気がある	.872	.865
	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		
安全配慮行動	職場の仲間は, 能率の良い作業方法を思い付いた場合でも実行する前に安全性を確認している	.860	.882
	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		
モラル	あなたの職場では, 組織の常識に捉われず, 一般市民の視点も重視して仕事することが大切と思っている人が多い	.628	.608
	あなたの職場では, 手間のかかる規則・ルールよりも容易な方法を選択する場面がある (逆転項目)		
職場モラル	あなたの職場の仲間はチームワークがとれている	.873	.889
	あなたは今の職場の仲間の一員でいたい		
意思疎通	あなたの直属上司は, その直属上司と連絡をうまくとっている	.731	.756
	あなたの意見やアイデアが途中でたち消えてしまつて, 上の方まで届いていないと思われるような場面がある (逆転項目)		
精神衛生	あなたは今の会社をやめてしまいたいと思うことがある (逆転項目)	.713	.716
	一般的にいつて, 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)		

Table 2. 安全風土評価の要約統計量

	20歳代以下			30歳代			40歳代			50歳代以上		
	N	M	SD	N	M	SD	N	M	SD	N	M	SD
A 組織の安全姿勢	4678	4.240	0.727	5903	4.045	0.801	6645	4.162	0.757	8042	4.243	0.708
B 直属上司の姿勢	4692	4.145	0.785	5919	3.882	0.863	6667	3.985	0.813	8067	4.042	0.758
C 安全の職場内容差	4672	4.227	0.680	5888	4.009	0.733	6625	4.034	0.719	8011	4.068	0.710
D 安全配慮行動	4659	4.300	0.619	5886	4.069	0.674	6620	4.112	0.658	7990	4.138	0.649
E モラル	4680	3.765	0.734	5904	3.651	0.769	6651	3.815	0.743	8045	3.948	0.723
G 仲間意識	4695	4.127	0.782	5917	3.913	0.852	6662	3.996	0.809	8062	4.036	0.765
H 意思疎通	4683	3.904	0.784	5908	3.717	0.797	6654	3.838	0.781	8043	3.935	0.771
I 精神衛生	4690	3.251	0.956	5911	3.160	0.939	6662	3.415	0.926	8070	3.635	0.924
安全風土	4697	4.162	0.589	5922	3.949	0.650	6668	4.033	0.635	8073	4.092	0.618
職場モラル	4697	3.745	0.704	5920	3.588	0.721	6669	3.746	0.710	8076	3.874	0.697

従い、効果量 ω^2 については $\omega^2 > .01$ を効果量小、 $\omega^2 > .09$ を効果量中、 $\omega^2 > .25$ を効果量大として解釈する。

4.1 要約統計量

安全風土尺度の各要因について、年齢別の平均値や標準偏差は Table 2 の通りであった。まず各年代において平均値が 5 点中 4 点を超える要因が過半数に見られ、比較的高水準にあると言える。また全体的に 20 歳代以下が最も評定値が高く、30 歳代で最も低い値を示す傾向にある (Table 2)。

4.2 職位での比較

次に職位による年齢の影響の違いを検討するため、一般社員と管理職とに分けて年齢間の変動を検討した。このとき、管理職はすべて 30 歳代以上と回答していたため、30 歳代以上からの比較とした。分析には職位 (一般社員・管理職) と年齢 (30 歳代・40 歳代・50 歳代以上) とを独立変数、安全風土と職場モラルとを従属変数とする参加者間 2 要因分散分析を用いた (Figure 1)。

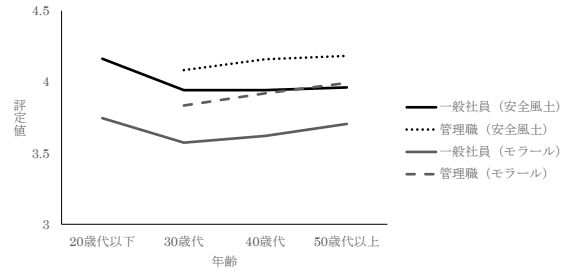


Figure 1. 安全風土評価に職位と年齢が与える影響

その結果、安全風土、職場モラルともに職位と年齢の主効果が認められ、職位に関しては一般社員よりも管理職の方が安全風土 ($F(1, 20468) = 199.976, p < .001, \omega^2 = .010$)、職場モラル ($F(1, 20650) = 345.539, p < .001, \omega^2 = .016$) の評定値が高いことが示された。また年齢についてそれぞれ Holm 法による多重比較を行ったところ、安全風土 ($F(1, 20468) = 5.956, p < .01, \omega^2 = .001$) では 30 歳代 ($M = 4.012, SD = 0.650$) よりも 50 歳代以上 ($M = 4.072, SD = 0.618$) の方が有意に高く ($p < .01$)、職場モラル ($F(1, 20650) = 36.990, p < .001, \omega^2 = .003$) では、30 歳代 ($M = 3.704, SD = 0.721$)、40 歳代 ($M = 3.770, SD = 0.710$)、50 歳代以上 ($M = 3.849, SD = 0.697$) の順に評定値が有意に高かった。ただし、職位、年齢ともに効果量は小さい。なお、有意な交互作用はいずれも認められなかった。

4.3 職務での比較

職務内容による年齢の影響の違いを検討するため、職種 (現場部門職・管理部門職)、業種 (電力会社・電力会社以外) の影響を検討した。なお、先ほどの職位間での差異を踏まえると、一般社員に比べて管理職の方が安全風土評定値が高いものの、年齢間で一般社員と管理職との人数

Table 3. 各比較における安全風土評価の要約統計量

		20歳代以下			30歳代			40歳代			50歳代以上			
		N	M	SD	N	M	SD	N	M	SD	N	M	SD	
安全風土	職位	一般社員	4694	4.162	0.589	5584	3.941	0.651	3859	3.942	0.656	3303	3.962	0.651
		管理職	.	.	.	336	4.082	0.610	2807	4.159	0.583	4765	4.183	0.577
	職種	現場部門職	3683	4.181	0.580	3479	3.945	0.654	2761	3.957	0.638	2290	3.959	0.653
		管理部門職	1011	4.095	0.616	2105	3.936	0.647	1098	3.903	0.696	1013	3.968	0.649
	業種	電力	2573	4.197	0.561	2827	3.985	0.633	2236	4.004	0.600	1690	4.014	0.625
		電力以外	2121	4.121	0.619	2757	3.897	0.667	1623	3.855	0.716	1613	3.907	0.674
年度	2021年度	4694	4.162	0.589	5584	3.941	0.651	3859	3.942	0.656	3303	3.962	0.651	
	2012年度	4037	4.025	0.585	4284	3.877	0.644	2584	3.892	0.620	1251	3.894	0.652	
職場モラル	職位	一般社員	4694	3.745	0.704	5582	3.574	0.721	3859	3.620	0.720	3305	3.705	0.712
		管理職	.	.	.	336	3.834	0.676	2808	3.919	0.659	4766	3.993	0.661
	職種	現場部門職	3684	3.738	0.695	3478	3.538	0.718	2762	3.608	0.708	2291	3.677	0.700
		管理部門職	1010	3.769	0.735	2104	3.632	0.721	1097	3.651	0.748	1014	3.766	0.736
	業種	電力	2574	3.773	0.680	2826	3.614	0.719	2235	3.668	0.691	1690	3.738	0.700
		電力以外	2120	3.711	0.732	2756	3.532	0.720	1624	3.554	0.752	1615	3.670	0.724
年度	2021年度	4694	3.745	0.704	5582	3.574	0.721	3859	3.620	0.720	3305	3.705	0.712	
	2012年度	4037	3.726	0.667	4284	3.611	0.700	2584	3.618	0.674	1251	3.652	0.672	

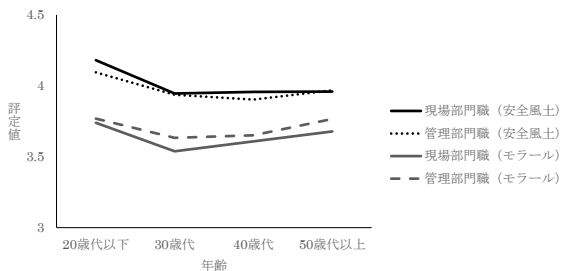


Figure 2. 安全風土評価に職種と年齢が与える影響

比率が異なり職位の影響の偏りが生じてしまう。そこでここでは一般社員のみを分析の対象とした (Figure 2)。

まず職種について、独立変数を職種 (現場部門職・管理部門職) と年齢 (20 歳代以下・30 歳代・40 歳代・50 歳代以上)、従属変数を安全風土と職場モラルとする参加者間 2 要因分散分析を行った。その結果、安全風土では職種 ($F(1, 17432) = 10.391, p < .01, \omega^2 = .000$)・年齢 ($F(3, 17432) = 78.631, p < .001, \omega^2 = .013$) の主効果が認められ、Holm 法による多重比較の結果、30 歳代 ($M = 3.940, SD = 0.651$)・40 歳代 ($M = 3.930, SD = 0.656$)・50 歳代以上 ($M = 3.963, SD = 0.651$) と比べて 20 歳代以下 ($M = 4.138, SD = 0.589$) で評定値が高いことが示された。また、交互作用 ($F(3, 17432) = 3.832, p < .01, \omega^2 = .001$) が認められ、20 歳代以下と 40 歳代では現場部門職よりも管理部門職の方が安全風土が有意に低いことが示された。ただし、職種の主効果や交互作用についてはいずれも効果量が十分でないと言える。

一方、職場モラルでは職種 ($F(1, 17432) = 27.255, p < .001, \omega^2 = .002$)・年齢 ($F(3, 17432) = 46.205, p < .001, \omega^2 = .008$) の主効果が認められ、Holm 法による多重比較の結果、20 歳代以下 ($M = 3.753, SD = 0.704$) から 30 歳代 ($M = 3.585, SD = 0.721$) で有意に評定値が下がり、40 歳代 ($M = 3.629, SD = 0.720$)、50 歳代以上 ($M = 3.722, SD = 0.712$) で評定値が上がっていく傾向が示された。ただし、有意な交互作用は認められず、主効果はいずれも効果量が小さいと言える。

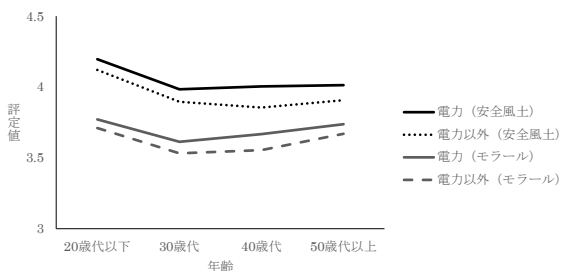


Figure 3. 安全風土評価に業種と年齢が与える影響

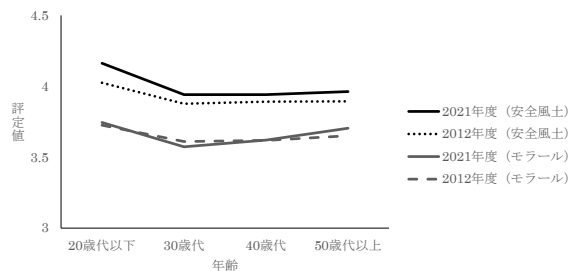


Figure 4. 安全風土評価に年度と年齢が与える影響

次に業種の影響を検討するため、独立変数を業種 (電力会社・電力会社以外) と年齢 (20 歳代以下・30 歳代・40 歳代・50 歳代以上)、従属変数を安全風土と職場モラルとする参加者間 2 要因分散分析を行った (Figure 3)。

その結果、安全風土、職場モラルともに業種 (安全風土: $F(1, 17432) = 114.228, p < .001, \omega^2 = .006$; 職場モラル: $F(1, 17432) = 53.914, p < .001, \omega^2 = .003$)・年齢 (安全風土: $F(3, 17432) = 133.041, p < .001, \omega^2 = .022$; 職場モラル: $F(3, 17432) = 57.171, p < .001, \omega^2 = .010$) の主効果が認められ、有意な交互作用は認められなかった (安全風土: $F(3, 17432) = 2.589, p < .10, \omega^2 = .000$; 職場モラル: $F(3, 17432) = 1.048, n.s., \omega^2 = .000$)。Holm 法による多重比較の結果、安全風土では 20 歳以下が他の年齢よりも評定値が有意に高く、職場モラルでは 30 歳代、40 歳代、50 歳代以上、20 歳代以下の順に評定値が高いことが示された。

4.4 世代の影響の検討

年齢間における評定値の違いが世代の影響によるものか年齢の影響によるものかを検討するため、2012 年度調査と 2021 年度調査とのデータを用いて比較を行った。具体的には独立変数を年度 (2021 年度・2012 年度) と年齢 (20 歳代以下・30 歳代・40 歳代・50 歳代以上)、従属変数を安全風土と職場モラルとする参加者間 2 要因分散分析を行った (Figure 4)。

まず安全風土については年度 ($F(1, 29588) = 98.040, p < .001, \omega^2 = .003$)・年齢 ($F(3, 29588) = 161.743, p < .001, \omega^2 = .016$) の主効果が認められ、Holm 法による多重比較の結果、30 歳代 ($M = 3.909, SD = 0.649$)、40 歳代 ($M = 3.917, SD = 0.642$)、50 歳代以上 ($M = 3.928, SD = 0.652$) に比べて 20 歳代以下 ($M = 4.094, SD = 0.591$) で評定値が高いことが示された。また有意な交互作用 ($F(3, 29588) = 7.765, p < .001, \omega^2 = .000$) が認められているものの、効果量は極めて小さい。

職場モラルでは年齢 ($F(3, 29588) = 70.722, p < .001, \omega^2 = .007$) の主効果が認められ、Holm 法による多重比較

の結果、30歳代 ($M = 3.592, SD = 0.711$)、40歳代 ($M = 3.619, SD = 0.702$)、50歳代以上 ($M = 3.678, SD = 0.702$)、20歳代以下 ($M = 3.736, SD = 0.687$)の順に評定値が高かった。また有意な交互作用 ($F(3, 29588) = 4.476, p < .01, \omega^2 = .000$) が認められているものの、効果量は極めて小さい。

5. 考察

本研究の目的は原子力関連産業従業員の職場の安全風土の評価に対する年齢の影響を検討すること、そしてその調整要因について検討を行うことであった。安全風土と職場モラルについて検討を行ったところ、安全風土では他の年齢に比べて20歳代以下の評定値が高い傾向にあった。一方、職場モラルについては20歳代以下での評定値が最も高く、30歳代で最も低くなり、40歳代、50歳代以上で評定値が高くなっていった。また年齢と安全風土評価との関係の調整要因として職位、職種、業種、世代について検討を行ったものの、十分な効果量の調整要因は示されなかった。

5.1 年齢が安全風土評価に与える影響

本研究の結果から、日本国内の原子力関連産業一般においても安全風土の年齢差は認められることが示された。日本国内の原子力発電所においても安全風土評価の年齢差が認められることは指摘されていたものの(福井, 2012)、その研究では1つの企業を対象に検討が行われていた。本研究では日本国内32社を対象を広げており、より一般化された対象においても年齢の効果が確認できている。効果量は一貫して小さい値ではあるものの、原子力発電所職員の研究(e.g., 福井, 2012; Lee, 1998)や医療関係者への研究(e.g., Glarcher et al., 2022)と同じく年齢の効果が確認できている。安全風土については20歳代以下から30歳代までの間で安全風土評定が低くなり、その後上昇しないという傾向、職場モラルについては30歳代で一度評定が下がった後、年齢とともに評定が上昇している傾向であったが、福井(2012)では40歳代まで年齢とともに評定が低下するという近い傾向を示している。少なくとも20歳代から30歳代にかけて安全風土評価が低下するという結果の信頼性は高まったと言えるだろう。

また、本研究では2021年度での調査結果と2012年度での調査結果とを比較したものの、年齢による影響には大きな差は認められていない。仮に年齢による評定差が年齢そのもの(i.e., 20歳代, 30歳代, 40歳代)ではなく、ある特定の社会事象を経験した世代(i.e., 2000年代生まれ、

1990年代生まれ、1980年代生まれ)によるものなのであれば、2021年度での30歳代から50歳代以上の評定傾向は2012年度での20歳代以下から40歳代での評定傾向に近くなるはずである。しかし本研究の結果ではそのような傾向は認められていない。そのため世代による影響ではなく、世代に関係なく存在する年齢による影響であると考えられる。少なくともこれにより別の説明可能性を1つ排除することが出来たと言えるだろう。

ただし、本研究から年齢の違いによって安全風土評定に違いは認められたものの、その傾向の一貫性については議論の余地がある。本研究と同じように原子力発電所関係を対象とした研究の中では、国内の電力会社1社を対象とした福井(2012)の研究とは似た傾向が得られたものの、他の研究では年齢が高いほど評定が高くなる(e.g., Lee, 1998; Lee & Harrison, 2000)、もしくは30歳代までは低下し40歳代、50歳代とで評定値が上昇していくU字型の関係が認められる(e.g., Lee & Harrison, 2000)。他の業種を含めれば、消防士を対象とした研究(Taylor et al., 2019)において年齢との負の関係が認められており近い傾向ではあるものの、本研究と共通する要因は乏しい。

これまでの研究も含めて年齢と安全風土評定との関係は一貫性が認められない。この原因の1つに考えられるのは安全風土尺度の内容である。安全風土とは「組織成員を安全の配慮や安全行動に導く組織環境であり、従業員間で共有するその知覚を集約し測定可能にした特性を指す(e.g., 福井, 2012; Zohar, 1980)」と定義されるものの、各研究において尋ねている安全風土の構成要素はそれぞれ異なる。例えばLee & Harrison(2000)では職務満足度や組織のリスクレベルなど多様な文脈で職場の安全風土を尋ねており、全体的に20歳代から30歳代にかけて評定が低下し、その後年齢とともに上昇する傾向にはあるものの、それらすべての要因で傾向が一致している訳ではない。例えば職務満足度や個人のリスク選択については年齢とともに評定が上昇する傾向を示している。このように安全風土に対する年齢の影響は安全風土のどの側面、どの因子かによって変わる可能性がある。本研究では信頼性係数が十分高いことが確認されたため「組織の安全姿勢」「直属上司の姿勢」「安全の職場内啓発」「モラル」の5つを合わせて「安全風土」, 「仲間意識」, 「意思疎通」, 「精神衛生」の3つを合わせて「職場モラル」の2因子群で分析を行っているが、下位8因子間で異なる傾向が示されることも考えられる。分析の繰り返しによる第一種の過誤の可能性、また分析の複雑性の観点から本研究では避けたものの、それぞれの要因に分けた上で年齢との関係を検討する手法は考えられるだろう。

以上より、評定者の年齢によって安全風土評価が異なってくることは示されたものの、安全風土のこういった側面の評定なのかをさらに検討していくことが必要と考えられる。

5.2 調整要因の検証による年齢の影響プロセスの検討

以上の評定傾向を検討する上で、本研究では探索的に職位、職種、業種を調整要因として検討した。しかし、統計学上十分な効果量を持つ交互作用は認められず、年齢が安全風土評定に及ぼす影響を説明する心理プロセスは示唆されなかった。Lee & Harrison (2000) では職種と年齢の交互作用が一部の安全風土、態度で確認できてはいたものの、本研究では極めて小さい効果量でしか確認できていない。少なくとも本研究で取り上げた安全風土においては、職種によって年齢の影響が異なる過程は認められなかった。年齢と安全風土評定との関連を調整する要因の検討はほとんど行われておらず、あらためて検討を積み上げる必要があると言えるだろう。

一方、調整要因として用いた職位は主効果としては十分な効果量を有していた。つまり、一般社員に比べて管理職の方が安全風土を有意に高く評価していた。職位、地位が高いほど職場の安全風土を高く評価することはこれまでも示されており(e.g., 福井, 2012; Lee & Harrison, 2000; Parker et al., 2017; Rubin et al., 2020), 例えば Parker et al. (2017) では従業員とオーナー・マネージャー職とを比較した際、従業員よりもオーナー・マネージャー職の方が安全風土を高く評価していることを示している。高い職位が安全風土評価を高めるプロセスの1つには、職位が上がることで待遇や立場が良くなった結果、職務満足度が向上し、その波及効果により安全風土評定がポジティブになったという可能性が考えられる。この点は本研究の結果で言えば、職場モラルでの30歳代から50歳代以上での変化を説明する可能性があるだろう。本研究では職位の比較以外では職位の影響を排除するために一般社員（非管理職）のみを対象とした分析を行ってきた。しかし、同じく一般社員であったとしても立場の差、待遇の差は存在する。そしてそれは年齢に応じて上がる可能性は十分に考えられる。

では、20歳代以下から30歳代にかけての安全風土評定値の低下は何によってもたらされるものだろうか。例えば福井 (2012) では「若い世代では経験が浅いために現状を受け入れるものの、世代が高くなれば視野が広がることで期待水準が上がり、相対的に評定値が下がる」ことが原因

であると指摘している。また Lee (1998) では内集団を特徴づける規範に初めの5年ほどで同化していくことで安全に対する意識をポジティブに評価しなくなると予測している。これらの他にはダニング・クルーガー効果 (Dunning - Kruger effect; e.g., Kruger & Dunning, 1999; 高沢, 2017) による影響が考えられる。ダニング・クルーガー効果とはスキルが未熟であると自己の能力に対するメタ認知能力が十分でなく、そのために平均よりも高く評価してしまう認知バイアスを指す。これが安全風土への評定にも起きている可能性がある。つまり、仕事に就いたばかりで業務に慣れていない場合には安全に対する認知能力も育っておらず、「自身の職場は十分に安全である」と過剰に高く評定する可能性がある。そして30歳代以降、業務内容を理解しスキルが身につくときに正しい基準で職場に対する評価ができるため、相対的に30歳代以降で安全風土評定が下がると考えられる。これは年齢の違いによる影響ではなく勤続年数の違いによる影響という予測である。特に日本では終身雇用である例が多く、年齢の高低と勤続年数の高低が連動する機会が多いため、説明要因の1つとしてありうるだろう。

以上より、年齢の違いにより待遇や勤続年数、スキルの違いが生まれ、その結果として安全風土評定に変化が見られると推測される。ただし、Lee (1998) では同じ勤続年数内で比較した場合でも年齢が上がるほど安全風土評定がポジティブになることが示されている。さらなる検討は必要であろう。

5.3 限界と展望

本研究にはいくつかの課題点がある。まず、本研究では年齢による安全風土評価の違いを説明する上で有力な心理プロセスを示せなかった。これを解明すべく、さらなる調整要因、もしくは媒介要因を検討する必要がある。例えば Lee (1998) では年齢と同時に勤続年数について検討を行っており、勤続年数によっても安全風土への評価が変わることが示されている。本研究結果が年齢によるものか、勤続年数によるものなのかを示すうえでは検討すべきであろう。このほかにも年齢、もしくは勤続年数が増えることによって職場環境が変わったことが原因であるとするのであれば、個人の職場満足度や待遇、業務量などを同時に測定することが考えられる。

また、職場の安全風土評定のデータには階層性がある可能性が指摘されている (e.g., 藤田, 2018; 寺口, 2022)。データの階層性とは複数のデータ (i.e., 各従業員の安全風土評定値) が1つのグループ変数 (i.e., 各事業部) によ

ってまとめ、グループ変数内で相互に似通ったデータになるという特徴を持つことを指す。この安全風土評価の場合、同じ職場内の従業員については同じ組織・同じ職場について尋ねているため、各回答が似通った回答になりうる。こういった場合、グループ変数を考慮するマルチレベルアプローチを用いなければ評価が歪む場合がある(清水, 2014)。本研究では先行研究 (e.g., 福井, 2012; Lee & Harrison, 2000) から年齢と安全風土評価とが線形関係にないと予測される以上、モデルが過度に複雑になる。そのためにマルチレベルアプローチの使用は避けたものの、事業部を変量効果としたマルチレベルアプローチを用いれば、より正確な形で年齢と安全風土評価との関係を見ることが出来るだろう。

このマルチレベルアプローチを使う上で、集団レベルの特徴、つまり職場の特徴から検討することも可能である。こういった職務内容なのか、どれくらいの人数がいる職場なのか、こういった職場の特徴によって業務量やリスクが変わり、安全風土の評価が異なる可能性もあるだろう。さらに、本研究では十分な効果量は認められなかったものの、職種が調整要因として働くことも示されている。研究間で年齢と安全風土との関係が一貫しないことから、こういった集団レベルの調整要因が存在する可能性は十分に考えられるだろう。

最後に、世代の影響を検討する上で本研究では2012年度と2021年度との質問紙調査結果を比較した。しかし、2012年度調査は2011年の福島第一原子力発電所事故から1年しか経っていない時期の調査である。この事故が各原子力関連事業での安全風土評価に与えた影響は予測がつかず、比較として不適切であった可能性はある。この影響を回避するためにも2015年度と2024年度、2018年度と2027年度との調査結果を繰り返し比較していくことで、年齢と世代との影響について検討することが必要となってくるだろう。

以上より、年齢による影響を解明する上で、今後は調整要因のみならず媒介要因にも着目したマルチレベルアプローチなどのさらなる検討が必要であると考えられる。

5.4 結論

以上より、本研究から評価者の世代ではなく年齢によって、自身の職場への安全風土評価が異なってくることを示された。本研究内では一貫して20歳代以下が他の年齢よりも安全風土評価が高い傾向にはある。加えて職場モラルの側面については、30歳代で低下した後、年齢とともに評価が上昇する傾向にあった。ただし、他の研究との

一貫性にはいまだ乏しく、今回探索的に検討した職位や職務では年齢による違いを説明することが出来なかった。年齢によって待遇やスキルなどが異なる影響である可能性は示唆されるため、調整要因・媒介要因をさらに検討しつつ、安全風土についても様々な因子を多角的に検討していくことが必要であろう。今後の検討が待たれる。

謝辞

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

引用文献

- 藤田 智博 (2018). 原子力産業の安全風土調査へのマルチレベル分析の適用 INSS Journal, 25, 17-24.
- 福井 宏和 (2012). 原子力発電所の安全風土に関する質問紙調査 集団力学, 29, 71-88.
- 原子力安全システム研究所 (編) (2019). 安全文化をつくる: 新たな行動の実践 日本電気協会新聞部
- Glarcher, M., Kaiser, K., Kutschar, P., & Nestler, N. (2022). Safety climate in hospitals: A cross-sectional study on the perspectives of nurses and midwives. *Journal of Nursing Management*, 30, 742–749.
- International Nuclear Safety Advisory Group (1991). *Safety culture*. (International Atomic Energy Agency, Series Ed.) *Safety Series*. No 75 - INSAG-4. Vienna: International Atomic Energy Agency (IAEA).
- Jiang, K., Tian, L., Yan, C., Li, Y., Fang, H., Peihang, S., et al. (2019). A cross-sectional survey on patient safety culture in secondary hospitals of Northeast China. *PLoS ONE* 14(3): e0213055.
- 河合 学 (2021). 安全志向的モチベーションと安全風土の関連についての考察 INSS Journal, 28, 11-16.
- Kruger, J. & Dunning, D. (1999). Unskilled and unaware of it: How difficulties in recognizing one's own incompetence lead to inflated self-assessments. *Journal of Personality and Social Psychology*, 77, 1121-1134.
- 水元 篤・竹内 理 (2008). 研究論文における効果量の報告のために —基礎的概念と注意点— 英語教育研究, 31, 57-66.
- Lee, T. (1998). Assessment of safety culture at a nuclear reprocessing plant. *Work and Stress*, 12, 217–237.

- Lee, T. & Harrison, K. (2000). Assessing safety culture in nuclear power stations. *Safety Science*, 34, 61–97.
- 三隅 二不二 (1984). リーダーシップ行動の科学 改訂版
有斐閣
- Morrow, S. L., Koves, G. K., & Barnes, V. E. (2014). Exploring the relationship between safety culture and safety performance in U.S. nuclear power operations. *Safety Science*, 69, 37-47.
- Nahrgang, J. D., Morgeson, F. P., & Hofmann, D. A. (2011). Safety at work: A meta-analytic investigation of the link between job demands, job resources, burnout, engagement, and safety outcomes. *Journal of Applied Psychology*, 96, 71-94.
- Nævestad, T., Blom, J., & Phillips, R. O. (2020). Safety culture, safety management and accident risk in trucking companies. *Transportation Research Part F: Traffic Psychology and Behaviour*, 73, 325-347.
- 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.
- Parker, D. L., Yamin, S., Xi, M., Gordon, R., Most, I., & Stanley, R. (2017). Findings from the National Machine Guarding Program: Safety climate, hazard assessment, and safety leadership in small metal fabrication businesses. *Journal of Occupational and Environmental Medicine*, 59, 1172-1179.
- Rubin, M., Giacomini, A., Allen, R., Turner, R., & Kelly, B. (2020). Identifying safety culture and safety climate variables that predict reported risk-taking among Australian coal miners: An exploratory longitudinal study. *Safety Science*, 123, 104564.
- 清水 裕士 (2014). 個人と集団のマルチレベル分析 ナカニシヤ出版.
- 高沢 佳司 (2017). 社会人基礎力の知覚, 社会的望ましさ, およびダニング・クルーガー効果 愛知学泉大学・短期大学紀要, 52, 17-26.
- Taylor, J. A., Davis, A. L., Shepler, L. J., Lee, J., Cannuscio, C., Zohar, D., & Resick, C. (2019). Development and validation of the fire service safety climate scale. *Safety Science*, 118, 126-144.
- 寺口 司 (2022). 原子力発電所の安全風土が事故件数に与える影響：一般化線形混合モデルによる検討 INSS Journal, 29, 39-48.
- Zohar, D. (1980). Safety climate in industrial organizations: Theoretical and applied implications. *Journal of Applied Psychology*, 65, 96-102.

リスクにフォーカスすることによって若年層の原子力発電 利用態度は変わるか？

“Does a Focus on Risks Change Young People's Attitude Towards Nuclear Power Generation?”

北田 淳子 (Atsuko Kitada) *1

要約 本稿では、20代と60代を対象とするWeb調査で、原子力発電のリスクにフォーカスすることが、リプレース賛否に与える影響を分析した。リスクフォーカス操作として、原子力発電のリスクの面についてのみ質問し、質問文で原子力発電にかかわるネガティブな事実を提示した。(1) 20代は、原子力発電の弱みも強みも60代より認知が低かった。(2) 変化は小さいもののリスクフォーカスによってリプレースに否定的になったのは60代女性であった。(3) 20代はリスクフォーカスによって、原子力発電の弱み(事故時の被害、排出物や廃棄物)の認知は増えた。しかし、発電方法の選択において、安全ではなく電気料金の安さを重視する傾向は変わらず、リプレースに否定的になることもなかった。若年層が高年層より原子力発電の利用に肯定的な一因として、ニュースへの接触が少なく、原子力発電のリスクにかかわる認知が少ないことが報告されている。本稿の結果は、そうだからといって、「若年層がネガティブな事実についての情報に接し、リスクの側面に意識を向ければ、容易に利用に否定的に変わる」というのではないことを示している。

キーワード 原子力発電, Web調査, 態度変容, 年代差, 知識

Abstract In this paper, we conducted an online survey targeting people in their 20s and 60s, and analyzed the impact of focusing on the risks of nuclear power generation on their approval or disapproval to replace old nuclear power plants with new ones. As a risk focus condition, we asked only questions about the risk aspects of nuclear power generation, and presented negative facts about nuclear power generation in the questionnaire text. (1) People in their 20s were less aware of the strengths and weaknesses of nuclear power than those in their 60s. (2) Although the change was small, women in their 60s became negative about replacement in the risk focus condition. (3) Among people in their 20s, awareness of the weaknesses of nuclear power generation (e.g., possible massive damage in an accident, radioactive wastes) increased under the risk focus condition. However, the tendency to emphasize low electricity rates over safety in the selection of power generation methods did not change, and there was no negative change in replacement for those in their 20s. It has been reported that one of the reasons why younger people are more positive about using nuclear power than older people is that they are less exposed to newspapers, news broadcasts and internet news, and less aware of the risks of nuclear power generation. As an answer to the question posed by this paper, “Does a Focus on Risks Change Young People's Attitude Towards Nuclear Power Generation?”, the results show that when young people are exposed to information about negative facts and turn their attention to risks, they do not easily become negative in their attitude to nuclear power generation.

Keywords nuclear power generation, web survey, attitude change, generation difference, knowledge

1. はじめに

原子力発電の利用態度に男女差(女性の方が否定的)が存在することは古くから知られており、40年前の世論調査結果でも顕著な男女差があると報告されている(柴田・友清, 1999)。一方、年代差については、報道機関などの世論調査において、若年層は他の年齢層より原子力発電の利用に肯定的だと報告されている。

この若年層の傾向は、福島第一原子力発電所事故から

ほどない2011年や2012年に実施された世論調査・社会調査で報告されている(高橋・政木, 2013; 岩井・宍戸, 2013)。それから10年近くを経た2020年や2021年の世論調査でも、若年層のほうが肯定的である(NHK放送文化研究所, 2021; 松本, 2021)。2022年のウクライナ侵攻を契機に世界的なエネルギー資源価格の高騰や、国内の電気代高騰があり、長期にわたり変化のなかった原子力発電所の再稼働に対する世論も肯定方向に動いている(朝日新聞, 2022)。「原子力発電への依存を減らす」から

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

「原子力発電所の運転期間の延長や次世代型原子力発電所の開発・建設を進める」への政府の方針転換についても、世論調査では若年層のほうが肯定的である（NHK, 2022）。つまり、エネルギーをめぐる状況の変化によって原子力発電に対する世論がやや肯定的に変化するなかでも、依然として若年層が肯定的な傾向が認められる。

一方、諸外国の傾向をみると、男女差（女性の方が否定的）はどの国でも共通だが、年代差には違いがある。

2023年の英国の世論調査（WNN, 2023）、2022年のフランスの世論調査（Sfen, 2022）、2014年のフィンランドの世論調査（村上, 2017）では、年齢が上がるほど原子力発電の利用に肯定的で、若年層のほうが否定的な結果が報告されている。米国は、1999年の世論調査では若年層のほうが否定的だが、2022年、2023年の世論調査では年代差はほとんどみられない（Bisconti, 1999 ; Bisconti, 2022 ; Bisconti, 2023）。スウェーデンの世論調査では、以前は若年層は上の年齢層よりはるかに否定的だったが、この数年で変化し、2022年3月の調査では年齢層間の大きな差がなくなったとの報告がある（Analysgruppen, 2022）。つまり、利用態度の年代差の有無や傾向は、国や時代によって異なり、日本の傾向は男女差のような普遍的な傾向ではない。

北田（2022）は、20代と60代を対象とするWeb調査で原子力発電利用態度の年代差の要因を分析し、①20代は原子力発電のリスクにかかわる認識やネガティブな事実認識が少ないこと、それには20代のニュース接触の少なさが関係していること、②20代は経済を重視する傾向や、現状を許容する傾向が強いことなどが要因であるとの結果を報告している。

若年層はニュースをあまり見ず、原子力発電への知識・関心が少なく、原子力発電のリスクについての認識が低いために利用に肯定的だという①の要因に着目すれば、若年層も原子力発電のリスクに意識を向けたり、福島第一原子力発電所事故などの情報にふれたりすることによって、否定的に変わりやすいという特徴をもつ可能性が推測できる。

もし、原子力発電に対する関心・知識が少ないために利用に反対しないだけで、情報にふれば容易に否定的になるというような「安易な肯定」であるとすれば、若年層が原子力発電の利用に肯定的だという実態がもつ意味の重さは異なってくる。情報不足、知識不足の状況での暫定的な意見ならば、これからの時代を担う層の世論だからという理由で、社会として理解したり尊重したりする必要性は低いと思われる。若年層の態度が容易に否定的に変わるものなのかどうか、態度の変化しやすさについて検討する必要がある。

態度変容について、永井・林（1999）は、意識調査で原子力発電の利用についての態度の強度を測定し、男性より女性が、原子力発電に関する知識があるほうよりもないほうが、態度の強度が弱く、態度が動きやすいことを見出している。また、北田・林（2000）は、東海村JCO臨界事故前後の世論調査データを分析し、事故による変化が女性で大きかったことを明らかにしている。女性が必ずしも事故に対してだけ敏感に反応するというのではない。北田（2006）は、意識調査で原子力発電に関するパンフレットを提示して効果を分析し、女性のほうが原子力発電所に対するネガティブなイメージを肯定方向へと変化させやすいことを報告している。

これらは20年ほど前の研究であるが、意識調査を用いた実験的方法によっても、現実の事故前後の世論の測定によっても、女性の原子力発電に対する態度は男性より変化しやすいとの結果が得られている。これをふまえ、利用態度の変化しやすさについては、年齢層別だけでなく、性別年齢層別に分析する必要がある。

本論文では、若年層と高年層の比較から、第一に電源の強み・弱みについての認知の差、すなわち知識の差の実態を把握する。第二に、若年層が原子力発電のリスクに意識を向けたり、原子力発電のリスク面のネガティブな情報に接した場合に、利用態度が否定的に変わりやすいのかどうかを明らかにする。

2. 方法

2.1 調査実施概要

調査会社の登録モニターを対象にWeb調査を実施した。調査1は、2022年9月6日～7日に実施し、20代と60代の男性と女性をほぼ均等に、計1257人の回答を得た。調査2は、2022年12月13日～14日に実施し、5パターンの調査票ごとに、20代と60代の男性と女性を200名ずつ、計4000人の回答を得た。

2.2 調査票と質問構成

調査1は、本論文関係では、世の中の動きを知る方法とニュース接触、3電源（火力、原子力、太陽光・風力）の強み・弱みについて質問した。

調査2の調査票と質問構成を図1に示す。リスクフォーカス操作をしたA群（調査票A1とA2）と、原子力発電の

脱炭素における有効性に関する情報^aを提示したB群（調査票B1, B2, B3）を比較する。

リスクフォーカス操作は、具体的には、原子力発電のリスクの側面にかかわる認識の6問と、原子力発電に関するネガティブな事実6項目について知っているかをたずねる質問で構成した。

利用態度として、原子力発電の中長期的な利用にかかわるリプレースの賛否を用いた。リプレースについては「法定の運転年数を迎えた原子力発電所を廃止すれば、原子力による発電能力はその分低下していきます。これを補うために、新しい発電所に建て替えること」との説明を付けた。調査票A1では、個人の回答の動きを分析するために、リスクフォーカス操作の前にもリプレース賛否を質問した。

利用態度の要因として、原子力発電の強み・弱みの認知と、電源選択で重視する観点を質問した。

前後比較や2群比較は、リプレース賛否は「賛成」に5点～「反対」に1点、電源の強み・弱みは「あてはまる」に3点～「あてはまらない」に1点の評定値を与え、平均値の差を有意水準5%で検定した。

ニュース接触は「たいへんよく見る」に4点～「ほぼ見ない」に1点の評定値を与え、要因項目との相関係数を分析した。

3. 結果

3.1. ニュース接触の年代差

世の中の動きを知る方法（図2）は、60代は「テレビのニュースや新聞」が6割を超えるが、20代は「スマホやパソコンのニュース」が4～5割をしめる。年代差が顕著である。20代も「ニュースに限らずスマホやパソコンで気になる情報を得る」は3割以下にとどまり、60代とはツールは異なるものの、ニュースが世の中の動きについての情報源になっている。

ニュース接触（図3）で「たいへん+かなり見る」は、60代男性は71%、60代女性は55%、20代男性は39%、20代女性は27%で、顕著な年代差とともに男女差もある。20代は60代より少なく、同年代では女性の方が少ない。

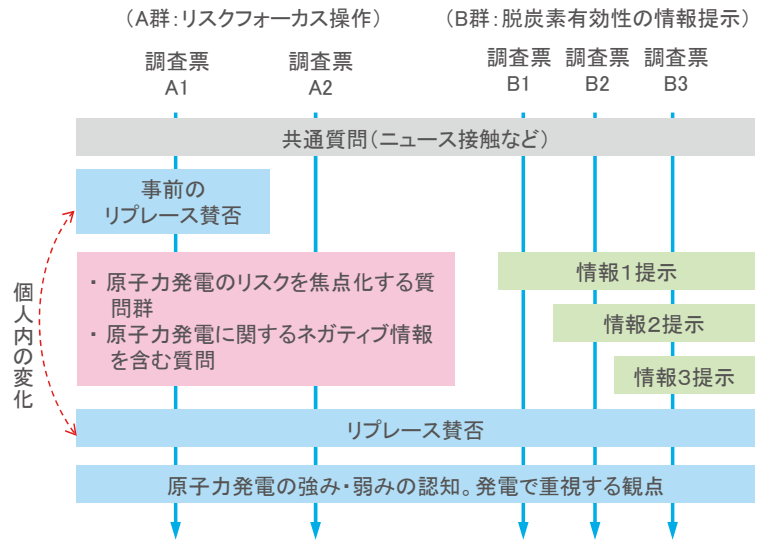


図1 調査2の調査票と質問構成

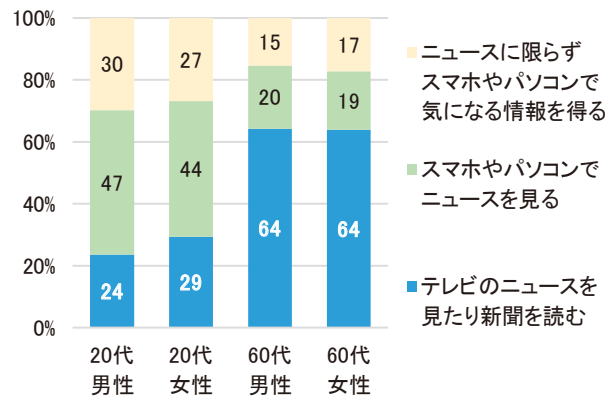


図2 世の中の動きを知る方法

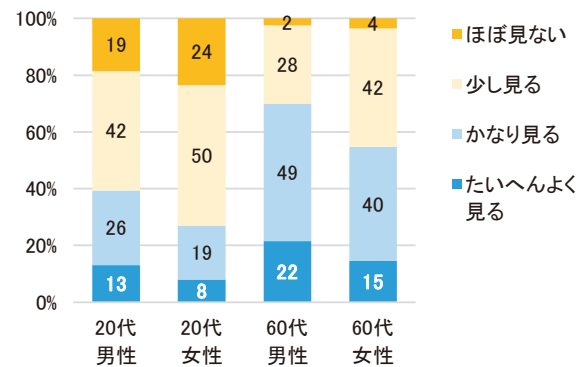


図3 ニュース接触

^a 情報1は原子力はCO₂を出さないことを説明する内容。情報2は発電分野の削減が最重要であることを説明する内容。情報3は再エネを100%にはできないことを説明する内容である。

3.2 電源の強み・弱みの認知の年代差

3.2.1 3つの電源の強み・弱みの認知

図4は「あてはまる」と回答した比率をレーダーチャートで示している。火力、原子力、太陽光・風力で形状が明確に異なるのがわかる。比率が高い項目は、パンフレットなどの各電源の説明におおむね合っており、電源ごとに異なる強み・弱みが認知されているといえる。

原子力については「大量の電気を一定して発電し続ける」「電気代を安くすることができる」という強みが5～6割ある一方、「事故になれば確実に多くの死者がでる」「排出物や廃棄物が環境汚染や健康被害を生む」が7～9割と多く、弱みが明確に認知されている。

なお、「電気代を安くすることができる」との評価が最も多いのは、20代も60代も原子力であり、火力は太陽光・風力より少なく2割しかない。これは、ウクライナ侵攻によるエネルギー資源価格の高騰や円安で、調査実施

時期に国内の電気代が高騰していた影響と思われる。

20代（実線）と60代（破線）を比べると、どの電源の強みも弱みも、20代のほうが内側にあり10～20ポイント低い。20代が原子力の利用に肯定的な要因は、少なくとも、原子力発電の強みをよく知っているからではないといえる。

3.2.2 原子力発電の強み・弱みの認知（単独評価）

図5は原子力の「あてはまる」の比率を前節の調査1と調査2で比較している。調査2における「弱みの認知にかかわるリスクフォーカス操作をしたA群」と「強みの認知にかかわる脱炭素有効性に関する情報を提示したB群」の差よりも、調査1と調査2の差のほうが大きい。

調査1と調査2の差は、質問の違いに起因する。具体的には、調査1では、強み・弱みの8項目ごとに3電源それぞれについて「あてはまる・あてはまらない・わからない」の3択でたずねた。一方、調査2では、原子力発電の

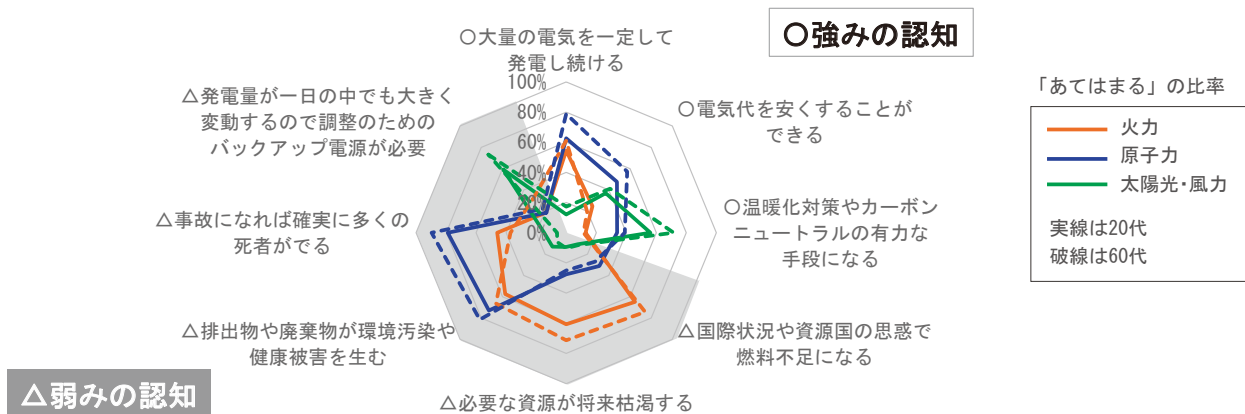


図4 各電源についての強み・弱みの認知

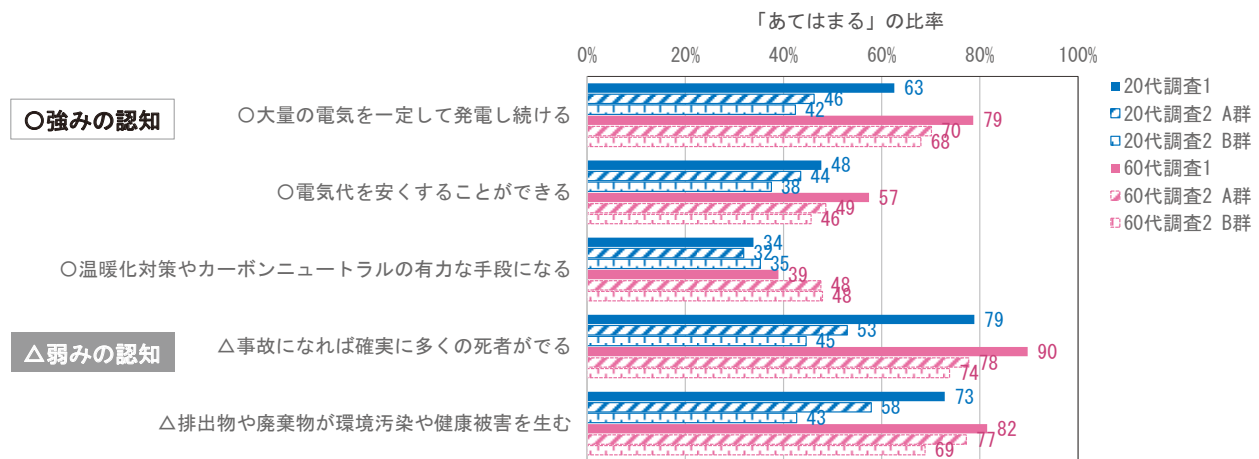


図5 原子力発電の強み・弱みの認知 調査1と調査2の比較

強み・弱みとされる5項目に絞って、すなわち、全項目であてはまるを選択しても正答といえるなかで、原子力発電があてはまるかどうかを同じ3択でたずねた。

調査1は、その強み・弱みの特徴があてはまるのは3電源のうちどれかという判断になりやすいのに対し、調査2は、その特徴は原子力発電にあてはまるといえるかどうかの判断になると考えられる。

具体的にいえば、「事故になれば確実に多くの死者がでる」は、20代の調査1では79%だが、20代の調査2ではA群53%とB群43%で大幅に低い。つまり、この特徴は「3電源の中では火力でも太陽光・風力でもなく原子力にあてはまる」と判断されるが、原子力発電だけの評価で、確実に多くの死者がでるとまで思わない人が、20代では相当数いることを示している。この項目も60代は調査1と調査2の差が十数ポイントと小さい。60代は、他の電源と相対評価しなくても、この弱みが原子力発電に強く結びついているといえる。

3.3 リスクフォーカス操作

3.3.1 リスクにかかわる認識

原子力発電の事故や放射性廃棄物の不安や、真実公表への不信、原子力発電のリスクへの同意の比率を図6に示す。原子力発電のリスクにかかわる認識が多いのは、60代女性 > 60代男性 > 20代女性 > 20代男性である。20代は原子力発電のリスクにかかわる認識が60代より20ポイントほど少なく、同年代では男性のほうが少ない。

しかし、60代よりは少ないものの、20代においても原子力発電にはテロや戦争、地震のリスクがあることや、事故のリスクがない社会を将来に引き継ぐべきとの考えへの同意は6~7割ある。したがって、これらの質問に回答する過程で、20代の人も日頃あまり念頭にない原子力発電のリスクの側面に意識を向けたとみなすことができる。

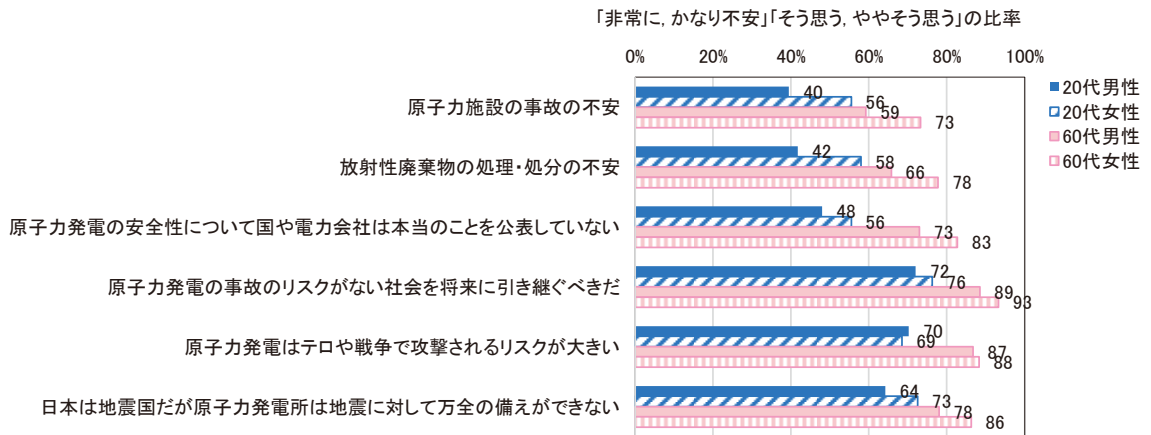


図6 原子力発電のリスクにかかわる認識

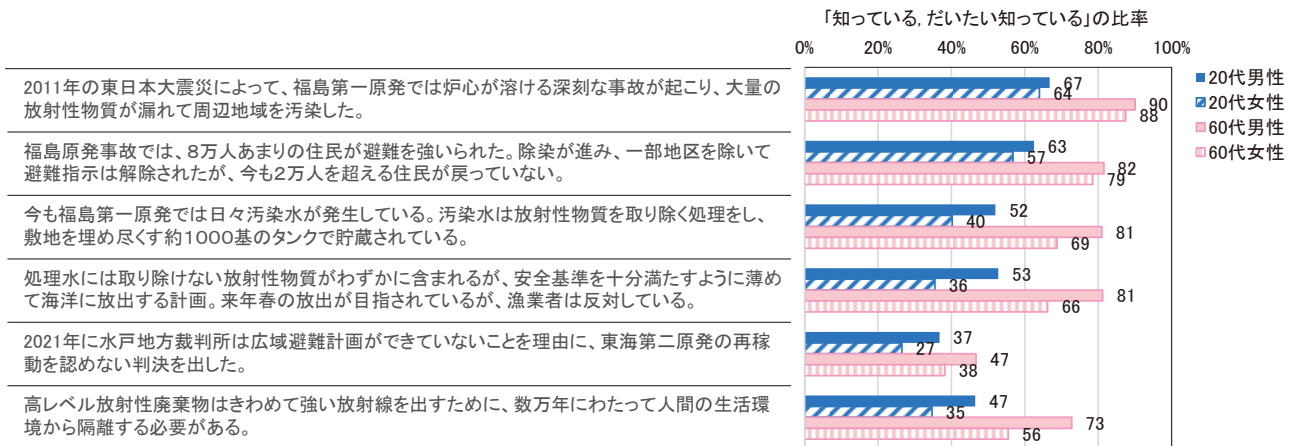


図7 原子力発電に関するネガティブな事実認知

3.3.2 ネガティブな事実の認知

原子力発電に関するネガティブな事実——具体的には、福島第一原子力発電所事故の放射性物質による周辺地域の汚染、多数の住民避難、発生し続ける汚染水、処理水の海洋放出、運転差し止め判決、高レベル放射性廃棄物の数万年隔離——について「知っている+だいたい知っている」の比率を図7に示す。知っている程度は多い順に、60代男性 > 60代女性 > 20代男性 > 20代女性である。20代はネガティブな事実の認知が60代より20~30ポイント少ない。同年代では、前項のリスクにかかわる認識とは異なり、ニュース接触と同様に女性のほうが10~10数ポイント少ない。

つまり、20代ではこれら原子力発電に関するネガティブな事実を知らなかった人が多いということであり、これらの質問文を読むことによって、20代もそれまで知らなかったネガティブな事実にあふれたとみなすことができる。

3.3.3 ニュース接触との関係

回答者ごとにカウントしたネガティブな事実の認知数は、どの性年代層においてもニュース接触と0.2~0.3の相関があり、ニュース接触が多いほどネガティブな事実を認知している傾向がある(表1)。

また、回答者ごとにカウントした図6の不安・不信・リスク同意数も、20代は男女ともにニュース接触と0.2の相関があり、ニュース接触が多いほど原子力発電のリスクに関わる認知が多い傾向がある。

若年層はニュース接触が低い(第3.1節)ことをふまえると、若年層のニュース接触の少なさが、原子力発電のリスクにかかわる認知の少なさや、ネガティブな事実認知の少なさの一因になっているといえる。

表1 リスクに関わる認知とニュース接触の関係

		20代男性	20代女性	60代男性	60代女性
ネガティブな事実の認知数	平均個数	3.2	2.6	4.5	3.9
	ニュース接触との相関係数	0.32**	0.28**	0.21**	0.28**

不安・不信・リスク同意数	平均個数	3.4	3.9	4.6	5.0
	ニュース接触との相関係数	0.24**	0.16**	0.09*	0.07

*p<0.05 **p<0.01

3.4 個人内の回答の動きでとらえるリスクフォーカスの影響

3.4.1 リプレース賛否の変化

事前と事後のリプレース賛否を図8に示す。どの性年代層でも事後のほうが、反対が若干多いか、賛成が若干少ない。ただし、差は4ポイント以下でわずかである。

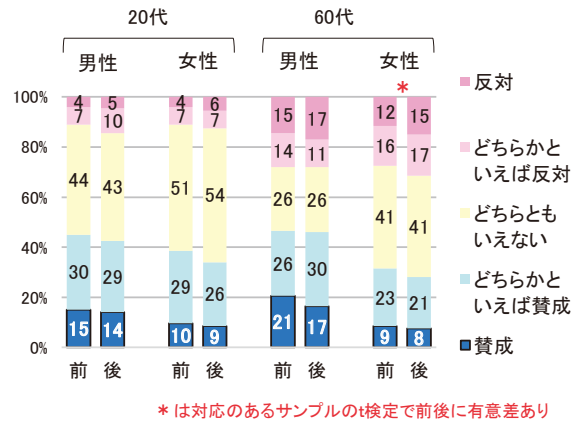


図8 事前と事後のリプレース賛否

前後を要因として対応のあるサンプルのt検定の結果、20代、60代、男性、女性のいずれの層においても有意差があり、事後のほうが否定的であった。しかし、性年代別では、60代女性のみ $t=2.43(199), p=.02$ で有意差が認められた。60代女性は、リスクフォーカスにより、リプレースにやや否定的になったといえる。

3.4.2 個人の回答の動き

表2にリプレース賛否の前後のクロス表を示す。どの性年代層でも、前後が一致する対角線上のセルを挟んで、否定側と肯定側のセルの人数がおおむね対称的となる分布になっている。対称の位置にあるセル同士を比べると、否定側のほうが若干多い傾向がある。

表2 リプレース賛否の前後のクロス表

		20代男性					60代男性				
		事後					事後				
事前	++	23	6	0	1	0	29	8	1	0	3
	+	5	42	9	3	1	3	44	5	0	0
	±	0	9	75	4	0	0	4	42	2	3
	-	0	0	2	11	1	0	3	2	17	5
	--	0	0	0	1	7	1	0	2	3	23

		20代女性					60代女性				
		事後					事後				
事前	++	12	5	2	0	0	12	4	0	0	1
	+	2	37	17	2	0	3	26	13	4	0
	±	3	9	81	5	3	0	10	63	7	2
	-	0	0	6	6	2	0	1	4	19	8
	--	0	0	1	1	6	0	0	1	3	19

++賛成、 --反対、 ±どちらかといえば賛成、 ±どちらともいえない、 +どちらかといえば反対、 -どちらかといえば賛成

表3に前後の動きを整理して示す。前後の回答が一致している「変化なし」は、年代にかかわらず男性で8割弱、女性で7割である。リスクフォーカスの影響として予想されるのは否定方向への変化だが、どの性年代層でも肯定方向に動いた人が1割前後いる。しかし、どの層でも否定方向に動いた人が1.5倍以上と多いために、結果として、前項の図8の回答分布の差が生じている。否定方向に動いた人数、否定方向と肯定方向の人数の差のいずれも女性にやや多いが、年代差はない。

性別と「リプレース賛否の動き」は、独立性の検定で $\chi^2=6.92$, 自由度2, $p=0.03$ で有意であり、調整済み残差の分析から、男性で「変化なし」が有意に多く、女性で「否定方向」が有意に多かった。

年代と「リプレース賛否の動き」は、独立性の検定で $\chi^2=0.27$, 自由度2, $p=0.87$ で有意ではなかった。

したがって、リスクフォーカスに対応する方向の変化は、女性でやや多い傾向は認められたが、20代で多い傾向はなかった。

表3 リプレース賛否の動き (人)

	20代男性	20代女性	60代男性	60代女性	計
変化なし	158	142	155	139	594
否定方向	25	36	27	39	127
肯定方向	17	22	18	22	79
(否定方向－肯定方向)	(8)	(14)	(9)	(17)	(48)
計	200	200	200	200	800

3.5 条件間比較でとらえるリスクフォーカスの影響

3.5.1 リプレース賛否への影響

表4にA群とB群の評定平均値の差の検定 (t 検定) の

表4 A群(リスクフォーカス)とB群(脱炭素有効性説明)の評定平均値の比較

	20代男性		20代女性		60代男性		60代女性	
	A群	B群	A群	B群	A群	B群	A群	B群
リプレース賛否	3.42	3.27	3.19	3.21	3.11	3.19	2.89	3.10
大量の電気を一定して発電し続ける	2.39	2.26	2.18	2.17	2.60	2.63	2.60	2.54
電気代を安くすることができる	2.29	2.11	2.15	2.15	2.19	2.19	2.28	2.28
温暖化対策やカーボンニュートラルの有力な手段になる	2.13	2.12	1.99	2.08	2.32	2.34	2.21	2.25
事故になれば確実に多くの死者がでる	2.30	2.18	2.38	2.25	2.67	2.64	2.72	2.67
排出物や廃棄物が環境汚染や健康被害を生む	2.40	2.16	2.40	2.23	2.60	2.58	2.75	2.60

注：値が大きいほどリプレースに肯定的、強み弱みの各特徴を認める傾向を示す。*印は t 検定で A 群と B 群に有意差あり

結果を一覧表で示す。A群とB群でリプレース賛否に有意差があったのは、20代男性と60代女性である。

図9の回答分布を確認すると、60代女性は、A群で反対側が11ポイント多く、リスクフォーカスの影響が認められる。

一方、20代男性は、有意差はあるがA群とB群の差は小さく、想定に反してA群で賛成が6ポイント多い。20代男性は、少なくとも、リスクフォーカスによって否定的にはなっていない。

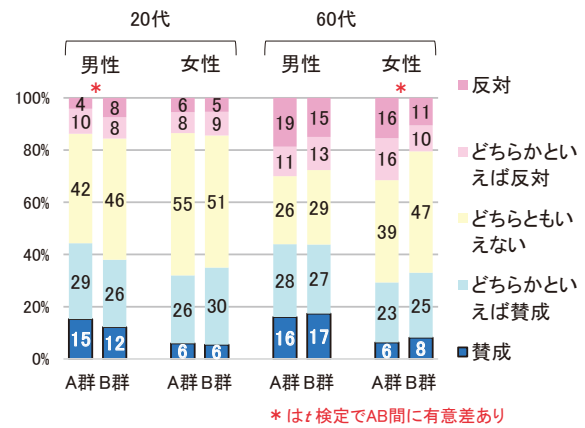


図9 リプレース賛否 A 群と B 群の比較

3.5.2 原子力発電の弱みの認知への影響

「事故になれば確実に多くの死者がでる」という弱みが「あてはまる」は、20代男性と20代女性では、A群で有意に多い (図10, 表4)。

「排出物や廃棄物が環境汚染や健康被害を生む」も、60代男性を除いて、A群で有意に多い (図11, 表4)。この項目のほうがAB間の差が大きく、リスクフォーカスの影響が大きいことがうかがえる。

この理由として、リスクフォーカス操作の一環としての質問であるネガティブな事実認知（図7）をみると、「高レベル放射性廃棄物はきわめて強い放射線をだすために、数万年にわたって人間の生活環境から隔離する必要がある」を知っていたのは、60代男性は73%と多いが、有意な変化があった60代女性は56%，20代男性は47%，20代女性は38%と低いことがわかる。高レベル放射性廃棄物に数万年隔離が必要であることを知らなかった人が多いことや、放射性廃棄物は人々の注意が向きやすい問題であるために、質問文のなかで情報にふれた影響が大きくでたと考えられる。

参考までに、表4で強みの3項目をみると、「温暖化対策やカーボンニュートラルの有力な手段になる」は、どの性年代層でもAB間に有意差がない。B群では原子力発電の脱炭素における有用性に関する情報を提示したにもかかわらず、情報の効果は認められなかった。

また、20代男性では「大量の電気を一定して発電し続ける」と「電気代を安くすることができる」という強みの認知はA群のほうが多い。この理由はわからないが、たとえば、リスクフォーカス操作で原子力発電のリスクに焦点があてられたことで、リスクだけでなくメリットもあるという意識が生じた、あるいは、弱みだけでなく強みも認めるというバランスを働かせたなど、可能性としてはいろいろ考える。単純な反応ではないが、少なくとも、A群で強みの認知が多かったことは、20代男性はA群のほうがリプレースに肯定的であったことと整合する。

3.5.3 電源選択基準への影響

20代男性、20代女性ともに、「安全に発電できる」は2割以下にとどまり、「電気料金が安い」が5割近くをしめ、60代とは大きく異なっている（図12）。

性年代別に、重視する観点とAB2群の独立性を検定した結果、60代女性においてのみ、 $\chi^2 = 24.98 (3), p = 0.00$ で有意であった。「安全に発電できる」はA群で10ポイント多く、60代女性はリスクフォーカスによって安全の重視度が上がったといえる。

一方、20代男性と20代女性は、A群とB群に統計的に有意な差は認められなかった。20代は、リスクフォーカスによって、前項で示したように原子力発電の弱みの認知は増えたが、電源選択で安全を重視する程度は変わらなかった。

4. まとめと考察

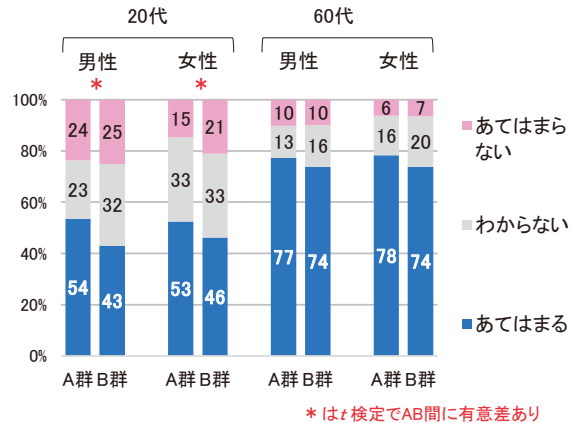


図10 「事故になれば確実に多くの死者がでる」 A群とB群の比較

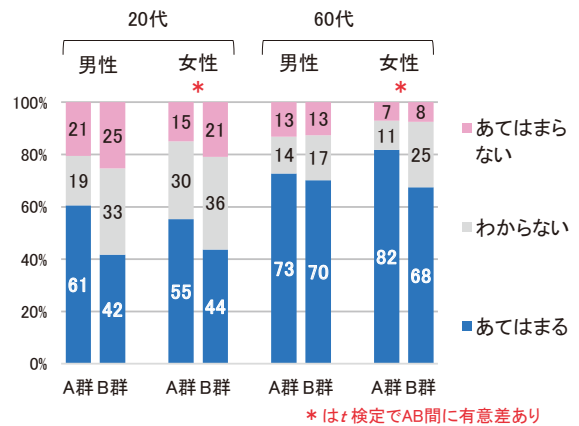


図11 「排出物や廃棄物が環境汚染や健康被害を生む」 A群とB群の比較

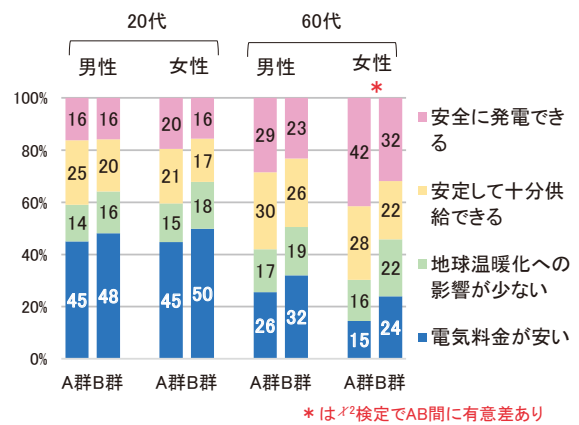


図12 発電で最も重視する観点 A群とB群の比較

4.1 原子力発電に関する知識の年代差

本論文では、20代と60代を対象とするWeb調査で、原子力発電に関する知識や認識を把握した。

20代は、原子力発電を含めて電源の強み・弱みの認知が60代より低かった。若年層の原子力発電に関する知識が少ないことは、「あなたは原子力発電について知っているほうですか」というような、主観的自己評価の質問で把握されることが多いが、今回、実際に知識が少ないことが確認できた。

20代は、ニュース接触や原子力発電に関するネガティブな事実認知や原子力発電にかかわるリスクの認識のいずれも60代より少なく、ニュース接触が少ないほど、これらの認知や認識が少ないという相関関係が認められた。これらの特徴は、北田（2022）で原子力発電利用態度の年代差の要因として報告されているものであり、本論文のリサーチクエスションの前提となる知見である。それが本論文の調査においても確認できたといえる。

保高（2018）によれば、若年層は自分の関心のある情報だけを効率よく収集したいと考えており、関心や趣味嗜好に合うものをあらかじめ選べるSNS系のメディアや、検索履歴などから好みの情報を勧めるYouTubeなどのメディアが、若年層の情報源として存在感をもつという。本論文の調査では、世の中の動きを知る方法は、20代においても「ニュースに限らずSNSなどから情報を能動的に得る」よりも「スマホやパソコンでニュースを見る」が大きく上回った。情報ツールや情報技術の急速な変化にともなって人々の情報源は変化しており、若年層はそもそもニュース接触が顕著に少ないという限界がある。しかし、若年層においても依然として、ニュースは社会の問題についての事実認知や、その問題や事実を社会がどう評価しているかについての認知に一定の影響をもつことが示唆される。

4.2 リスクフォーカスの影響

質問構成や質問文に含まれる情報によって原子力発電のリスクにフォーカスすることが、リプレース賛否に与える影響について、リスクフォーカス前後の個人の回答の動きと、リスクフォーカスした群としなかった群の条件間比較という、2つのアプローチで分析した。その結果、いずれの分析でも、20代が60代より変化しやすい傾向は認められなかった。若年層は、原子力発電のリスクに意識を向けたり、リスク面のネガティブな情報に接したからといって、利用についての態度が容易に否定的に変わるのではないことが示された。

変化量は小さいながらも、リスクフォーカスによってリプレースに統計的に有意なレベルで否定的変化があったのは、60代女性のみであった。60代女性は、リスクフォーカスによって、放射性廃棄物の面での原子力発電の弱みの認知が増え、電源選択基準における安全の重視度も高まっていた。リプレースの賛否だけでなく、その要因となるような認識にも整合する内容の変化が認められた。

一方、60代男性は、原子力発電の弱みの認知、電源選択基準、リプレース賛否のいずれも、リスクフォーカスの影響は認められず、性年代4分類のなかで最も態度変化しにくい層といえる。少なくとも60代については、女性のほうが原子力発電の利用態度が変化しやすいという先行研究（永井・林, 1999; 北田・林, 2000; 北田, 2006）の結果と一致する。

また、他の性年代層と比べ、ニュース接触が多く、原子力発電に関するネガティブな事実認知が多い60代男性が、最も変化しにくい層であったことは、「原子力発電に関する知識がないと答えている人のほうが、態度の強度が弱く、態度が動きやすい」という永井・林（1999）の結果と整合する。

リプレースに否定的変化が認められなかった20代男性と20代女性は、リスクフォーカスによって、放射性廃棄物の面だけでなく事故時の被害の面でも原子力発電の弱みの認知は増えた。それにもかかわらず、電源選択基準における安全の重視度はあがらず、リプレースに否定的にはならなかった。20代は、電源選択基準として電気料金の安さを最も重視しており、リスクフォーカス操作をしても変わらなかった。北田（2022）では、20代が経済を重視する傾向も、原子力発電の利用に肯定的な要因の1つであることが示されている。若年層は、高年層ほどリスクに特に重みを置いて判断していないために、リスクフォーカスの影響を受けにくいと考えられる。

4.3 補足 回答のゆれと変化

第3.4.2項の個人内のリプレース賛否の前後の動きの分析では、リスクフォーカスから想定される方向とは逆の肯定方向に動いた人が1割前後いるが、否定方向に動いた人のほうが多いために、事後のほうがやや否定的な回答分布になっていることがわかった。このような関係は、どの性年代層でも同様にみられた。

個人の回答の動きについて、北田（2008）は、同一人に1年間隔で実施したパネル調査で分析している。前後の回答分布に変化がなくても、個人の前後の回答の一致率はかなり低いという実態があり、個人の回答（マイクロ）

はゆれているが、集団（マクロ）では、個人の回答のゆれはあたかもランダムにみえる動きになっていて、集積されると相殺され、安定した回答分布が得られているという意識調査の回答の性質を報告している。これは個々の回答者の意見はそれほど確定的なものではないことを示すもので、自分自身がアンケートの質問に回答する際の実感に合うように思われる。

本論文における前後のクロス表でも、対角線上のセルを挟んで肯定側と否定側で対称的な分布となっており、全体（集団）では両方向の動きが相殺されることがわかる。つまり、回答の動きには、実質的变化とはいえない、回答のゆれが含まれている。回答のゆれは、測定方法の問題で回答が安定しない、あるいは、明確な態度が形成されていないために回答が安定しない、などによって生じると考えられる。

本論文の調査はパネル調査ではないが、リスクフォーカス前後に同じ質問をし、事後の回答時に自らの事前の回答を見ることができないWeb調査の設定であったために、回答のゆれが生じやすかったと考えられる。肯定方向の動きには、リスクにフォーカスした質問構成や2度繰り返し返される賛否の質問から透ける、調査側の意図への反発で生じた変化が含まれている可能性はあるが、多くは回答のゆれと考えられる。

したがって、リスクフォーカスの影響として「否定方向への変化だけでなく肯定方向への変化も生じる」と解釈するのではなく、回答のゆれは否定方向にも同様に生じることをふまえて、否定方向のうち肯定方向で相殺される分を上回る動きを変化とみるのが妥当と考えられる。

おわりに

本論文では、若年層は、高年層と比べて、ニュースへの接触が少なく、原子力発電のリスクにかかわる認識やネガティブな事実認識、原子力発電の弱み・強みの認知も少なく、原子力発電の利用に肯定的であることが確認された。しかし同時に、そうだからといって、「若年層が原子力発電のネガティブな事実についての情報にふれて、原子力発電のリスクの側面に意識を向ければ、利用についての態度が容易に否定的に変わる」というものではないことが示された。若年層が原子力発電の利用に肯定的なのは、単なる関心や知識の不足だけによるものではないことを示している。若年層が高年層より原子力発電の利用について肯定的な実態と要因については別に論文を発表する予定である。

引用文献

- Analysgruppen, “More than half want to build new reactors if needed,” 2022, [internet],
<<https://www.analys.se/engelska/opinion-polls/>> (cited 2023 July 25).
- 朝日新聞 (2022). 世論調査のトリセツ 原発再稼働賛否の差は縮小傾向. 2022年3月11日付記事.
- Bisconti, A. (1999). *Perspective on public opinion, 1999 May*, Nuclear Energy Institute.
- Bisconti, A. (2022). “Record High Public Support for Nuclear Energy, 2022 National Nuclear Energy Public Opinion Survey Finds,” 2022 June 3. [internet],
<<https://www.bisconti.com/blog/public-opinion-survey-finds>> (cited 2023 July 25).
- Bisconti, A. (2023). “2023 National Nuclear Energy Public Opinion Survey: Public Support for Nuclear Energy Stays at Record Level For Third Year in a Row,” 2023 May 31 [internet], <<https://www.bisconti.com/blog/public-opinion-2023?rq=2023>> (cited 2023 July 25).
- 保高 隆之 (2018). 情報過多時代の人々のメディア選択——「情報とメディア利用」世論調査の結果から放送研究と調査, **68(12)**, 20-45.
<https://www.jstage.jst.go.jp/article/bunken/68/12/68_20/pdf-char/ja> (2023.4.19 最終確認)
- 岩井 紀子・宍戸 邦章 (2013). 東日本大震災と福島第一原子力発電所の事故が災害リスクの認知および原子力政策への態度に与えた影響 社会学評論, **64(3)**, 420-438.
- 北田 淳子・林 知己夫 (2000). 東海村臨界事故が公衆の原子力発電に対する態度に及ぼした影響 INSS JOURNAL, **7**, 25-44.
- 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変容に及ぼす効果 広告科学, **47**, 17-32.
- 北田 淳子 (2008). 意識調査における回答変動の検出——実質的变化と回答のゆれの分離 行動計量学, **36(2)**, 203-219.
- 北田 淳子 (2022). 若年層の原子力発電利用態度が高年齢層より肯定的なのはなぜか 日本原子力学会 2022年秋の大会予稿集, 1K08.
- 松本 正生 (2021). 2021年2月13日実施全国世論調査の分析と結果. (株)社会調査研究センター.
<https://ssrc.jp/blog_articles/20210213.html> (2023.4.19

最終確認)。

- 村上 朋子 (2017). 平成 29 年第 5 回原子力委員会資料第 1-1 号 エネルギーとリスクに関するコミュニケーション——事例から得られるインプリケーション. <<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryos2017/siryos05/siryos1.pdf>> (cited 2023 July 25).
- 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, **6**, 24-54.
- NHK (2022). 世論調査 2022 年 12 月. NHK 選挙 WEB. (オンライン)
<https://www.nhk.or.jp/senkyo/shijiritsu/archive/2022_12.html> (2023.4.19 最終確認)
- NHK 放送文化研究所 (2021). 東日本大震災から 10 年復興に関する意識調査 全体・男女・男女年層別の集計結果.
<https://www.nhk.or.jp/bunken/research/yoron/pdf/20210701_8_1.pdf> (2023.5.10 最終確認).
- Sfen (Société française d'énergie nucléaire). (2022). "The French are growing support to nuclear energy," 2022 September 27, [internet], <<https://sfeninenglish.org/the-french-are-growing-support-to-nuclear-energy/>> (cited 2023 July 25).
- 柴田 鐵治・友清 裕昭 (1999). 原発国民世論——世論調査にみる原子力意識の変遷, ERC 出版, ISBN 9784900622166.
- 高橋 幸市・政木 みき (2013). 東日本大震災で日本人はどう変わったか——防災・エネルギー・生活に関する世論調査から NHK 放送文化研究所年報, **57**, 214-235.
<<http://www.nhk.or.jp/bunken/research/title/year/2013/pdf/005-03.pdf>> (2023.4.19 最終確認)
- WNN (World nuclear news), (2023) "Polls find strong support for nuclear in UK and Switzerland," 2023 March 10, [internet], <<https://world-nuclear-news.org/Articles/Polls-find-strong-support-for-nuclear-in-UK-and-Sw>> (cited 2023 July 25).

2050年カーボンニュートラル実現に関する人々の意識

People's Attitudes toward Achieving Carbon Neutrality in 2050

多田 幹宏 (Mikihiro Tada) *1

要約 カーボンニュートラルに関する人々の意識について調査を行ったところ、「2050年カーボンニュートラル実現」という目標の共有は道半ばであると言える。カーボンニュートラルという言葉を知っている人は増加しているものの、内容の理解や判断、考え方につながるような認知のされ方はなされていない。カーボンニュートラルについての認識を分析したところ、「社会問題に詳しくない層」に届いていないことが分かった。今後、カーボンニュートラルに関する情報の到達度が高まるようにするためには「社会問題に詳しくない層」に対する研究が求められると考える。より多くの人々とより良い対話を進めるための情報発信をする場合には、「情報を論理だてて処理するための科学的に裏付けのある情報提供」とされるものに依存して発信することには、一定の限界があると言わざるを得ない。とくに「社会問題に詳しくない層」に対して提供できる情報量は限られているため、情報共有の動機づけを高めていくような取組みが必要となる。

キーワード カーボンニュートラル, 意識調査, Web アンケート調査, インタビュー調査

Abstract In this paper, we surveyed people's attitudes toward carbon neutrality. It can be said that the goal of becoming carbon neutral by 2050 is still in the process of being shared with the Japanese people. Although the number of people who are aware of the term "carbon neutral" is increasing, it was found that the awareness of the term has not led to an understanding of its contents, judgments, or ways of thinking. Analysis of the groups that are not aware of the carbon neutrality issue shows that it does not reach "those who consider themselves to be unfamiliar with social issues." To increase the dissemination of carbon neutral information in the future, it is necessary to study how to reach those "people who consider themselves to be unfamiliar with social issues." However, there is a limit to the amount of information that can be provided to them by relying on "providing scientifically supported information to process information in a logical manner." The amount of information that can be provided to this group is limited, and efforts to motivate them to share information are needed.

Keywords carbon neutrality, awareness survey, web survey, interview survey

1. はじめに

2020年10月26日、菅内閣総理大臣は所信表明演説において、日本が2050年までにカーボンニュートラルの実現を目指すことを宣言した。カーボンニュートラルとは温室効果ガスの排出を「全体としてゼロに」することである。この目標について、2021年10月22日に閣議決定された「第6次エネルギー基本計画」では、「2050年カーボンニュートラルという野心的な目標の実現を目指し、あらゆる可能性を排除せず、使える技術は全て使うとの発想に立つことが今後のエネルギー政策の基本戦略となる」とされている。

安全の確保を大前提としつつ、安定的で安価なエネルギー供給を目指すことは当然の前提としながら「あらゆる可能性を排除せず、使える技術は全て使う」という政

府方針は、一般の人々が持つ、将来のエネルギー供給の在り方に関する意識からすると、共有することが難しいと考えられる。カーボンニュートラル実現に向けた、様々な脱炭素技術の導入の背景には、様々なリスクが存在し、そのリスクの共有なしに、とりうる選択肢の結果を共有したとしても、なぜその選択肢を政府やエネルギー事業者が選択しているのかについての緩やかな合意は得られにくい。「排除せず、全て使う」という考え方に基づく対話は、一般の人々からすると一方向的な対話と受け取られる可能性がある。社会においてこれまでも増してリスク・コミュニケーションの取組みを深めていく必要がある。また、カーボンニュートラル実現に向けたコミュニケーションでは、従来よりも多くの情報量の提供と共有が求められる。このため、送り手はよりコミュ

*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(一社)日本原子力産業協会

ニケーションを受ける人の理解に寄り添ったコミュニケーションを展開することが求められると考えられる。

2. 目的

本稿では、2050年カーボンニュートラルに関連する背景情報の認知状況を把握し、そのうえで、より良い対話を進めるための留意点を整理する。

認知状況を把握する調査の質問では、カーボンニュートラルを含めた、エネルギーや地球温暖化に関する情報の接触状況を把握するとともに、カーボンニュートラルそのものの認知状況（言葉と定義、実現の難しさの受け止め等）を把握する。さらに、実現するための技術や仕組みに関する必要性、目標に対して取り組むべき主体の認識の度合、カーボンニュートラル実現の過程で発生するリスクの受容度について把握する。

あわせて、カーボンニュートラルに関する人々のリアルな受け止めを確認するべく模擬説明会を開催し、エネルギー問題における2050年カーボンニュートラル実現に関するより良い対話を進めるための留意点を整理する。

3. 方法

3.1 調査実施概要

調査はWebアンケート調査とインタビュー調査を実施している。インタビュー調査は、Webアンケート調査の定量調査では調べることのできない参加者の心理や関心を把握するために実施している。Webアンケート調査の選択については、母集団から無作為抽出できる従来型調査が適しているが、本稿では、性・年代、地域の分布を

考慮した大量のサンプルを確保することが可能なWebアンケート調査を採用した。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はないことを踏まえて理解されるべきである。

Webアンケート調査の実施は、2022年6月24日～27日に行っている。7,000人から15問の質問に対する回答を得た。具体的な質問文はAppendix Aを参照されたい。

調査対象者については、調査会社登録モニターの中から募集を行っている。令和2年国勢調査の調査結果を基に、居住地域、性年代（年代区分は5区分）を人口分布に偏りがないように割付を行って回収している。

インタビュー調査は、2022年10月24日、実験群10人、11月3日に実験群10人の調査を実施している。調査方法はグループインタビューを採用し、模擬説明会を最初に体験してもらい、その後、インタビューを実施する流れとなっている。調査は、統制群と実験群それぞれ男女グループに分けて4グループ実施している。

統制群では、カーボンニュートラルに関する人々のリアルな受け止めを確認して、対話を進める上での課題を検討している。実験群では、統制群で把握した課題を踏まえ、より良い対話につながる方法を検討し、その内容を、実験条件として統制群の進め方に追加して実施している。評価については、グループインタビューで集めたインタビューデータを基に受け止めの差を把握し、より良い対話につながる方法や進め方を検討している。

多様な受け止めのあるテーマであるため、リクルーティング条件では、調査会社の登録モニターの中から近畿2府4県在住者を集め、性年代の比率、原子力発電再稼動賛否比率、社会問題に対する詳しさの参加者内の構成が、統制群と実験群が同一となるように設定してリクルーティングを行っている。最終的に、京阪神の都市部に住む20人が参加した。

表1 調査概要

	Webアンケート調査	インタビュー調査
調査対象者	近畿2府4県在住、20歳代から60歳代の男女7,000人 ※令和2年国勢調査の結果を基に割付を実施し、居住地域、性年代（年代区分は5区分）で分布に偏りがないように回収	近畿2府4県在住、20～60歳代の男女から募集し、京阪神の都市部に住む参加者20人。 ※原子力発電の再稼動賛否について中間的な態度を持つ方を中心に集める。男女割合および主観的な設問による「社会問題に対する詳しさ」の割合は表2のとおり。
募集方法	調査会社モニターから協力者を募集	
調査方法	Webアンケート（15問）	グループインタビュー（60分）
調査時期	2022年6月24～27日	2021年10月24日、11月3日

表2 インタビュー調査参加者の内訳

	性年代の構成		原子力発電 再稼働意向	社会問題に対する 詳しさ
	男性	女性		
統制群 10人	20歳代0人 30-40代2人 50-60代3人	20歳代0人 30-40代2人 50-60代3人	賛成1人 中間8人 慎重1人	詳しい4人 詳しくない6人
実験群 10人	20歳代0人 30-40代2人 50-60代3人	20歳代0人 30-40代2人 50-60代3人	賛成1人 中間8人 慎重1人	詳しい4人 詳しくない6人

3. 2 グループインタビュー調査の流れ

調査時間は60分とし、25分間はカーボンニュートラルに関する説明会を行って、その後、グループインタビューを行っている。

冒頭で事前にアンケート回答を求め、その後、説明資料を基に、日本のエネルギーの状況とカーボンニュートラルに関する説明を行った。説明の途中でも随時質問ができるよう配慮し、説明者は双方向的な形式に気を配り説明会を行った。説明終了後にアンケートに記入してもらい、その後、休憩を挟んで説明内容に関するインタビューを実施している。

3. 3 説明会資料の作成

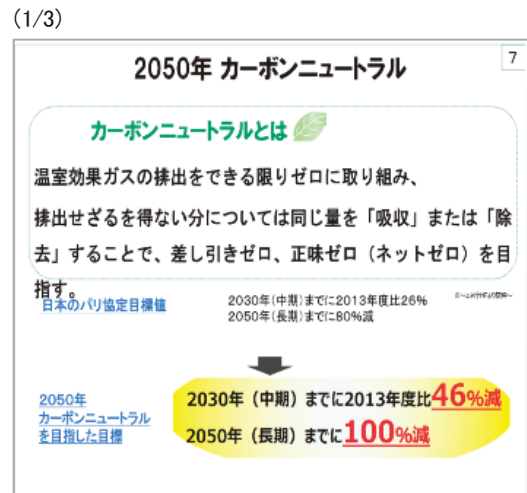
本調査で使用する説明資料は、夢田(2021)の資料を基に作成した。説明資料の内容は表3の通り。全部で17頁のスライドを準備して説明している。また、エネルギーについてより理解が深まるよう、「1. 日本のエネルギーの状況」の後にはエネルギーミックスに関するアニメーション動画(約4分)を視聴、「2. カーボンニュートラルの実現に向けて」の後には、原子力発電所の安全対策(福島第一原子力発電所事故後の対策)に関する動画(約5分)の視聴を配している。なお、説明は全ての会で筆者が行った。

表3 説明会資料の内容一覧

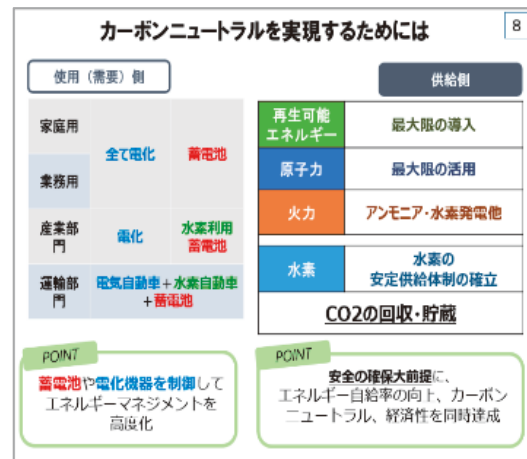
1. 日本のエネルギーの状況
2. カーボンニュートラルの実現に向けて
3. 原子力発電の安全対策について
4. エネルギーミックスの重要性

「2. カーボンニュートラルの実現に向けて」の説明資料を用意した。「2050年カーボンニュートラル」「カーボンニュートラルを実現するためには」「カーボンニュートラル実現のためのポイント」である。図1の通り。

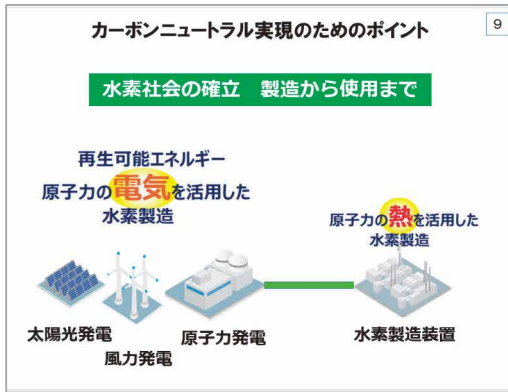
図1 『2. カーボンニュートラルの実現に向けて』説明資料(3枚)



(2/3)



(3/3)



3. 4 説明会開催前・後のアンケート

説明会開催前後のアンケートは、参加者の態度の把握、説明会全体の評価、表3「1. 日本のエネルギーの状況」から「3. 原子力発電の安全対策について」の話題の評価を行っている。具体的な質問文は Appendix B を参照。

3. 5 インタビュアーによる評価

インタビュアーは1名が担当した。インタビューの所感評価については、筆者とインタビュアー、調査補助者1名での合議を経て、最終評価とした。

統制群では、説明会の内容がどのように受け止められているか、また、どのように伝えると理解が深まるか等、メモを取って記録している。実験群では、その内容を実際に実践し反応を確認しメモを取って記録している。

4. Web アンケート調査結果と考察

4. 1 カーボンニュートラルに関する認知状況

人々のカーボンニュートラルに関する認知状況を図2に示す。「カーボンニュートラル」という言葉を「聞いたことがある（聞いたことがあり、内容まで知っている」と「聞いたことがあるが、内容まではわからない」の合計値）」という人は82%と、多くの人が「聞いたことがあ

る」と回答している。しかし、内容理解については74%の人々が、カーボンニュートラルに関して、まったく知らない（「聞いたことがあるが、内容まではわからない」と「聞いたことがない」の合計値）状況であることがわかる。

問 カーボンニュートラルに関連することをご存知のことをお答えください。『カーボンニュートラルという言葉』（ひとつだけお選びください）

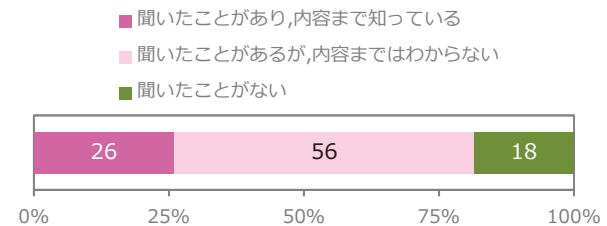


図2 カーボンニュートラルという言葉の認知

4. 2 実現目標に対する受け止め

2050年カーボンニュートラル実現という目標に対する位置づけ（定義と実現に対する展望）に関する提示文章、図3を示して、目標の実現性に対する受け止めを把握した。結果は図4である。

「とてもそう思う」と答えた人は18%と少なく、80%の人々が中庸（「ややそう思う」「どちらでもない」「あまりそう思わない」の合計値）な回答をしている。

2050年カーボンニュートラルの実現という目標の難しさを強く認識している人々は2割程度にとどまる結果となった。カーボンニュートラル実現の難しさが、困難な目標であることは認識されていない。

「カーボンニュートラル」とは、「地球温暖化に影響のある温室効果ガス(主にCO₂)の排出量をできるだけ削減し、削減できなかったものを何らかの方法で吸収または除去することにより、実質的なCO₂(カーボン)の排出量をゼロにすること」であり、日本も含めた120以上の国と地域が「カーボンニュートラル」を目標として掲げています。
 ※CO₂の排出量ゼロのためには、今後の開発で実現可能にしていかなければならない技術と、社会が排出量ゼロのために、受け入れて利用しなければいけない既存の技術があります。

図3 カーボンニュートラルの定義と実現に対する展望の提示文章

問 日本が2050年カーボンニュートラルを実現するという目標に対してあなたのお考えに近いものをお答えください。『実現のためには、社会、技術、生活様式の転換などあらゆる選択肢を総動員しなければならない。』（ひとつだけお選びください）

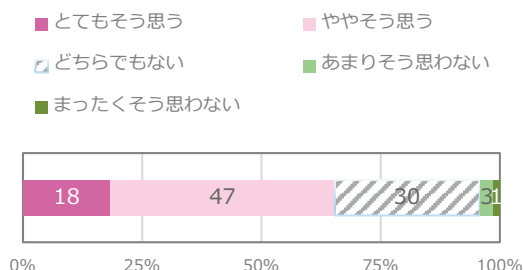


図4 カーボンニュートラル実現に対する受け止め

4.3 「2050年カーボンニュートラル実現の困難さと革新的な技術開発の必要性」はどの層で認知されていないのか

カーボンニュートラル実現の困難さと革新的な技術開発の必要性がどの層で認知されていないのかを見ていく。表4は、人口統計的属性やメディア接触度別、原子力発電の今後の利活用意向、さらに茅田(2020)から、「社会問題に対する詳しさ」や、「エネルギー利用に関する意識・行動の多さ」による違いから認知に差異があるかを見ていく。

分析については、 χ^2 乗検定を行って有意差を確認するとともに、どのセルが有意差をもたらしたのかを明らかにするための残差分析を行っている。本稿では、残差分析の結果、調整済み残差の絶対値が5%の標準正規偏差値1.96以上であれば5%水準で有意であるとしている。なお、本稿の報告は、認知状況の差が特に大きい箇所について言及する。

人口統計的属性では、性別で差がある事を確認した。男性では「内容まで知っている」が多い特徴があり(期待度数693, 残差333.3, 調整済み残差19.85), 女性は少ない。性年代の異なりを見ると、男性50代の「内容まで知っている」が多い特徴(期待度数165.4, 残差112.6, 調整済み残差10.43)がある。男性60代は「聞いたことがない」が少ない特徴(期待度数215.8, 残差-131.8, 調整済

み残差-11.57)がある。その他、女性30代で「聞いたことがない」が多い特徴(期待度数208.0, 残差123.0, 調整済み残差10.97)がある。

メディア接触別にみると、「(カーボンニュートラルに関する情報を主に) テレビから情報を得ている」と答えた人々は、「聞いたことがあるが、内容までは分からない」「聞いたことがない」が多い特徴(期待度数2272.8, 残差229.2, 調整済み残差12.07)がある。一方、「テレビから情報を得ていない」人の「聞いたことがない」も多い特徴(期待度数695.5, 残差295.5, 調整済み残差14.39)がある。その他、「(カーボンニュートラルに関する情報を主に) 新聞を情報源としている人」と「そうでない人」の「内容まで知っている」「聞いたことがない」の差は大きい。その他(カーボンニュートラルに関する情報を主に)「インターネットから情報を得ている人」と「そうでない人」では、インターネットから情報を得ているの方が、認知度が高く差が大きい。

原子力発電の利活用意向別でみると、「利活用すべき層」は、「内容まで知っている」が多い特徴(期待度数189.1, 残差196.9, 調整済み残差17.23)がある。原子力発電の利活用意向において、明確な態度を持っていない中間的な層(「2」どちらかといえば利活用すべき21.1%, 「3」どちらでもない39.8%, 「4」どちらかといえば利活用すべきでない15.0%, を選択した回答者の認知度が低く、「聞いたことがない」が多い特徴(期待度数1798.7, 残差180.3, 調整済み残差10.66)がある。

茅田(2020)の原子力発電の再稼働賛否において中間的な態度を持つ人²のエネルギー問題の情報に対する受け止めやコミュニケーションの特徴を把握するための2つの質問(「社会問題に対する詳しさ」「エネルギーに対する関与度(行動が多い, 少ない)」)では、「社会問題に対する詳しさ」の質問において、「(ご自身が)社会問題に詳しくない」と回答した人が、「(カーボンニュートラルの)内容まで知っている」という回答が顕著に少ない特徴(期待度数1143.7, 残差-458.7, 調整済み残差-34.73)があり、「聞いたことがない」で顕著に多い特徴があることがわかった。

「エネルギーに対する関与度」では、「行動が少ない層」で、「聞いたことがない」が多い特徴(期待度数1455.3, 残差372.7, 調整済み残差19.35)がある。

² 中間的な人々は、社会課題に関して、将来の社会の選択や個人の行動の選択、考え方の意見の表明等の際に、はっきりとした答えが出しにくい人である。本稿では、賛否の分かれる原子力発電の利活用意向の設問、「今の日本のエネルギー供給にとって、原子力発電の技術を利用すべきだと思いますか」の設問に対する、5件法の回答選択肢のうち、中間の選択肢、「2」どちらかといえば利活用すべき21.1%、「3」どちらでもない39.8%、「4」どちらかといえば利活用すべきでない15.0%、を選択した回答者のことである。なお、「1」利活用すべき13.4%、「5」利活用すべきでない10.7%であった。

期待度数や残差，調整済み残差を考慮しまとめると，カーボンニュートラルの認知が進んでいない層は，「女性層（とくに女性 30 代）」「(原子力発電利活用意向の) 中間層」「社会問題に詳しくない層」「エネルギーに対する関与度」で「行動が少ない層」となる．特に，残差の大き

さから，カーボンニュートラルの実現の困難さと革新的な技術開発の必要性の認知を深めていくには，「社会問題に詳しくない層」に着目する必要がある．表 4 のデータが示していることに限れば認知度を向上させることが課題であることが明らかとなった．

表 4 人口統計的属性・情報接触度・利活用意向他別の認知状況比較

問 カarbonニュートラルに関連することでご存知のことをお答えください。『2050年カーボンニュートラル実現は難しい問題で、革新的な技術開発が必要不可欠である』（ひとつだけお選びください）

n=7,000		人数	聞いたことがあり、どのようなことか内容まで知っている	聞いたことがあるが、内容までは分からない	聞いたことがない
性別	男性	3,429	30%	45%	25%
	女性	3,571	11%	47%	42%
性年代	男性 20 代	584	28%	34%	38%
	男性 30 代	602	26%	44%	29%
	男性 40 代	786	28%	44%	28%
	男性 50 代	819	34%	47%	19%
	男性 60 代	638	33%	54%	13%
	女性 20 代	588	14%	34%	52%
	女性 30 代	615	10%	36%	54%
	女性 40 代	817	10%	48%	42%
	女性 50 代	858	10%	52%	38%
	女性 60 代	693	12%	60%	29%
テレビ	情報を得ている	4,944	21%	51%	29%
	情報を得ていない	2,056	19%	35%	46%
新聞	情報を得ている	1,825	29%	53%	18%
	情報を得ていない	5,175	17%	44%	40%
インターネット	情報を得ている	5,120	24%	50%	26%
	情報を得ていない	1,880	9%	35%	56%
原子力発電利活用意向	利活用すべき層	936	41%	41%	18%
	中間層	5,317	16%	47%	37%
	すべきでない層	747	24%	46%	29%
社会問題に詳しいか	詳しい	1,338	54%	37%	8%
	詳しくない	5,662	12%	48%	40%
エネルギーに対する関与度	行動が多い	2,698	29%	51%	20%
	行動が少ない	4,302	15%	43%	42%

4.4 目標に対して取り組むべき組織や企業、個人の関与の考え方

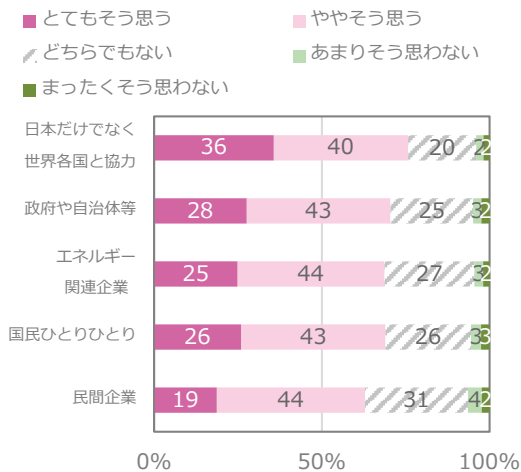
2050年カーボンニュートラル実現に向けた社会や人々の目標のオーナーシップの状況を見ていく。図5の通り。

「日本だけでなく、世界各国と協力して取り組むべき目標である」が76%と最も高く、次に「政府や、自治体等の行政」が71%となる。「エネルギー関連企業」、「国民ひとりひとり」が69%となる。

各項目とも約7割が「そう思う（「とてもそう思う」＋「ややそう思う」の合計値）」であることから、目標に対する関心や解決に向けて何らかの貢献が必要であるという認識を持っている。

問 日本の2050年カーボンニュートラルという目標に対して、取り組むべき組織や企業、皆様の関与についてあなたのお考えに近いものをお答えください。（ひとつだけお選びください）

図5 目標に対して取り組むべき主体の考え方



4.5 カーボンニュートラル実現の過程で発生するリスクの受容度

2050年カーボンニュートラル実現の過程で発生する可能性のある「安定供給の不安定さ」や、「経済に与える悪影響」、「生活様式の転換」に関するリスクの受容度の回答は図6の通りである。

最も回答者が多い選択肢は、明確な態度を持たない、「どちらともいえない」と答える人々が38-44%存在し、実際に発生した際のリスクの想起や、生活への影響を図りかねることから、判断がつかねる人がいると考えられる。

「受け入れることができない（「絶対に受け入れることはできない」＋「あまり受け入れることはできない」の合計値）」で、最も高いものは「再生可能エネルギーの大量導入によるエネルギー価格の高騰」40%、「エネルギー価格高騰や新たな環境技術導入による物価の高騰と輸出産業の競争力低下」37%となり経済性の項目が上位にくる。「電力の需給ひっ迫と節電」33%、「生活スタイルの変更、使用する機器・製品の選択に影響がでる」30%となる。

一方、これらのリスクを「受け入れざるを得ない」とする回答を見ると、最も高いものは「生活スタイルの変更」26%、「電力の需給ひっ迫と節電」24%、「再生可能エネルギーの大量導入によるエネルギー価格の高騰」22%、「エネルギー価格高騰や新たな環境技術導入による物価の高騰と輸出産業の競争力低下」19%となる。

カーボンニュートラル実現の過程で発生するリスクの受容に関しては、「受け入れることができない」人々が30-40%存在し、生活への影響を考慮する人々もいるが、一方で「受け入れざるを得ない」と回答する人々は22-26%存在する。

社会課題解決のための過程で、生活に影響が出るようなリスクを受容すると考える層が一定数いることが確認できた。

問 日本がカーボンニュートラルを実現する過程で、以下のような課題が発生する可能性があります。あなたは、どの程度であれば受け入れることができますか。（ひとつだけお選びください）

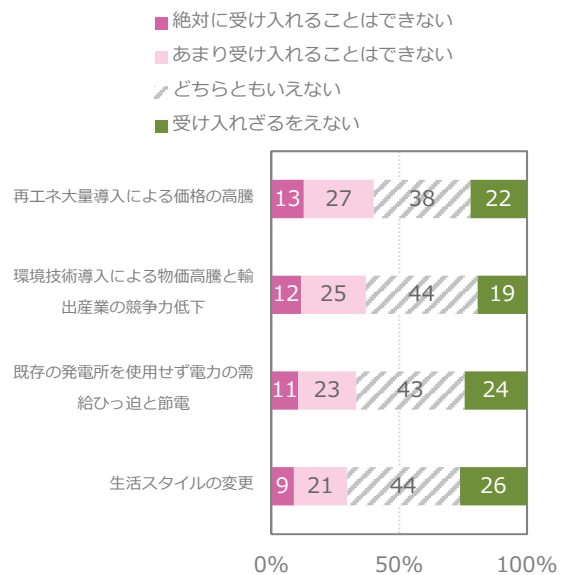


図6 実現の過程で発生するリスクの受容度

5. インタビュー調査結果と考察

5. 1 カーボンニュートラルの話題の評価

インタビュー調査では、「カーボンニュートラル」に関する説明会を行い、双方向の対話を行った場合の、人々のリアルな受け止めを確認している。統制群・実験群の説明会終了後のアンケートによれば、今回の説明会に参加して、「大変よかった」「よかった」と回答した割合が 20 人中 19 人であり、9 割以上の参加者が「よかった」と回答している。図7のとおり。

参加者の「カーボンニュートラル実現に向けて」の説明内容の評価をみると、図8のとおりである。「大変よかった」が25%、「よかった」が50%となり、7割以上の参加者が「よかった」と評価している。「エネルギー問題におけるカーボンニュートラル」の話題は、参加者から参加して「よかったと」評価を受ける話題であると考えられる。

問 今回の説明会に参加されていかがでしたか(ひとつだけお選びください)

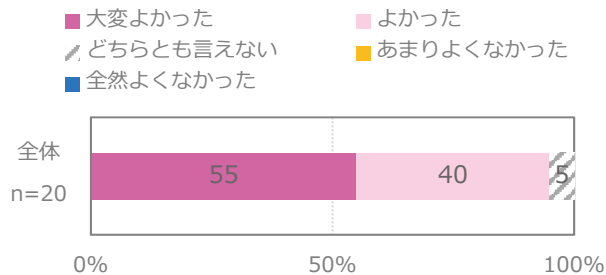


図7 参加者の説明会に対する評価

問 今回の各説明内容はいかがでしたか(ひとつだけお選びください)

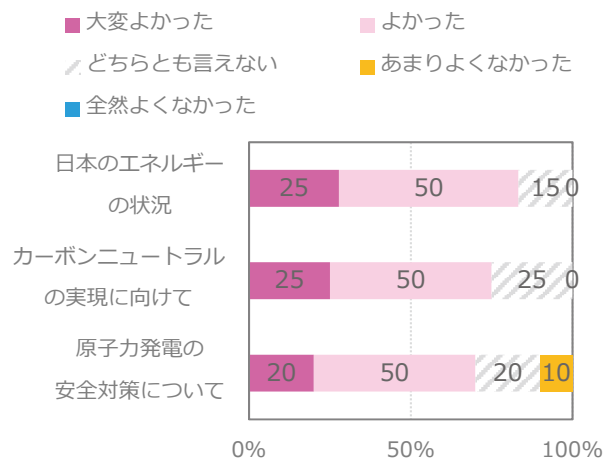


図8 参加者の各説明内容の評価

5. 2 カーボンニュートラルに関する情報の受け止め

次に、説明資料や内容についての具体的な意見をまとめる。前項の Web アンケート調査「4. 3 2050 年カーボンニュートラル実現の困難さ革新的な技術開発の必要性はどの層で認知されていないのか」の分析では、「社会問題に対する詳しい層」とそうでない層で、認知状況に大きな差が見られたが、当該インタビュー調査においても、受け止めに大きな差がある事がわかった。図 9、10「インタビュー所感」の通りである。まず、統制群の結果、図9を見ていく。

「社会問題に詳しくない層」の人々は、「カーボンニュートラル」の説明に関して「まったくわからない」としている。今回の説明会の代表的な説明項目の中で、「2. カーボンニュートラルの実現に向けて」の説明が、他の「1. 日本のエネルギーの状況」や「3. 原子力発電の安全対策」、「4. エネルギーミックスの重要性」の話題と比較して、「最もついていけなかった話題」とする人がいた。

事後アンケート結果、図8の「カーボンニュートラルの実現に向けて」の評価では7割以上が「よかった」と回答され、内容理解については課題の残る結果となった。

「カーボンニュートラル」という言葉になじみがないこともあり、「話題の全部が難しそう」という意見がみられ、入口の段階から忌避感を示す参加者も見られた。

耳なじみのないカタカナ文字の言葉の提示により、「カーボンニュートラル」の主旨や意図の把握が困難になっている一面が確認された。その他、「具体的な話も織り交ぜてくれたらわかりやすかった」という改善意見が聞かれた。脱炭素エネルギーを見える形で表現し、より生活に関連するような話題と紐付けることで、身近に感じるような伝え方が必要であると思われる。

これらのことから、「社会問題に詳しくない層」に対しては、身近な話題や親近感、もしくは、興味・関心が湧くような伝え方が必要であると思われる。

次に、図9の「社会問題に詳しい層」の意見を見ていく。「社会問題に詳しくない層」と異なり、「わからない」といった意見は少なかった。今後のエネルギー転換の選択の中で、安全性を考慮した将来のエネルギー選択の重要性を認識していることがわかるコメントが見られる。ただし、「社会問題に詳しい層」であっても、「カーボンニュートラル」という言葉よりも、「CO2 排出ゼロ」「脱炭素」といった、耳なじみのある言葉を使用する方が「パッと見た時に頭に入ってきやすい」という意見が聞かれた。

<p>統制群 資料</p>		
<p>インタ ビュー 所感</p>	<p>[社会問題に詳しくない層]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (説明内容が) まったくわからなかった (他の人も同意) ・ 最もついていけなかったところ ・ 具体的な話も織り交ぜてくれたらわかりやすかった (他の人も同意) ・ 発電方法にどういふものがあるのかわからない状態であらわれない (他の人も同意) ・ 何とかニュートラル? はまったくわからなかった. 難しい言葉をみただけで (簡単に説明があったとしても) 全部が難しそうと思ってしまう ・ 説明はあっても耳なじみがなくわかんない 	<p>[社会問題に詳しい層]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 水素の安全性とかどうなのかなと ・ カーボンニュートラルのところで出たが, 車でも水素の動力とかがあがるが, 大丈夫なのか? ・ (カーボンニュートラルと比べ) 「CO2排出ゼロ」「脱炭素」の方が, バツと見た時に頭に入ってきてやすい

図9 統制群のカーボンニュートラル説明資料とインタビュー結果

<p>実験群 資料</p>		
<p>インタ ビュー 所感</p>	<p>[社会問題に詳しくない層]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ CMを見ることで少しイメージが湧きやすくなった ・ CMは見たことがあるけれど, 水素ってすごいんだなという印象 ・ 説明を聞いて, そういうことなんやというのは何となくわかった ・ 言っていることはその時はわかったが, 説明しろと言われたらできない ・ カーボンニュートラルっていうのが, 何を指す言葉なのか, ゼロ? 何かをやるとうということだが, 何かの「モノ」なのか, 目指すものなのかわからなかった ・ 何とかニュートラル? はまったくわからなかった. 難しすぎてついていけなかった 	<p>[社会問題に詳しい層]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 未来を想像できるというか, 暗い未来だけでなく将来こんな手もあるのか, こういふのに取り組むべきなのかと受け止めた ・ そういふのもあるという意味でよかった. 原子力だけではなく, 新しいエネルギーを紹介することで, ある意味フラットに聞こえる ・ テレビCMで流れているのはそういえば見たことはある. 資料を見ると具体的な内容が考えられていて良かった ・ CMでカーボンニュートラルという用語は聞いたことがあるが, 詳しくは知らなかった. 今後排出量0にしていくなら, 基本全部電気になっていく. そうなると供給と需要側, 私も関係してくるが, 蓄電池とか買っていかないといけないか, コスト面を考える必要がある. 実際に推進していくにあたって, 補助となるのか, 勉強しないとなという感じ ・ 初めて聞いた. こういふのが出来るなら, それが安全であるなら人類にとって良い, 命が一番大切である ・ カーボンニュートラルとかいうような, カタカナの横文字系の良さそうな言葉ではなく, しっかりとCO2排出ゼロを2050年と明示化しているので, 誰が見ても分かりやすいし, 本当に考えていると感じる. 新しいことに取り組んでいこうというのが伝わってくる

図10 実験群のカーボンニュートラル説明資料とインタビュー結果

今回の説明では「水素エネルギー」の活用を盛り込んでいるが、「社会問題に詳しい層」であっても、あらためて「水素エネルギー」そのものの特徴を説明することが必要であると思われる。

「社会問題に詳しくない層」と「社会問題に詳しい層」の統制群の意見を比較すると、「社会問題に詳しい層」には、「カーボンニュートラル」の内容や「水素エネルギー」の内容が伝わっていることが伺えるが、両層とも、「カーボンニュートラル」の話題に対する厚みのある意見や参加者同士で気づきを提供するような意見交換の場が少なかった。

これらのことから、「社会問題に詳しい層」であっても、「社会問題に詳しくない層」と同様に、導入の仕方、伝え方の手段、提供すべき基本的な情報を再考する必要があると考える。

以上の統制群の結果を踏まえて、実験群では情報の受ける人（参加者）が受け止めやすくなるような伝え方を試みることにした。伝え方の検討に当たっては、夢田(2021)の「印象に残るクリエイティブ」の実例を参考に2つの試みを実施した。

1つ目は興味・関心を高めるための投げかけを重視した進め方を導入する。水素の活用を身近に感じてもらうために、生活に身近で既視感のある自動車メーカーの水素の取組みを答えとするクイズを実施した。

2つ目に、「社会問題に詳しい層」でも、「カーボンニュートラル」や「水素エネルギー」の内容がわからないという声があったため、基本的言葉の解説資料を追加した。

実験群のインタビュー結果は図10である。今回の試みを導入することで、受け止めや内容理解、その後の意見交換で大きな差異を確認した。統制群と比較すると、特に「社会問題に詳しい層」で大きな差がみられた。

事後アンケートの「カーボンニュートラルの実現」に関する内容評価では、実験群参加者10人のうち、7人が、「大変よかった」「よかった」と回答しており、統制群よりも評価が高まっている。図11の通り。本調査で試みた、2つの試みは、よりよい対話につながるものと思われる。

「社会問題に詳しい層」から出された意見の内容から、今回のテーマ、「カーボンニュートラル」に対する興味関心は高まった様子で、ポイントとなる「水素エネルギー」の特徴の解説資料を追加したことにより、「新しいことに取り組んでいる」と受け止められ好感を持った意見が見られた。

また、「水素エネルギー」を利用することで得られるメリットを知ることで、紹介された取組みを自然な形で受

け止めることにつながり、将来の課題解決に関する考えが深まったと考える。

「社会問題に詳しい層」の統制群と異なり、発言量も多く、参加者の気づきや理解、意見交換をすることができた。

今回の調査では、「社会問題に詳しい層」において、「カーボンニュートラル」の理解が一層深まる伝え方を確認することができた。

一方、実験群の「社会問題に詳しくない層」を見ていくと、統制群よりも、「イメージが湧きやすい」「何となくわかった」という意見が見られ、クイズや「水素エネルギー」の解説により、統制群よりも伝わる説明会であったことがわかる。

それでもインタビューのまとめを見ると、カーボンニュートラルの話題は、「社会問題に詳しくない層」にとって、「難しすぎてついていけなかった」という意見が見られた。

今後、「社会問題に詳しくない層」であっても、受け止めることができる情報提示の仕方を検討する必要があると思われる。

問「カーボンニュートラルの実現」に関する内容はいかがでしたか。（ひとつだけお選びください）

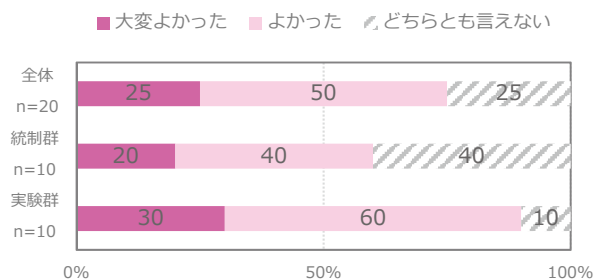


図11 「カーボンニュートラルの実現」に関する内容評価

6. まとめ

6.1 カーボンニュートラルの認知状況

本稿の調査から、「カーボンニュートラル」という言葉を知っている人々は約8割と増加しているものの、内容の理解や、今後の電源選択においてはあらゆる選択肢を考慮に入れなければいけないという前提を基にした判断や考え方につながるような認知のされ方はされていない。

2050年カーボンニュートラルの実現という目標の内容を文章で提示しても、目標の難しさを認識した人は2割程度にとどまる結果となった。

カーボンニュートラル実現の過程で発生するリスクに対する受容度をみると、「絶対に受け入れることはできない」人は約1割程度となり、「受け入れざるを得ない」人が約2割存在することが確認された。「需給逼迫、節電、エネルギー価格の高騰、生活様式の転換」を受け入れざるを得ないとする人の方が多い状況である。

ただし注意が必要なことは、「どちらともいえない」の割合が4割と最も多くなっていることである。インタビュー調査の結果からもわかるとおり「カーボンニュートラル」という言葉になじみがないことから、カーボンニュートラル実現の過程で発生する可能性のあるリスクに対しても「よくわからない」という受け止めであることが考えられる。

カーボンニュートラル実現という目標に対して、約7割の人々が、国として、世界として、政府や自治体といった行政、そして国民が取り組むべき課題との認識を持つものの、日本が2050年にカーボンニュートラルを実現するという目標とその内容についての理解は浅く、この目標を人々と共有するまでには、まだまだ道半ばであると言える。

6.2 カーボンニュートラル実現の目標が認知されていない層に対するコミュニケーション

カーボンニュートラルに関する認知が届いていない層を分析したところ、「社会問題に詳しくない層」に届いていないことが分かった。この層は、全体の81%（表4. 詳しい層19%, 1,338人。詳しくない層81%, 5,662人）を占めている。今後、カーボンニュートラルの情報の到達度を高めていくには、「社会問題に詳しくない層」に対する研究が求められると考える。

「社会問題に詳しくない層」にとっては、「カーボンニュートラル」や「水素エネルギー」といった言葉は、実際の対話の場で情報提供されると、忌避感さえ感じてしまうものであった。このため、言葉のわかりやすい解説が必須となるだけでなく、本稿の実験群説明会で行ったクイズのように、投げかけを利用して、身近に感じてもらうことが大切になる。

「カーボンニュートラル」の話題の中で水素を紹介する場合は、人々にとって「水素自動車」とのイメージの

結びつきが強いいため、水素自動車の例を入れた説明は身近に感じてもらう1つの方法だろう。

しかし、「社会問題に詳しくない層」にとっては、本稿の実験調査の、クイズや投げかけ、言葉の解説を加えても「難しい」印象は残る。対話をより良くする方法を取り入れた実験群説明会であっても、「話を聴けたのは良かった」という意見は見られるものの、「難しくて何となくしかわからない」という印象を払拭することができなかった。

これらのことから、「社会問題に詳しくない層」の人々に、「情報を論理だてて処理するための科学的に裏付けのある情報提供」に頼ることは限界があると言わざるを得ない。この層に対して提供できる情報量は限られているため、情報共有の動機づけを高めていくような取り組みが必要となる。

今回の調査では行っていない動画・映像などを最大限活用した、視覚や聴覚に訴えるものも必要である。

7. 課題

今後の課題は、情報共有の動機づけを高めるような取り組みの検討である。手段としては視覚や聴覚に訴えることが挙げられる。川端・藤井(2014)がまとめている物語に着目したコミュニケーション形式はヒントとしてあげられる。物語を通じて体感し、テーマに対する関心が喚起されるような、そういった自然な形で情報が受け止められ、語られ記憶されるコミュニケーション技法の最大限の活用が考えられる。

その際には、「社会問題に詳しくない層」の考え方や物事の受け止め方をよく観察し、デザイン思考でコミュニケーションを作り上げていく必要がある。

茅田(2021)において、エネルギー問題関連冊子の印象に残るクリエイティブを調査しているが、「社会問題に詳しくない層」は、数値を提示しながらロジカルにわかりやすく情報が整理された冊子よりも、「たび(旅)」と関連付けて情報を紹介するような冊子や、より身近な生活の視点を取り入れて「共に考える」形の双方向的コミュニケーションを疑似体験できるようなクリエイティブの冊子が高い評価を得ている。

2050年カーボンニュートラル実現の話題は可視化しづらい問題であるため、映像やアニメーション、場合によっては人気ゲームの世界観を活用した、疑似体験の誘発や「自分事化」、また感情の喚起などの力を借りながら、

情報共有の動機づけを高めていくような取組みが求められる。

今後、カーボンニュートラル実現に向けてさまざまな取組みやイノベーション、社会実験が導入されると思われるが、その進捗の過程を共有することも重要であろう。

複雑なリスクの絡む問題を共有しやすくするには、政策の趣旨やその背景について、数値的なデータなどを活用したロジカルな説明ばかりでは限界がある。その問題がどのように生活と関連しているのかをイメージできるような物語に着目し、興味・関心を高めることに重きを置いたコミュニケーションの研究や、ベストケースを探る実践的な研究を重ねていく必要がある。

参考文献一覧

閣議決定(2021). エネルギー基本計画.

川端 祐一郎・藤井 聡 (2014). コミュニケーション形式としての物語に関する研究の系譜と公共政策におけるその活用可能性 土木学会論文集 D3 (土木計画学), Vol.70, No.5 (土木計画学研究・論文集第31巻), I_123-I_142, 2014.

北田 淳子 (2020). 温暖化対策として原子力発電の受容が高まらない要因 INSS JOURNAL, Vol.27 SR6 43-57.

埴田 幹宏 (2020). エネルギー問題に関する中間層の受け止めとペルソナの提案 INSS JOURNAL, Vol.27 SR8 66-87.

埴田 幹宏 (2021). エネルギー問題関連冊子の印象に残るクリエイティブ-中間層 4 分類の視点- INSS JOURNAL, Vol.28 SR7 55-74.

Appendix A
Web アンケート調査
質問文と回答比率
(本稿関連のみ)

問 あなたの性別をお答えください。

- 1. 男性 49.0%
- 2. 女性 51.0%

問 あなたの年齢をお答えください。

--	--	--	--	--

歳

	割合	平均値
男性 20～29 歳	8.3%	25.8 歳
男性 30～39 歳	8.6%	35.5 歳
男性 40～49 歳	11.2%	45.4 歳
男性 50～59 歳	11.7%	54.6 歳
男性 60～69 歳	9.1%	64.3 歳
女性 20～29 歳	8.4%	25.4 歳
女性 30～39 歳	8.8%	35.1 歳
女性 40～49 歳	11.7%	44.9 歳
女性 50～59 歳	12.3%	54.4 歳
女性 60～69 歳	9.9%	63.8 歳

問 あなたは、ご自身が社会課題に対して詳しい方だと思いますか。

- 1. 詳しい方だ 19.1%
- 2. 詳しくない方だ 80.9%

問 エネルギーの利用に関して、あなたが実際に行っていることはありますか。あてはまるものを全てお選びください。

- 1. 省エネ家電の使用や無駄な電気を消すなど、電気をできるだけ使わない(省エネ)ようにしている 60.6%
- 2. 毎月の電気料金、ガス料金がどれぐらいかを見て使いすぎていると減らすようにしている 34.3%
- 3. 冷房の設定温度は28度を目安に高めに設定している 33.9%
- 4. 安い電気料金、ガス料金のところほどこかを調べて、少しでも安い会社に変えている 9.4%
- 5. 電力消費ピーク時にはできるだけ電気を使わないようにしている 9.8%
- 6. 自分の家で、太陽光発電で発電をしている 6.8%
- 7. 自分の家で、蓄電池を利用しているに変えている 2.3%
- 8. エコドライブを心がけている 21.6%

- 9. 自動車を購入する場合は、電気自動車やハイブリッド車を選ぶ 11.3%
- 10. 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している 17.2%
- 11. 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 9.4%
- 12. 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 2.5%
- 13. その他 1.9%
- 14. 特に何もしていない 18.6%

問 あなたにとって興味・関心があり、情報を集めたいと思うことがらについて教えてください。あてはまるものを全てお選びください。

- 1. 外交・防衛(ウクライナ問題、中東情勢、東アジア情勢など)の話 19.5%
- 2. 物価・景気などの経済の話 1.5%
- 3. 働き方、ワークライフバランス、時短商品・サービスの利用の話 20.7%
- 4. 医療・福祉の話 26.7%
- 5. 新型コロナウイルス感染症関連の話 26.4%
- 6. 健康・ヘルスケアの話 34.8%
- 7. スポーツに関する話 21.8%
- 8. 教育・子育てに関する話 16.2%
- 9. 文化(地域の歴史・食・お祭りなど)に関する話 17.7%
- 10. 社会を変革する科学技術とイノベーションの話 9.8%
- 11. 資源・エネルギーの話(エネルギー資源の調達、エネルギーの安定供給、未来のエネルギーなど) 17.8%
- 12. 省エネやエコ活動、ごみを減らす・リサイクルの話 20.6%
- 13. 食に関する話(食糧問題、フードロスなど) 30.4%
- 14. 地球環境に関する話(カーボンニュートラル、気候変動、自然環境など) 16.6%
- 15. 自然災害・防災から生活を守るためのお話 24.5%
- 16. 住宅とまちづくりに関する話(省エネ住宅、リフォーム、スマートシティなど) 9.7%
- 17. 交通・乗り物に関する話(スマートムーブ、ゼロカーボンドライブ、電気自動車、水素自動車、電動航空機など) 15.4%
- 18. 男女共同参画・ジェンダーの話 8.1%
- 19. 衣類・ファッションで社会を良くする話 10.9%
- 20. 脱炭素型の製品・サービスに関する話 6.4%

- 21. SDGs 達成に向けた取組みの話 12.4%
- 22. 国会・政権運営の話 11.0%
- 23. 2025 年大阪・関西万博の話 15.0%
- 24. アウトドア・レジャー・DIY などの話 17.3%
- 25. 宇宙開発の話 8.6%
- 26. 自己投資・スキルアップの話 16.4%
- 27. この中にはない 17.0%

問 あなたは、どのようなメディアから情報を得ていますか。あてはまるものを全てお選びください。※ここでは、インターネットは除いてお考え下さい。

[エネルギー問題や地球温暖化問題に関する事を、見聞きするメディア]

- 1. 新聞(紙) 26.1%
- 2. テレビ 70.6%
- 3. ラジオ 7.7%
- 4. 雑誌(紙) 43%
- 5. 折り込みチラシ、タウン誌、フリーペーパー 3.1%
- 6. 駅・電車などの交通広告 4.2%
- 7. 行政機関が発行している小冊子・広報誌 7.9%
- 8. 家族・友人・知人などのから聞いて・口コミ 9.4%
- 9. その他 6.0%
- 10. あてはまるものはない 17.4%

問 あなたはふだん、下記のようなインターネットメディアから情報を得ていますか。

[エネルギー問題や地球温暖化問題に関する事を、見聞きするメディア]

- 1. 各新聞社の電子版 6.2%
- 2. Yahoo! ニュース 43.8%
- 3. Google ニュース 18.3%
- 4. LINE NEWS 16.1%
- 5. Smart News 14.7%
- 6. その他のネットニュースサイト <SNS> 5.8%
- 7. Twitter 0.7%
- 8. Facebook 3.1%
- 9. Instagram 4.2%
- 10. LINE 8.0%
- 11. その他の SNS <動画サイト> 0.7%
- 12. YouTube 11.8%
- 13. アベマ TV 0.8%
- 14. ニコニコ動画 0.6%
- 15. その他のネット動画サービス <その他> 0.6%

- 16. ネットマガジン 1.3%
- 17. その他 2.3%
- 18. インターネットからは情報を得ていない 26.9%

問 インターネットニュースやSNS、YouTube等で、有名人や有識者、知らない人のコメントやロコミを見ることはありますか。

- 1. よくある 11.6%
- 2. 時々ある 33.6%
- 3. 見たことがある 30.5%
- 4. みることはない 24.3%

問 今の日本のエネルギー供給にとって、以下の発電技術を活用すべきだと思いますか。

- [太陽光や風力などの再生可能エネルギーの発電]
- 1. 利活用すべき 31.5%
 - 2. どちらかといえば利活用すべき 39.6%
 - 3. どちらでもない 24.1%
 - 4. どちらかといえば利活用すべきでない 2.6%
 - 5. 利活用すべきでない 2.1%

- [ガス火力発電]
- 1. 利活用すべき 7.7%
 - 2. どちらかといえば利活用すべき 27.4%
 - 3. どちらでもない 51.3%
 - 4. どちらかといえば利活用すべきでない 11.4%
 - 5. 利活用すべきでない 2.1%

- [石炭火力発電]
- 1. 利活用すべき 5.9%
 - 2. どちらかといえば利活用すべき 18.5%
 - 3. どちらでもない 49.9%
 - 4. どちらかといえば利活用すべきでない 20.4%
 - 5. 利活用すべきでない 5.4%

- [水力発電]
- 1. 利活用すべき 24.6%
 - 2. どちらかといえば利活用すべき 41.7%
 - 3. どちらでもない 30.5%
 - 4. どちらかといえば利活用すべきでない 2.0%
 - 5. 利活用すべきでない 1.1%

- [原子力発電]
- 1. 利活用すべき 13.4%
 - 2. どちらかといえば利活用すべき 21.1%
 - 3. どちらでもない 39.8%

- 4. どちらかといえば利活用すべきでない 15.0%
- 5. 利活用すべきでない 10.7%

問 カーボンニュートラルに関連することでご存知のことをお答えください。
[「カーボンニュートラル」という言葉]

- 1. 聞いたことがあり、どのようなことか内容まで知っている 26.0%
- 2. 聞いたことがあるが、どのようなことか内容まではわからない 55.6%
- 3. 聞いたことがない 18.4%

[「カーボンニュートラル」は、温室効果ガス(CO2など)の排出量を削減した上で、削減しきれなかった分を植林等で吸収することで差し引きをトータルでゼロにすること]

- 1. 聞いたことがあり、どのようなことか内容まで知っている 24.9%
- 2. 聞いたことがあるが、どのようなことか内容まではわからない 48.9%
- 3. 聞いたことがない 26.3%

[日本は「2050年に、二酸化炭素の排出量を実質ゼロにする」ことを目標としている]

- 1. 聞いたことがあり、どのようなことか内容まで知っている 23.9%
- 2. 聞いたことがあるが、どのようなことか内容まではわからない 51.0%
- 3. 聞いたことがない 25.1%

[2050年カーボンニュートラル実現は難しい問題で、革新的な技術開発が必要不可欠である]

- 1. 聞いたことがあり、どのようなことか内容まで知っている 20.2%
- 2. 聞いたことがあるが、どのようなことか内容まではわからない 46.0%
- 3. 聞いたことがない 33.8%

[2050年カーボンニュートラル実現のためには、我々の生活様式の転換が必要である]

- 1. 聞いたことがあり、どのようなことか内容まで知っている 18.9%
- 2. 聞いたことがあるが、どのようなことか内容まではわからない 45.7%
- 3. 聞いたことがない 35.3%

問 日本が2050年カーボンニュートラルを実現するという目標に対してあなたのお考えに近いものをお答えください。以下の説明文を読んでお答えください。

「カーボンニュートラル」とは、「地球温暖化に影響のある温室効果ガス(主にCO₂)の排出量をできるだけ削減し、削減できなかったものを何らかの方法で吸収または除去することにより、実質的なCO₂(カーボン)の排出量をゼロにすること」であり、日本も含めた120以上の国と地域が「カーボンニュートラル」を目標として掲げています。
※CO₂の排出量ゼロのためには、今後の開発で実現可能にしていかなければならない技術と、社会が排出量ゼロのために、受け入れて利用しなければいけない既存の技術があります。

[実現のためには、今ある技術や取組みを継続することで達成できる目標である]

- 1. とてもそう思う 4.3%
- 2. ややそう思う 27.4%
- 3. どちらでもない 37.5%
- 4. あまりそう思わない 24.1%
- 5. まったくそう思わない 6.7%

[実現のためには、革新的な技術開発が不可欠である]

- 1. とてもそう思う 19.0%
- 2. ややそう思う 47.5%
- 3. どちらでもない 29.6%
- 4. あまりそう思わない 2.6%
- 5. まったくそう思わない 1.3%

[実現のためには、社会が経済的に多大な負担を必要とする]

- 1. とてもそう思う 14.5%
- 2. ややそう思う 45.0%
- 3. どちらでもない 34.8%
- 4. あまりそう思わない 3.9%
- 5. まったくそう思わない 1.8%

[実現のためには、生活様式の転換が不可欠になる]

- 1. とてもそう思う 16.2%
- 2. ややそう思う 47.2%
- 3. どちらでもない 32.4%
- 4. あまりそう思わない 2.8%
- 5. まったくそう思わない 1.4%

[実現のためには、社会、技術、生活様式の転換などあらゆる選択肢を総動員しなければならない]

- 1. とてもそう思う 17.4%
- 2. ややそう思う 44.8%
- 3. どちらでもない 33.4%
- 4. あまりそう思わない 2.9%
- 5. まったくそう思わない 1.6%

問 日本において、「2050年二酸化炭素の排出を実質ゼロにする」ことを実現するには、どのようなことが必要だと思いますか。

[再生可能エネルギー（太陽光、風力等）の拡大]

- 1. とても必要だと思う 29.7%
- 2. やや必要だと思う 39.4%
- 3. どちらでもない 21.4%
- 4. あまり必要ない 3.4%
- 5. まったく必要ない 1.9%
- 6. わからない 4.2%

[再生可能エネルギーを最大限に利用するための電力系統の高度な技術（送電するための技術）]

- 1. とても必要だと思う 23.4%
- 2. やや必要だと思う 43.5%
- 3. どちらでもない 24.1%
- 4. あまり必要ない 2.6%
- 5. まったく必要ない 1.0%
- 6. わからない 5.3%

[発電時にCO₂を出さない、安全が確認された原子力発電の再稼働]

- 1. とても必要だと思う 17.6%
- 2. やや必要だと思う 32.0%
- 3. どちらでもない 29.3%
- 4. あまり必要ない 8.7%
- 5. まったく必要ない 6.4%
- 6. わからない 5.8%

[電気自動車や水素自動車、水素燃料バスの利用拡大]

- 1. とても必要だと思う 19.6%
- 2. やや必要だと思う 43.2%
- 3. どちらでもない 26.6%
- 4. あまり必要ない 3.9%
- 5. まったく必要ない 1.2%
- 6. わからない 5.2%

[高度なITと家庭用蓄電池や電気自動車の蓄電池を活用し、社会全体で電力の使用を調整し効率的にエネルギーを利用する技術]

- 1. とても必要だと思う 17.8%
- 2. やや必要だと思う 43.2%
- 3. どちらでもない 28.4%
- 4. あまり必要ない 3.7%
- 5. まったく必要ない 1.4%
- 6. わからない 5.6%

[水素発電の技術開発と利用促進]

- 1. とても必要だと思う 19.2%
- 2. やや必要だと思う 41.9%

- 3. どちらでもない 28.5%
- 4. あまり必要ない 3.2%
- 5. まったく必要ない 1.1%
- 6. わからない 6.2%

[電気・水素を製造できる新しい原子力発電の開発と利用促進]

- 1. とても必要だと思う 16.4%
- 2. やや必要だと思う 33.8%
- 3. どちらでもない 31.1%
- 4. あまり必要ない 7.1%
- 5. まったく必要ない 5.2%
- 6. わからない 6.4%

[太陽光発電や蓄電池を使ったゼロエネルギー住宅の促進]

- 1. とても必要だと思う 20.3%
- 2. やや必要だと思う 42.4%
- 3. どちらでもない 25.8%
- 4. あまり必要ない 4.5%
- 5. まったく必要ない 2.5%
- 6. わからない 4.5%

[国際的なゼロカーボン化]

- 1. とても必要だと思う 19.2%
- 2. やや必要だと思う 37.0%
- 3. どちらでもない 31.8%
- 4. あまり必要ない 3.9%
- 5. まったく必要ない 1.9%
- 6. わからない 6.3%

問 日本の2050年カーボンニュートラルという目標に対して、取り組むべき組織や企業、皆様の関与についてあなたのお考えに近いものをお答えください。

[政府や自治体等の行政が取り組むべき目標である]

- 1. とてもそう思う 27.6%
- 2. ややそう思う 42.9%
- 3. どちらでもない 24.6%
- 4. あまりそう思わない 2.8%
- 5. まったくそう思わない 2.4%

[日本だけでなく、世界各国と協力して取り組むべき目標である]

- 1. とてもそう思う 35.7%
- 2. ややそう思う 40.1%
- 3. どちらでもない 20.3%
- 4. あまりそう思わない 2.2%
- 5. まったくそう思わない 1.8%

[民間企業が取り組むべき目標である]

- 1. とてもそう思う 18.7%
- 2. ややそう思う 44.2%
- 3. どちらでもない 30.7%
- 4. あまりそう思わない 4.1%

5. まったくそう思わない 2.3%
[エネルギー関連企業（石油会社、電力会社、ガス会社）が取り組むべき目標である]

- 1. とてもそう思う 24.9%
- 2. ややそう思う 43.8%
- 3. どちらでもない 26.8%
- 4. あまりそう思わない 2.6%
- 5. まったくそう思わない 1.9%

[国民ひとりひとりが取り組むべき目標である]

- 1. とてもそう思う 26.0%
- 2. ややそう思う 43.0%
- 3. どちらでもない 25.5%
- 4. あまりそう思わない 3.0%
- 5. まったくそう思わない 2.5%

問 日本がカーボンニュートラルを実現する過程で、以下のような課題が発生する可能性があります。あなたは、どの程度であれば受け入れることができますか。

[再生可能エネルギーの大量導入による停電の発生]

- 1. カーボンニュートラルの実現であっても、このような事態を、絶対に受け入れることはできない 15.8%
- 2. このような事態を、あまり受け入れることはできない 30.1%
- 3. どちらともいえない 36.5%
- 4. カーボンニュートラル実現のためには、このような事態が発生しても受け入れざるを得ない 17.6%

[再生可能エネルギーの大量導入による停電の発生]

- 1. カーボンニュートラルの実現であっても、このような事態を、絶対に受け入れることはできない 15.8%
- 2. このような事態を、あまり受け入れることはできない 30.1%
- 3. どちらともいえない 36.5%
- 4. カーボンニュートラル実現のためには、このような事態が発生しても受け入れざるを得ない 17.6%

[発電時にCO₂を排出する既存の発電所を使わないことによる電力の需給ひっ迫と節電]

- 1. カーボンニュートラルの実現であっても、このような事態を、絶対に受け入れることはできない 10.5%
- 2. このような事態を、あまり受け入れることはできない 22.7%
- 3. どちらともいえない 42.5%

4. カーボンニュートラル実現のために
は、このような事態が発生しても受け入れ
ざるを得ない 24.4%

[再生可能エネルギーの大量導入によるエネ
ルギー価格の高騰]

- 1. カーボンニュートラルの実現であつて
も、このような事態を、絶対に受け入れる
ことはできない 12.7%
- 2. このような事態を、あまり受け入れる
ことはできない 27.4%
- 3. どちらともいえない 37.9%
- 4. カーボンニュートラル実現のために
は、このような事態が発生しても受け入れ
ざるを得ない 22.1%

[各産業で利用するエネルギー価格高騰や
新たな環境技術導入による物価の高騰、輸
出産業の競争力低下]

- 1. カーボンニュートラルの実現であつて
も、このような事態を、絶対に受け入れる
ことはできない 11.6%
- 2. このような事態を、あまり受け入れる
ことはできない 25.4%
- 3. どちらともいえない 43.7%
- 4. カーボンニュートラル実現のために
は、このような事態が発生しても受け入れ
ざるを得ない 19.3%

[人の移動を削減したり、食生活の変更、
生活スタイルの変更、使用する機器や製品
の選択に影響がでることなどの課題の発
生]

- 1. カーボンニュートラルの実現であつて
も、このような事態を、絶対に受け入れる
ことはできない 11.6%
- 2. このような事態を、あまり受け入れる
ことはできない 25.4%
- 3. どちらともいえない 43.7%
- 4. カーボンニュートラル実現のために
は、このような事態が発生しても受け入れ
ざるを得ない 19.3%

問 2050年のカーボンニュートラル実現
を踏まえた日本のエネルギー供給にとつ
て、以下の発電技術を活用すべきだと
思いますか。

[太陽光や風力などの再生可能エネルギーの
発電]

- 1. 利活用すべき 31.7%
- 2. どちらかといえば利活用すべき 39.2%
- 3. どちらでもない 25.1%

4. どちらかといえば利活用すべきでない 2.1%

5. 利活用すべきでない 1.9%

[ガス火力発電]

- 1. 利活用すべき 8.4%
- 2. どちらかといえば利活用すべき 30.1%
- 3. どちらでもない 47.9%
- 4. どちらかといえば利活用すべきでない 11.4%
- 5. 利活用すべきでない 2.3%

[石炭火力発電]

- 1. 利活用すべき 7.1%
- 2. どちらかといえば利活用すべき 21.5%
- 3. どちらでもない 47.0%
- 4. どちらかといえば利活用すべきでない 18.6%
- 5. 利活用すべきでない 5.7%

[水力発電]

- 1. 利活用すべき 26.7%
- 2. どちらかといえば利活用すべき 41.7%
- 3. どちらでもない 29.2%
- 4. どちらかといえば利活用すべきでない 1.6%
- 5. 利活用すべきでない 0.8%

[原子力発電]

- 1. 利活用すべき 16.1%
- 2. どちらかといえば利活用すべき 22.7%
- 3. どちらでもない 37.8%
- 4. どちらかといえば利活用すべきでない 13.4%
- 5. 利活用すべきでない 10.1%

[属性]居住地

- 1. 滋賀県 6.5%
- 2. 京都府 12.2%
- 3. 大阪府 42.7%
- 4. 兵庫県 26.5%
- 5. 奈良県 7.0%
- 6. 和歌山県 5.1%

[属性]未既婚

- 1. 結婚している 53.2%
- 2. 結婚していない 46.8%

Appendix B

インタビュー調査

質問文と回答比率

(本稿関連のみ)

2021年10月、11月調査

- | | |
|-----------------------|-----|
| 1. 再稼働してもよい | 10% |
| 2. どちらかといえば再稼働してもよい | 30% |
| 3. どちらでもない | 25% |
| 4. どちらかといえば再稼働すべきではない | 25% |
| 5. 再稼働すべきではない | 10% |

問 今回、参加されていたかがでしたか。(○は1つ)

以上

- | | |
|--------------|-----|
| 1. 大変よかった | 55% |
| 2. よかった | 40% |
| 3. ふつう | 5% |
| 4. あまりよくなかった | 0% |
| 5. 全然よくなかった | 0% |

問 各説明の内容はいかがでしたか。(○は1つ)

[日本のエネルギーの状況]

- | | |
|--------------|-----|
| 1. 大変よかった | 25% |
| 2. よかった | 50% |
| 3. ふつう | 25% |
| 4. あまりよくなかった | 0% |
| 5. 全然よくなかった | 0% |

[カーボンニュートラル実現に向けて]

- | | |
|--------------|-----|
| 1. 大変よかった | 25% |
| 2. よかった | 50% |
| 3. ふつう | 25% |
| 4. あまりよくなかった | 0% |
| 5. 全然よくなかった | 0% |

[原子力発電の安全対策について]

- | | |
|--------------|-----|
| 1. 大変よかった | 20% |
| 2. よかった | 50% |
| 3. ふつう | 20% |
| 4. あまりよくなかった | 10% |
| 5. 全然よくなかった | 0% |

問 (参加後)「原子力発電所」の再稼働(停止発電所を稼働させること)についてどのようにかんじますか(○は1つ)

- | | |
|-----------------------|-----|
| 1. 再稼働してもよい | 20% |
| 2. どちらかといえば再稼働してもよい | 30% |
| 3. どちらでもない | 30% |
| 4. どちらかといえば再稼働すべきではない | 15% |
| 5. 再稼働すべきではない | 5% |

問 (参加前)「原子力発電所」の再稼働(停止発電所を稼働させること)についてどのようにかんじますか(○は1つ)

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

Risk Communication in Energy Issues

--What it means to show a willingness to thinking together--

冨田 幹宏 (Mikihiro Tada)*¹

要約. 多くのリスク・コミュニケーションの現場では、‘理解していただくための情報提供をしたい’といった進め方をすることが多い。この調査では冒頭で‘共に考えるための時間を持たせてほしい’と宣言することによって共考の重要性を示し、それによって対話にどのような影響があるのかを検討した。この2つの進め方の違いを確認するために、模擬説明会を開催し、導入部に「共考の姿勢を伝える」ことを実験条件とする調査を行った。結果は、送り手であるコミュニケーションをする人が共考の姿勢を示し、コミュニケーションを受ける人にその姿勢が伝わることにより「中立・公平な話と感じる」という回答が増加し、送り手の提供する情報に対する信頼度が高まることが確認された。共考の姿勢がコミュニケーションの送り手とコミュニケーションを受ける人に共有されることで、受ける人の送り手に対する非言語コミュニケーションの評価の高まりが見られた。説明会全体の満足度評価の高まりや説明内容の満足度評価の高まりも確認している。以上のことから、今回の調査が示すところによれば、コミュニケーションの送り手が「共考の姿勢」を伝え、コミュニケーションを受ける人との間で「共考の姿勢」が共有されることで、より自然な形のコミュニケーションに繋がることが示された。コミュニケーションの送り手が共考の姿勢を示し、受ける人とその姿勢を共有して対話を展開することは、より良いリスク・コミュニケーションの成立要件の一つであることが示唆される。

キーワード エネルギー問題, リスク・コミュニケーション, 共考, 会場調査

Abstract. In many risk communication settings, we often proceed in the manner of "I want to provide you with information to help you understand." In this paper, we examined the impact on the dialogue by replacing this initial approach with one that declares, "We want to have time to think together" and indicates the importance of joint thinking. In order to confirm the difference between these two ways of proceeding, a mock briefing session was held and a survey was conducted with the experimental condition of "conveying the attitude of co-thinking" in the introduction. The results showed that when the sender exhibited an attitude of "consideration with others" and this attitude was conveyed to the receivers, the receivers "felt that the talk was neutral and impartial" and the "reliability of the information" provided by the sender was increased. When the sender and receiver share the same attitude toward the sender, the receiver's evaluation of the sender's nonverbal communication increases, and differences were observed in the sender's evaluation of the sender, such as his/her likability and his/her sincere listening to the receiver's voice, and this leads to a more natural form of communication. It also leads to an increase in the overall satisfaction level of the planned briefing sessions. We found that showing an attitude of mutual consideration leads to a dialogue in which risk information is easily shared. It is an indispensable social technique in risk communication that the sender shows an attitude of mutual consideration and shares this attitude with the receiver to develop communication.

Keywords energy issues, risk communication, thinking together, central location test

1. はじめに

木下(2016)は、リスク・コミュニケーションの成立要件として「共考」を挙げている。冨田(2022a)は、エネルギー問題のリスク・コミュニケーションを行う際の「共考」の影響を可視化することに取り組んだ。冨田(2022a)のエネルギー問題における「共考」について、「コミュニケーションやメッセージを送る人である送り手が、コミュニケーションを受ける人（以下、

受ける人）に対して、自然な形で情報に触れる機会を提供し、問題を共有し、相互の立場にとってのリスクや不安を尊重し、将来のエネルギー供給のあり方について共に考える雰囲気醸成すること」と定義し、この「共考」の姿勢が示されることの影響を確認する予備調査を行った。この予備調査では、対話を始める冒頭に、「共に考えるための時間を持たせてほしい」ということを送り手が宣言し、その姿勢が受ける人に伝わることによって、そのリスク・コミュニケーション

*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(一社)日本原子力産業協会

の評価に差があることを確認した。

埜田(2022a)では、非言語コミュニケーションの影響を受けない、2つの動画、動画A<情報提供条件>‘理解していただくための情報提供’と、動画B<共考条件>‘共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する’を作成し、それらの動画の視聴を実験条件として、探索的に3回の実験調査を行った。

1回目の調査(以下、調査I)は、実験協力者10人に調査会場に集合してもらった。実験条件は、実験協力者が動画A及びBを視聴し、2つの動画の受け止めにデブインタビューとアンケートで測定する参加者内計画によって、共に考える姿勢が示されることの影響の差異を確認した。

結果は、動画Aと動画Bの両方を視聴し、共に考える姿勢が受ける人に伝わることで、情報提供条件の動画には差があることを確認した。

次に、2回目の調査(以下、調査II)は、調査Iに参加した人達とは別の実験協力者16人に、調査Iと同様に調査会場に集合してもらった。実験条件は、調査Iと異なり、実験協力者を2群に分けて、1つの群に属する実験協力者に、動画A<情報提供条件>もしくは動画B<共考条件>のどちらか1つの動画(条件)を視聴してもらい、その後、視聴した動画についてアンケートを行って、実験条件の影響の差異を測定する参加者間計画の実験調査を行った。

この調査IIでも、動画B<共考条件>の、共に考える姿勢が(動画Bを視聴した実験協力者である)受ける人に伝わることで、動画A<情報提供条件>を視聴した(動画Aを視聴した実験協力者である)受ける人のリスク・コミュニケーションの評価と比較して、差があることを確認した。共考の姿勢が伝わることで「中立・公平な話と感じた」という回答が増加し、有意な差がある事を確認した。調査IIによると、‘共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する’ことによって、送り手の共考の姿勢が、受ける人に伝わることで、より良いリスク・コミュニケーションに繋がる取り組みであることを示唆している。

調査I、IIを通して、「共考」の姿勢が示されることの影響を確認することができたことから、さらに量的な検証を行うため、サンプル規模を大きくして3回目の調査(以下、調査III)を実施した。

調査IIIは、短期間で大規模のサンプル規模が確保できるWeb式質問紙調査を行った。実験調査計画は、調査IIと同様の、実験協力者を2群に分けて、1つの群に属する実験協力者に、どちらか1つの視聴した動画の受け止めに評価するアンケート調査を実施した。

調査IIIの結果は、共考の姿勢が提示され、伝わることで「自分の意見が言いやすい」という回答が増加することを確認したものの、共考の姿勢を示していない群(動画A<情報提供条件>の視聴者)のリスク・コミュニケーションの評価と比較すると、差は僅かであり、リスク・コミュニケーションの評価に影響の差異が表れていなかった。

調査IIIの差が僅かであった理由の考察として、調査IIIはインターネット上で動画を視聴した後、Webアンケートに回答するもので、その調査プロセスにおいて、動画B<共考条件>の「共に考える姿勢」が、調査環境の違い、つまり、双方向的コミュニケーションが可能な環境でなかったことから、「共考の姿勢」が伝わらなかったと考えた。また、作成した動画についても、非言語コミュニケーションの影響を受けない動画であったこともあり、双方向的コミュニケーションが可能なWebアンケート調査の環境では、「共考の姿勢」が伝わりづらかったものと推測できる。

動画の内容や質については、調査Iと調査IIの会場調査では、それぞれの動画の作成した意図が伝わっていることを確認しており、問題があったとは考えにくい。当然ながら、非言語コミュニケーションの影響を踏まえた動画を作成することで、「共考の姿勢」がより伝わった可能性もあるが、その場合は、<情報提供条件>と<共考条件>の違い以外の要素による影響の差が出ることも否定できないため、調査Iから調査IIIで使用した、非言語コミュニケーションの影響を受けない動画に問題はなかったと考える。

よって、「共考の姿勢」の伝わり方の差は、調査方式による差であると考えられる。具体的には、調査IIIはWebアンケート方式、調査Iと調査IIは会場集合調査であり、それぞれの調査環境の違いから、双方向的コミュニケーションが可能な環境の有無が大切であることが推察される。加えて、調査Iと調査IIは、視聴後にインタビューを実施するため、より双方向的なコミュニケーションができる環境にあったといえる。コミュニケーションを受ける人の「共考の姿勢」の伝わる程度に差があったといえる。

以上の埜田(2022a)の研究では、共に考える姿勢が示されることについて、サンプル数は少ないものの、非言語コミュニケーションの影響を受けない形の動画を用いた調査において、双方向的なコミュニケーションが可能な環境下では、受けとる人の受け止めに差異があることを確認した。また、サンプル規模を拡大した量的な検証の調査によって、双方向的なコミュニケーションが可能な環境下では、「共考の姿勢」

が伝わっておらず、リスク・コミュニケーションの評価の差異がわかとなったことが確認された。

共考を成立させる要件としては、双方向的なコミュニケーションが可能な環境や状況において、「共考の姿勢」が伝わることによって、より良いリスク・コミュニケーションに繋がるという仮説を量的に検証するという課題を得た。

実際のリスク・コミュニケーションの現場では、非言語コミュニケーションの影響を受けることから、その影響も含めた把握も必要である。

そこで本稿では、エネルギー問題に関するリスク・コミュニケーションにおいて、双方向的なコミュニケーションが可能な環境で、送り手から「共考の姿勢」が示され、受ける人にその姿勢が伝わることで生じる、リスク・コミュニケーションへの影響の可能性について量的な検証を行い、共に考える姿勢が示されることの意味を検討することを目的とする。

2. 方法

2.1 調査方法と進め方

本稿では、双方向的なコミュニケーションの環境が可能であることを前提とするとともに、非言語コミュニケーションの影響も含めて把握するために、より実際のリスク・コミュニケーションの現場に近い、模擬説明会（会場集合調査の形式）を開催し、多くの実験協力者を集めた上で、実際のコミュニケーションの体験を通じて、リスク・コミュニケーションの評価を測定する。調査の進め方は、図1の通りである。

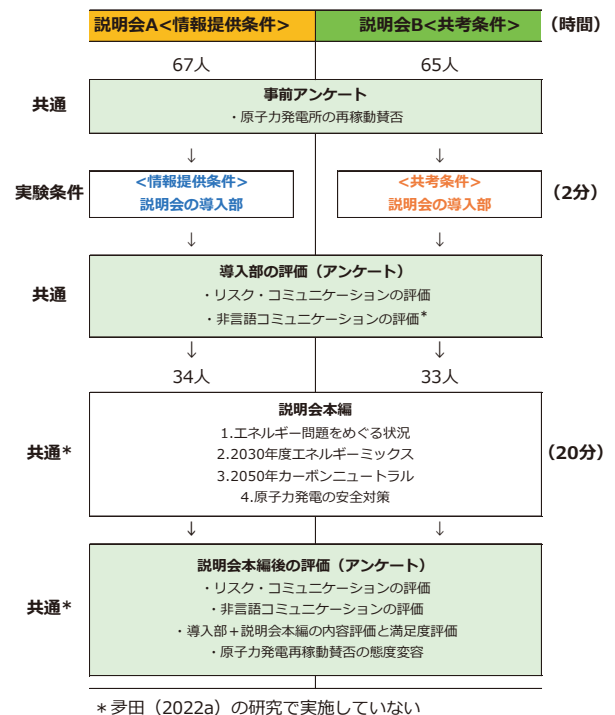
実験条件は、先行研究の調査Ⅱや調査Ⅲと同様に、実験協力者に、説明会A<情報提供条件>もしくは説明会B<共考条件>のどちらか1つの説明会（条件）を体験してもらい、その後、アンケートに回答を得たのち測定結果を比較して影響を確認する。

両群の実験協力者の人口統計的属性や、受けとる人の要因（知識量や原子力発電の賛否スコア等）で差がでないように割付を行ってリクルーティングを実施した。割付をするための母集団の構成は、事前にWebアンケート調査を実施し、その結果から、男女構成比、再稼働賛否等の詳細な割付を行ってリクルーティングしている。

冨田(2022a)の研究との違いは3つある。第一の違いは、「共考の姿勢」を伝える導入部分（2分）の評価対象が、動画の視聴後の評価から実際の模擬説明会での導入部の評価となったこと。第二は、このことを踏

まえ、リスク・コミュニケーションの評価に加え、非言語コミュニケーションの評価を行うこととしたこと。第三の違いは、「共考の姿勢」を伝えた後の、説明会本編に対する評価も測定すること。本編の評価は説明会A群67人から34人、説明会B群65人から33人が体験後に回答している。

本編体験後の回答者の群間に差がないように配慮した。なお、他の調査協力者は別の研究目的のアンケートに回答している。第三は、説明会終了後の原子力発電の再稼働に対する態度変容を確認し、説明会を受ける事前の態度との変化を把握する。



* 冨田 (2022a) の研究で実施していない

図1 調査の進め方

2.2 実験条件

導入部（最初の2分）に実験条件を設定する。表1および図2の通りである。

表1 説明資料の違い

	説明会 A <情報提供条件>	説明会 B <共考条件>
① 枚目 タイトル	情報提供	共に考えましょう
⑤枚目	原子力は欠かすことのできない電源	(記載なし)
⑥枚目 結びの文章	理解してもらうための情報提供	一緒に考える時間を持たせてほしい

図 2 説明会導入部（実験条件）で使用する説明資料

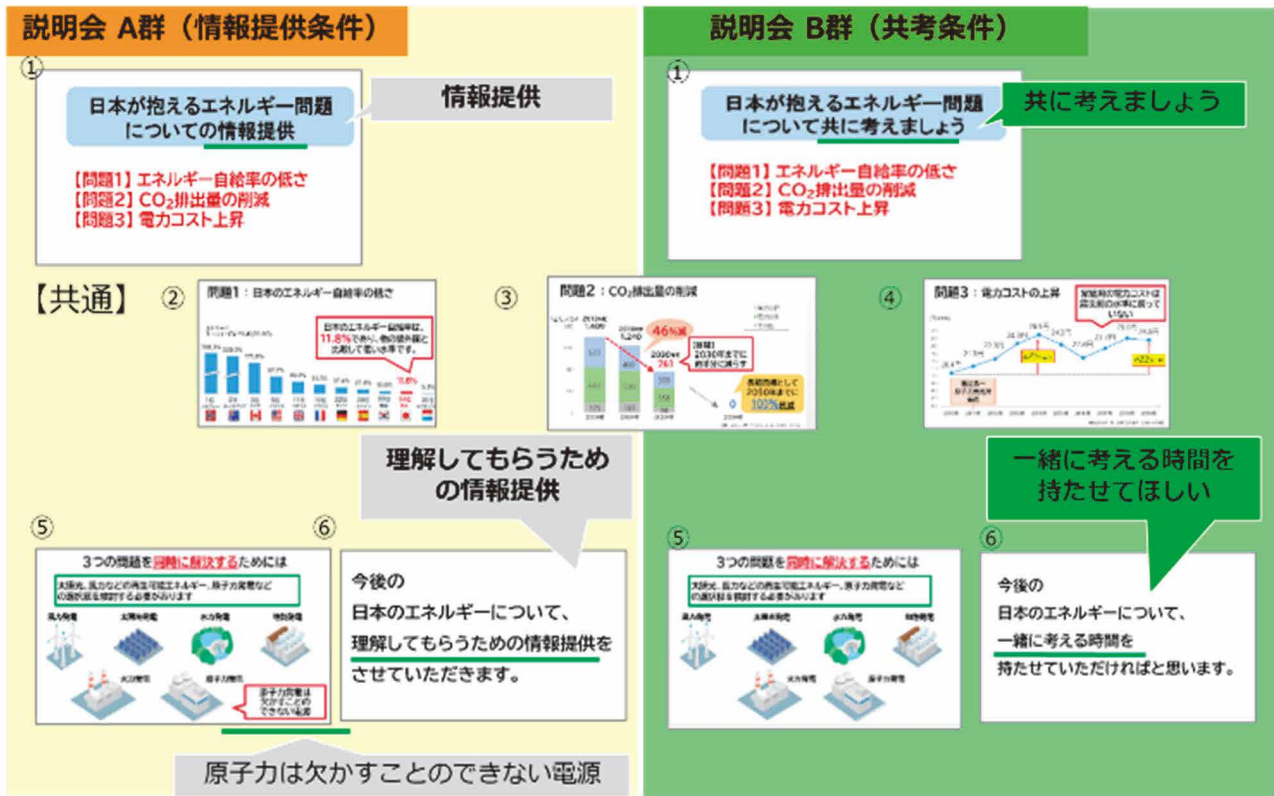


表 2 実験調査の概要と回答者属性

	スクリーニング調査	実験調査（本調査）					
		1 回目		2 回目		合計	
時期	2022 年 7 月	2021 年 10-11 月		2022 年 8 月		-	
方法	Web アンケート 15 問	会場アンケート		同左		同左	
対象		近畿 2 府 4 県在住、20 歳～60 歳代の男女、調査会社モニター登録者					
	2020 年国勢調査 地域別性別年代別構成	スクリーニング調査結果を基に対象者の構成を割付する					
人数	7,000 人	20 人 (A 群 10 人, B 群 10 人)		112 人 (A 群 57 人, B 群 55 人)		132 人 (A 群 67 人, B 群 65 人)	
原子力発電 再稼働賛否 の評定平均値 ²	2.79 点 標準偏差 1.324	A 群 3.00 点 標準偏差 1.155	B 群 3.00 点 標準偏差 1.247	A 群 2.81 点 標準偏差 1.329	B 群 2.82 点 標準偏差 1.321	A 群 2.84 点 標準偏差 1.298	B 群 2.85 点 標準偏差 1.302
社会問題に関する 詳しさの平均値 ³ (詳 しい：詳しくない)	1.81 点 標準偏差 0.393 (19:81)	1.50 点 標準偏差 0.527 (50:50)	1.50 点 標準偏差 0.527 (50:50)	1.72 点 標準偏差 0.453 (28:72)	1.73 点 標準偏差 0.449 (27:73)	1.69 点 標準偏差 0.467 (31:69)	1.69 点 標準偏差 0.465 (31:69)
関与の割合の比率 と平均値 ⁴ (多い：少ない)	3.00 点 標準偏差 (39:61)	1.50 点 標準偏差 0.527 (50:50)	1.50 点 標準偏差 0.527 (40:60)	1.42 点 標準偏差 0.498 (42:58)	1.38 点 標準偏差 0.490 (38:62)	1.43 点 標準偏差 0.497 (43:53)	1.42 点 標準偏差 0.499 (42:58)
男女比率 (男性：女性)	49：51	50:50	50:50	46:54	51:49	46:54	51:49

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

³社会問題に対して、「詳しい方だと思う」「詳しくない方だと思う」の 2 件法によって測定され、2 点から 1 点を付与される。

⁴関与の割合については、エネルギーを使用するときに、意識していることや実際に行動していることを、14 項目の選択肢から複数選択で回答してもらった結果、中央値が「2 個」であったことから、「3 個以上」選択した人を「多い」、「2 個未満」を「少ない」と分類し、「多い」2 点、「少ない」1 点を付与し、平均値を算出している。

導入部では、説明者である送り手が資料を見せながら説明会本編でどのような話をするのかを紹介する内容となっている。その際に、説明会 A<情報提供条件>‘理解していただくための情報提供’の説明の仕方と、説明会 B<共考条件>‘共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する’説明の仕方を、それぞれの群で実施する。

2. 3 提供情報以外の要因の検討

冨田(2022a)の考察において、実験調査の影響を確認する際には、提供情報以外の要因の検討が必要であるとされている。共に考える姿勢の差異は、提供情報以外の要因、送り手の要因と受ける人の要因の影響を受ける可能性があるからである。

送り手の要因の配慮としては「非言語コミュニケーション」等の影響がある。送り手役は、エネルギーに関する専門家ではない1名の男性と2名の女性の3名が担当した。<情報提供条件>群と<共考条件>群のそれぞれの担当者の説明実施回数を、群間で差がでないよう配慮した。その他、3者の読み上げ速度や声のトーン、仕草は可能な限り同じくするように配慮した。

次に、受ける人の要因の配慮として、「トピックスに対するももとの態度」「知識量の差」「当該トピックスの情報に触れる関与の度合い(以下関与の度合い)」が挙げられる。これらの差については、実験参加者のリクルーティング時の条件に反映させて、説明会 A<情報提供条件>と説明会 B<共考条件>で受ける人の要因が異ならないよう配慮した。詳細は表2の通りである。

「トピックスに対するももとの態度」については、原子力発電の再稼動に対する態度の平均値を群間で差がないようにした。

「知識量の差」ならびに「関与の度合い」については、冨田(2020)に基づいて、様々な考え方を持つ人が属している中間的な人々の代表的な特徴を捉えて構成を可視化するための2問の設問を使用した。

表3 調査協力者の群間での差異の確認

	説明会A<情報提供条件>			説明会B<共考条件>			差
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 社会問題に対する詳しさ	67	1.69	0.47	65	1.69	0.47	0.01 n.s.
2 エネルギー問題に対する関与	67	1.43	0.50	65	1.42	0.50	-0.01 n.s.
3 原子力発電の再稼動賛否	67	3.16	1.30	65	3.15	1.30	-0.01 n.s.

n. s. 非有意

2問の設問は、「社会問題に対する主観的な詳しさ」と、「エネルギー利用にあたり実践・行動していること」である。前者は「知識量の差」と相関が高い設問であり、後者は、「関与の度合い」と相関する。

「知識量の差」については、「社会問題に対して、詳しいと考える人と詳しくないと考える人の各群の割合が等しくなるよう計画した。「関与の度合い」については、「エネルギー利用にあたり実践・行動していること」の設問で、複数選択の14の選択肢(省エネ、節電、高めの冷房・低めの暖房温度の設定、エコドライブ、環境に優しい製品の選択、環境イベントへの参加、自宅に太陽光発電の設置をしている等)から、中央値を挟んで3個以上に取り組んでいる人を、関与の度合いが高い人とし、ほとんど何もしていない人や2個未満の人を、関与の度合いが薄い人とし、各群の割合が等しくなるようにした。

「知識量の差」と「関与の度合い」の構成割合は、リクルーティングを行う際のスクリーニング調査の結果をもとに割付を行っている。スクリーニング調査の回収条件は、2020年国勢調査の近畿2府4県、年代別分布にあわせて7,000人の回収を行って各層の比率を決定した。提供情報以外の要因の検討結果は、説明会 A<情報提供条件>と説明会 B<共考条件>のリクルーティングの割付に反映させている。

両群の間に「知識量の差」「関与の度合い」等、僅かな差があるが統計的に有意な差は認められず、両群同質の集団である。詳細は表3の通りである。

2. 4 調査時期および回収結果

実験調査(本調査)は、新型コロナウイルスの感染症COVID19の感染が懸念される時期であったことから、2021年10-11月、2022年8月の2回に分けて実施した。2021年は20人を回収し、2022年8月は112人を回収した。2022年の調査では、新型コロナウイルス感染症の影響を受け、多くの欠席者がためたため、追加のリクルーティングを行って対応している。

このため当初の割付計画とは、ずれが生じているが、群間の差が生じないように努力した。合計で132人を回収している。

2. 5 説明会本編の提供情報の検討

説明会本編で提供する情報の検討については、茅田(2022b)の説明会の資料を参考に、リスク・コミュニケーションの目標を「2050年の日本のエネルギー供給について考えること」とした。

その上で説明会の提供情報として、現状を共有するための「1. エネルギー問題をめぐる状況」、日本のエネルギー選択の方針である「2. 2030年度エネルギーミックス」、将来の課題と今後の対応策を説明する「3. 2050年カーボンニュートラル」、リスク情報の提供として「4. 原子力発電の安全対策」、以上1~4の説明を行うこととした(表4)。

表4 説明会説明資料の構成

1.	エネルギー問題をめぐる状況
2.	2030年度エネルギーミックス
3.	2050年カーボンニュートラル
4.	原子力発電の安全対策

2. 6 評価方法

説明会全体の満足度の評価や、情報提供された「日本のエネルギーの状況の説明」「カーボンニュートラルの説明」「原子力発電の安全性の説明」の満足度評価については、「とてもよかった」から「まったくよくなかった」の5件法とし、「とてもよかった」を5点、「まったくよくなかった」を1点として評定平均値を算出している(表5)。

説明会導入部および説明会本編終了後のリスク・コミュニケーションの評価は、木下(2016)のリスク・コミュニケーションの効果における評価基準を参考に検討した。茅田(2022a)の結果に基づいて、5項目(「聞いてみようと思えた」「中立・公平な話と感じた」「自分の意見が言いやすい」「理解が深まる」「信頼できる話」)を設定している(表6)。

また、今回の調査は、非言語コミュニケーションの評価を含めた影響を把握するため、模擬説明会を開催することとしており、模擬説明会で提供された「非言語コミュニケーション」の影響を把握するための9項目の評価項目(表7)を設定した。2021年10-11月調査では、「好感度」「聞き取りやすさ」「自分の言葉で話している」「真摯に耳を傾ける姿勢」「わかりやすく伝える姿勢」「説明者の信頼」の6項目を設定し、2022年8月に「受ける人の立場を配慮した説明」「説得していると感じない」「威圧的でない」の3項目を追加した。

表5 説明会実施後の満足度と再稼動賛否の評価項目

	満足度評価項目	5段階評価 リッカート尺度
1	説明会全体	
2	日本のエネルギーの状況の説明, カーボンニュートラルの説明, 原子力発電の安全性の説明	「とてもよかった」5点, 「ややよかった」4点, 「どちらでもない」3点, 「あまりよくなかった」2点, 「まったくよくなかった」1点
3	原子力発電の再稼動賛否	「再稼動してもよい」5点, 「どちらかといえば再稼動してもよい」4点, 「どちらでもない」3点, 「どちらかといえば再稼動すべきではない」2点, 「再稼動すべきでない」1点

表6 リスク・コミュニケーションを評価するための評価項目

評価項目	SD (セマンティック・ディファレンシャル) 法 5段階評価リッカート尺度	
	左側の選択肢 [5点]	右側の選択肢 [1点]
1 聞いてみようと思えた	聞いてみようと思えた	あまり聞きたいと思えなかった
2 中立・公平な話と感じた	中立・公平な話と感じた	一方的な話と感じた
3 自分の意見が言いやすい	自分の意見が言いやすそうと感じた	自分の意見が言いにくそうと感じた
4 理解が深まる	理解が深まる話と感じた	理解が深まる話ではないと感じた
5 信頼できる話	信頼できる話と感じた	信頼できる話とは感じなかった

表7 説明会の非言語コミュニケーションを評価するための評価項目

	評価項目	SD (セマンティック・ディファレンシャル) 法 5段階評価リッカート尺度	
		左側の選択肢 [5点]	右側の選択肢 [1点]
1	好感度	好感がもてる	好感がもてなかった
2	聞き取りやすさ	聞き取りやすい	聞き取りにくい
3	自分の言葉で話している	自分の言葉で話している	自分の言葉で話していない
4	真摯に耳を傾ける姿勢	参加者の声に真摯に耳を傾ける姿勢を感じた	参加者の声に真摯に耳を傾ける姿勢を感じない
5	わかりやすく伝える姿勢	わかりやすく伝えようとする姿勢が見える	わかりやすく伝えようとする姿勢が見えない
6	説明者の信頼	説明者は信頼できると感じる	説明者は信頼できないと感じる
7	受け人の立場に配慮した説明	受け人の立場を考えて説明していた	自分達の立場から考えて説明していた
8	説得しようとしていると感じない	説得しようとしていると感じない	説得しようとしている
9	威圧的でない	威圧的な感じがしない	威圧的な感じがする

リスク・コミュニケーションおよび非言語コミュニケーションの評価尺度はSD法を採用した。選択肢は5段階評定にて、中立を3点、調査票の左側に位置する選択肢を5点、右側に位置する選択肢を1点として評定平均値を算出している（表6、表7）。

3. 調査結果と考察

3.1 リスク・コミュニケーションの評価への影響

説明会 A<情報提供条件> ‘理解していただくための情報提供’ と、説明会 B<共考条件> ‘共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する’ ことの、導入部体験後のリスク・コミュニケーションの評価結果は表8の通りである。

共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言し、

それが伝わることで、「中立・公平な話と感じる」という回答が増加し、大きな差がある事が本稿の調査で示された。説明会 A<情報提供条件>3.43 点、説明会 B<共考条件>3.95 点となり、有意な差 ($t(130)=-3.10$, $p=.0001$) が確認された。

「信頼できる話」の評価では、説明会 A<情報提供条件>3.78 点、説明会 B<共考条件>4.08 点となり、有意な差 ($t(130)=-3.10$, $p=.0022$) が確認された。さらに、導入部の非言語コミュニケーションの評価の差を確認すると、<共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言する>ことにより、評価項目9項目中8項目（「好感度」「聞き取りやすさ」「自分の言葉で話している」「真摯に耳を傾ける姿勢」「わかりやすく伝える姿勢」「説明者の信頼」「受け人の立場に配慮した説明」「説得しようとしていない」「威圧感を感じる」）について、説明会 B<共考条件>で高い評価の回答が増加し、有意な差が確認された。表9の通りである。

表8 導入部のリスク・コミュニケーションの評価結果

	説明会A<情報提供条件>			説明会B<共考条件>			差
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 聞いてみようと思えた	67	3.97	0.85	65	4.17	0.76	0.20 n.s.
2 中立・公平な話と感じた	67	3.43	1.02	65	3.95	0.91	0.52 **
3 自分の意見が言いやすい	67	3.49	0.77	65	3.49	1.00	0.00 n.s.
4 理解が深まる	67	3.70	1.03	65	3.75	1.00	0.05 n.s.
5 信頼できる話	67	3.78	0.92	65	4.08	0.78	0.30 *

n. s. 非有意, * $p<.05$, ** $p<.01$

表9 導入部の非言語コミュニケーションの評価

	説明会A<情報提供条件>			説明会B<共考条件>			差
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 好感度	67	3.43	0.86	65	4.11	0.83	0.68 **
2 聞き取りやすさ	67	4.04	0.73	65	4.32	0.83	0.28 **
3 自分の言葉で話している	67	2.70	1.03	65	3.26	1.11	0.56 **
4 真摯に耳を傾ける姿勢	67	3.21	0.62	65	3.52	0.89	0.31 **
5 わかりやすく伝える姿勢	67	3.78	0.78	65	4.09	0.88	0.31 **
6 説明者の信頼	57	3.47	0.73	55	3.85	0.87	0.38 *
7 受け手の立場に配慮した説明	57	2.96	0.84	55	3.51	0.96	0.55 **
8 説得しようとしていないと感じない	57	3.19	0.90	55	3.55	1.15	0.36 n.s.
9 威圧感を感じない	57	4.26	0.79	55	4.53	0.6	0.27 *

n. s. 非有意, * p<.05, ** p<.01

共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言し、対話の姿勢が示されたことより、その姿勢が伝わることで、コミュニケーションや情報を受ける人にとって、より円滑なコミュニケーションに繋がり、自然な形で対話が進み、送り手と受け手の間の関係性が深まったことが見て取れる。

勢」を示し、それが受ける人に伝わるのが、説明会終了後のリスク・コミュニケーションの評価の差に影響している。「信頼できる話」については、説明会A<情報提供条件>3.88点、説明会B<共考条件>4.24点となり、有意な差($t(63)=-2.52, p=.0019$)が確認された。表12の通りである。

3.2 説明会終了後のリスク・コミュニケーションの評価への影響

説明会終了後に、説明会導入部と同じリスク・コミュニケーションの評価と非言語コミュニケーションの評価を行った。実験条件の違いは説明会導入部のみであり、説明会A<情報提供条件>と説明会B<共考条件>の、説明会本編の説明資料・説明内容で違いを設けずに実査している。説明会終了後の評価に参加した各群の実験協力者の回答者属性の構成は表10の通りである。

両群の「知識量の差」としての「社会問題に関する詳しさ」「関与の度合い」「原子力発電の再稼動賛否」には僅かな差があるが、群間に統計的に有意な差(表11)はない。

説明会全体のリスク・コミュニケーションの評価結果(表12)と非言語コミュニケーションの評価結果(表13)を確認する。

リスク・コミュニケーションの評価項目では、「中立・公平な話と感じる」の評価差が最も大きく、説明会A<情報提供条件>3.53点、説明会B<共考条件>4.06点となり、有意な差($t(65)=-2.52, p=.0007$)が確認された。導入部の2分間で、送り手が「共に考える姿

表10 説明会本編終了後の実験協力者の属性

人数	導入部評価者の属性		本編の実験協力者の属性	
	132人		67人	
	A群 67人	B群 67人	A群 34人	B群 33人
再稼動賛否の 評定平均値	2.84点 標準偏差 1.298	2.85点 標準偏差 1.302	2.79点 標準偏差 1.298	2.85点 標準偏差 1.326
社会問題に関する 詳しさ 平均値 (詳しい: 詳しくない)	1.69点 標準偏差 0.467 (31:69)	1.69点 標準偏差 0.465 (31:69)	1.74点 標準偏差 0.448 (27:73)	1.70点 標準偏差 0.467 (30:70)
関与の度 合の比率 平均値 (多:少)	1.43点 標準偏差 0.497 (43:53)	1.42点 標準偏差 0.499 (42:58)	1.47点 標準偏差 0.507 (47:53)	1.39点 標準偏差 0.496 (60:40)
男女比率 (男:女)	46:54	51:49	47:53	55:45

さらに説明会終了後の非言語コミュニケーションの評価も、説明会A<情報提供条件>よりも、説明会B<共考条件>の評価が高いことが示された。

9項目中6項目(「好感度」「自分の言葉で話してい

る」「真摯に耳を傾ける姿勢」「説明者の信頼」「受ける人の立場に配慮した説明」「説得しようとしていると感じない) について、有意な差が確認された。表 13 の通りである。

導入部での共考の姿勢の宣言とその姿勢が伝わる

ことで、説明会終了後にも共考の影響がみられる。受けとる人は、導入部だけでなく、その後の説明会の間も、共考の姿勢が示された影響を受けていると考えられる。

表 11 説明会本編終了後の回答者属性の差異の確認

	説明会A<情報提供条件>			説明会B<共考条件>			差
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 社会問題に対する詳しさ	34	1.74	0.45	33	1.70	0.47	-0.04 n.s.
2 エネルギー問題に対する関与	34	1.47	0.51	33	1.39	0.50	-0.08 n.s.
3 原子力発電の再稼働賛否	34	3.21	1.30	33	3.15	1.33	-0.06 n.s.

n. s. 非有意

表 12 説明会終了後のリスク・コミュニケーションの評価

	説明会A<情報提供条件>			説明会B<共考条件>			差
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 聞いてみようと思えた	34	4.26	0.75	33	4.39	0.50	0.13 n.s.
2 中立・公平な話と感じた	34	3.53	0.99	33	4.06	0.70	0.53 **
3 自分の意見が言いやすい	34	3.68	0.64	33	3.79	0.74	0.11 n.s.
4 理解が深まる	34	4.47	0.61	33	4.36	0.55	-0.11 n.s.
5 信頼できる話	34	3.88	0.77	33	4.24	0.61	0.36 *

n. s. 非有意, * p<.05, ** p<.01

表 13 説明会終了後の非言語コミュニケーションの評価

	説明会A<情報提供条件>			説明会B<共考条件>			差
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 好感度	34	3.74	0.96	33	4.30	0.73	0.56 **
2 聞き取りやすさ	34	4.24	0.65	33	4.48	0.62	0.24 n.s.
3 自分の言葉で話している	34	3.15	0.96	33	3.70	0.98	0.55 *
4 真摯に耳を傾ける姿勢	34	3.26	0.67	33	3.73	0.84	0.47 *
5 わかりやすく伝える姿勢	34	4.18	0.76	33	4.45	0.51	0.27 n.s.
6 説明者の信頼	34	3.71	0.94	33	4.22	0.67	0.51 *
7 受け手の立場に配慮した説明	34	3.06	0.85	33	3.65	0.65	0.59 **
8 説得しようとしていると感じない	34	3.12	1.09	33	3.78	0.90	0.66 *
9 威圧感を感じない	34	4.26	0.79	33	4.39	0.66	0.13 n.s.

n. s. 非有意, * p<.05, ** p<.01

3.3 説明会の満足度評価と説明内容の評価

説明会 A<情報提供条件>と説明会 B<共考条件>の満

足度を比較すると、説明会 B<共考条件>の方が、評価は高い結果となった(表 14)。説明会 A<情報提供条件>4.06 点、説明会 B<共考条件>4.48 点となり、有意な差($t(63)=-2.76, p=.0004$)が確認された。

日本のエネルギーの状況の説明に対する満足度、カーボンニュートラルの説明の満足度、原子力発電の安全性の説明に対する満足度も、説明会B<共考条件>の方が高くなっており、説明会本編の説明内容を厳密に同じにしており運用で差がないにもかかわらず、説明会本編の満足度評価では、説明会B<共考条件>の方が、説明会A<情報提供条件>よりも、高い評価となっている。説明会B<共考条件>の、リスク・コミュニケーションの評価や非言語コミュニケーションの評価が高いことから、全体の満足度評価や、説明内容の満足度の高まりに繋がっていると考えられる。

なお、再稼働賛否については、説明会A<情報提供条件>が3.76点に対して、説明会B<共考条件>3.58点となり、差-0.18点となり、有意な差はなかった。導入部での共考の姿勢の宣言とその姿勢が伝わることで、より良いリスク・コミュニケーションに繋がるものの、説明会本編の説明による態度変容に対する影響は今回の調査では差異が見られない。説明会A<情報提供条件>も説明会B<共考条件>も、双方向的コミュニケーションを心掛け、説明内容には差異がないため、説明会後の態度や認識の変化に差が出るほどの影響はなかったのではないかと推測される。

表14 説明会終了後の説明会全体の満足度評価と再稼働賛否

	説明会A<情報提供条件>			説明会B<共考条件>			差
	度数	平均値	標準偏差	度数	平均値	標準偏差	
1 説明会の満足度	34	4.06	0.69	33	4.48	0.57	0.42 **
2 日本のエネルギーの状況の説明	34	4.21	0.77	33	4.48	0.57	0.27 n.s.
3 カーボンニュートラルの説明	34	3.85	0.99	33	4.24	0.56	0.39 n.s.
4 原子力発電の安全性の説明	34	3.76	1.07	33	4.09	0.77	0.33 n.s.
5 原子力発電の再稼働賛否	34	3.76	1.16	33	3.58	1.15	-0.18 n.s.

n. s. 非有意, ** p<.01

5. 考察とまとめ

本稿は、双方向的なコミュニケーションが可能な環境において行われる、エネルギー問題のリスク・コミュニケーションにおいて、共に考える姿勢が示されることの意味を検討するための調査を行った。

送り手が共考の姿勢を示し、受ける人にその姿勢が伝わることで、「中立・公平な話と感じる」の回答が増加し、送り手の提供する情報の信頼度が高まることを確認した。

送り手の「共考の姿勢」が、受ける人に伝わり、受ける人と共有されることで、送り手の好感度、受ける人の声に真摯に耳を傾けている、わかりやすく伝えようとしている、受ける人の立場に配慮した説明をされているという、送り手の非言語コミュニケーションの評価の回答が良い方向に増加しており、送り手に対する信頼が高まっている。また、説得しようとしていると感じないという評価も増加していることから、より自然な形のコミュニケーションに繋がっていることが示唆される。

また、本稿で企画した説明会本編全体（リスク・コミ

ュニケーション活動）の満足度も高まっている。さらに、提供された情報に対する受ける人の満足度も、共考の姿勢が伝わることで高くなる。原子力発電の安全性という、興味関心が低いリスク関連の情報であっても、共考の姿勢を示し、受ける人にその姿勢が伝わることで、提供された情報の満足度の受け止めに差が見られ、リスク情報をより共有しやすい対話になると考える。

ただし、共考の姿勢をしっかりと受ける人に伝えるには、双方向的なコミュニケーションが可能な環境が必要であり、非言語コミュニケーションの影響に配慮する必要がある。多田(2022a)のWebアンケート調査では、非言語コミュニケーションの影響を排除した形の実験調査と双方向的なコミュニケーションが可能となっていない環境下で、共考の姿勢の重要性を確認したが、受ける人には伝わらず、共考の姿勢を示すことの影響の差異は僅かであった。本稿の調査のように、双方向的なコミュニケーションが可能な環境を整え、受ける人に共に考える姿勢が伝わったことで、リスク・コミュニケーションの評価に大きな差異が生まれることを確認している。

本稿をまとめると、送り手が‘共に考えるための時間を持たせてほしいと宣言’し受ける人に伝えることで、

受ける人にとって、自然な形で情報に触れる雰囲気がつくられ、より良い対話が進むことが示唆される。

ただし、共考の姿勢を送り手が受ける人に伝えるには、対話が行われる場において、双方向的なコミュニケーションが可能な環境がなければ、共に考える姿勢の重要性は伝わらない。

送り手が共考の姿勢を示し、受ける人とその姿勢を共有してコミュニケーションを実施することは、より良いリスク・コミュニケーションの成立要件の一つであることが示唆される。本稿の調査データは、先行研究である木下(2016)で示されている、リスク・コミュニケーションの成立要件として「共考」の大切さを、多くのデータを持って追認するものであると考える。

6. おわりに

本稿の調査では、実際のリスク・コミュニケーションの現場に近い形における会場集合調査という手法で、共考の姿勢を示すことの影響を把握することを試みた。会場集合調査の場合、多くの調査協力者を集めるために多くの費用と労力が必要である。

本稿の分析にはなかったが、受ける人の考え方や価値観、リスクに対する受け止めの特徴等にあわせた進め方を探求することで、より良いリスク・コミュニケーションに繋がると考える。

引用文献

- 木下富雄 (2016). リスク・コミュニケーションの思想と技術 共考と信頼の技法. ナカニシヤ出版.
- 冨田幹宏 (2020). エネルギー問題に関する中間層の受け止めとペルソナの提案, INSS JOURNAL Vol. 27, 66-87.
- 冨田幹宏 (2022a). エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーションー共に考える姿勢が示されることの意味(予備調査)ー, INSS JOURNAL Vol. 29, 58-68.
- 冨田幹宏 (2022b). エネルギー問題におけるリスク・コミュニケーションー情報の両面提示の明示の差異(予備調査)ー, INSS JOURNAL Vol. 29, 69-78.

意識調査で科学技術リテラシーを どのように尋ねるか？： エネルギー問題・原子力発電をめぐる事実判断

Measuring Science and Technology Literacy in Social Surveys: Evaluation of Factual Judgments about Energy Issues and Nuclear Power Generation

藤田 智博 (Tomohiro Fujita) *1

要約 科学技術をめぐるリテラシーの有無は、意思決定の背後にある事実判断の正確性という観点から理解することが可能である。エネルギー問題や原子力発電について人々がどのような事実判断を下しているのかを測定する質問を考案し、それらを組み込んだ社会調査を実施した。分布、回答特性、変数間の関連といった結果を報告する。

キーワード: 意識調査, リテラシー, 知識, 事実判断, 分布

Abstract The extent of the scientific and technological literacy of the general public can be measured in terms of the accuracy of factual judgments behind their decision making. Therefore, we designed survey questions to measure how people make factual judgments about energy and nuclear power generation issues, and we conducted a social survey that included these questions. We report the distributions, response patterns, and correlations between variables of the results.

Keywords: awareness survey, literacy, knowledge, factual judgment, distribution

1. はじめに

科学技術が有するリスクは専門家によって技術的な査定が行われる。その一方で、同じ科学技術のリスクについて、決して専門家ではない一般の人々にアンケートや質問紙といった調査票を用いて尋ねることも可能であり、後者の場合、つまり調査票等を用いて尋ねた場合の返答・反応をリスク認知 (risk perception) という。

現代社会においては科学技術がもたらすベネフィットやリスクと無縁でいることは専門家ではない一般の人々にとっても困難である。しかし、科学技術を開発する側が、社会問題の解決に寄与することを技術開発の根拠としている側面も無視しえない。それゆえ、ここに、「いかなる科学技術であれば、許容可能 (acceptable) であるのか?」、あるいは「いかなるリスクであれば、許容可能であるのか?」とい

った問題領域が誕生する (Starr, 1969)。リスク認知が、具体的な科学技術の受容の局面においても無視しえない役割を果たしうるのであれば、リスク認知の研究は政策的にも有意義であり、科学技術が有するリスクの技術的な査定とは別次元のテーマとして成立しう (Slovic, 1987)。そこにおいて原子力発電を含む原子力エネルギーの活用は、初期から、しばしば言及される中心的なトピックであったといっ

たであろう。リスク認知は個人によっても技術の内容によってもバラツキがある。個人それぞれでリスクの評価は一致しておらず、同様に、科学技術一般の抽象的なリスクから、バイオテクノロジーやワクチンといった具体的な技術までを想定することができるからである。そのような中で、議論の一つの軸となってきたのは、調査票を用いて測定されるリスク認知を平均した場合に観察される、専門家と一般の人々と

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 社会システム研究所

のあいだのギャップである。とりわけ、一般の人々は特定の科学技術のみならず、多くの科学技術のリスクを「許容しがたい」水準のものとみなしがちであり (Fischhoff et al., 1978), その点を考慮するならば、専門家の評価とのギャップをいかにして埋めるのかという観点から研究が進められてきたのも無理はない。

有力な仮説とみなされてきたのが情報や知識の役割であろう。専門家と一般の人々を隔てるものが、専門性を要求される知識の有無であると考えるのは、専門家の定義を踏まえるならば、至極当然の思考である。すなわち、一般の人々にも、知識や情報があるならば、専門家の判断に近づくのではないかという仮説が成立する。このような思考のモデルは「欠落モデル (deficit model)」と呼ばれ (Sturgis & Allum, 2004; Allum et al., 2008), 現在に至るまで、支持する側と反対する側、つまり賛否の双方から、議論が行われているとあってよい。

知識や情報の持つ役割を強調するのであれば批判するのである、あるいは欠落モデルの経験的な正しさを支持するのであれば批判するのである、避けて通ることができないのは、知識や情報をどのように測定するのかという方法をめぐる問題である。適切に測定された概念でなければ、そこから産出される知見の妥当性は揺らぎうる。社会調査においては、尋ね方によって人々の反応が変わること (盛山, 2004), つまり結果としての回答が不安定になることはよく知られている。実際、科学技術をめぐる一般の人々の態度を扱った研究においても、測定に注意を払う必要があるにもかかわらず、その点が軽視されていることへは、知識や情報にかかわる項目に限らず、批判が提起されている (Pardo & Calvo, 2002)。

それでは、原子力発電やエネルギー問題にかかわる知識をどのように測定することが好ましいだろうか。本稿では、知識の測定をめぐる議論をレビューしたうえで、原子力発電やエネルギー問題にかかわる知識の有無を問う質問を考案し、実際に調査票を用いた調査で実施した結果について、分布、他変数との関連の有無を考察する。

2. 科学技術リテラシーの測定

2. 1. リテラシーをめぐる議論の背景

科学技術についての知識や情報を有していることを、もう少し一般的に定義するならば、科学技術

リテラシーを持っていることといえる。科学技術リテラシーとは、文字通りに考えるならば、科学技術について読み書きできる能力である。ただ、意味する内容には幅があり、新聞や雑誌で書かれている科学的な用語を理解できるといったことから、科学技術をめぐって社会で論争になっていることを理解したうえで、論争の解決に寄与しうる、民主主義社会の一市民としてふるまうことができるようになることまでを含みうる (Miller, 1998)。

調査票を用いて科学技術リテラシーを尋ねるにあたって、英語圏での研究開始当初は選択肢型と自由回答型の質問を組み合わせで尋ねていたようである。一例として、回答者に対して、DNA について「明確に理解しているのか」、「何となく理解しているのか」、「あまり理解していないのか」を、これら3つの選択肢から選んでもらう。その後、「ご自身の言葉で、DNA とは何かを説明してください」と自由回答型で改めて尋ねる。電話調査であれば、面接調査であれば、後者の質問については調査員が回答内容を一言ずつ記録する。選択肢型の本人の申告と自由回答型の内容を組み合わせで、リテラシーの有無を判断し、たとえばリテラシーがある場合に 1 とコーディングし、そうでない場合に 0 とコーディングする (Miller, 1998)。当然、ここでの「DNA」という専門用語を、「放射線 radiation」といった用語に置き換えて実施することも可能である。

容易に想像されるように、このような尋ね方は、回答者に負担を強いることになり、電話調査においては回答が打ち切られ、調査への協力自体を損なう要因になってしまう。そこで、より簡易な手法として、真偽が確定できるような教科書的な記述を回答者に示したうえで、真か偽かを二択で尋ねる形式が考案されている。例を挙げるならば、「あらゆる放射能は人工のものである (All radioactivity is man-made)」といった記述に対して、「真か偽か (True or False)」を回答してもらうわけである。教科書的な記述の内容を回答者が矛盾なく理解している場合に、リテラシーがあると判断され、前述のようにコーディングされ、続く分析に用いられる。

測定をめぐる論点は、これら回答者への尋ね方のみならず、科学的な探求の性質や確率的思考といったことまで、尋ねる内容として含める場合もあり、もう少し幅広い (Miller, 1998)。同時に、科学技術リテラシーの測定は、当初、科学技術一般について抽象的に尋ねるものであった。しかし、ヒト胚細胞、バイオテクノロジー、遺伝子組み換え食品、農業技

術といった、より具体的で領域特殊的な科学技術のリスクや受容を考えるうえでは一般的過ぎるといった批判があり (Allum et al., 2008), 具体的な技術に対応した質問も同時に探求されるようになっている。

2. 2. エネルギー問題への波及

エネルギー問題や原子力発電にかかわるリスクや社会的受容を扱っている研究においても、知識は重要な論点とみなされている。しかし、測定方法は必ずしも一定していない。知識について多くの質問を用いて測定している先行研究として、Stoutenborough et al. (2013), Stoutenborough & Vedlitz (2016)があげられる。簡易なものとしては、Wang et al. (2019)のような例もある。

Stoutenborough et al. (2013), Stoutenborough & Vedlitz (2016)は、知識を主観的な観点からと同時に、先に示したように、事実判断についてのある記述に対して真偽を尋ねる形式でも測定している。主観的な観点から測定する場合は、「以下のそれぞれのエネルギー源について、あなたはご自身がどれくらい知っていると思いますか。0が『全く知らない』、10が『とてもよく知っている』として、0から10までの中で、ご自身を位置づけてください」と述べ、11点尺度で尋ねている。具体的なエネルギー源として、石炭、原子力、天然ガス、水力、太陽光、風力の6つがあげられている (Stoutenborough & Vedlitz, 2016)。

表1 Stoutenborough & Vedlitz (2016)の質問文

テーマ	質問のワーディング
1 エネルギー使用全般	米国 [*] は世界で一人当たりエネルギー消費量をもっとも多い国ではない (NOT)
2 エネルギー使用全般	冷蔵庫は、国のエネルギー使用量の7%を占めている
3 風力発電のシェア	風力は、現在、米国で発電されている電力の10%を占めている
4 天然ガスの特性	安全のため、天然ガスには臭気が加えられなければならない

5 石炭のシェア	石炭は、米国で現在発電されている電力のうち、20%にも満たない
6 発電の仕組み	石炭、天然ガス、原子力、石油による発電は、水を蒸気に変換させるための熱に依存しており、それによって大きなタービンを回転させ、発電を行う
7 ウラン燃料と石油燃料の比較	指先大のウランのペレット1つは、150ガロンの石油とほぼ同量のエネルギーを発生させることができる
8 再生可能エネルギー政策	風力や太陽光といった再生可能エネルギーは、政府の補助金や税制優遇措置を受けているが、石炭や天然ガスのような従来のエネルギーはそうではない
9 風力発電	米国の海岸線のほとんどは風力発電にとっても適している

* 「米国」ないし「国」という言葉に下線

何らかの記述に対して真偽を尋ねる場合の質問のワーディングは、表1に示している。内容は、エネルギー全般、風力発電のシェア、天然ガスの特性、石炭のシェア、発電の仕組み、ウラン燃料と石油燃料の比較、再生可能エネルギー政策、風力発電であり、これらをテーマとした合計9つの一連の質問から構成される。質問文中のワーディングを確認すれば明らかのように、9つ中5つは「米国 (the United States)」ないし「国 (nation)」という言葉が含まれており (表1下線部)、また、それら以外の1つは再生可能エネルギー政策にかかわるものである。それゆえ、内容面において、国 (この場合、米国を想定していることは明らかである) のような、文脈によって回答が変わりうるタイプの質問であるといっただろう。それゆえ、これらを翻訳したものをそのまま日本に当てはめて調査を実施することは必ずしも好ましくないと考えられる。改めて、日本の文脈に即したものを作成し、Stoutenboroughらの研究結果と比較する視点が有効であろう。

2. 3. 日本の文脈の反映へ

国際的な文脈を意識しつつも、日本の文脈を反映させるにあたって参考になるのはやはり日本における 2011 年以降のエネルギー政策であろう。

2011 年の福島事故を経たうえでなお、原子力発電への態度を決めるうえで重要であるのは、事故以前に有していた態度であり、事故後においても態度は比較的安定しており、事故後の変化も限られているという指摘がある (Siegrist & Visschers, 2013)。その理由の一つとして、この研究がスイスで実施されており、事故が起きた福島からは物理的な距離が遠いことが指摘されている。しかし、原子力発電に対する態度は、日本においては、事故前後で大きく変化しており (Kitada, 2016)、国別の文脈を踏まえることは、とりわけ事故を経験した日本においてこそ重要である。それゆえ、方針としては、資源エネルギー庁の資料 (資源エネルギー庁, 2019) 等を参照しつつ、重要な論点をピックアップし、質問文を作成することとした。そして、それらの質問文を含む調査を、詳しくは後述するように 2020 年に関西地域で実施した。具体的な質問文の一覧については表 2 に示した。

表 2 今回作成した知識を問うための質問文

テーマ		質問のワーディング
1	エネルギー自給率	日本のエネルギー自給率は、食料自給率を上回っている
2	原子力発電所の運営	東日本大震災後、厳しい新規制基準のもとで再稼働をした原子力発電所は、再稼働以降、一度も運転を停止していない
3	原子力発電と CO2	原子力発電では、発電時に地球温暖化の原因物質とされる CO2 が排出されていない
4	CO2 の排出源	自動車等の運輸にかかわる CO2 排出量は、発電所等のエネルギー由来の CO2 排出量を上回っている

5	大規模停電 (ブラックアウト)	日本で 9 電力体制が戦後もなく成立して以降、北海道、東北、東京 (関東)、中部、北陸、関西、中国、四国、九州といった各エリア全域におよぶ大規模停電 (ブラックアウト) が起きたことは一度もない
6	大規模停電 (ブラックアウト) の副作用	大規模停電 (ブラックアウト) が起こったとしても、暗くて不便にはなるが人命に関わるようなことはない
7	電気の同時同量	電気は蓄えることができるので、発電所で十分に作って貯めておけば、いつも発電を続けている必要はない
8	再生可能エネルギーの普及度	テクノロジーの発達はめざましく、太陽光や風力などの再生可能エネルギーだけで、すべての電力をまかなうことがすでに可能になっている
9	再生可能エネルギーの特性	再生可能エネルギーは自然由来であるため、常時安定的に電力を供給することができる
10	最終処分場	原子力発電に伴う高レベル放射性廃棄物の最終処分場は、世界のどの国においても決まっていない

1 問目にはエネルギー自給率を食料自給率と比較する質問を配置した。また、事故後に更新された新規制基準に適合して再稼働している原子力発電所について、定期的に検査を実施するために運転を停止していることを尋ねる質問を、次に配置した。3 問目と 4 問目には、地球温暖化にかかわり、原子力発電が発電時に CO2 を排出していないこと、CO2 排出源を比較する質問をそれぞれ配置した。

2018 年 9 月には、北海道胆振東部地震によって、エリア全域に及ぶ大規模ブラックアウトが、日本で初めて起きている。その点の質問を加え、さらに、

ブラックアウトの副作用をどの程度理解しているのかについて尋ねる質問を加えた（6問目）。7問目には電力の同時同量による制約，8問目と9問目には再生可能エネルギーの普及度と特性，さらに最後の10問目には原子燃料サイクルに関連し最終処分場の場所が既に決まっている国もあることについて知っているかを尋ねる質問を配置した。なお，後述するように調査実施年である2020年は，高レベル放射性廃棄物の最終処分場選定において，北海道の寿都町と神恵内村が文献調査に進む意向を表明した年でもある。その報道は夏頃にはすでになされており，調査を実施した10月より前になる。

これらについて，「正しいと思う」「正しくないと思う」「わからない」の3つの選択肢から選択してもらった。知識を尋ねる場合，選択肢には「わからない」を含める場合と含めない場合とがあるが，ある記述に対する真偽を問う場合，選択肢が2つと比較的答えやすいことによって，弁別性が低くなるという懸念も表明されていることから（Allum et al., 2008），「わからない」を含む3つの選択肢とした。同時に，「イエス・テンデンスー（黙従傾向）」（盛山，2004）が懸念されることから，原子力発電のCO₂排出を尋ねる3問目の質問を除く残りの9問については，「正しくないと思う」を正答とする形式を採用した。

3. 調査概要

知識を問う質問は，継続的に毎年実施している調査の新規項目として，スポット的に導入した。調査は2020年の10月から11月にかけて関西地域の18歳から79歳を対象として実施した。標本は総務省の住民基本台帳年齢階級別人口に基づき，性年齢を割り当て（割当法），1000を回収目標とした。エリア・サンプリングの方法で，100地点を無作為に抽出し，地点抽出後は各地点において割り当てられた回収目標に達するまで，世帯を訪問し，調査票を配布・回収した（訪問留置法）。

調査票は冊子形式で24ページからなる。表紙には問1から順番に後戻りせず最後まで回答するよう指示文を記載している。調査票は，ほとんどの質問が同じであるものの，後半部のみ一部が異なる，A票とB票の2種類を用いている。回答者にはA票か

B票のどちらかが無作為に割り当てられる。知識を問う質問はB票の最後尾に配置した。世帯の訪問数5200（不在・対象者非該当・拒否全て含む）に対し，最終的には1007名から回答が得られ，そのうち，B票への回答があったのは約半数の500名であったことから，以下の分析においては，この500ケースを分析に用いる。

4. 結果

4. 1. 正答数とDK数の分布

まず，正答数の分布を示したのが図1である。正答数の平均値は3.7（標準偏差2.28）である。また，同様に，「わからない」（DK）の回答の分布を示したのが図2である。DK数の平均値は4（標準偏差3.04）である。つまり，平均的な回答者にとって10問中4問程度は「わからない」質問であったといえる。また，10問すべて正答であった回答者はいないのに対して，10問すべて「わからない」と回答している回答者は35人である。当然のことながら，正答数とDK数は負の相関関係にあると予想されるが，相関係数を算出すると，-0.82と絶対値は1に近く大きく負の関係にある。つまり，DK数が多い回答者は当然のことながら正答数が少ない。

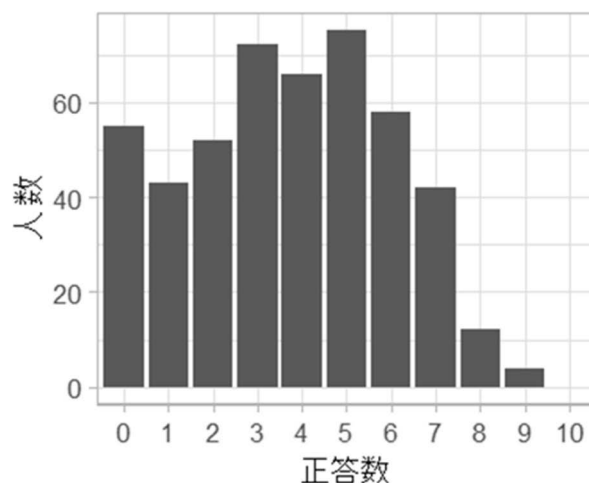


図1 正答数の分布

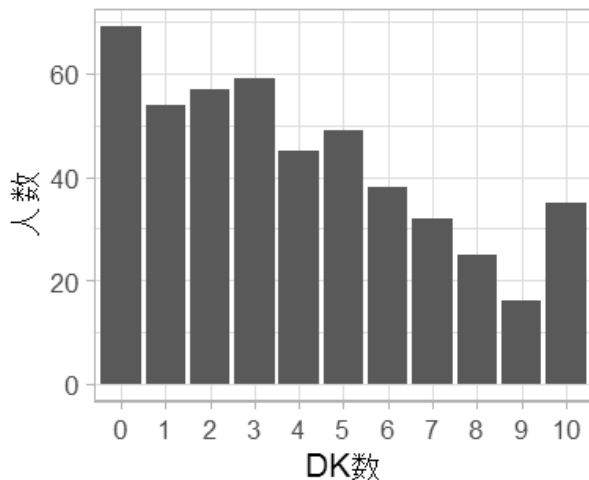


図 2 DK 数の分布

表 3 正答率と相関行列（テトラコリック相関係数に基づく）

質問番号	正答率※	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	.25		.34	.02	.04	.20	.14	.20	.15	.11	.29
2	.32			.21	.21	.38	.35	.38	.33	.27	.35
3	.28				-.09	.16	.14	.13	.25	.34	.13
4	.13					.12	.21	.13	.21	.14	.18
5	.28						.48	.50	.37	.28	.10
6	.67							.58	.48	.55	.16
7	.53								.63	.62	.15
8	.52									.72	.21
9	.56										.27
10	.16										

※100%を 1.00 として算出

続いて、「わからない」を 0 とコーディングし、正答回答を 1 とコーディングしたうえで、正答率と質問間の相関行列を示したのが表 3 になる。正答率は 15% 程度のものから 60% を超えるものまでである。CO2 排出源に関する質問（4 問目）や最終処分場についての質問（10 問目）の正答率が低いのに対して、大規模停電（ブラックアウト）の副作用（6 問目）や再生可能エネルギーの特性についての質問（9 問目）の正答率は比較的高い。Stoutenborough & Vedlitz (2016) の場合、正答率の平均は 61.8% であり、もっとも低い質問でも 42.2% であることから、内容面の違いはあるものの、本調査の正答率（平均は 37.1%）は低いといえる。ただし、本調査においては、先に指摘した理由から DK の選択肢を加えており、DK の選択肢の選択率の平均が 40% であることを考慮するならば、正答率が低くなることは必ずしも不自然で

はない。

また、相関係数はほとんどないものから、0.7 程度のものである。再生可能エネルギーの普及度と特性を尋ねた 8 問目と 9 問目の相関係数は 0.72 と高い。

4. 2. 他変数との関連

続いて、属性も含めた他変数との関連について確認していく。正答数を、2 問以下、3 問から 5 問、6 問以上の 3 カテゴリに統合した。それぞれの割合は順に 31.3%、44.5%、24.2% になる。同様に、DK の選択数についても 2 個以下、3 個から 5 個、6 個以上の 3 カテゴリに統合した。それぞれの割合は順に 37.6%、31.9%、30.5% になる。そして、正答数、DK 数それぞれと、性別、年齢、学歴、事業者への信頼、

規制機関への信頼，知識への自信といった他変数との関連を確認した．原子力発電に関連する態度としては，原子力発電の地球温暖化への貢献，総合的な利用態度，再稼働への賛否，地層処分への賛否との

関連を確認した．結果は表 4 と表 5 に示している．また、属性以外はそれぞれ次のようなワーディングで尋ねている．

表 4 正答数と他変数との関連の分析

変数	選択肢	χ^2	d.f.	p 値	Cramer's V
性別	・ 男性 ・ 女性	20.35	2	.00 ***	.21
年齢	・ 29 歳以下 ・ 30 歳以上 40 歳未満 ・ 40 歳以上 50 歳未満 ・ 50 歳以上 60 歳未満 ・ 60 歳以上 70 歳未満 ・ 70 歳以上	15.79	10	.11	.13
学歴	・ 中卒・高卒 ・ 専修学校・短大・高専卒 ・ 大卒以上	29.79	4	.00 ***	.18
事業者への信頼	・ 十分ある，ある ・ ない，まったくない	2.98	2	.23	.08
規制機関への信頼	・ 十分ある，ある ・ ない，まったくない	1.18	2	.55	.05
知識への自信	・ 知っているほうだと思う ・ 知らないほうだと思う ・ どちらともいえない	47.85	4	.00 ***	.22
地球温暖化への貢献	・ 有効 ・ どちらかといえば有効 ・ どちらともいえない ・ どちらかといえば有効ではない ・ 有効ではない	24.06	8	.00 **	.16
総合的な利用態度	・ 利用するのがよい ・ 利用もやむを得ない ・ 他の発電に頼るほうがいい ・ 利用すべきではない	17.19	6	.01 ***	.13
再稼働への賛否	・ 運転を再開してよい ・ どちらともいえない ・ 運転を再開すべきでない	30.50	4	.00 ***	.18
地層処分への意見	・ 賛成 ・ 反対 ・ どちらともいえない ・ わからない	17.02	6	.01 ***	.13

* $p < .05$, ** $p < .01$, *** $p < .001$

表 5 DK 数と他変数との関連の分析

変数	選択肢	χ^2	d.f.	p 値	Cramer's V
性別	・ 男性 ・ 女性	16.68	2	.00 ***	.19
年齢	・ 29 歳以下 ・ 30 歳以上 40 歳未満 ・ 40 歳以上 50 歳未満 ・ 50 歳以上 60 歳未満 ・ 60 歳以上 70 歳未満 ・ 70 歳以上	21.13	10	.02 *	.15
学歴	・ 中卒・高卒 ・ 専修学校・短大・高専卒 ・ 大卒以上	19.78	4	.00 ***	.14
事業者への信頼	・ 十分ある、ある ・ ない、まったくない	2.05	2	.36	.07
規制機関への信頼	・ 十分ある、ある ・ ない、まったくない	2.02	2	.36	.07
知識への自信	・ 知っているほうだと思う ・ 知らないほうだと思う ・ どちらともいえない	52.43	4	.00 ***	.23
地球温暖化への貢献	・ 有効 ・ どちらかといえば有効 ・ どちらともいえない ・ どちらかといえば有効ではない ・ 有効ではない	28.41	8	.00 ***	.17
総合的な利用態度	・ 利用するのがよい ・ 利用もやむを得ない ・ 他の発電に頼るほうがいい ・ 利用すべきではない	19.28	6	.00 **	.14
再稼働への賛否	・ 運転を再開してよい ・ どちらともいえない ・ 運転を再開すべきでない	39.66	4	.00 ***	.20
地層処分への意見	・ 賛成 ・ 反対 ・ どちらともいえない ・ わからない	30.94	6	.00 ***	.18

* $p < .05$, ** $p < .01$, *** $p < .001$

事業者への信頼と規制機関への信頼は、それぞれ「日本の電力会社には、原子力発電所を安全に運転し、管理する能力があると思いますか。それとも能力はないと思いますか」、「国の『原子力規制委員会』とその事務局である『原子力規制庁』には、原子力発電の安全を確保する能力があると思いますか。それとも能力はないと思いますか」と尋ねている。

原子力発電にかかわる知識の自信については、「あなたは、原子力発電の方法や、長所・短所など、原子力発電について知っているほうだと思いますか、知らないほうだと思いますか」と尋ねている。

地球温暖化への貢献については、「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」と尋ねている。

総合的な利用態度についての質問は調査票の後半部に配置しており、「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」と尋ねている。

再稼働については、「安全審査に合格した原子力発電所のプラントは、運転を再開してよいと思いますか、それとも、運転を再開すべきでないと思いますか」と尋ねている。

最終処分については、「『地層処分』とは、地下深くの地層がもつ『物質を閉じ込める力』を利用し、高レベル放射性廃棄物を埋めて、人間の生活環境に影響を及ぼさないように長期にわたって安全・確実に隔離する方法です。あなたは、地層処分に賛成ですか、反対ですか」と、簡易な説明を加えたうえで、意見を尋ねている。

これらの質問に対する回答の選択肢は表中に示している。分析方法はクロス表を作成したうえで、 χ^2 検定によって正答数との関連性の有無を検討し、カテゴリカルな関連性の程度 (Cramer's V) を算出した。

正答数、DK 数それぞれについて結果を確認すると次のようになる。まず、属性については、性別、学歴と関連がみられ、知識への自信との関連もみられた。Stoutenborough & Vedlitz (2016)では、真偽を問うた場合と知識を主観的に尋ねた場合の相関係数を0.2程度と報告しているが、本稿の場合においても、正答数と知識への自信の関連の程度は0.22である。相関係数とカテゴリカルな連関係数 (Cramer's V) との直接の比較は難しいものの、それほど大きな隔たりはないと判断してよいだろう。また、先行研究か

ら予想されるように (Siegrist & Cvetkovich, 2000)、事業者であれ、規制機関であれ、正答数 (知識) と信頼とのあいだに関連があるとはいえなかった。

さらに、地球温暖化への貢献、総合的な利用態度、再稼働への賛否、地層処分への意見のそれぞれとも、正答数との関連がみられる。Stoutenborough & Vedlitz (2016)では、記述に対する真偽を問うた場合の知識とリスク認知との相関を-0.12程度と報告しているが、この点についても直接の比較は難しいものの、本研究におけるCramer's Vは0.15程度であり、絶対値についてそれほど大きな隔たりはないと判断してよいだろう。

正答数のみならず、DK 数においても同様の分析を実施しており、結果を表5に示している。正答数以上にDK数とのほうが関連の程度はやや大きくなっているが、正答数と負の関係にあるので当然ではあるものの、おおむね傾向は類似しているといつてよいだろう。

5. 議論と結論

本稿においては、知識の測定という観点から、日本の文脈を踏まえつつ、エネルギー問題・原子力発電に関連する知識を問う質問を考案し、分布、他変数との関連を確認してきた。その結果、他変数との関連が決して大きくないものの確認された。また、関連性の大きさは英語圏の研究が報告している値と比較して、特別大きな隔りがあるわけでもなかった。

以上の結果を踏まえて次のような含意を引き出すことができるだろう。

第一点目として、冒頭に述べたように、欠落モデルを支持するのであれば批判するのであれば、リスク認知の研究を遂行するうえで知識を測定することが避けられないのであれば、先行研究で指摘されているように、真偽を問う形式で知識を尋ねることは、一定程度有効であると考えてよいだろう。訪問留置法という、回答者がある程度回答のための時間を自由に使える方式を採用したとしても、正答率が極端に高くなるわけではなかった。

第二点目として、第一点目とかわるが、真偽にかかわる2つの選択肢に加え、DKを3つ目の選択肢として加えて実施した場合においても、正答あるいは誤答に極端に偏る、あるいは逆に回答がDKに極端に偏ることもなかった。すべてDKを選択する

層がいるのも事実である一方、正答率の高い質問では DK 選択率も低くなっている。

ただし、ウェブ調査のように、社会調査やアンケート調査への協りに慣れている回答者が多く想定されるような状況において、同様の結果が観察されるのかは本稿の検討の範囲を超えている。

第三点目として、質問によって正答率にはバラツキがみられたが、国が公表している資料に掲載されているような内容ですら、正答率が半分を下回ることが珍しくなかった。つまり、原子力発電やエネルギー問題について、「よくは知られていない」ことも明らかになった。エネルギー自給率が低いこと、フィンランドにおいて最終処分場が決定していること、これらは一般の人々の 30%にも知られていないといっただろう。

これらの点を踏まえることで、リスク認知や原子力発電をはじめ、電源別の嗜好や意見がどのように決定されるのかについて、知識の測定も含めた社会的・社会心理学的なメカニズムの分析が可能になる。知識がただちに科学技術やリスクの受容につながるほど単純ではないことについてはすでに指摘されている一方、個人の意思決定を考えるうえで、事実判断は重要な契機であることも指摘されている。そして、事実判断についてはしばしば本稿で採用したような方法で測定がなされる (Fischhoff & Broomell, 2020)。それゆえ、単純な欠落モデルの採択や棄却を超えた研究をさらに遂行していく必要があるだろう。

本稿にかかわるような知識の側面についても、たとえば、北海道で胆振東部地震はあったことを記憶している層は一定程度いるとしても、それを大規模ブラックアウトと関連させて記憶している人となるとどうだろうか。再生可能エネルギーの発電量が天候に左右されることを理解していたとしても、それが一日のなかで需給調整を複雑にしていることまで想像が及ぶ人はどれくらいいるだろうか。ブラックアウトを抑止しつつ、CO₂の排出をゼロに近づけることは果たして可能なのだろうか。エネルギー問題をめぐっては、このように、複数の知識を「組み合わせる」側面も無視しえない。そして、エネルギー政策が体現しているように、トレードオフへの対処が迫られる局面も多い。これらはベネフィットやリスクを単純に尋ねる以上の厄介な側面を有しているといえよう。つまり、研究をさらに深めていく方向性は開かれている。

引用文献

- Allum, N., Sturgis, P., Tabourazi, D. & Smith, I.B. (2008). Science Knowledge and Attitudes across Cultures: a Meta-analysis. *Public Understanding of Science*, 17(1), 35–54.
<https://doi.org/10.1177/0963662506070159>
- Fischhoff, B., Slovic, P. & Lichtenstein, S. (1978). How Safe is Safe Enough?: A Psychometric Study of Attitudes towards Technological Risks. *Policy Sciences*, 9, 127-152.
<https://doi.org/10.1007/BF00143739>
- Fischhoff, B. & Broomell, S. B. (2020). Judgment and Decision Making. *Annual Review of Psychology*, 71, 331–55. <https://doi.org/10.1146/annurev-psych-010419-050747>
- Kitada, A. (2016). Public Opinion Changes after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident to Nuclear Power Generation as Seen in Continuous Polls over the Past 30 years. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 53(11), 1686-1700.
<https://doi.org/10.1080/00223131.2016.1175391>
- Miller, J. D. (1998). The Measurement of Civic Scientific Literacy. *Public Understanding of Science*, 7(3), 203–223.
<https://doi.org/10.1088/0963-6625/7/3/001>
- Pardo, R. & Calvo, F. (2002). Attitudes toward Science among the European Public: a Methodological Analysis. *Public Understanding of Science*, 11(2), 155–195.
<https://doi.org/10.1088/0963-6625/11/2/305>
- 盛山和夫 2004. 社会調査法入門 有斐閣.
- Siegrist, M. & Cvetkovich, G. (2000). Perception of Hazards: The Role of Social Trust and Knowledge. *Risk Analysis*, 20(5), 713-719.
<https://doi.org/10.1111/0272-4332.205064>
- Siegrist, M. & Visschers, V. H. M. (2013). Acceptance of Nuclear Power: The Fukushima Effect. *Energy Policy*, 59, 112–119.
<https://doi.org/10.1016/j.enpol.2012.07.051>
- 資源エネルギー庁 (2019). 日本のエネルギー 2019: エネルギーの今を知る 10 の質問 Retrieved from <https://www.enecho.meti.go.jp/about/pamphlet/> (2020年6月1日)
- Slovic, P. (1987). Perception of Risk, *Science*, 236(4799), 280-285. DOI: 10.1126/science.3563507

- Starr, C. (1969). Social Benefit versus Technological Risk: What is our Society Willing to Pay for Safety? *Science*, 165(3899), 1232-1238.
DOI: 10.1126/science.165.3899.1232
- Stoutenborough, J. W., Sturgess, S. G., & Vedlitz, A. (2013). Knowledge, Risk, and Policy Support: Public Perceptions of Nuclear Power. *Energy Policy*, 62, 176–184.
<https://doi.org/10.1016/j.enpol.2013.06.098>
- Stoutenborough, J. W. & Vedlitz, A. (2016). The Role of Scientific Knowledge in the Public's Perceptions of Energy Technology Risks. *Energy Policy*, 96, 206–216.
<https://doi.org/10.1016/j.enpol.2016.05.031>
- Sturgis, P. & Allum, N. (2004). Science in Society: Re-evaluating the Deficit Model of Public Attitudes. *Public Understanding of Science*, 13(1), 55-74.
<https://doi.org/10.1177/0963662504042690>
- Wang, S., Wang, J., Lin, S. & Li, J. (2019). Public Perceptions and Acceptance of Nuclear Energy in China: The Role of Public Knowledge, Perceived Benefit, Perceived Risk and Public Engagement. *Energy Policy*, 126, 352–360.
<https://doi.org/10.1016/j.enpol.2018.11.040>

熱疲労における亀甲状亀裂の発生要因と強度に及ぼす影響 *1

Causes of Evolution and Influence on Failure Strength of Thermal Crazing

釜谷 昌幸 (Masayuki Kamaya) *2

要約 亀甲状亀裂は熱疲労荷重下で見られる典型的な亀裂形態であるが、その発生プロセスは十分には理解されていない。そして、亀甲状亀裂は深さ方向に深く成長しないことが指摘されている。本研究では、3次元有限要素解析を用いて亀甲状亀裂の発生過程をモンテカルロシミュレーションで再現した。亀裂間の力学的相互作用の亀裂発生および進展に及ぼす影響を模擬するため、AbaqusのX-FEM機能を利用して亀裂をモデル化した。その結果、亀甲状亀裂は深さ方向の進展が停滞している場合にのみ出現することが明らかになった。つまり、亀裂が同じ深さで長期間停滞している間に多数の亀裂が発生し、亀甲状亀裂となることができた。次に、亀甲状亀裂が配管の破壊強度に及ぼす影響を調べるために、引張、曲げ、または内圧荷重を受ける管の極限荷重を調べた。シミュレーションで再現された亀裂が配管内面に存在すると仮定した。亀甲状亀裂を等価な単一亀裂に置き換えた場合の極限荷重も算出し、亀甲状亀裂の強度算出手順を検討した。日本機械学会の維持規格で規定されている亀裂の合体ルールに従い単一亀裂に置き換えた場合は精度のよい予測となったが、必ずしも保守的な予測とはならなかった。一方、亀裂分布範囲の最大長さに相当する単一亀裂に置き換えることで保守的な極限荷重が予測できた。

キーワード 亀甲状亀裂, 熱疲労亀裂, 熱応力, 亀裂停滞, 極限荷重, 合体基準

Abstract Craze cracking is a typical cracking morphology caused by thermal fatigue loading; however, the reason for its cause by thermal fatigue loading is not fully understood. It is known that craze cracks do not grow deeply. In this study, evolution of craze cracking was simulated by Monte Carlo simulations using three-dimensional finite element analyses. Cracks were modeled using the X-FEM technique in Abaqus in order to consider the interaction between multiple cracks on the crack initiation and growth. Craze cracking was observed only when the growth in the depth direction was arrested. Since cracks kept the same depth for a long duration, many cracks could be initiated and craze cracking occurred due to the equi-biaxial stress state. Next, to investigate the change in failure load due to craze cracking, the limit load of a straight pipe subjected to a tensile, bending or internal pressure loading was analyzed. The simulated craze cracking was assumed to be located inside the pipe. It was revealed that the change in the limit loads due to craze cracking could be predicted well by replacing the craze cracking with an equivalent single crack. Although the replacement rule prescribed in the fitness-for-service code of the Japan Society of Mechanical Engineers predict reasonable limit loads, it did not result in conservative prediction. Conservative limit load could be predicted by setting the equivalent crack length to be the maximum extend of distributed cracks.

Keywords crack network, thermal crazing, thermal stress, crack arrest, limit load, combination rule

1. 緒言

温度差を有する流体の配管合流部など、比較的速い周期で変動する熱荷重に起因する疲労（以下、熱疲労）において亀甲状亀裂がしばしば観察されている⁽¹⁾。実験においても、加熱した試験片の表面を繰り返し急冷したり^(2,5)、温度の異なる流体を交互に噴霧したりすることで⁽⁶⁾、多数の亀裂がランダムな方向に分布する亀甲状亀裂が再現されている。しかし、亀甲状亀裂の発生を計算機上で模擬することは困難で、その発生要因が明らかにされているとは

言えない。亀甲状亀裂の特徴として、深さ方向の亀裂進展が停滞していることが指摘されている⁽¹⁾。フランスの原子力発電所で発見された亀甲状亀裂は、ほぼ2 mmの深さで停滞していた⁽¹⁾。実験においても深さ方向の進展が停滞する傾向が確認されている^(3,7,8)。亀甲状亀裂が停滞する要因について、密集した亀甲同士の干渉による応力が緩和⁽⁹⁻¹¹⁾、熱荷重特有の深さ方向の応力勾配⁽¹²⁻¹⁶⁾、またはその両方の影響^(17,18)などが考察されている。いずれも2次元的な解析に基づく考察となっている。表面の2次元的な亀裂分布に依存する応力緩和と、深さ方向の応力勾配の両方の影

* 1 日本機械学会論文集, Vol.87, No.904 (2021) (DOI: 10.1299/transjsme.21-00318) より転載

* 2 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

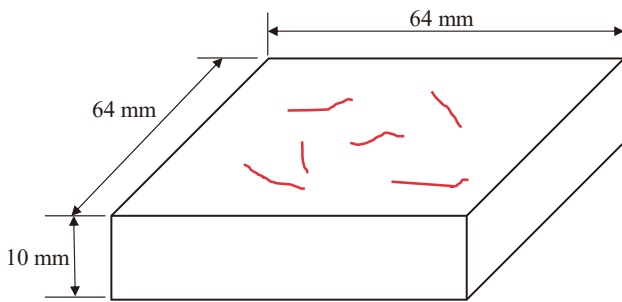


Fig. 1 Model assumed for simulations. The plate was subjected to thermal fluctuation on the surface.

響を考察するためには、3次元的な解析による検討が望まれる。

亀裂が浅い状態で停留していた場合、亀裂の存在が構造物の破壊強度に及ぼす影響は限定的となる。原子力発電プラントで亀裂が発見された場合、日本機械学会原子力設備規格維持規格⁽¹⁹⁾（以下、維持規格）にしたがって破壊強度が予測される。そして、基準を上回る強度を有することが確認できれば、亀裂を除去することなく使用を継続できる。維持規格では、複数の亀裂が近接した場合の評価手順も規定されている。具体的には、規定の範囲内にある複数の亀裂を、破壊評価が可能な単一亀裂に合体させる。合体基準は、主に2つの亀裂が近接する場合の強度変化から検討されており^(20,21)、亀甲状亀裂に対する適用性が検討された報告は見当たらない。また、維持規格では、一度合体させた亀裂はそれ以上繰り返し合体を行う必要はないとの規定がある。つまり、亀甲状亀裂のように多数の亀裂が存在していても、破壊を引き起こす主亀裂に近接する1つの亀裂のみに対して合体を考慮し、他の亀裂の存在は無視することになる。主亀裂が明確でない亀甲状亀裂には、現行の合体基準の適用が難しい場合も想定される。

本報では、まず、亀甲状亀裂が発達する様子を、有限要素解析を用いたモンテカルロシミュレーションで再現することを試みた。亀甲状亀裂の特徴的な亀裂形態を模擬するために、平板表面に発生するランダムな方向を有する複数の亀裂をモデル化した。これにより、亀裂周囲の不均一な応力分布が亀裂の発生寿命に及ぼす影響や、接近した亀裂同士の力学的な相互作用が進展速度や進展方向に及ぼす影響⁽²²⁾を考慮した。さらに、熱荷重特有の深さ方向の応力勾配の影響を考慮するために亀裂の深さ方向の進展も模擬した。複数の亀裂を簡便に解析するため、拡張有限要素法 (X-FEM)^(23,24)を適用した。シミュレーションによって亀甲状亀裂を再現することで、亀甲状となる要因や、亀甲状亀裂における亀裂の発生や進展の特徴について考

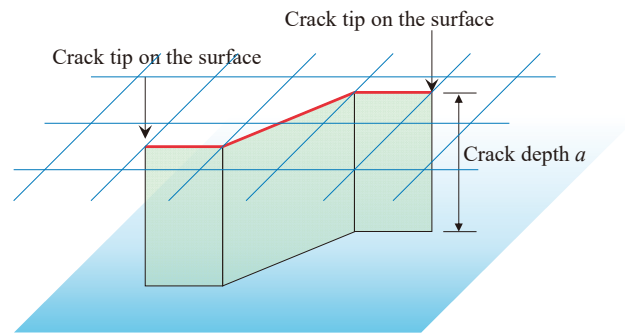


Fig. 2 Shape of crack assumed in the simulation. The depth of crack was constant while the shape on the surface varied according to the stress and stress intensity factor derived by finite element analyses.

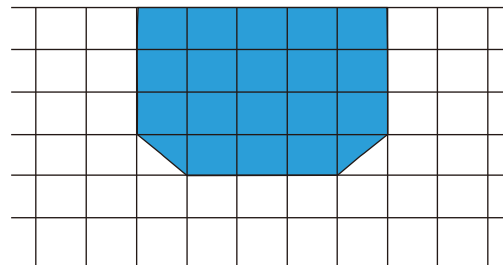


Fig. 3 Shape of crack modeled for X-FEM. The edge of crack was chamfered to improve accuracy of stress intensity factor calculation.

察した。次に、シミュレーションで再現された亀甲状亀裂を用いて配管の破壊強度の変化を調べた。内面に亀甲状亀裂が発生した配管を対象に、引張荷重、曲げ荷重および内圧に対する配管の極限荷重を算出した。そして、維持規格の手順によりモデル化した単一亀裂を有する場合の極限荷重と比較することで、維持規格の合体基準の亀甲状亀裂への適用性を考察した。

2. 亀裂の発生・進展シミュレーション

2.1 シミュレーションの方法

2.1.1 解析モデル

図1に模式的に示すように厚さ10 mmを有する64×64 mm²の平板上において複数の亀裂が発生・進展の様子をモンテカルロシミュレーションで模擬した。材料としてはステンレス鋼を想定した。亀裂進展は応力拡大係数(K値)を駆動力に進展させた^(25,26)。応力およびK値の解析はX-FEM機能が実装されている有限要素解析コード Abaqus

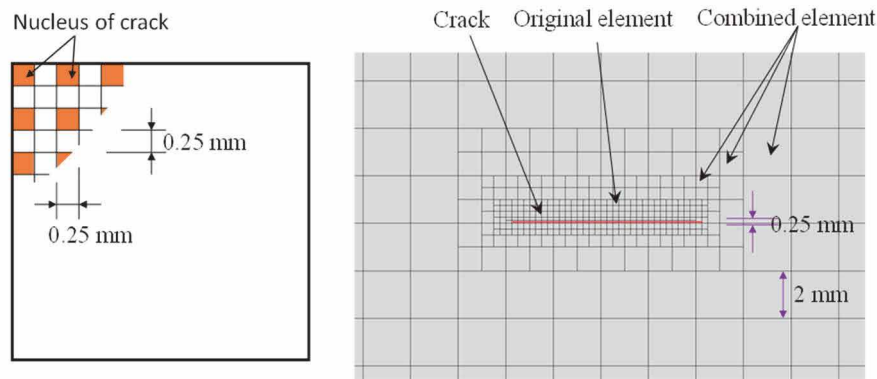


Fig. 4 Finite element model around the simulated crack. The mesh size was 0.25 mm around cracks. The size was increased to 2 mm at the maximum case when the distance from the crack was large, which the size in the depth direction was kept as 0.25 mm. Cracks could be initiated from the nuclei which were assigned every 0.5 mm.

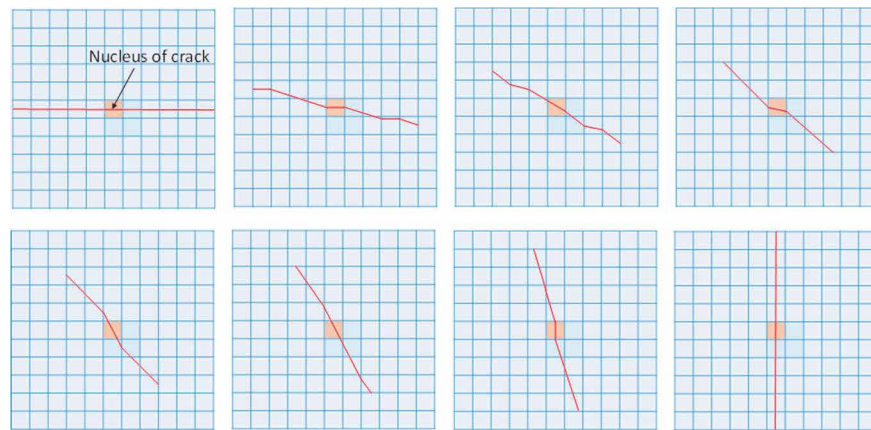


Fig. 5 Crack shapes on the surface assumed when crack depth reached 1.25 mm. The shape was determined using the direction of the maximum principal stress.

2020HF2 を用いた。Abaqus の X-FEM では要素表面上の任意の位置に亀裂を想定することができるが、亀裂の前縁は要素形状と一致させる必要がある。そこで、図 2 に示すように、要素内の亀裂形状は直線で深さは一定の亀裂を想定した。ただし、K 値解析を正しく解析するため、亀裂のコーナー部を図 3 のように面取り形状とする必要がある。

平板は 1 辺が 0.25 mm の立方体形状の 8 節点固体要素で分割した。ただし、亀裂から離れた位置では、図 4 のように、2×2 の要素集合、または 4×4 や 8×8 の要素集合を 1 つの要素に置き換えることで解析モデルの自由度を小さくした。以下、この要素の置き換えを要素統合とよぶ。要素統合は表面方向のみに対して実施し、深さ方向は一様に 0.25 mm の要素分割とした。

2.1.2 亀裂の発生と進展

平板表面に予め設定された亀裂発生核から亀裂を発生させた。亀裂発生核は、 $0.5 \times 0.5 \text{ mm}^2$ の領域 (要素 4 個分)

毎に 1 つ割り当てた。結晶粒界や結晶粒内から疲労亀裂が発生することを想定している⁽²⁷⁾。

ステンレス鋼を用いた疲労試験において、数十マイクロメートル程度の微小な亀裂は疲労寿命の 10% に満たない段階で発生していることが確認されている^(28,29)。そして、残りの 90% 以上の寿命をかけて亀裂が進展した。したがって、疲労寿命は亀裂の進展寿命とほぼ等価となる。そこで、本シミュレーションでは、シミュレーション開始時点で亀裂発生核に深さ $30 \mu\text{m}$ の (見えない) 亀裂が存在すると仮定した。亀裂の初期深さを $30 \mu\text{m}$ として進展予測することにより、疲労寿命が再現できることが示されている⁽²⁸⁾。亀裂の進展速度 da/dN としては次式を適用した。そして、亀裂の深さが 1.25 mm に到達した時点で深さ方向の 5 要素分の (見える) 亀裂を X-FEM でモデル化し、この時点をも亀裂発生と定義した。

$$\frac{da}{dN} \left[\frac{\text{m}}{\text{cycle}} \right] = V_{\text{ini}} \times 5.06 \times 10^{-12} \left(\Delta K_I \left[\text{MPa}\sqrt{\text{m}} \right] \right)^{2.76} \quad (1)$$

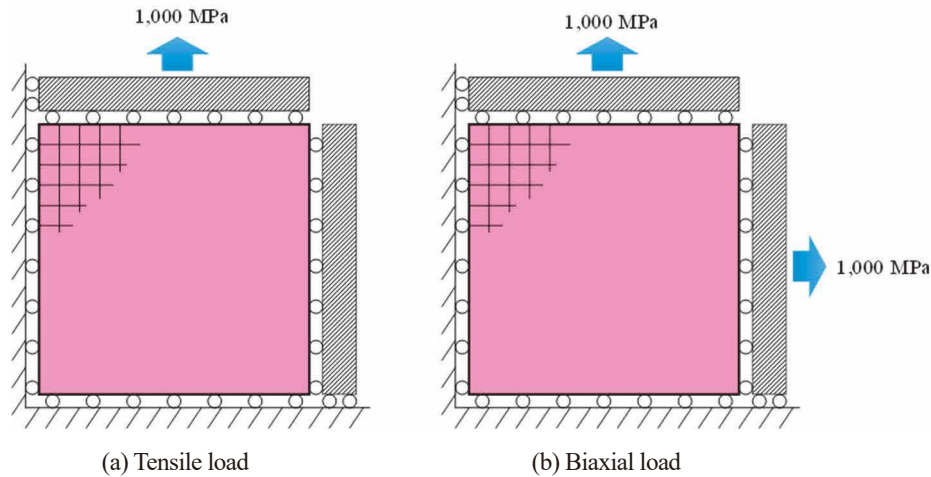


Fig. 6 Boundary conditions for analyses assuming uniform tensile or bi-axial load.

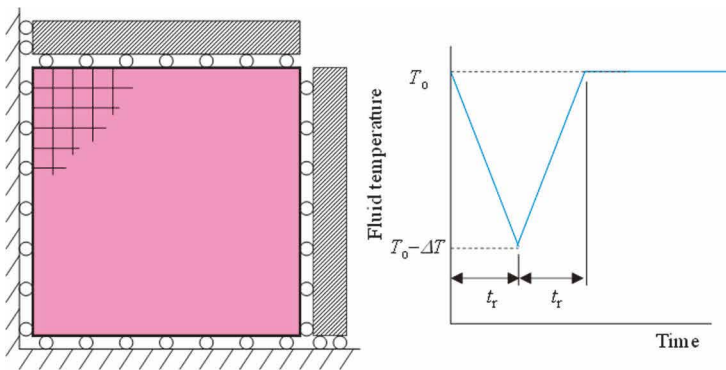


Fig. 7 Boundary condition for thermal loading and change in fluid temperature on the surface assumed for thermal analysis.

Table 1 Constants used for thermal stress analyses.

Density	8000 [kg/m ³]
Specific heat	487.96 [J/kgK]
Heat conduction coefficient	15.86 [W/mK]
Heat transfer coefficient	25 [kW/m ² K]
Young's modulus: <i>E</i>	195 [GPa]
Poisson's ratio: <i>ν</i>	0.3
Heat expansion coefficient: <i>α</i>	1.64 × 10 ⁻⁵ [1/K]

式 (1) は, SUS316 鋼の微小領域を含む亀裂進展速度を近似した式⁽³⁰⁾に, ばらつきを考慮するための定数 V_{mi} を考慮している. V_{mi} は平均 1, 標準偏差 1.0 の対数正規分布に従う乱数により決定した値を亀裂発生核毎に与えた. V_{mi} の標準偏差は最終的に得られる亀裂寸法のばらつきと相関がある. 標準偏差を小さくすると亀裂寸法のばらつきが小さくなる. 試行錯誤の結果 1 を採用した. ΔK_I は *K* 値の変動幅を示し, 亀裂発生前 (X-FEM で *K* 値を計算する深さ 1.25 mm 未満の状態) の値は次式で算出した.

$$\Delta K_I = f_{mi} \sigma \sqrt{\pi a} \quad (2)$$

応力 σ は亀裂発生核におけるミーゼスの相当応力を用いた. 形状係数は半円形状の亀裂に相当する $f_{mi} = 0.7$ で一定とした⁽³¹⁾. 亀裂深さ a が 1.25 mm (要素 5 個分) に到達した後は, X-FEM により算出されるモード I の *K* 値を ΔK_I として用いた. 亀裂発生時の表面方向の亀裂形状は図 5 のように設定した. これらの亀裂形状は, 表面方向に 11 要

素以上を確保するようにモデル化している. 最大主応力方向の直角方向に近い亀裂形状を選択した. 主応力方向が特定できない等 2 軸応力の場合は一様乱数を用いて決定した.

亀裂発生後は, 表面方向の進展速度も式 (1) により算出した. 先にも述べたように, X-FEM の解析では亀裂前縁は要素境界に一致させる必要がある. そこで, 亀裂前縁は 1 要素 (0.25 mm) ずつ進展させ, 進展量が 1 要素に満たない場合は, 計算上でのみ進展を模擬し, 有限要素解析における亀裂形状は先端が要素端にある状態 (実際より少し短く, 浅い状態) の値を用いた. 有限要素解析を実施する回数をステップと呼び, 1 ステップ毎の繰返し回数 dN は以下の 2 つの条件を満足するように決定した.

- ① ステップ中に 2 つ以上の亀裂が発生しないようにする.
- ② 表面長さの進展量が, その時点の亀裂長さの 10% を超えないようにする.

亀裂を進展させる際の表面方向の偏向角度 θ は、X-FEMで算出されるモードIIのK値 ΔK_{II} を用いて次式で決定した⁽³²⁾。

$$\theta = \text{sign}\left(\frac{\Delta K_{II}}{\Delta K_I}\right) \cos^{-1}\left(\frac{3\Delta K_{II}^2 + \Delta K_I \sqrt{8\Delta K_{II}^2 + \Delta K_I^2}}{9\Delta K_{II}^2 + \Delta K_I^2}\right) \quad (3)$$

ここで、 $\text{sign}(A)$ は A の符号を表す。図2の亀裂形状を想定している本シミュレーションでは面外変形は模擬できないので、モードIIIのK値は考慮しなかった。

2.1.3 境界条件

シミュレーションでは単軸または等2軸の引張荷重を負荷した場合と、熱荷重を負荷した場合を模擬した。単軸または等2軸の引張荷重を負荷する場合は図6のように境界条件を設定し、一様な1,000 MPaを負荷した。熱荷重を負荷する場合の境界条件は図7のように与えた。平板表面の流体温度を、初期温度 T_0 から、遷移時間 t_r で ΔT 減少させる。そして、ピーク温度到達後に初期温度 T_0 に戻す。本シミュレーションでは、 ΔT を200 K、 t_r を1 sとした。最初に、亀裂のない状態で、伝熱解析により平板の内部を含めた温度過渡変化を計算した。そして、得られた温度変化を用いて各時間断面での応力ならびに応力拡大係数を算出し、その最大値をシミュレーションに用いた。表1に解析に用いた定数を示す⁽³³⁾。これらの条件は配管合流部での熱疲労を想定している。

2.1.4 シミュレーションの制約および終了条件

解析コード(Abaqus)の制約などにより以下の条件でシミュレーションを実施した。

- 101 個目の亀裂が発生した時点でシミュレーションを終了する(解析コードが100個までの亀裂しか許容していない)。
- 亀裂の周囲2要素(0.5 mm)分はその亀裂の占有要素とする(以下、エンリッチ領域とよぶ)。エンリッチ領域には他の亀裂が侵入したり、新たな亀裂が発生したりできない。他の亀裂のエンリッチ領域に突き当たった場合、その方向への進展は停留させる。
- 亀裂は分岐せず、合体もしない。また、接近した亀裂を合体させることもしない。
- 亀裂深さが8 mm(板厚の8割)を超えた時点を亀裂貫通とみなし、シミュレーションを終了する。

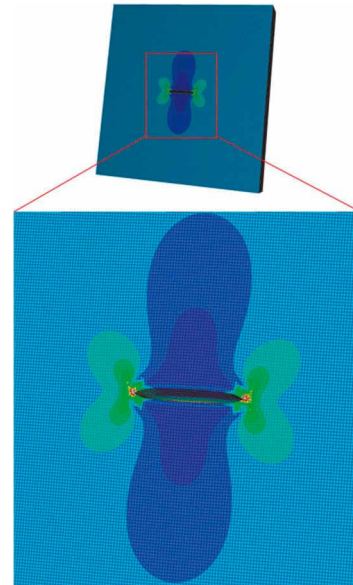


Fig. 8 Von Mises equivalent stress distribution obtained by X-FEM analysis. A single crack was assumed and tensile stress was applied perpendicular to the crack. The mesh size was assumed as 0.25 mm for whole region.

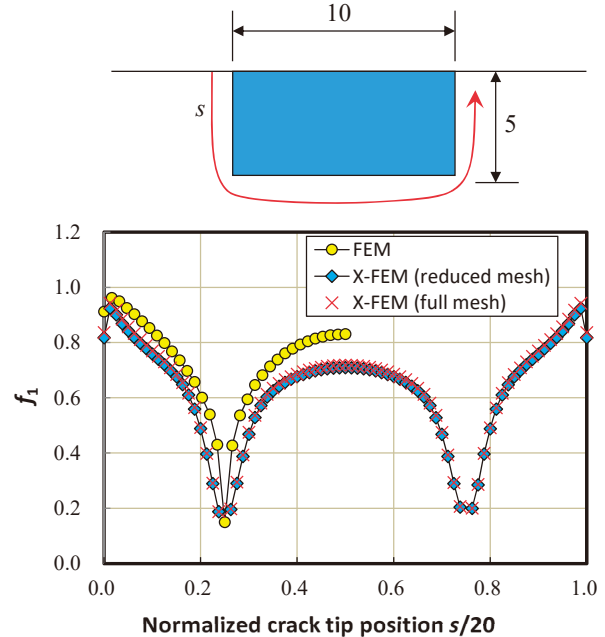


Fig. 9 Normalized stress intensity factors along the crack front obtained by the X-FEM analyses and conventional FEM analysis. The X-FEM analyses were conducted for the full mesh, for which mesh size was 0.25 mm for the whole region, and reduced mesh, for which mesh size was increased as shown in Fig. 4.

2.2 X-FEMによるK値の解析

平板の中心に長さ10 mm、深さ5 mmの亀裂を導入した場合の解析を実施した。荷重は亀裂面に垂直方向に一様な

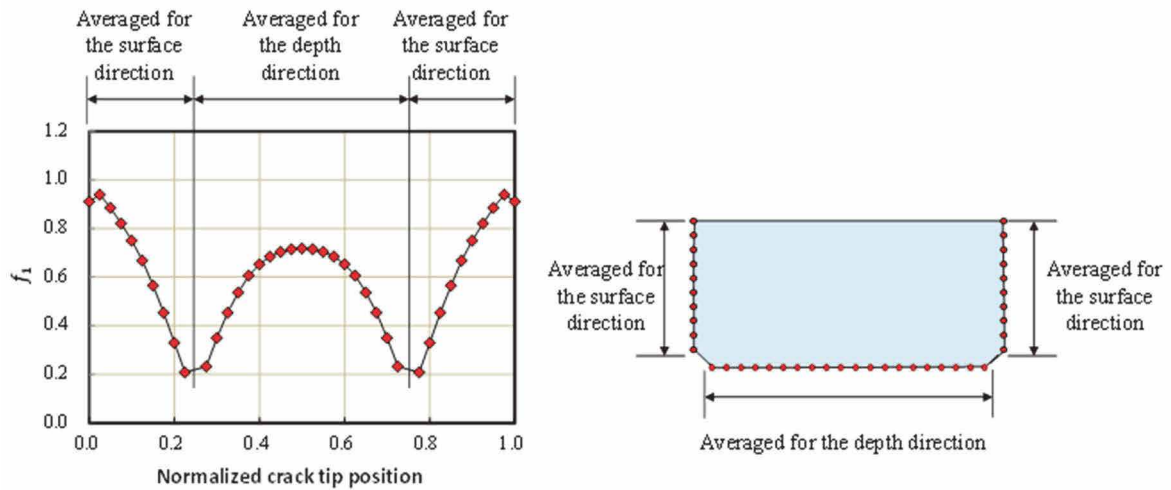


Fig. 10 Schematic drawing explaining how to derive the stress intensity factors for crack propagation in the surface and depth directions. Equation (5) was applied to calculate averaged stress intensity factors for each direction.

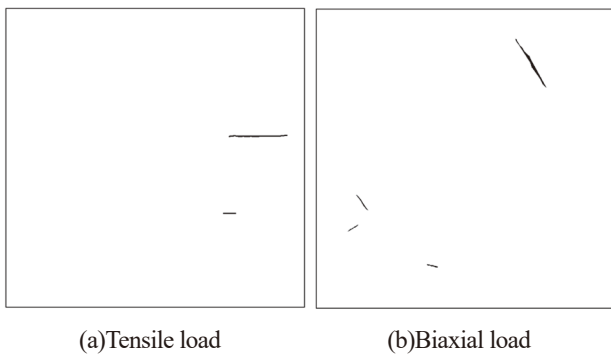


Fig. 11 Crack distributions obtained by crack initiation and growth simulations assuming uniaxial and biaxial loading conditions. The simulations were stopped due to crack penetration in the depth direction.

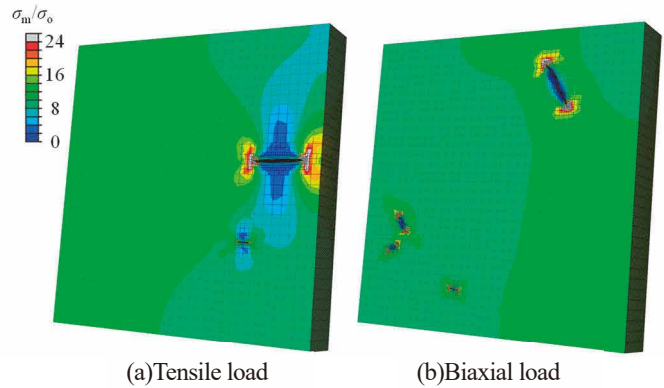


Fig. 12 Von Mises equivalent stress normalized by applied stress σ_0 obtained by X-FEM analyses for the crack distribution shown in Fig. 11.

引張荷重を付与した。ミーゼスの応力分布を図8に示す。要素統合を実施していない場合の結果を示している。亀裂が開口し、亀裂周囲に応力集中域と緩和域が出現していることがわかる。

図9は、X-FEMにより算出されたK値(図中で「X-FEM」と表示)と、通常の有限要素解析によって算出された結果(同「FEM」)を比較した。亀裂先端の位置は表面を起点とした距離sで示し、モードIのK値 K_I を次式で正規化した。

$$f_1 = \frac{K_I}{\sigma\sqrt{\pi a}} \quad (4)$$

通常の有限要素解析は文献(34)にしたがって矩形亀裂のメッシュ分割を行ってK値を算出した。モデルの対称性

から全体の4分の1をメッシュ分割しているため、 $s/20 = 0.5$ までしか出力がない。X-FEMの解析ではコーナー部は面取り形状となっている(図3参照)ため、通常の有限要素解析の亀裂形状と厳密には同じでない。X-FEMによるK値は相対的に小さく、最深部 f_1 はおおよそ0.7となった。矩形のコーナー部に向かってK値が減少するなど、分布の特徴は似ている。また、要素統合した場合(図では「X-FEM(reduced mesh)」と表示)としない場合(同「X-FEM(full mesh)」)の結果はほぼ一致した。

シミュレーションでは亀裂の進展後の亀裂形状を決定するため、表面方向(両先端2方向)と深さ方向の3つのK値のみを用いるが、解析では前縁に沿った各節点でK値が算出される。そこで、次式で定義される平均化したK

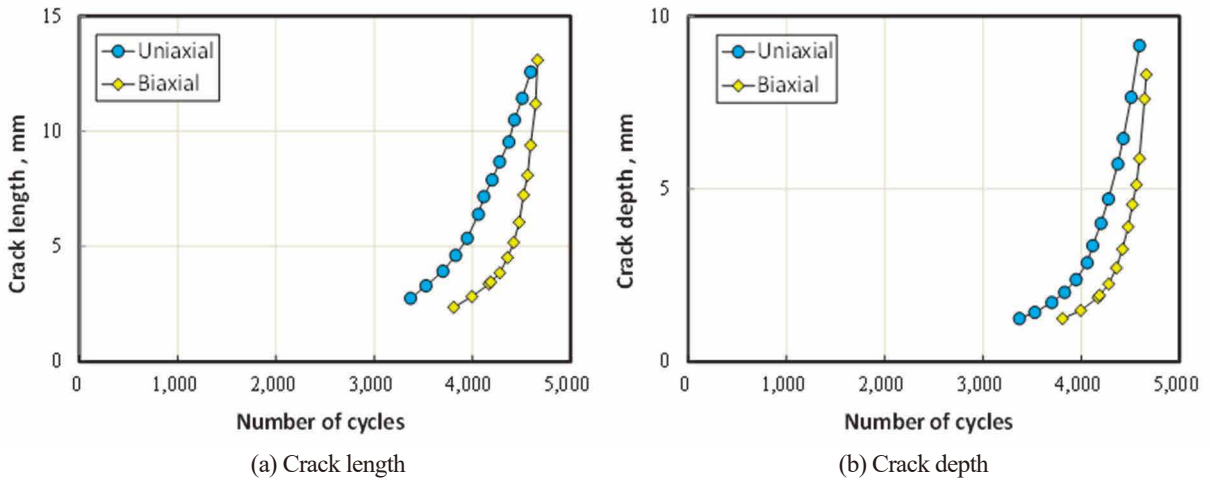


Fig. 13 Change in crack length and depth with the number of cycles obtained by the simulations for a uniaxial or biaxial loading condition. The crack was assumed to be initiated when the depth reached 1.25 mm. The crack depth exceeded 8 mm within relatively short cycles after the initiation.

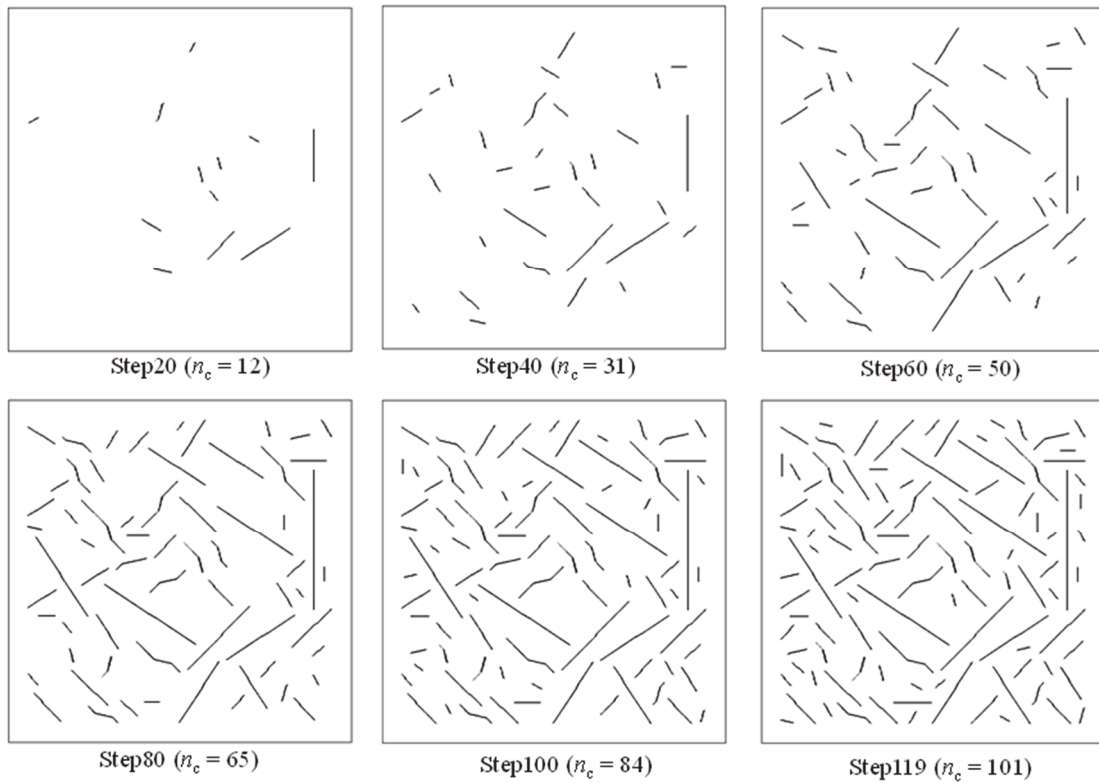


Fig. 14 Crack initiation and growth simulation for thermal loading. The simulation was stopped when the number of cycles reached 101, which was more than the limitation of the X-FEM code.

値 (K_{line})⁽³⁵⁾ を表面 2 方向と深さ方向にそれぞれ算出し、 ΔK_I および ΔK_{II} として用いた。

$$K_{line} = \text{sign} \left(\sum_{i=1}^n K_i \right) \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n K_i^2}{n}} \quad (5)$$

図 10 に模式的に示すように、 n は表面方向 (2 方向) と深さ方向の辺に存在する K 値の算出点 (節点) の数となる。熱荷重を対象とした場合は、各時間断面で K 値が算出される。各節点において解析時間中での最大値を、その節点 (i) の応力拡大係数 K_i として、 K_{line} の算出に用いた。

2.3 シミュレーション結果

2.3.1 単軸または等2軸荷重下でのシミュレーション

単軸および等 2 軸の引張荷重を負荷した場合のシミュレーションの結果を図 11 に示す。単軸荷重は図の上下方向に負荷しているが、亀裂が荷重方向に垂直に発生・進展している様子が再現されている。一方、等 2 軸の場合はランダムな方向に発生した。最終的に 2 個または 4 個の亀裂が発生した時点で、亀裂の最大深さが 8 mm を超えたためシミュレーションが終了した。

シミュレーション終了時点での有限要素解析結果を図 12 に示す。複数の亀裂が発生している様子が X-FEM でモデル化されている。そして、亀裂先端近傍で応力が大きくなっていることがわかる。この領域では亀裂発生（深さ 1.25 mm 以下の亀裂の進展）が促進されるため、亀裂が発生しやすくなる。一方、とくに単軸荷重では、亀裂に沿って相対的に応力の小さい応力緩和領域が見られる。この部分では亀裂発生が抑制される。

図 13 は繰返し数に対する亀裂の長さや深さの変化を示す。亀裂長さは亀裂先端の直線距離とした。単軸、等 2 軸とも貫通した亀裂の変化を示している。最初の亀裂は単軸ではおおよそ 3,400 回、等 2 軸度では 3,800 回で発生し、おおよそ 4,600 回で貫通した（8 mm に到達した）。亀裂が貫通するまでの繰返し数の 8 割程度が亀裂発生に費やされていた。

2.3.2 熱荷重下でのシミュレーション

熱荷重下でのシミュレーションの結果を図 14 に示す。ステップとともに亀裂が発生し、成長している様子が再現されている。図中の n_c は亀裂数を示す。単軸および等 2 軸荷重に対するシミュレーションでは、亀裂深さが 8 mm に到達してシミュレーションが終了したが、熱荷重においては 101 個の亀裂が発生してシミュレーションが終了した。

シミュレーション終了時点（101 個目の亀裂が発生する直前）での有限要素解析結果を図 15 に示す。100 個の亀裂が X-FEM でモデル化されている。そして、亀裂先端近傍で応力が大きくなっている部分が見られる一方で、応力が緩和されている青い部分が多く見られる。とくに、平板中央部の亀裂の密集した部分では応力緩和域が広がっている。図 16 はエンリッチ領域を示す。先に述べたように、亀裂の発生した要素およびその周囲の要素 2 個分の範囲はエンリッチ領域と定義され、他の亀裂が発生も侵入もで

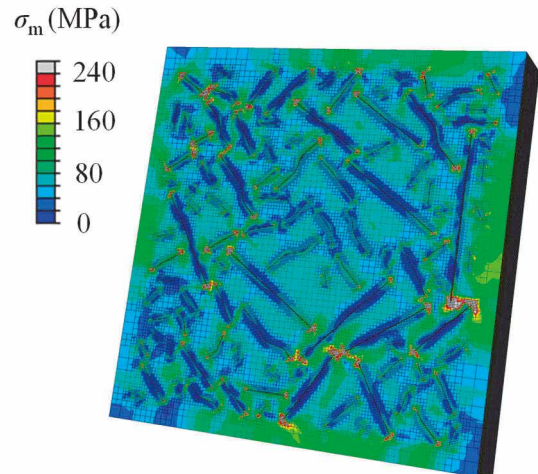


Fig. 15 Von Mises equivalent stress distribution obtained by X-FEM analysis for thermal loading. Initiation of 100 cracks resulted in spread of the stress relaxation zone on the plate surface.

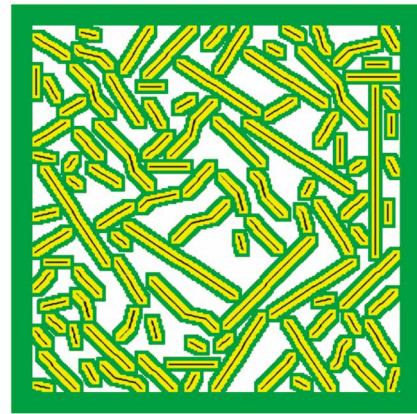


Fig. 16 Distribution of cracks and enriched area, which was assigned around the cracks. New cracks could not be initiated in the enriched area and existing cracks could not propagate into the enriched area of other cracks.

きない領域となっている。図において黄色または黄緑色で示している部分がエンリッチ領域となる。平板の端部の幅 3.25 mm（64 mm の 5%程度）の領域も亀裂が侵入できないようにエンリッチ領域としている。相対的に長い亀裂の先端が他の亀裂のエンリッチ領域に突き当たり、進展できなくなっていることがわかる。

進展速度のばらつき V_m を設定するための乱数を変えた 2 パターンのシミュレーション結果を図 17 に示す。いずれの場合も、119 ステップ目において 101 個目の亀裂が発生してシミュレーションが終了した。これらの解析を Case2 および Case3 とし、先の Case1 と併せて繰返し数と亀裂数の関係を図 18 に示す。最初の亀裂はおおよそ 2 万

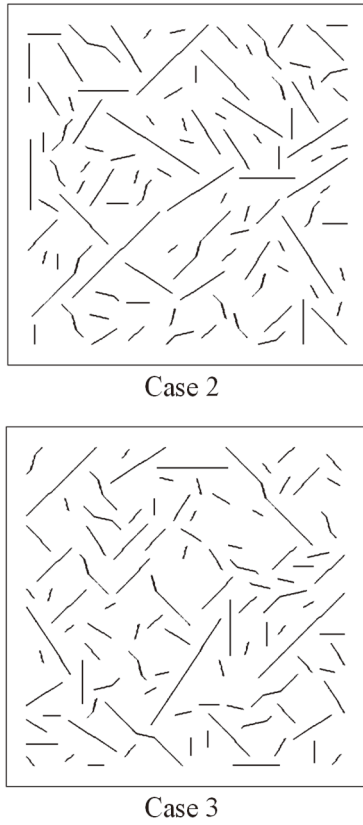


Fig. 17 Simulation results obtained for thermal loading. The constant V_{ini} defined in Eq. (1) was determined using different random numbers as used for previous simulation. The simulations were stopped due to initiation of more than 100 cracks.

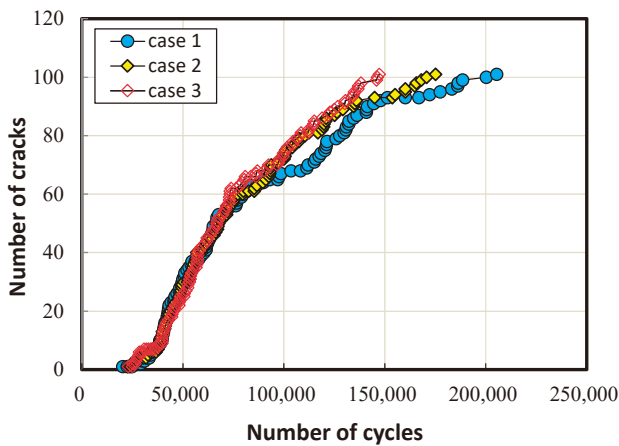
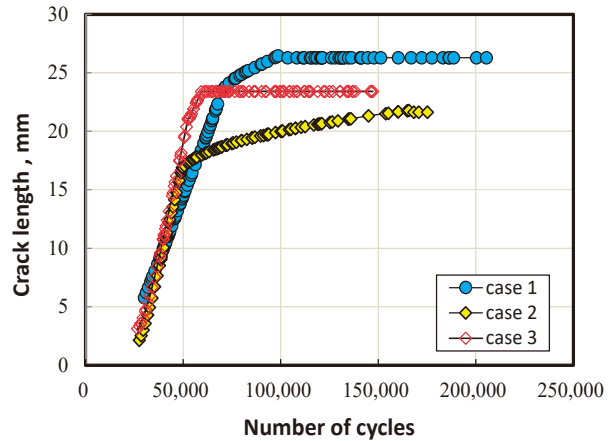
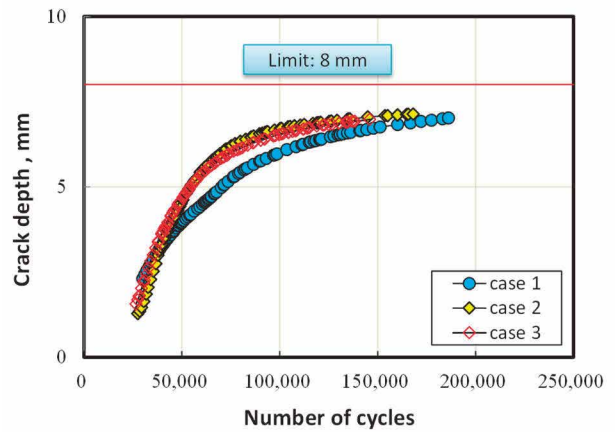


Fig. 18 Change in number of cracks obtained by simulations assuming thermal loading.

回で発生し、15万回~20万回で101個に到達した。Caseによる差は顕著でなく、亀裂数は繰返し数に対して単調に増加した。図19は繰返し数と亀裂寸法の関係を示す。各Caseでシミュレーション終了時に最大長さとなった亀裂



(a) Crack length



(b) Crack depth

Fig. 19 Change in crack length and depth with the number of cycles obtained by the simulations for thermal loading condition. The results of cracks of the maximum length were shown for each case. The change in crack depth was saturated and the simulations were stopped before the depth reached 8 mm.

(以下、主亀裂とよぶ) の変化を示している。亀裂長さは繰返し数に対してほぼ線形に増加しているが、22mm~26mmで成長が停滞している。これは、亀裂先端が他の亀裂のエンリッチ領域と干渉したことによる。最終的な亀裂長さの最大値はCase1, Case2, Case3においてそれぞれ26.3mm, 21.6mm, 23.4mmであった。一方、亀裂深さはシミュレーション終了まで、連続的に増加した。しかし、その速度は深くなるほど鈍化し、最終的にシミュレーションの終了条件である8mmに到達しなかった。最終的な最大亀裂深さそれぞれ7.11mm, 7.16mm, 6.99mmであった。

2.4 考察

2.4.1 熱荷重下での深さ方向の進展

平板断面に一樣な単軸および等 2 軸荷重を想定した場合は、深さ 8 mm の制限に到達してシミュレーションが終了した。一方、熱荷重を負荷した場合は亀裂数が制限の 101 個に到達するまで深さが 8 mm に到達することはなかった。その要因として、深さ方向の応力勾配の影響が考えられる。亀裂がない状態での表面からの距離と主応力の関係を図 20 に示す。時間の経過とともに応力が増加し、0.69 s 到達時に表面での応力が 522 MPa で最大となった。時間 1.25 s の場合を除き、応力は表面において最大となり、深くなると減少する応力勾配を有していた。そして、いずれの時間断面においても、板厚の半分程度で応力が圧縮になった。

主亀裂について、シミュレーション中に変化する亀裂深さと深さ方向の K 値の関係を図 21 に示す。一樣な荷重を負荷した場合は、K 値は亀裂が深くなるほど大きくなる。しかし、熱荷重を負荷した場合は、深さ方向の応力勾配の影響により、亀裂が深くなるほど K 値が小さくなる傾向を示した。深さと K 値の関係を外挿すると、8 mm に到達する時点では K 値は零近くに減少し、完全に停留すると考えられる。

熱荷重によって生じる応力の大きさや応力勾配は、伝熱条件や流体温度変動パターンにより変化する⁽³⁶⁾。温度変化速度が遅くなると、応力勾配が相対的に小さくなり、亀裂が発生すれば亀裂が停留せずに貫通しやすくなる。図 7 で定義する t_c を 5 s から 50 s まで変化させた場合のシミュレーションでは、亀裂が 101 個に到達する前に、深さ 8 mm に到達した。一方、 t_c が小さくなると、応力勾配が大きくなるが、表面での発生する応力変動が小さくなり、亀裂自体が発生しない場合もある⁽³³⁾。温度差を有する流体の合流部では数 Hz の比較的速い周期の変動が確認されている⁽³⁷⁾。亀裂発生に十分な温度変動があれば、発生した亀裂が貫通することなく停留すると考えられる。このことは、実機において亀甲状亀裂が 2 mm の深さで停留していたことと整合する。

2.4.2 亀裂発生および進展に及ぼす亀裂分布の影響

複数の亀裂が密集した状態では、亀裂同士の力学的な相互作用により、K 値が大きくなったり、小さくなったりする⁽³⁸⁾。また、亀裂の進展方向も力学的相互作用の影響

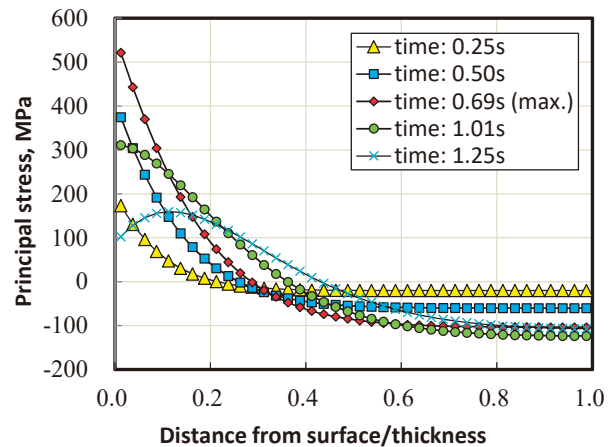


Fig. 20 Stress in the surface direction obtained by thermal analysis without a crack. The thermal stress had a gradient in the depth direction and it was altered with time.

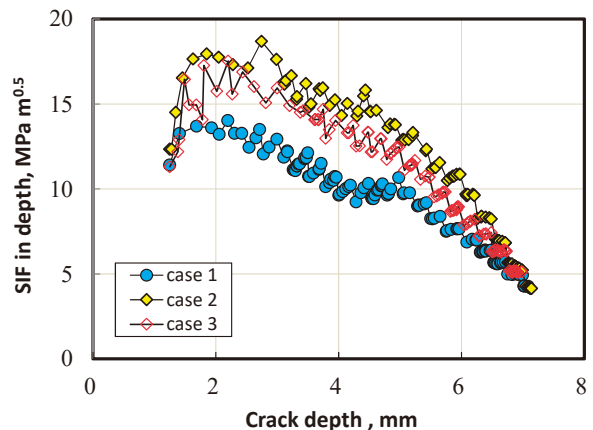


Fig. 21 Relationship between the crack depth and stress intensity factor (SIF) in the depth direction obtained for the primary crack of each case. The SIF tended to decrease as the crack became deeper due to the stress gradient shown in Fig. 20.

を受ける。変化の大きさは相対的な位置関係や亀裂深さなどに依存するが、本シミュレーションのように、亀裂分布を考慮した有限要素解析を実施することで、相互作用を考慮した K 値を算出することができる。

複数分布する亀裂は、新たな亀裂発生にも影響を及ぼすことになる。図 8 に示したように、亀裂先端近傍に応力が集中する一方で、応力が相対的に小さくなる応力緩和域が出現し、亀裂発生までの潜伏期間が変化する。とくに、熱荷重下においては、図 15 に示すように、亀裂が密集し

ている領域には応力緩和域が広がっていた。応力緩和域が広がることで亀裂発生が抑制されたため、図 18 に示す亀裂数の変化が飽和傾向を示したと考えられる。実験においても、亀甲状亀裂において亀裂数が飽和する傾向が観察されている³⁾。

応力勾配により深さ方向の進展が停留し、エンリッチ領域の干渉により表面方向の進展も停留する。そして、応力緩和域の広がりにより亀裂発生も抑制される。亀甲状が十分発達した状態では、亀裂は発生も進展もしない定常状態に近づくと考えられる。

2.4.2 シミュレーションによる亀甲状亀裂の模擬

単軸や等 2 軸荷重を負荷した場合は、2 または 4 個の亀裂のみが発生し、亀甲状とはならなかった。一方、熱荷重によって再現された亀裂は、複数の亀裂がランダムに分布する亀甲状亀裂の特徴を有していた。しかし、実際の亀甲状亀裂は、文字通り亀甲状となっており、本シミュレーションで再現された亀裂分布とは様相が異なる部分もある。亀裂の分岐や合体が模擬できない本シミュレーションによって、厳密な亀甲状を模擬することは難しい。また、本シミュレーションではエンリッチ領域の干渉により表面方向の進展が停留した。実際の進展では、停留することなく進展を継続し、合体に至ると考えられる。

本シミュレーションのように、有限要素解析により亀裂同士の力学的な相互作用を考慮して算出される K 値は、合体した場合と同等の値となることが示されている³⁸⁾。つまり、亀裂がエンリッチ領域に侵入して合体した場合でも、亀裂の深さと長さを増加させる進展駆動力は、合体を模擬しない本シミュレーションと同等であると考えられる。したがって、応力勾配や他の亀裂との干渉によって、亀裂が 8 mm に到達しなかったという結果は、合体を考慮しない本シミュレーションでも模擬できていたと考えられる。

亀裂発生までの潜伏期間の考え方や定数 V_{ini} の決定方法の妥当性など、本シミュレーションの妥当性が十分検証できているとは必ずしも言えない。また、X-FEM による K 値の解析精度も十分でない可能性もある。ただ、亀裂の停留が応力勾配によって生じており、亀裂の停留によりランダムな方向を向いた多くの亀裂が発生したこと。そして、亀裂の停留がなければ、多数の亀裂が発生する前に貫通によりシミュレーションが終了するという事実は、本シミュレーションにより確認できたと考えられる。

以上の考察から亀甲状亀裂が発生する要因として以下が考えられる。

- ・ 主応力の方向が不明瞭な等 2 軸に近い応力状態で、亀裂発生の方向がランダムであること。
- ・ 構造物表面において亀裂を発生させるのに十分な応力（ひずみ）変動があること。
- ・ 深さ方向の進展が停留または停留に近い状態であること。

とくに、深さ方向の進展が停留することは亀甲状となる（多数の亀裂が発生する）ための必要条件となる。極端に大きな荷重が負荷される場合を除き、疲労亀裂は一度に発生する訳ではない。ステンレス鋼を用いた一般的な疲労試験において目視で観察される亀裂は 1 個から数個に限られる。つまり、亀裂が停留しない場合は、発生した主亀裂が多数の亀裂の発生を待たずに貫通に至る。図 13 に示すように、亀裂発生から貫通までの期間は相対的に短く、その間に別の亀裂が発生する機会は少ない。一方、亀裂が停留する場合は、図 18 のように、主亀裂が発生してからの期間が長く、多くの亀裂が発生することができる。本シミュレーションでは亀裂が 101 個に到達した時点でシミュレーションが終了したが、亀裂数の制約がなければ表面での応力緩和域などにより新たな亀裂が発生する余地がなくなるまで亀裂数が増加すると考えられる。そして、最終的には亀裂の発生も進展もしない定常状態に遷移すると考えられる。以上のことから、実機において亀甲状亀裂が発見された場合は、深さ方向の進展は停留していると考えられる。そして、亀甲状亀裂が十分発達した状態では、新たな亀裂の発生もない状態であると推測される。したがって、亀甲状亀裂が存在した状態での構造物の強度が十分であることが確認できれば、補修せずに使用を継続しても問題ないと判断できる可能性がある。

Table 2 Size of combined cracks according to Rule 1 and Rule 2.

	Case 1	Case 2	Case 3
$L_{eq(axial)}_{Rule1}$	29.0 mm	28.5 mm	27.75 mm
$L_{eq(circum)}_{Rule1}$	37.5 mm	23.0 mm	26.25 mm
$L_{eq(axial)}_{Rule2}$	56.5 mm	56.5 mm	56.5 mm
$L_{eq(circum)}_{Rule2}$	56.5 mm	56.5 mm	56.5 mm
Depth	7.0 mm	7.0 mm	6.75 mm

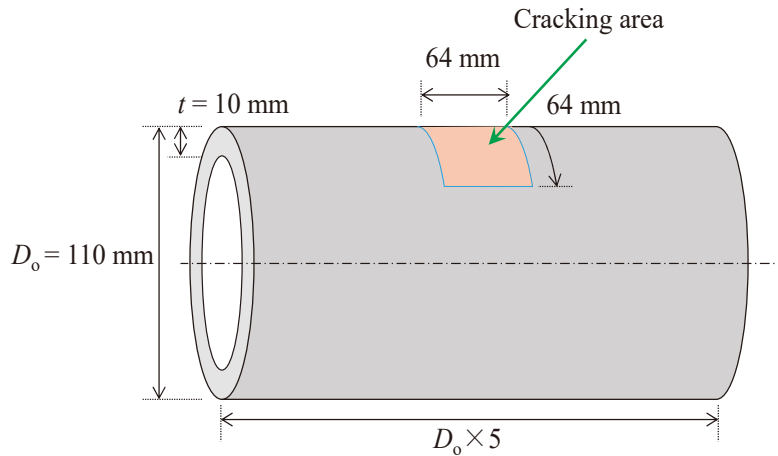


Fig. 22 Straight pipe with single or multiple cracks at inner surface used for failure analyses.

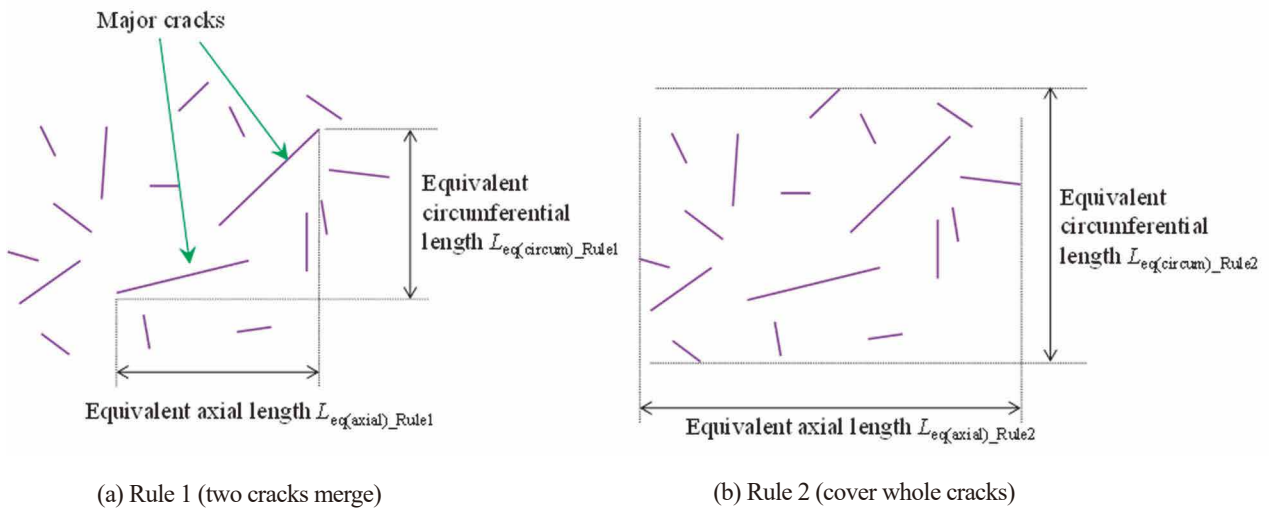


Fig. 23 Combination rules for multiple cracks. Rule 1 corresponds to the procedure prescribed in the code, whereas Rule 2 was proposed in this study.

3. 亀甲状亀裂の破壊解析

3.1 解析方法

3.1.1 解析モデル

先のシミュレーションでは $64 \times 64 \times 10 \text{ mm}^3$ の平板表面での亀裂発生と進展を模擬した。ここでは図 22 に示す、厚さ 10 mm の管の長手方向中央部内面の $64 \times 64 \text{ mm}^2$ の領域に亀裂が発生した管の破壊強度を調べた。管の平均半径は 50 mm、長さは外径の 5 倍とした。この管に引張荷重、曲げ荷重、または内圧を荷重した。曲げ荷重が作用する場合は、亀裂部分が引張になるようにモーメントを荷重

した。内圧によるキャップ効果（軸力）や亀裂面への内圧負荷は考慮しなかった。

3.1.2 解析手順

維持規格においてはステンレス鋼の破壊モードとして塑性崩壊が想定されている。そこで、Abaqus 2020HF2 を用いた有限要素解析により極限荷重を算出した。先の熱荷重を荷重したシミュレーションにおいて、100 個の亀裂が発生した状態を亀甲状亀裂と考え、これらの亀裂が管内面に存在した場合と、図 23 の手順にしたがって単独亀裂にモデル化した場合の解析を行った。モデル化は以下の 2 通りの方法で実施した。方法 1 (Rule 1) では、現行の維持

規格のモデル化手順にしたがって代表的な2つの亀裂(主亀裂とそれに隣接する比較的大きな亀裂)を合体させて等価な単一亀裂の軸方向長さ $L_{eq(axial_Rule1)}$ と周方向長さ $L_{eq(circum_Rule1)}$ を決定した。以下、方法1による等価亀裂を合体亀裂とよぶ。方法2 (Rule2) では、100個すべての亀裂を包絡するように軸方向長さ $L_{eq(axial_Rule2)}$ と周方向長さ $L_{eq(circum_Rule2)}$ を決定する。以下、この方法によって決定した単一亀裂を包絡亀裂とよぶ。引張および曲げ荷重に対しては周方向亀裂、内圧に対しては軸方向亀裂を想定した。Case 1, 2 および 3 から抽出された包絡亀裂と合体亀裂の寸法を表2に示す。包絡亀裂の長さは軸方向と周方向はいずれの場合もシミュレーションにおける亀裂発生可能領域と同じ長さである 56.5 mm (64 mm の板幅から平板端部のエンリッチ領域 3.25×2 mm と亀裂両端のエンリッチ領域 0.25×4 mm をマイナスした値)であった。また、包絡亀裂の深さは全ての亀裂の中での最大深さをとり、Case 1 と Case 2 は 7.0 mm, Case 3 は 6.75 mm とした。維持規格の手順では、合体亀裂の深さは合体させた亀裂の深い方を用いるよう規定されている。この方法に従うと、Case 1 の軸方向と Case 3 の周方向の合体亀裂においては、深さが 6.5 mm となり包絡亀裂の深さよりも浅くなる。合体亀裂と包絡亀裂の長さの取り方の影響を比較するため、本解析では、合体亀裂の深さは包絡亀裂と同じ値を用いた。

材料定数として、流動応力 σ_f が 200 MPa の弾完全塑性体を仮定した。ヤング率およびポアソン比はそれぞれ 195 GPa および 0.3 とした。弾完全塑性体に対する解析では、流動応力を超えると荷重の増加なしに変形が進む不安定状態となり解析が終了する。有限要素解析で得られた不安定状態直前の最大荷重を極限荷重 P_L とした。

3.2 X-FEMによる破壊解析の妥当性

X-FEM を破壊解析に用いることの妥当性を検証するため、周方向長さ 49.7 mm (角度 60° に相当)、深さ a が $0.5t$ または $0.75t$ の単一亀裂を導入した場合の解析を実施した。そして、通常FEMによる解析⁽³⁹⁾を、同じ長さと同深さを有する一定深さの亀裂に対して実施した。

引張荷重を想定した解析で得られたミーゼスの相当応力分布を図24に示す。弾性から降伏状態に移行した時点の分布を示しているが、亀裂近傍の応力は流動応力 σ_f に到達し塑性崩壊状態が模擬されていることがわかる。また、内面の亀裂が塑性変形により開口している様子もX-FEMにより模擬されている。荷重と管端の変位の関係を図25に示す。変位の増加に伴い弾性的に荷重が増加しているが、降伏により荷重の増加が停止する。亀裂がない場合 ($a/t=$

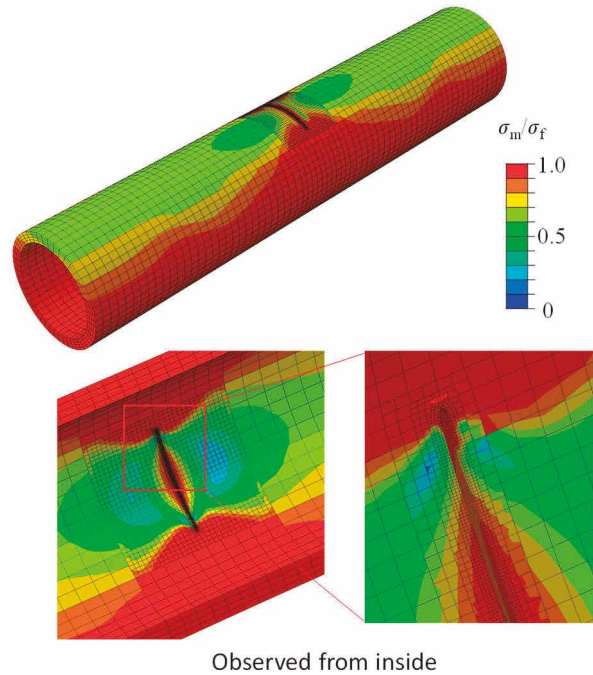


Fig. 24 Von Mises equivalent stress distribution obtained by limit load analysis using X-FEM for a pipe subjected to tensile load. The stress was normalized by flow stress $\sigma_f = 200$ MPa.

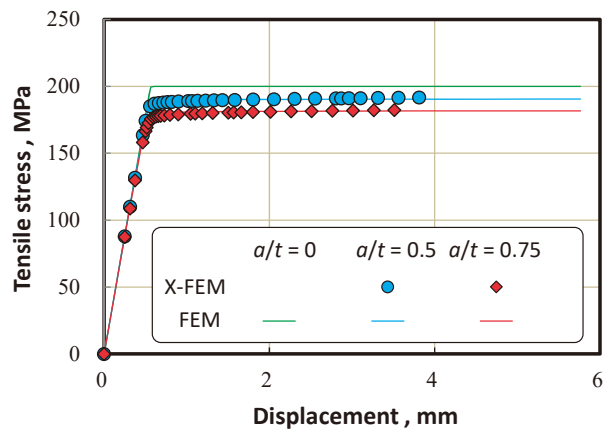


Fig. 25 Change in applied load with displacement at the edge of pipe. The limit decreased due to cracks. No difference was found between the results obtained using X-FEM and conventional FEM.

0の場合)と比較して、亀裂を有する管では降伏が始まる荷重は低下した。また、亀裂が深い方が崩壊荷重は小さかった。X-FEMと通常FEMの変位と荷重の関係はほぼ一致した。図は省略するが、曲げ荷重および内圧を負荷した場合にもX-FEMと通常FEMの結果はよく一致した。Abaqusで適用しているエンリッチ関数⁽⁴⁰⁾は弾完全塑性体の解析に適用できることが確認できた。

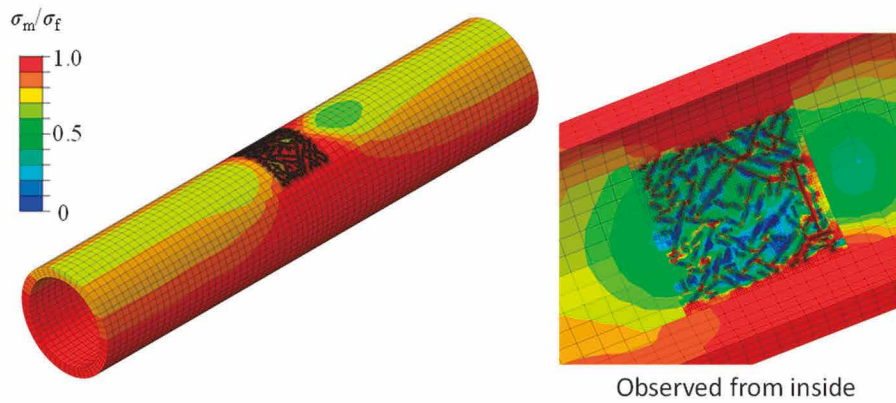


Fig. 26 Von Mises equivalent stress distribution obtained by limit load analysis using X-FEM for a pipe with multiple cracks subjected to tensile load.

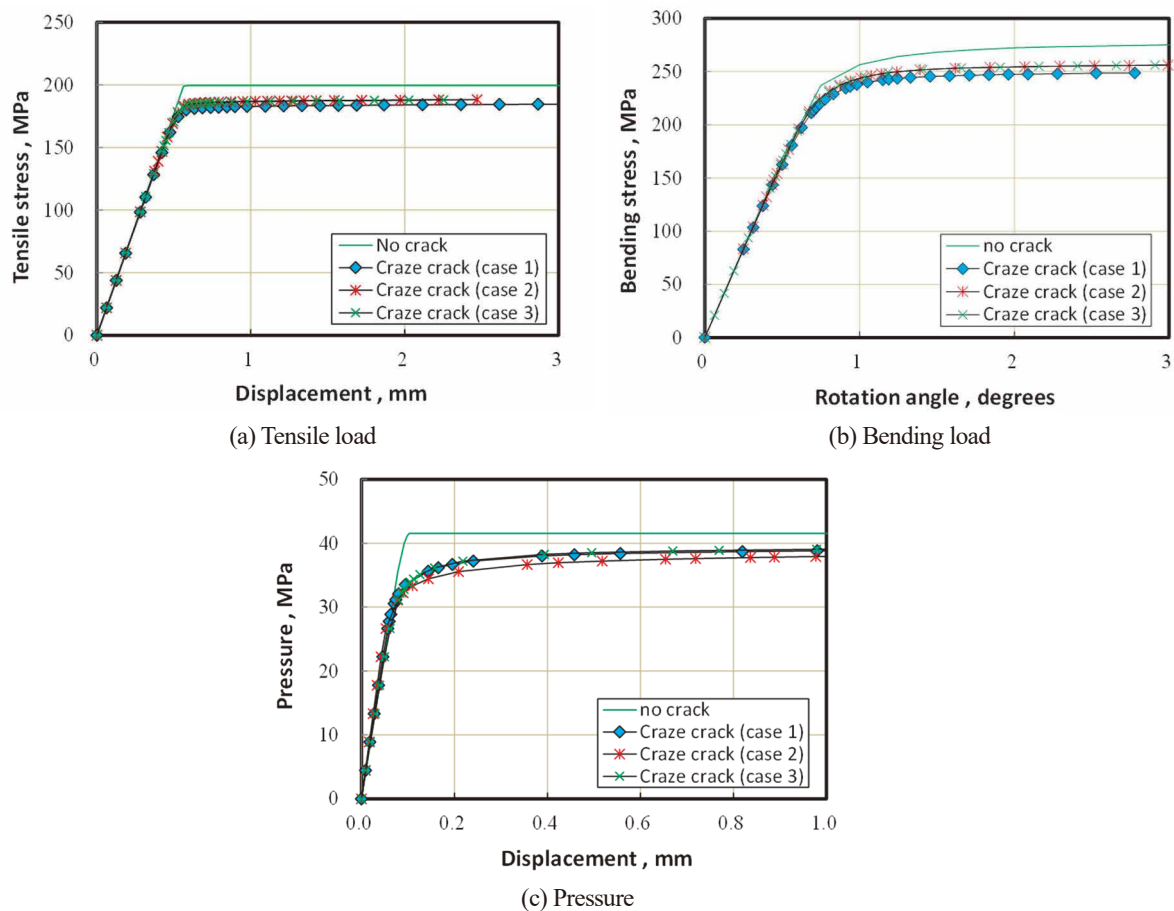


Fig. 27 Change in applied load with displacement obtained by limit load analyses assuming tensile load, bending load or pressure. Well converged limit loads were obtained by the analyses using X-FEM.

3.3 解析結果

3.3.1 亀甲状亀裂を有する配管の極限荷重

配管内面に Case1 の亀裂が存在した場合の引張荷重下での極限荷重解析結果を図 26 に示す。100 個の亀裂によ

る複雑な応力分布となっているが、総体的には引張荷重により亀裂周囲に応力が集中し、単一亀裂の場合と同様の応力分布となった。

荷重（内圧）と変位の関係を図 27 に示す。Case1 に加え、Case2 と Case3 の亀裂分布を用いた場合の結果も示している。変位の増加に伴い弾性的に荷重が増加しているが、降伏が開始すると、荷重の増加は飽和した。参照に亀裂の

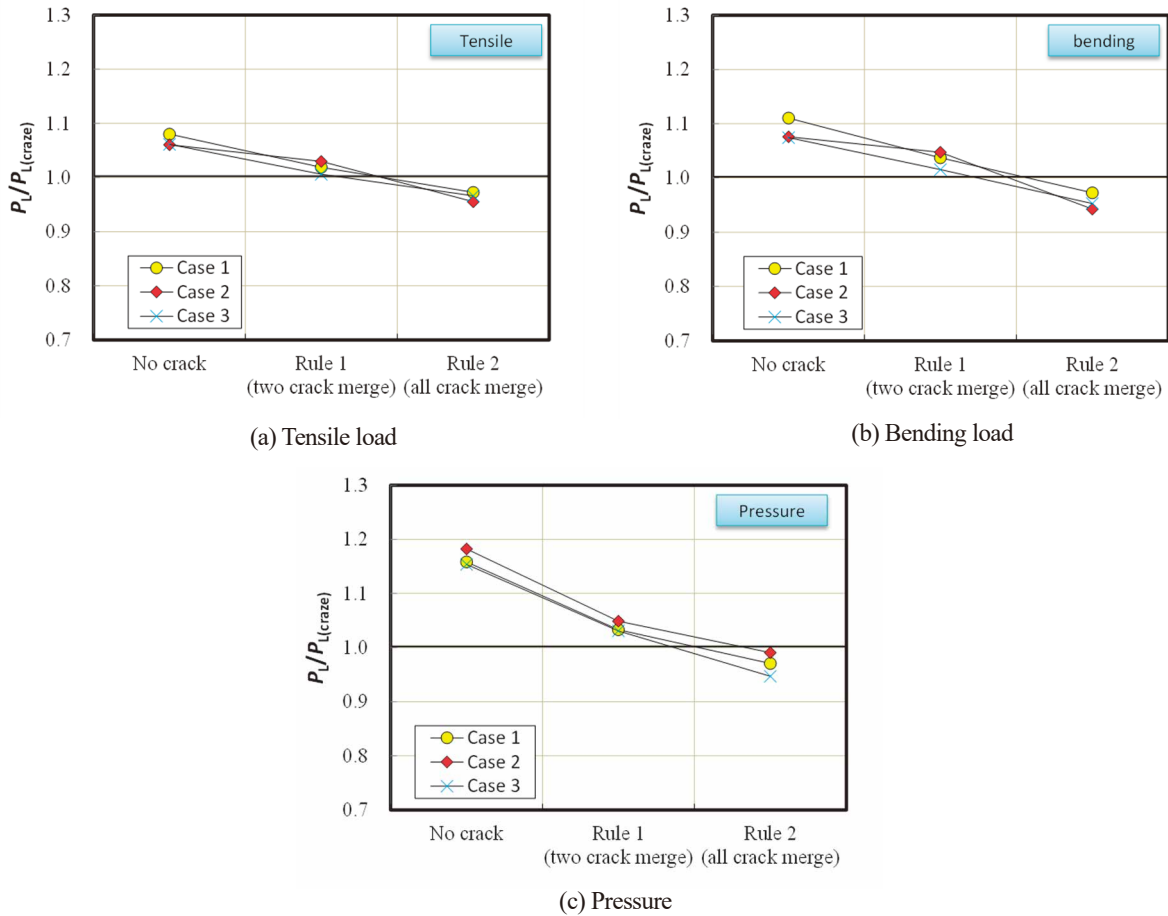


Fig. 28 Normalized limit load obtained assuming single equivalent crack for tensile, bending and pressure loads. The limit load was normalized by that obtained for the original multiple cracks, which is denoted as $P_{L(craze)}$. The limit load obtained applying rule 2 resulted in the conservative limit load.

ない場合の解析結果も示すが、亀甲状亀裂により極限荷重が低下していることが確認できる。Case による極限荷重の差異は大きくなかった。

3.3.2 合体亀裂および包絡亀裂に対する極限荷重

各 Case および各荷重条件に対して合体亀裂と包絡亀裂を想定した場合の極限荷重を解析した。図 28 は解析で得られた極限荷重 P_L を亀甲状亀裂の極限荷重 $P_{L(craze)}$ で正規化した値を示している。 $P_L/P_{L(craze)}$ が 1 より大きい場合は亀甲状亀裂の極限荷重を危険側に予測していることを示している。合体亀裂 (方法 1) の $P_L/P_{L(craze)}$ は 1.01~1.05 となった。つまり、現行の維持規格の手順では亀甲状亀裂の極限荷重をおおよそ 5% 程度の誤差範囲で予測できることが確認できた。ただし、いずれの場合も危険側の評価となった。一方、包絡亀裂 (方法 2) では、パターンや負荷形態によらず安全側の評価となった。内圧荷重を負荷した場合、亀裂による極限荷重の変化が相対的に大きくなった。

3.4 亀甲状亀裂のモデル化方法

維持規格の規定に従って亀甲状亀裂を有する配管の破壊荷重 (極限荷重) を算出する際、亀甲状亀裂を等価な単一の亀裂に置き換える必要がある。本報では、その方法として現行の規定に従って 2 つの亀裂を合体させる方法 1 に加え、全ての亀裂を包絡するようにモデル化する方法 2 を検討した。シミュレーションで模擬された亀甲状亀裂を用いて、引張と曲げ荷重および内圧に対する極限荷重を算出したところ、方法 1 は全ての場合において、安全側の予測とはならなかった。ただし、方法 1 によって得られる極限荷重は亀甲状亀裂のそれと比較して維持規格の評価で考慮される安全率 (おおよそ 1.5) よりも十分小さく、必ずしも許容できないものではない。一方、方法 2 を適用することで全ての条件において安全側の極限荷重を予測することができた。また、方法 2 は、主亀裂が明確でない場合にも適用できる利点もある。方法 1 と方法 2 のいずれの方法を適用するかは流動応力の設定方法や評価の目的などを考慮する必要がある。

4. 結言

多数の亀裂が発生・進展する様子を模擬できるシミュレーションを開発した。Abaqus の X-FEM 機能を活用し、亀裂周囲での不均一な応力分布や、それによる亀裂発生までの潜伏期間の違いが考慮できるようにした。また、亀裂進展においては、亀裂同士の相互作用による亀裂進展駆動力である K 値の変化を考慮した。

本シミュレーションを用いて単軸荷重、等 2 軸荷重および熱疲労荷重下での亀裂進展を模擬した。そして、亀甲状亀裂が出現する様子を再現した。亀甲状亀裂が出現する要因として、とくに、深さ方向の進展が停留または停留に近い状態であることを指摘した。

シミュレーションで再現された亀甲状亀裂が配管で発生した場合を想定して、引張負荷、曲げ負荷そして内圧負荷下での極限荷重を調べた。現行の維持規格に規定されている 2 つの亀裂のみを合体させるモデル化方法（方法 1）を適用すると、亀甲状亀裂による極限荷重の低下をおおよそ予測できるが、危険側の予測になる場合もあった。一方、全ての亀裂を包絡するようにモデル化する方法（方法 2）を適用すると、すべての条件において極限荷重を安全側に予測できた。

引用文献

- (1) Taheri, S., Some advances on understanding of high cycle thermal fatigue crazing, *Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol. 129 (2007), pp.400-410.
- (2) Shimakawa, T., Take, K., Uno, M., Takamatsu, S., Takahashi, Y. and Miura, N., Development of the evaluation method for crack propagation due to thermal striping, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 138 (1992), pp.283-296.
- (3) Maillot, V., Fissolo, A., Degallaix, G. and Degallaix, S., Thermal fatigue crack networks parameters and stability: an experimental study, *International Journal of Solids and Structures*, Vol. 42 (2005), pp.759-769.
- (4) Ancelet, O., Chapuliot, S. and Henaff, G., Experimental and numerical study of crack initiation and propagation under a 3D thermal fatigue loading in a welded structure, *International Journal of Fatigue*, Vol. 30 (2008), pp.953-966.
- (5) Gardin, C., Le, H. N., Benoit, G. and Bertheau, D., Crack growth under thermal cyclic loading in a 304L stainless steel – experimental investigation and numerical prediction, *International Journal of Fatigue*, Vol. 23 (2010), pp.1650-1657.
- (6) Abe, H., Crack growth of carburized materials due to thermal striping in sodium, *Engineering Fracture Mechanics*, Vol. 55 (1996), pp.679-687.
- (7) 寄川盛男, 松田憲昭, 安部実, 増野浩一, 磯部展宏, 吉成明, 肉厚方向に温度分布を有する Ni 基超合金製円筒試験片の熱疲労き裂進展挙動, *材料*, Vol. 54, No. 7 (2005), pp.761-766.
- (8) Paffumi, E., Nilsson, K. F. and Taylor, N. G., Simulation of thermal fatigue damage in a 316L model pipe component, *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 85 (2008), pp.798-813.
- (9) Haddar, N. and Fissolo, A., 2D simulation of the initiation and propagation of crack array under thermal fatigue, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 235 (2005), pp.945-964.
- (10) Haddar, N., Fissolo, A. and Maillot, V., Thermal fatigue crack networks: an computational study, *International Journal of Solids and Structures*, Vol. 42 (2005), pp.771-788.
- (11) Seyedi, M., Taheri, S. and Hild, F., Numerical modeling of crack propagation and shielding effects in a striping network, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 236 (2006), pp.954-964.
- (12) Skelton, R. P. and Nix, K. J., Crack growth behaviour in austenitic and ferritic steels during thermal quenching from 550C, *High Temperature Technology*, Vol. 5, No. 1 (1987), pp.3-12.
- (13) Hayashi, M., High-cycle thermal fatigue crack initiation and growth behavior in a semi-infinite plate model, *Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol. 123 (2001), pp.305-309.
- (14) 林眞琴, 平野明彦, BWR 模擬環境中における高サイクル熱疲労表面き裂の発生・進展・停留挙動, *日本機械学会論文集 A 編*, Vol. 69, No. 685 (2003), pp.1353-1359.
- (15) Kamaya, M. and Taheri, S., A study on the evolution of crack networks under thermal fatigue loading, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 238, (2008), pp.2147-2154.
- (16) Amine, S. and Taheri, S., Crack arrest in high cycle thermal fatigue crazing, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 240 (2009), pp.30-38.

- (17) 飯井俊行, 細田誠, 渡邊勝彦, 繰り返し熱衝撃下円筒内表面環状き裂の停留深さ, 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 67, No. 661 (2001), pp.1535-1541.
- (18) Kamaya, M., Crack growth under high-cycle thermal fatigue loading: effects of stress gradient and relaxation in a crack network, *Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol. 133, (2011) no.61203.
- (19) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格維持規格, JSME S NA1-2020 (2020), 日本機械学会.
- (20) Hasegawa, K., Saito, K. and Miyazaki, K., Alignment rule for non-aligned flaws for fitness-for-service evaluations based on LEFM, *Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol. 131 (2009), no. 041403.
- (21) 釜谷昌幸, 近接した軸方向き裂に対する破壊評価のための合体基準, 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 77, No. 782 (2011), pp.1814-1827.
- (22) 釜谷昌幸, Amine, S., Taheri, S., 熱疲労荷重下における亀甲状き裂の発生要因と影響, 日本機械学会論文集 A 編, Vol.75, No.751 (2009), pp.343-352.
- (23) Belytschko, T. and Black, T., Elastic crack growth in finite elements with minimal remeshing, *International Journal for Numerical Methods in Engineering*, Vol. 45, pp.602-620, 1999.
- (24) 長嶋利夫, X-FEM による弾性解析の精度についての検討, 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 67, No. 662 (2001), pp. 1569-1575.
- (25) Le, H. N. and Gardin, C., Analytical prediction of crack propagation under thermal cyclic loading inducing a thermal gradient in the specimen thickness – Comparison with experiments and numerical approach, *Engineering Fracture Mechanics*, Vol. 78 (2011), pp.638-652.
- (26) Kadlec, M., Haušild, P., Siegl, J., Materna, A. and Bystrianský, J., Thermal fatigue crack growth in stainless steel, *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, Vol. 98 (2012), pp.89-94.
- (27) Kamaya, M., Influence of bulk damage on crack initiation in low-cycle fatigue of Type 316 stainless steel, *Fatigue and Fracture of Engineering Materials and Structures*, Vol. 33 (2009a), pp.94-104.
- (28) Kamaya, M. and Kawakubo, M., Strain-based modeling of fatigue crack growth – An experimental approach for stainless steel, *International Journal of Fatigue*, Vol. 44 (2012), pp.131-140.
- (29) 釜谷昌幸, 川久保政洋, き裂成長予測による低サイクル疲労の損傷評価 (成長予測モデルの構築とその適用例), 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 78, No.795 (2012), pp.1518-1533.
- (30) Kamaya, M., Fatigue crack tolerance design for stainless steel by crack growth analysis, *Engineering Fracture Mechanics*, Vol. 177 (2017), pp.14-32.
- (31) Kamaya, M., Stress intensity factors of surface crack with undulated front, *JSME International Journal (Series A)*, Vol. 49, No. 4 (2006) pp.529-535.
- (32) Kamaya, M., A crack growth evaluation method for multiple interacting cracks, *JSME International Journal (Series A)*, Vol. 46 (2003) pp.15-23.
- (33) Kamaya, M., Assessment of thermal fatigue damage caused by local fluid temperature fluctuation (part I: characteristics of constraint and stress caused by thermal striation and stratification), *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 268 (2014), pp.121-138.
- (34) Kamaya, M., J-integral solutions for surface cracks inside pipes under bending load, *Journal of Solid Mechanics and Materials Engineering*, Vol. 3, No. 10 (2009b), pp.1115-1126.
- (35) 菅村健治, 岡田裕, 釜谷昌幸, 矩形き裂に特化した J 積分による応力拡大係数データベース整備, 日本機械学会関東支部第 27 期総会・講演会 (2021), 10E03.
- (36) 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, No.806 (2013a), pp.1530-1544.
- (37) 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.
- (38) 釜谷昌幸, 北村隆行, 干渉する段違い表面き裂の応力拡大係数, 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 68, No.671 (2002), pp.1112-1119.
- (39) 釜谷昌幸, 維持規格における曲げ荷重を受ける管の極限荷重評価方法 (設計・建設規格との比較と破壊試験の結果からの考察), 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 79, No.801 (2013b), pp.657-671.
- (40) Elguedj, T., Gravouil, A. and Combescure, A., Appropriate extended functions for X-FEM simulation of plastic fracture mechanics, *Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering*, vol. 195, No. 7-8 (2006), pp. 501-515.

高低温水合流配管における疲労寿命評価法の検討*1 (有効ひずみ範囲を用いた荷重履歴効果の考慮)

Fatigue Life Assessment for Variable Strain in a Mixing Tee by Use of Effective Strain Range

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

要約 高低温水が合流する T 字配管では、分岐管からの高温噴流が、主管内面にホットスポットを形成し、その動きは熱応力変動を引き起こす。その結果、疲労亀裂が発生する可能性がある。本研究では、T 字合流部に発生する熱疲労に対する荷重履歴効果について調べた。また、その疲労寿命評価手法について検討した。ホットスポット周辺のひずみは、熱流動実験にて測定した管壁温度と有限要素解析により求めた。得られたひずみに対する破断時の疲れ累積損傷量は 1 未満であった。ホットスポット周辺のひずみは周期的に過大負荷となる特徴があり、荷重履歴効果により寿命が低下していた。亀裂進展試験の結果、単一の過大ひずみが亀裂開口ひずみを低下させ、有効ひずみ範囲を増加させていることがわかった。次に、その有効ひずみ範囲の増加分を最大限に見込むことで、マイナー則により、疲れ累積損傷量を再計算した。その結果、ほとんどの条件で破断時の疲れ累積損傷量は 1 以上となった。本研究で提案した評価手法は T 字合流部の疲労寿命を保守的に予測できるといえる。

キーワード 疲労, T 字合流, 変動ひずみ, 荷重履歴効果, 有効ひずみ範囲

Abstract Mixing flow causes fluctuations in fluid temperature near a pipe wall and may result in fatigue crack initiation. Movement of the hot spot, at which the pipe inner surface was heated by hot flow from the branch pipe, causes thermal stress fluctuations. In this study, the effect of the loading sequence on thermal fatigue in a mixing tee was investigated. In addition, the prediction method of the fatigue life for the variable thermal strain in the mixing tee was discussed. The time histories of the strain around the hot spot were estimated by finite element analysis for which the temperature condition was determined by wall temperature measured in a mock-up test. The accumulated fatigue damage around the hot spot obtained by Miner's rule was less than 1.0. Since the strain around the hot spot had waveforms with periodic overload, the loading sequence with periodic overload caused reduction of the fatigue life around the hot spot. Crack growth tests showed that a single overload decreased crack opening strain and increased the effective strain range. The increment of the effective strain range accelerated the crack growth rate after the overload. The accumulated fatigue damage for the strain in the mixing tee was calculated using Miner's rule and the strain ranges which added the maximum increment of the effective strain range. The accumulated fatigue damage was larger than 1.0 under most conditions. The proposed procedure is suitable to predict the conservative fatigue life in a mixing tee.

Keywords fatigue, mixing tee, variable strain, loading sequence effect, effective strain range

1. 緒言

原子力発電所では T 字合流部の配管内面に疲労亀裂が確認された事例がある⁽¹⁾⁽²⁾。T 字管で高低温水が合流すると管壁に温度変動が発生し、熱応力変動を引き起こす。その結果、応力変動が管内面に疲労亀裂を発生させる可能性がある。日本機械学会は、このような高低温水合流配管に対する熱疲労防止のために評価指針を策定している⁽³⁾。この指針では、疲れ累積損傷量を線形累積損傷則(マイナー

則)にて算出し、その値を許容値と比較して評価する。しかしながら、変動するひずみに対しては、マイナー則が保守的に評価できるとは限らないことが指摘されている⁽⁴⁾。評価指針では、疲れ累積損傷量を計算するため設計疲労線図を使用している。その設計疲労線図を使用することで、この荷重履歴効果による疲労寿命低下を保守的に評価できると考えられるが、その効果による寿命低下の程度について説明されていない⁽⁵⁾。

* 1 Journal of Pressure Vessel Technology (2022), 144(1): 011508 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

本研究では、T字合流部の疲労寿命に対する荷重履歴効果の定量的把握と変動するひずみに対する疲労寿命評価手法の提案を目的とする。これまでの研究で、熱流動実験装置により T 字合流部の管内面の温度変化を測定した⁹⁾。温度分布を測定するため 148 点の熱電対を使用した。そして、疲労損傷が懸念される熱応力の特徴を明らかにした¹⁰⁾。ここでは、ひずみ制御の疲労試験により、ステンレス製の試験片を用いて、T 字合流部の疲労損傷を再現した結果を報告する。疲労試験で適用するひずみ波形は、熱流動実験による管内面の温度測定値から求めた。次に、破断までのひずみ波形と最適疲労線図を用いて、マイナー則の成立性を調べた。加えて、荷重履歴効果について調べるために、周期的に過大となるひずみ波形を荷重した疲労試験と亀裂進展試験を行った。最後に、荷重履歴効果を考慮可能な疲労評価手法を提案した。

2. 熱流動実験によるひずみ波形の算出

2.1 試験装置と方法

本研究では、T-Cubic (Transient Temperature measurement equipment at a T-junction pipe) 実験ループを用い、高低温水の合流実験を行った⁹⁾。図 1 に管内表面の温度を測定するための試験部の概略図を示す。試験部はステンレス製で、148 本の外径 0.5mm のシース熱電対が管内面位置に埋め込まれている。図 2 に埋め込んだ熱電対周辺の断面写真を示す。熱電対は管内表面に加工した深さ 0.7mm、幅 0.6mm の溝に金属ロウ付けで取り付けた。ロウ付けした内面は平らになるように研磨した。図 3 に示す通り熱電対は $z = -50$ mm から $z = 225$ mm および $\theta = 0^\circ$ から $\theta = 60^\circ$ の範囲に配置した。ここで、 z は主管の管軸方向を θ は周方向角度を示す (図 1)。表 1 に温度測定実験の試験条件を示す。断面平均流速は、流量を管断面積で除した値である。これら流速は、分岐管からの噴流が主管の上壁に沿って流れる壁面噴流条件になるように調整した。測定は 0.02 秒の間隔で行った。

表 1 温度測定実験の試験条件

	Main pipe	Branch pipe
Fluid temperature in the inlet [°C]	25.7	59.8
Mean cross-sectional velocity in the inlet [m/s]	0.99	0.66

2.2 T字管内表面のひずみ波形

熱ひずみは熱伝導解析と応力解析にて算出した。有限要素解析には、商用コード Abaqus (Version 6.14) を用いた。解析に使用した計算格子を図 4 に、材料定数を表 2 に示す。8 節点要素には、それぞれ DC3D8, C3D8 を使用した。管内面の境界条件として、160 秒間の温度測定結果を付与した。管外面は断熱条件とした。応力解析は、熱伝導解析から求めた管壁温度をもとに行った。解析には、管外面温度が準定常状態となった 60 秒から 160 秒の間の温度を使用した。これらの解析の時間幅は 0.02 秒とした。

図 5 は瞬時の主管内面の温度分布を示す。分岐管からの高温の噴流により、 $\theta = 0^\circ$ 付近にホットスポットが形成されている。図 6 に解析から求めた図 5 に示した×印の位置における z 方向ひずみの時間変化を示す。各々、ホットスポット内 ($z = 77.6$ mm, $\theta = 10.5^\circ$)、ホットスポット外 ($z = 77.6$ mm, $\theta = 50.5^\circ$)、 z 方向の応力変動範囲が最大となった位置 ($z = 77.6$ mm, $\theta = 25.5^\circ$) におけるひずみ波形である¹⁰⁾。ホットスポット内のひずみは約 10 秒の周期で大きく増加している。一方、ホットスポット外のひずみは約 10 秒の周期で大きく減少していた。 z 方向の応力変動範囲が最大となった位置では、約 10 秒の周期で大きく変動していた。ホットスポット内では圧縮ひずみとなるが、ホットスポット外では引張ひずみとなっていた。ホットスポットの θ 方向の動きが図 6 に示すようなひずみ変動をもたらしていた。詳細は既報¹⁰⁾を参照されたい。

表 2 熱伝導及び応力解析に使用した材料定数

Density [kg/m ³]	7920 (at 20°C) ^a 7910 (at 50°C)
Thermal conductivity [W/(mK)]	16.0 (at 20°C) ^a 16.1 (at 50°C)
Specific heat [J/(kgK)]	498 (at 20°C) ^a 502 (at 50°C)
Young's modulus [GPa]	195 (at 20°C) ^a 193 (at 50°C)
Poisson's ratio [-]	0.30
Thermal expansion coefficient [1/K]	1.52×10^{-5} (at 20°C) ^a 1.55×10^{-5} (at 50°C)

a: Material properties were obtained by linearly interpolating values at 20°C and 50°C

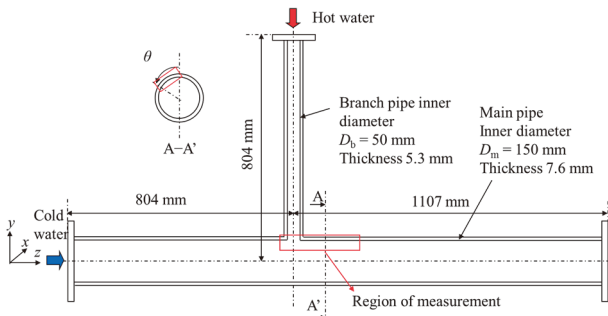


図1 温度測定用試験体

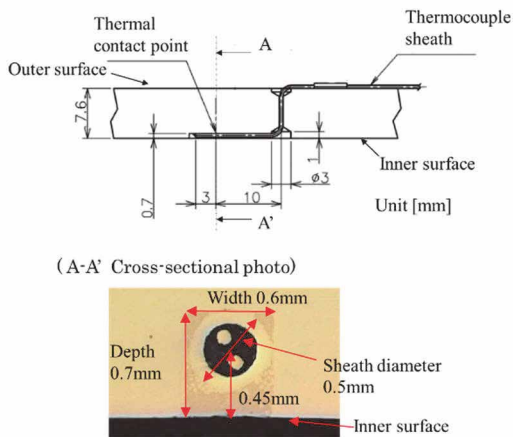


図2 熱電対の埋設図

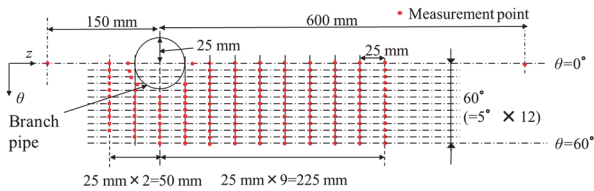


図3 管内面温度の測定箇所

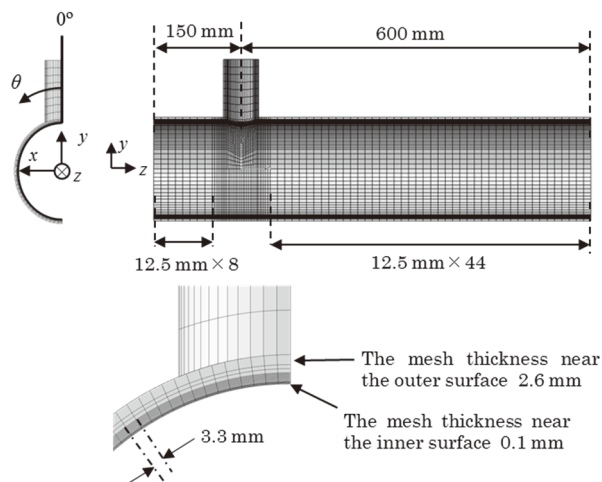


図4 熱伝導・応力解析に使用した計算格子

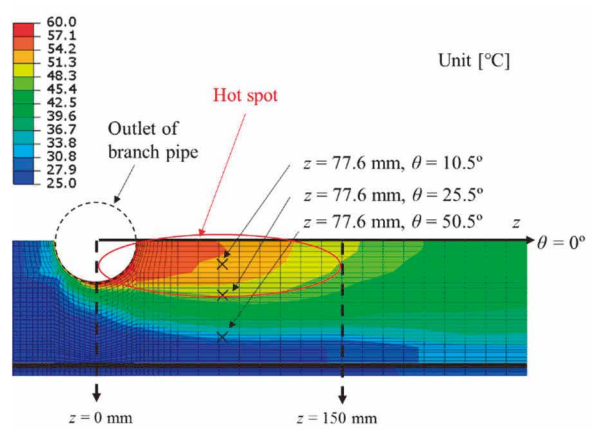
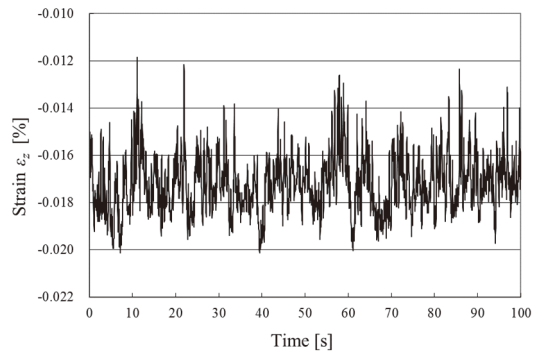
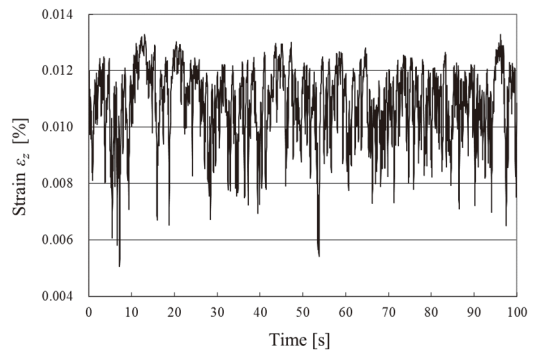


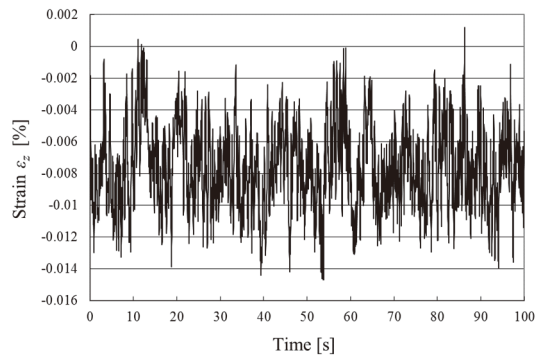
図5 主管内表面の瞬時の温度分布



(a) ホットスポット内 (\$z = 77.6 \text{ mm}\$, \$\theta = 10.5^\circ\$)



(b) ホットスポット外 (\$z = 77.6 \text{ mm}\$, \$\theta = 50.5^\circ\$)



(c) \$\epsilon_z\$ 応力変動最大位置 (\$z = 77.6 \text{ mm}\$, \$\theta = 25.5^\circ\$)

図6 主管軸方向のひずみ (図5の×印の位置)

3. 疲労試験

3.1 試験方法

T字合流部の熱流動実験は約 35 K の温度差で行った。そのような温度差では熱疲労は発生しないため、疲労試験では、ひずみを比例倍させて負荷することで、マイナー則の成立性を調べた。これまでの研究で、T字合流部でのひずみ範囲に対する弾塑性の影響を調べた結果、たとえ塑性ひずみが大きくとも弾塑性解析によって求めたひずみ範囲は弾性解析によって得られたひずみ範囲とほぼ同じであった⁽¹⁾。よって、本研究では、弾性解析の結果から得られたひずみを使用した。

疲労試験では、316 ステンレス鋼の平滑丸棒試験片を使用した。室温環境下で、軸方向ひずみ制御試験を行った。図 7 に示す通り、試験片の直径は 10 mm、平行部の長さは 20 mm である。表面は 1200 番のエメリー紙で研磨し、バブ仕上げとした。

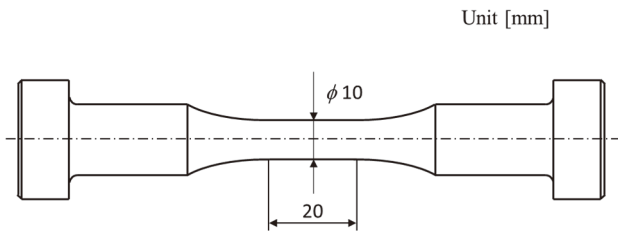
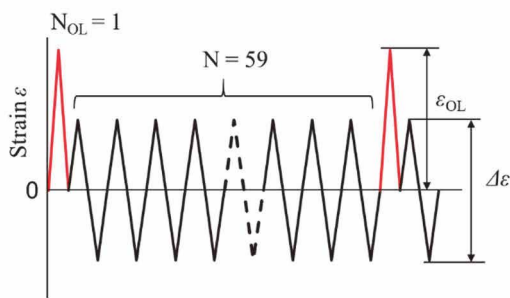
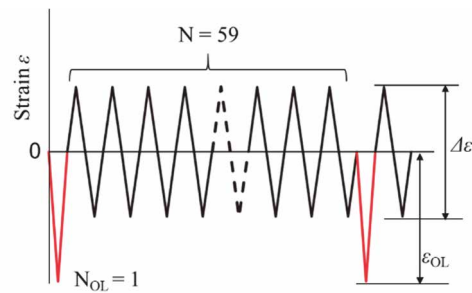


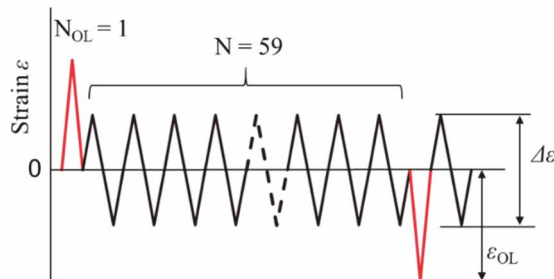
図 7 丸棒試験片の形状



(a) 周期的な引張の過大負荷



(b) 周期的な圧縮の過大負荷



(c) 周期的な引張・圧縮の過大負荷

図 8 疲労試験（周期的過大ひずみ試験）の負荷波形

初めに、三角波による完全両振りの一定振幅ひずみ試験を実施した。ひずみ振幅は 0.2% から 0.7% の範囲で変化させて最適疲労線図を作成した。次に、ホットスポット周辺の軸方向ひずみを使用した試験を行った。図 6 に示した 100 秒間のひずみ変化から 20 秒間の範囲を抽出し、平均値が零となるようにシフトした。ひずみ範囲 $\Delta\epsilon$ は、 $\Delta\epsilon = 0.6\%$ から 1.6% となるように比例倍した。ここで、 $\Delta\epsilon$ は 20 秒間の最大ひずみと最小ひずみの差である。実機プラントでの平均応力は内圧や残留応力により変化するため、ここでは平均応力の影響は調べなかった。また、ステンレス鋼の疲労寿命や疲労限度に平均応力が与える影響は同じひずみ範囲であれば少ないことが知られている⁽¹²⁾。最後に、図 8 に示すような周期的な過大負荷を有するひずみ波形を適用することで、荷重履歴効果を調べた。ホットスポット周辺のひずみには 3 つの履歴パターンがあると仮定した。図 8 (a) はホットスポット内のひずみ (図 6 (a)) に対応する波形であり、周期的に正の過大ひずみを有する。図 8 (b) はホットスポット外のひずみ (図 6 (b)) に対応する波形であり、周期的に負の過大ひずみを有する波形である。図 8 (c) は z 方向の応力変動範囲が最大となった位置のひずみ (図 6 (c)) に対応する波形であり、正と負の過大ひずみが交互に負荷されるひずみ波形である。図 8 に示す各々の波形を試験片が破断するまで繰り返し負荷した。図 9 は図 6 (c) に示した波形から抽出した 20 秒間のひずみに対して $\Delta\epsilon = 0.6\%$ とした波形に対するひずみ振幅の度数分布で

ある。各振幅 $\Delta\epsilon_i$ のサイクル数は、レインフロー法にて見積もった。図に示す通り、最大のひずみ範囲は約 60 サイクル毎に発生している。それゆえ、図 8 に示す通り、59 サイクルの一定振幅毎に単一過大負荷を付与することにした。過大負荷のひずみ振幅 ϵ_{OL} は一定負荷の振幅 $\Delta\epsilon/2$ の 2 倍と仮定した。表 3 に周期的な過大負荷の波形に対する条件を示す。ここで、 $\Delta\epsilon/2=0.25, 0.50, 0.75\%$ の 3 条件とした。一定振幅負荷試験と周期的な過大負荷試験に対しては、試験中のひずみ速度は $0.4\%/s$ と一定とした。一方、ホットスポット周辺の振幅が変動する波形に対しては、データの時間間隔が一定の値となるように制御した。その幅は最大ひずみ速度が $2.0\%/s$ を超えないように設定した。

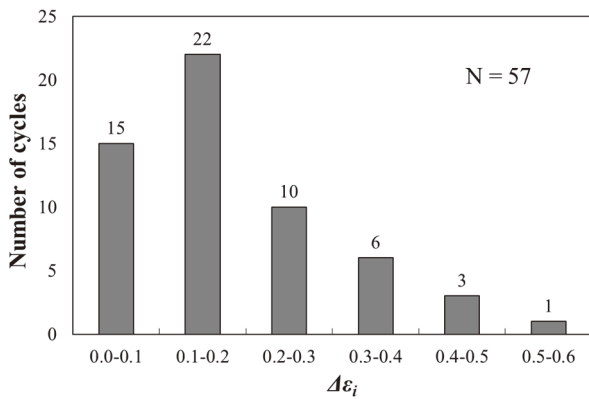


図 9 ひずみ範囲の度数分布(図 6 の Case (c)の $\Delta\epsilon_i=0.6\%$)

表 3 周期的過大ひずみ波形の試験条件

$\Delta\epsilon/2$ [%]	ϵ_{OL} [%]
0.25	+ 0.50
	- 0.50
	+- 0.50
0.35	+ 0.70
	- 0.70
	+- 0.70
0.50	+ 1.0
	- 1.0
	+- 1.0

3.2 試験結果

3.2.1 一定ひずみ振幅試験

一定ひずみ振幅試験から得られた疲労寿命結果を図 10 に示す。 10^6 回でも未破断であったことから疲労限度は 0.2% と判断した。試験結果をもとに図 10 の実線で示す最

適疲労線図を策定した。回帰には片対数双曲線モデル⁽¹³⁾を使用した。以下に得られた回帰式を示す。

$$\log N_f = \frac{3.78 \times 10^{-2}}{\Delta\epsilon - 0.40} - \frac{\Delta\epsilon}{0.638} + 5.53 \quad (1)$$

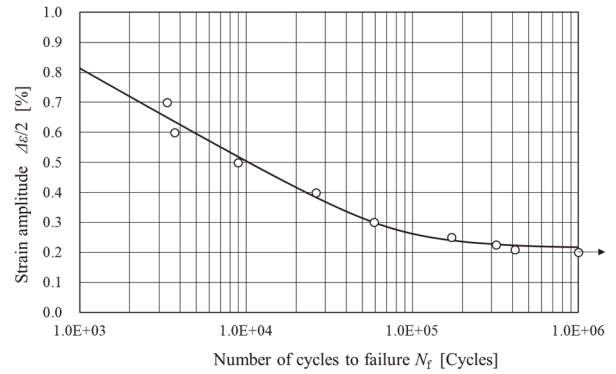


図 10 一定ひずみ振幅の疲労試験結果

3.2.2 T字合流部の変動ひずみ試験

破断までに負荷したひずみ波形からマイナー則により、以下の式から疲れ累積損傷量 DF を求めた。図 11 に求めた DF を示す。

$$DF = \sum_i^n \frac{1}{N_{fp}(\Delta\epsilon_i)} \quad (2)$$

ここで、 $N_{fp}(\Delta\epsilon_i)$ は各振幅 $\Delta\epsilon_i$ に対して式(1)から計算した N_f である。 n と $\Delta\epsilon_i$ は破断までに負荷したひずみからレインフロー法により計算した。横軸の $\Delta\epsilon_i$ は、負荷したひずみの変動範囲であり、最大値と最小値の差である。

算出した DF は、すべての条件に対して 1 より小さく、最小値は、0.18 であった。これは、マイナー則では保守的に疲労寿命を予測できないことを意味する。また、Case (a) に対する DF は、Case (b) と Case (c) の DF より大きかった。

3.2.3 周期的過大ひずみ試験

図 8 に示した周期的な過大負荷を有するひずみ波形を付与した場合の破断までの繰り返し数から式(2)より計算した DF を図 12 に示す。Case (a) の 1 条件を除くと 1 未満であった。また、最小値は 0.57 で Case (c) の場合であった。Case (a) の DF は、Case (b) と Case (c) の場合と比較して大きかった。

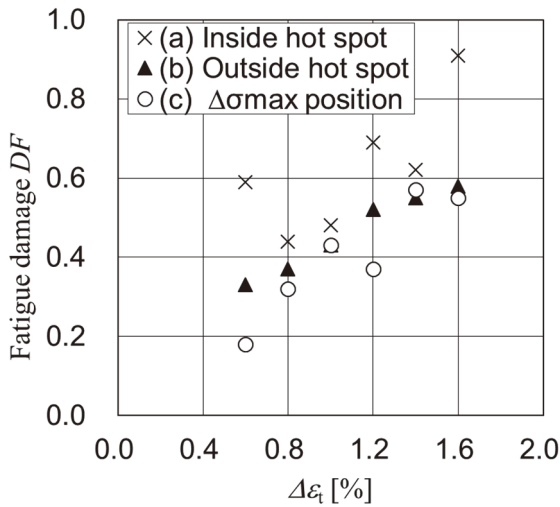


図 11 T 字合流部の変動ひずみに対する疲れ累積損傷量

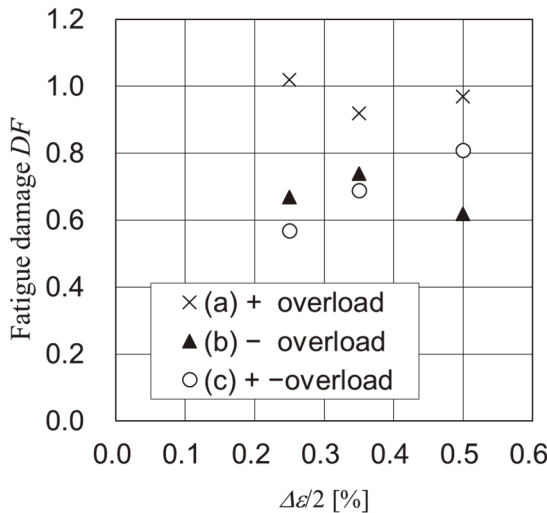


図 12 周期的過大ひずみに対する疲れ累積損傷量

3.2.4 疲労試験結果のまとめ

ホットスポット周辺のひずみ波形は 3 つの特徴を有していた。ホットスポット内では、周期的な引張の過大負荷を有する波形となり、ホットスポット外では、周期的な圧縮の過大負荷を有する波形となり、応力変動範囲が最大となる位置では、それら両方の特徴を有する波形となっていた。その結果、周期的な過大ひずみが疲労寿命の低下を引き起こしていた。また、引張のひずみよりも、むしろ圧縮のひずみが寿命低下を引き起こしていた。ホットスポット内の条件では、破断時の DF は他の条件より大きかった。これは、周期的な引張の過大負荷の特徴があったためと考えられる。釜谷ら⁶⁾は、周期的な引張の過大ひずみを付与した場合、圧縮の過大ひずみの場合よりも寿命が延びるこ

とを示している。本研究結果はこれらの結果と一致している。

疲労寿命の変化を調べるために、亀裂進展速度の変化を把握することは重要である。単一過大荷重を負荷した後のき裂進展速度の変化については多くの研究が行われている¹⁴⁾。引張の過大荷重が遅延を引き起こし、圧縮の過大荷重が加速を引き起こすことが報告されている。しかしながら、これらの研究では、亀裂進展試験がひずみ制御でなく荷重制御で、かつ正の応力比の条件下で行われている。一方、T 字合流部の熱ひずみの変動に対しては、亀裂進展速度を調べるにあたり、試験はひずみ制御下で圧縮ひずみを含めて行うべきである。

以上のことから、引張もしくは圧縮の過大ひずみを適用することにより、疲労亀裂進展速度の変化を調べることとした。そして、変動する熱ひずみや周期的な過大ひずみにより、疲労寿命が減少した要因の解明を試みた。

4. 疲労亀裂進展試験

4.1 試験方法

亀裂進展試験の試験片は疲労試験で使用した 316 ステンレス鋼の同一ヒート材から製作した。使用した平板試験片の形状を図 13 に示す。試験片は 36 mm の長さの平行部を有し、断面形状は厚さ 6 mm、幅 15 mm の矩形である。試験部中央には、クリップゲージを取り付けるためのエッジ加工を施した。また、長さ 0.5 mm の予亀裂を放電加工により導入した。

図 14 に示すように亀裂開口変位はクリップゲージを使用し測定した。公称ひずみは予亀裂から 14 mm 離れた位置に取り付けたひずみゲージにて測定した。試験ではひずみゲージの測定値を制御した。試験中の亀裂長さはクリップゲージの値から、除荷弾性コンプライアンス法¹⁵⁾にて算出した。荷重とクリップゲージの測定値の関係から亀裂開口点についても同定した。詳細な方法は既報¹⁵⁾を参照されたい。

表 4 にひずみ制御で行った亀裂進展試験の試験条件を示す。図 15 に亀裂進展試験で負荷したひずみ波形を示す。初めに、疲労による亀裂を導入するため、完全両振りの一定ひずみ振幅 ($\Delta\epsilon/2=0.1\%$) を負荷した。そして、亀裂長さが 3 mm になった時点で単一の過大ひずみを負荷した。その後、再び一定ひずみ振幅を負荷することで過大負荷による亀裂進展速度の変化を調べた。引張もしくは圧縮の過大ひずみ ϵ_{OL} を負荷した。また、比較のために、過大ひずみを負荷しない一定ひずみ振幅試験も実施した。

表 4 亀裂進展試験の試験条件

$\Delta\epsilon/2$ [%]	ϵ_{OL} [%]
0.1	-
	+ 0.2
	+ 0.4
	+ 0.8
	- 0.2
	- 0.4
	- 0.8

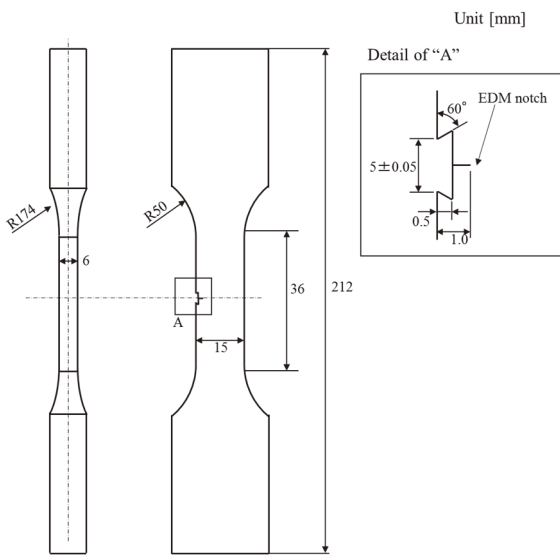


図 13 亀裂進展試験の試験片形状

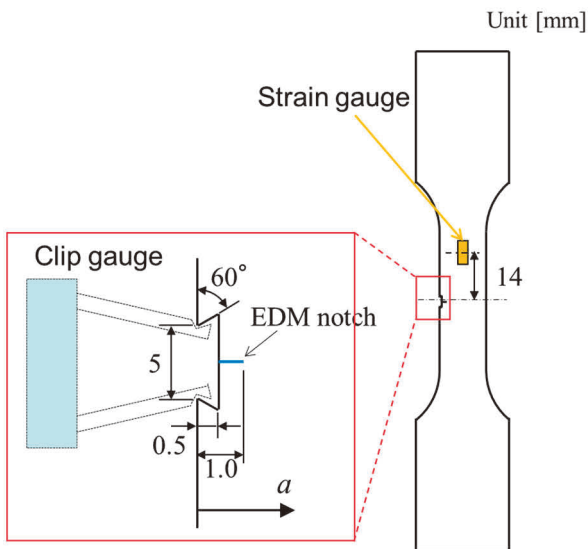
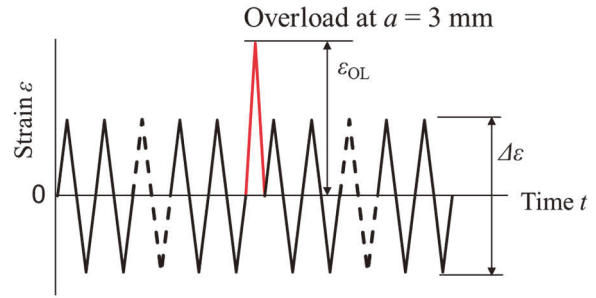
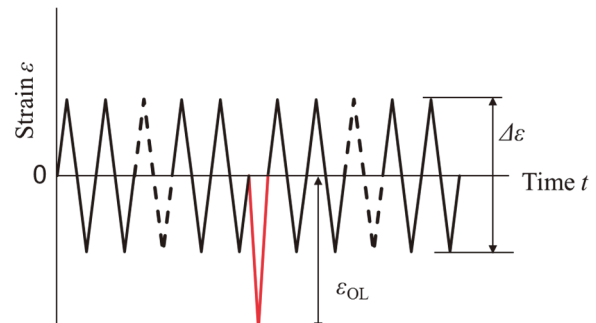


図 14 ひずみ、亀裂開口変位の計測方法



(a) 引張の過大負荷 (+OL)



(b) 圧縮の過大負荷 (-OL)

図 15 亀裂進展試験に使用したひずみ波形

4.2 試験結果

図 16 に亀裂進展速度 da/dN とひずみ拡大係数範囲 ΔK_e の関係を示す。 ΔK_e は、以下の式で計算した。

$$\Delta K_e = f \Delta\epsilon \sqrt{\pi a} \tag{3}$$

ここで、 $\Delta\epsilon$ はひずみ範囲である。係数 f は以下の式から計算した。

$$f = 0.265 \left(1 - \frac{a}{W}\right)^4 + \left(0.857 + 0.265 \frac{a}{W}\right) \left(1 - \frac{a}{W}\right)^{\frac{3}{2}} \tag{4}$$

W は平板の幅である。 $\epsilon_{OL} = +0.2\%$ に対する亀裂進展速度は過大負荷直後に増加し、その後急激に減少していた。また、減少した進展速度は、過大ひずみがない条件と比較して小さかった。 $\epsilon_{OL} = +0.4\%$ 、 $+0.8\%$ の条件に対する亀裂進展速度は、過大負荷後に急激に減少していた。一方、圧縮の過大負荷後の亀裂進展速度は増加したあと徐々に減少していた。増加した亀裂進展速度は、過大負荷がない条件と比較して小さくはならなかった。

過大負荷が亀裂開口点の変化を引き起こし、亀裂進展速度に影響を与えることが知られている⁽¹⁷⁾⁽²⁵⁾。よって、単一

過大ひずみ後の有効ひずみ範囲 $\Delta\epsilon_{\text{eff}}$ の変化を調べた。 $\Delta\epsilon_{\text{eff}}$ は以下の式で定義した。

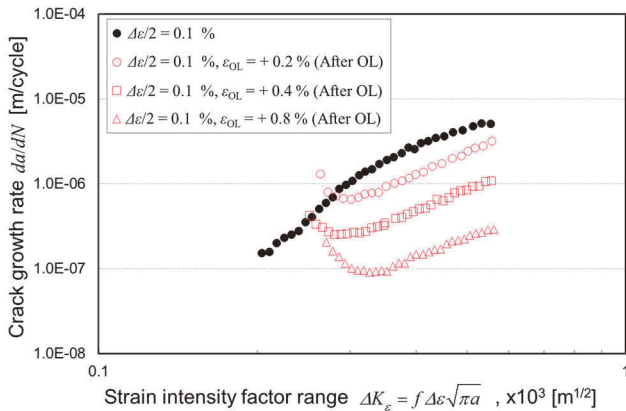
$$\Delta\epsilon_{\text{eff}} = \epsilon_{\text{max}} - \epsilon_{\text{op}} \quad (5)$$

ここで、 ϵ_{max} と ϵ_{op} は最大ひずみと亀裂開口ひずみである。 亀裂開口点は除荷弾性コンプライアンスから求めた。 図 17 は $\Delta\epsilon$ によって規格化した有効ひずみ範囲と過大負荷後の亀裂進展長さ Δa ($=a-3$ mm) の関係を示す。 $\epsilon_{\text{OL}}=+0.2\%$ の条件での $\Delta\epsilon_{\text{eff}}/\Delta\epsilon$ は、過大負荷直後に増加し、ほぼ 1 となった。 その後、減少し過大負荷なしの条件の値より小さくなった。 一方、 $\epsilon_{\text{OL}}=+0.4\%$ 、 $+0.8\%$ の条件では、 $\Delta\epsilon_{\text{eff}}/\Delta\epsilon$ は過大負荷後に減少した。 また、 ϵ_{OL} が大きくなるととも

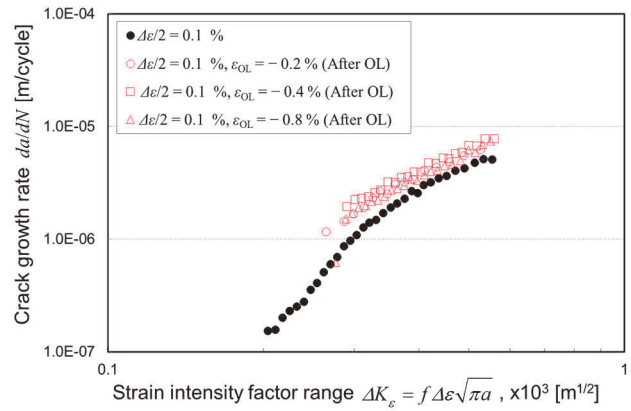
に $\Delta\epsilon_{\text{eff}}/\Delta\epsilon$ は、より減少していた。 圧縮の過大負荷の条件に対しては、 $\Delta\epsilon_{\text{eff}}/\Delta\epsilon$ は負荷後に上昇し、 2 mm 以上亀裂が進展した後も比較的大きな値を維持していた。 亀裂進展速度と有効ひずみ拡大係数範囲 $\Delta K_{\epsilon(\text{eff})}$ の関係を図 18 に示す。 $\Delta K_{\epsilon(\text{eff})}$ は、以下の式で計算した。

$$\Delta K_{\epsilon(\text{eff})} = f \Delta\epsilon_{\text{eff}} \sqrt{\pi a} \quad (6)$$

図 16 に示した亀裂進展速度の ΔK_{ϵ} に対するばらつきが減少していることがわかる。 これは、過大負荷後の亀裂進展速度の変化が亀裂開口ひずみの変化によって引き起こされていたことを意味する。 亀裂進展速度は、 ΔK_{ϵ} よりも $\Delta K_{\epsilon(\text{eff})}$ との相関がよいといえる。

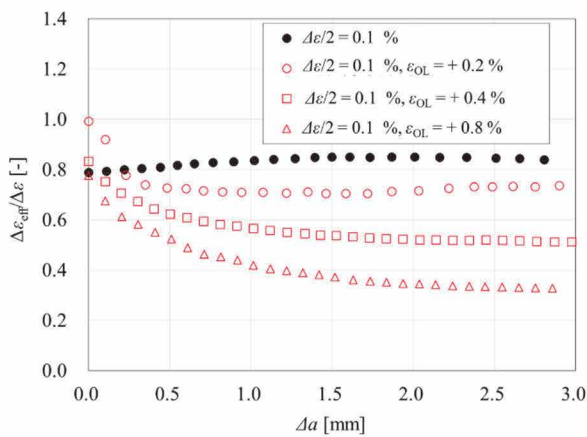


(a) 引張の過大負荷

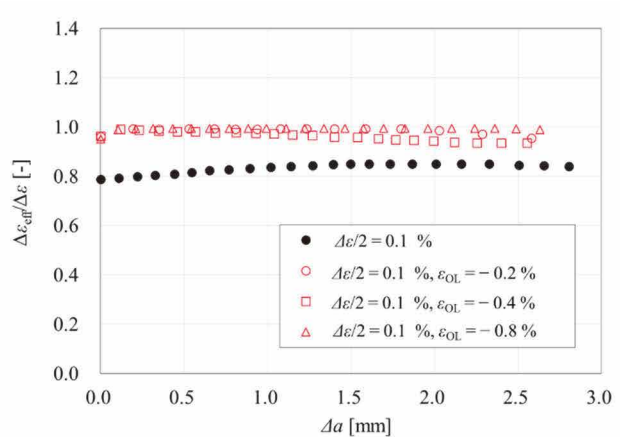


(b) 圧縮の過大負荷

図 16 ひずみ拡大係数範囲と亀裂進展速度の関係

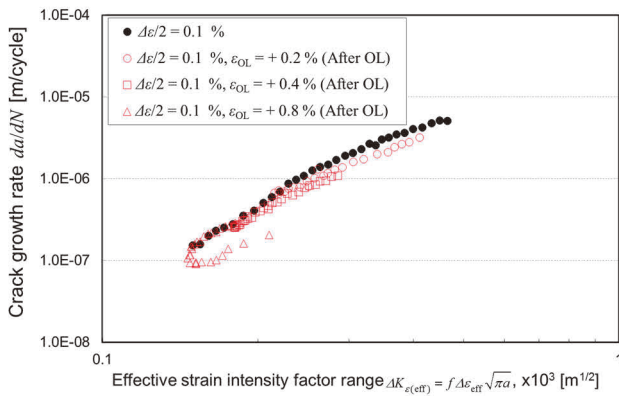


(a) 引張の過大負荷

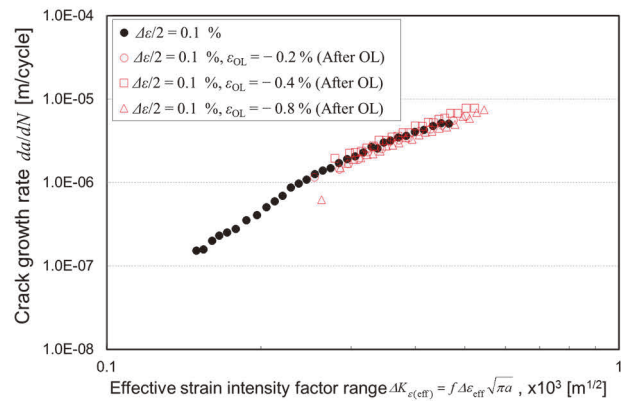


(b) 圧縮の過大負荷

図 17 亀裂長さと有効ひずみ範囲の関係



(a) 引張の過大負荷



(b) 圧縮の過大負荷

図 18 有効ひずみ拡大係数範囲と亀裂進展速度の関係

5. 考察

破断までの疲労寿命は、亀裂発生までの期間と亀裂進展の期間から成ると考えられる。これまでの研究により、ステンレス鋼に対する疲労寿命は、亀裂進展の期間にほぼ等しく、数十 μm の長さの亀裂が発生する前の潜伏期間は、無視できるほど小さかったと報告されている⁽²⁶⁾。それゆえ、過大負荷後の亀裂進展速度の加速は疲労寿命の低下に寄与することとなる。周期的過大負荷を有する履歴は疲労寿命を低下させていたので、ホットスポット周辺のひずみに対する破断時の DF は、1 より小さくなったと考えられる。

T 字合流部の疲労寿命に対してはマイナー則による予測結果が保守的ではなかったので、このようなひずみ変動に対しては荷重履歴効果を考慮すべきであると考えられる。図 19 に示す通り、過大負荷が亀裂開口ひずみ ϵ_{OP} を低下させていた。よって、過大負荷後の有効ひずみ範囲 $\Delta\epsilon_{eff(OL)}$ は、一定ひずみ振幅の条件に対する有効ひずみ範囲 $\Delta\epsilon_{eff(CA)}$ より増加していた。 $\Delta\epsilon_{eff(OL)}$ は過大負荷の頻度やその大きさに依存するため、その値を予測することは難しい。しかし、 $\Delta\epsilon_{eff(OL)}$ は $\Delta\epsilon$ を超えないことは明らかである。そのため、過大負荷による有効ひずみ範囲の増加量の最大値 $\epsilon_{h(max)}$ は、図 19 に示す通り $\Delta\epsilon - \Delta\epsilon_{eff(CA)}$ となる。すなわち、荷重履歴効果により発生する寿命低下は、ひずみ範囲が $\epsilon_{h(max)}$ 増加すると仮定すれば保守的に予測できると考えられる。

一定ひずみ振幅条件下においては、亀裂は応力が零となるときに開口すると仮定する⁽²⁷⁾。その際、図 19 に示す $\epsilon_{h(max)}$ は以下の式により求まる。

$$\epsilon_{h(max)} = \Delta\epsilon - \Delta\epsilon_{eff(CA)} = -\frac{\sigma_{min}}{E} \quad (\sigma_{min} \leq 0) \quad (7)$$

ここで、 σ_{min} は一定ひずみ振幅試験中 ($0.5N_f$ の時点) の最小応力で、 E はヤング率である。図 20 は、一定ひずみ振幅試験の結果から求めた $\epsilon_{h(max)}$ を示す。値は $\Delta\epsilon$ で規格化した。回帰により求めた実線は以下の式で表わされる。

$$\epsilon'_{h(max)} = 0.167 \times \Delta\epsilon^{0.381} \quad (8)$$

荷重履歴効果を考慮した疲れ累積損傷量 DF は以下の式で計算できる。

$$DF_h = \sum_i^n \frac{1}{N_{fp}(\Delta\epsilon_i + \epsilon'_{h(max)})} \quad (9)$$

ここで、 $N_{fp}(\Delta\epsilon_i + \epsilon'_{h(max)})$ は、 $\Delta\epsilon_i + \epsilon'_{h(max)}$ を式(1)に代入することで求まる N_f である。

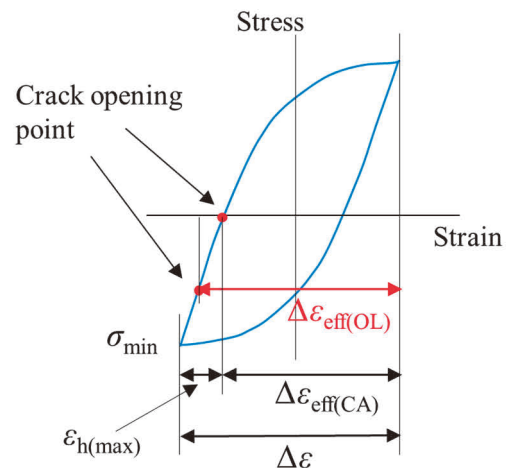


図 19 有効ひずみ範囲の変化の模式図

図 21 に式(9)により再計算した DF_h を示す。数条件を除いて DF_h は 1 より大きくなった。式(1)は、試験から得られた最適疲労線図であるため、提案した手法が妥当であっても DF_h が常に 1 以上であるとは限らない。以上の結果から、 $\varepsilon_{h(max)}$ を考慮すればマイナー則により評価を行うことで T 字合流部の疲労寿命を保守的に予測できると考えられる。

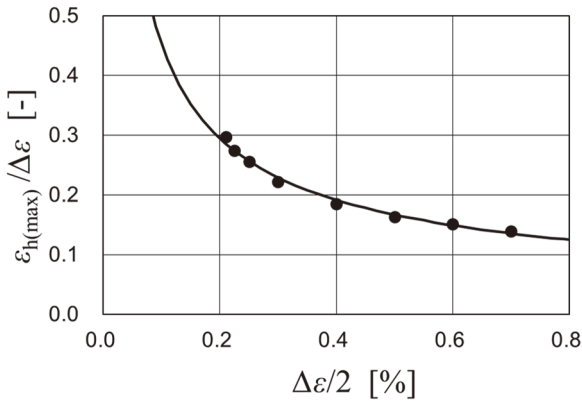


図 20 ひずみ振幅と $\varepsilon_{h(max)}$ の関係

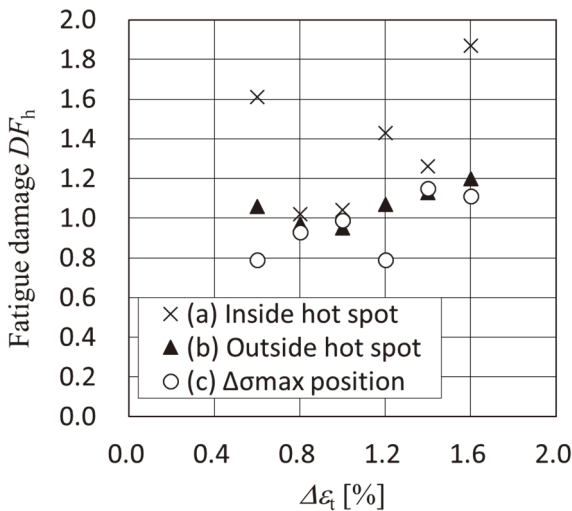


図 21 T 字合流部の変動ひずみに対する疲れ累積損傷量 (履歴効果を考慮)

6. 結言

T 字合流部の熱疲労に対する荷重履歴効果を調べた。管内面の熱ひずみは熱流動実験により求めた。次に、316 ステンレス鋼を用いてひずみ制御の疲労試験を行った。T 字合流部のひずみ波形に加えて、周期的に引張・圧縮の過負荷を有するひずみも適用した。また、亀裂進展速度試験を行い、単一の過大荷重が進展速度に与える影響も調べた。最後に、T 字合流部に対して荷重履歴効果を考慮できる疲

勞評価手法について考察した。得られた結論は、以下のとおりである。

- (1) 分岐管からの高温噴流により主管内面に形成されるホットスポット周辺のひずみを模擬した波形に対する破断時の疲れ累積損傷量 DF は 1 未満であり、その最小値は 0.18 であった。よって、マイナー則による寿命予測は非保守的となる可能性がある。
- (2) ホットスポット周辺のひずみには 3 種類の波形の特徴があり、ホットスポット内では周期的な引張の過負荷、ホットスポット外では周期的な圧縮の過負荷、応力変動範囲が最大となる位置ではこれら両方の波形の特徴を持っていた。また、このような周期的な過負荷を特徴とする荷重履歴が疲労寿命を低下させていた。
- (3) 亀裂進展速度は、比較的大きな引張の過負荷の直後では一旦増加したあと減少する傾向が、比較的小さい過負荷に対しては過負荷直後から急激に減少する傾向があった。また、その過負荷の大きさとともに、亀裂進展速度の減少量は増加していた。一方、圧縮の過負荷の後は亀裂進展速度が増加し、その値は過負荷がない一定ひずみ試験の値より小さくなることはなかった。過大負荷は亀裂開口ひずみを変化させ、亀裂進展速度の遅延および加速を引き起こしていた。その結果、亀裂進展速度は、ひずみ拡大係数範囲よりも有効ひずみ拡大係数範囲と良好な相関があった。
- (4) 有効ひずみ範囲の増加を保守的に見込むことで荷重履歴効果を考慮する疲労寿命評価法を提案した。提案した評価法を使用して、T 字合流部のひずみ波形に対し再計算した破断時の DF はほとんどの条件で 1 以上であった。

引用文献

- (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. and 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) 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).

- (4) Fissolo A. and Stelmaszyk J.M., "A first investigation on cumulative fatigue life for a Type 304-L stainless steel used for pressure water reactor," Proceedings of the ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Conference, Volume 3: Design and Analysis, Prague, Czech Republic, (2009), pp. 263-272.
- (5) Kamaya, M. and Kawakubo, M., "Loading sequence effect on fatigue life of Type 316 stainless steel", International Journal of Fatigue, 81 (2015), pp. 10-20.
- (6) 菊川真, 城野政弘, 鎌田敬雄, 宋智浩, 氷室晴雄, 変動ひずみ条件下の低繰返し疲労 (平均塑性ひずみ, 応力因子の影響), 日本機械学会論文集, Vol. 42, No. 358 (1976), pp. 1625-1632.
- (7) 大関裕明, 蓮沼将太, 小川武史, ステンレス鋼 SUS316L の低サイクル疲労強度に及ぼす変動振幅ひずみ条件の影響, 材料, Vol. 62, No. 3 (2013), pp. 201-206.
- (8) Chopra O.K. and Shack W.J., "Review of the margins for ASME code fatigue design curve - effects of surface roughness and material variability", NUREG/CR-6815, ANL-02/39 (2002).
- (9) 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), tep0050.
- (10) 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 298 (2016), pp. 109-120.
- (11) Kamaya, M. and Miyoshi, K., "Thermal fatigue damage assessment at mixing tees (elastic-plastic deformation effect on stress and strain fluctuations)", Nuclear Engineering and Design, 318 (2017), pp. 202-212.
- (12) Kamaya, M. and Kawakubo, M., "Mean stress effect on fatigue strength of stainless steel, International Journal of Fatigue", 74 (2015), pp. 20-29.
- (13) 日本材料学会, 金属材料疲労信頼性評価標準—S-N 曲線回帰法—, JSMES-SD-6-04 (2004).
- (14) Geary, W., "A review of some aspects of fatigue crack growth under variable amplitude loading", International Journal of Fatigue, Vol. 14, Issue 6 (1992), pp. 377-386.
- (15) Kamaya, M., "Low-cycle fatigue crack growth prediction by strain intensity factor", International Journal of Fatigue, 72 (2015), pp. 80-89.
- (16) Tada H, Paris P.C. and Irwin GR., The Stress Analysis of Cracks Handbook Third Edition, ASME, p. 53, (2000).
- (17) 城野政弘, 金谷哲郎, 菅田淳, 菊川真, 単一過大荷重による平面ひずみ条件下の疲労き裂進展の遅延挙動, 材料, Vol.32, No. 363 (1983), pp. 1383-1389.
- (18) Makabe, C., Mcevely, A.J., Purnowidodo, A. and Yamaguchi, A., "Effects of Negative Stress Ratios on Crack Propagation Behavior After an Overload", International Journal of Modern Physics B, Volume 17, Nos.8&9 (2003), pp. 1580-1586.
- (19) Makabe, C., Purnowidodo, A. and McEvily, A.J., "Effects of surface deformation and crack closure on fatigue crack propagation after overloading and underloading", International Journal of Fatigue, Volume 26, Issue 12 (2004), pp. 1341-1348.
- (20) Matsuoka, S., Tanaka, K. and Kawahara, M., "The retardation phenomenon of fatigue crack growth in HT80 steel" Engineering fracture mechanics, Vol.8 (1976), pp. 507-523.
- (21) Shin, C.S. and Hsu, S.H., "On the mechanisms and behavior of overload retardation in AISI 304 stainless steel", International Journal of Fatigue, Volume 15, Issue 3 (1993), pp. 181-192.
- (22) Skorupa, M., Schijve, J., Skorupa, A. and Machniewicz, T., "Fatigue crack growth in a structural steel under and multiple periodic overload cycles", Fatigue & Fracture of Engineering Materials & Structures, 22 (1999), pp. 879-887.
- (23) Ward-Close, C.M., Blom, A.F. and Ritchie, R.O., "Mechanisms associated with transient fatigue crack growth under variable-amplitude loading: An experimental and numerical study", Engineering Fracture Mechanics, Volume 32, Issue 4 (1989), pp. 613-638.
- (24) Wheatley, G., Hu, X.Z. and Estrin, Y., "Effects of a single tensile overload on fatigue crack growth in a 316L steel", Fatigue & Fracture of Engineering Materials & Structures, 22 (1999), pp. 1041-1051.
- (25) Zheng, X., Cui, H., Engler-Pinto, C.C., Su, X. and Wen, W., "Numerical modeling of fatigue crack propagation based on the Theory of Critical Distances: Effects of overloads and underloads", Engineering Fracture Mechanics, Volume 128 (2014), pp. 91-102.
- (26) Kamaya, M. and Kawakubo, M., "Strain-based modeling of fatigue crack growth – An experimental approach for

stainless steel”, *International Journal of Fatigue*, Vol.44 (2012), pp. 131-140.

- (27) 釜谷昌幸, 川久保政洋, き裂成長予測による低サイクル疲労の損傷評価 (成長予測モデルの構築とその適用例) , 日本機械学会論文集 A 編, Vol. 78, No.795 (2012), pp. 1518 - 1533.

原子炉容器鋼中の溶質原子クラスタ形成に対する Si の影響

Effect of Si on Solute Atom Clustering in Reactor Vessel Steels

藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii) ^{*1} 福谷 耕司 (Koji Fukuya) ^{*1}

要約 原子炉容器鋼に中性子照射で形成する溶質原子クラスタの形成機構を明らかにすることを目的に、原子炉容器鋼のモデル合金である Fe-Mn-Si 合金および Fe-Mn 合金に対して、Fe イオン照射試験とアトムプローブ (APT) 分析を実施し、低照射量での溶質原子クラスタ形成に対する Si の影響を調べた。その結果、硬化に対して Si 濃度の影響は小さいことが分かった。APT 分析による溶質原子クラスタ形成と硬化量との相関を検討した結果、Si を含む合金ではクラスタの形成量に対して硬化量が大きいことが分かった。これは Si 添加が Mn クラスタの形成を阻害する寄与があることを示唆する。自己格子間原子 (SIA) と SIA クラスタを含めた転位ループとの反応が先行することで、Si が共存すると Mn の集積が抑制される機構が考えられる。

キーワード 照射脆化, 原子炉容器, アトムプローブ, 溶質原子クラスタ, Si 添加効果

Abstract To investigate the influence of Ni on the solute atom clustering in the reactor vessel steels irradiated by neutrons, ion-irradiation experiment was carried out using Fe-1.5Mn-xSi alloys with Si concentration, x between 0 and 1 wt%. Specimens irradiated by iron ions at 290°C to 0.16 dpa were examined by nano-indentation hardness measurement and atom probe tomography (APT). It was revealed that the effect of Si concentration on radiation hardening was small. As a result of examining the correlation between the formation of solute atom clusters by APT analysis and the amount of hardening, it was found that the amount of hardening is larger than that estimated by the amount of cluster formation in alloys containing Si. This suggests that Si addition contributes to suppress the formation of Mn clusters. It is thought that the reaction between self-interstitial atoms (SIAs) and dislocation loops including SIA clusters precedes the reaction, and the coexistence of Si suppresses the Mn clustering.

Keywords radiation embrittlement, reactor vessel, atom probe tomography, solute atom cluster, Si effect.

1. はじめに

軽水型発電炉の原子炉容器鋼の照射脆化は重要な高経年化事象の一つである。このため、非常に多くの研究が行われ、延性-脆性遷移温度の上昇や上部棚吸収エネルギーの低下に関するデータの蓄積とこれを用いた現象論的な脆化予測式の改良が行われてきた^{(1)~(4)}。また、脆化因子が次第に明らかになるにつれて、物理的な脆化機構に立脚した予測式の開発が進められ^{(5)~(8)}、国内では 2007 年に日本電気協会の電気技術規格 JEAC4201「原子炉構造材の監視試験方法」が改訂された⁽⁹⁾。原子炉容器に使用されている A533B 鋼等の低合金鋼では、ナノメートル (nm) ・スケールの極めて微細な溶質原子クラスタの形成やマトリックス損傷と呼ばれる照射欠陥集合体の形成が照射脆化因子であり、照射脆化機構の解明には材料組成や照射条件が

異なる場合の照射マイクロ組織変化を把握して、それらの硬化への寄与度を明らかにすることが重要である。最近の研究から、溶質原子クラスタとして銅 (Cu)、マンガン (Mn)、ニッケル (Ni)、シリコン (Si) が集積したクラスタが形成されること、マトリックス損傷として格子間原子型の転位ループが形成されることが明らかになっている^{(10)~(13)}。また、溶質原子クラスタの組成が材料の組成に依存すること、形成したクラスタの体積率によって硬化量を比較的良好に整理でき、脆化の主要因は溶質原子クラスタの形成であると考えられることが報告されている⁽¹²⁾⁽¹³⁾。しかし、溶質原子クラスタ、特に Cu を含まない Mn-Ni-Si クラスタ等の形成機構や、転位ループのクラスタ形成核としての役割、クラスタを構成する個別元素のこれらへの影響については十分に解明されていない。

脆化予測の高度化の動向については、九州電力株式

※1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

会社玄海発電所 1 号機等，加圧水型原子炉 (pressurized water reactor, PWR) で得られた長時間の監視試験データにおいて，規格 JEAC4201-2007 に基づく予測を上回る傾向にある場合があった．このため，最新の監視試験片の測定結果と加速照射による高照射量データを加えるとともに，高照射量のデータに重み付けし，高照射量領域の予測精度を上げた係数の設定による予測式の見直しが進められ，「2013 年追補版」として改訂されている⁽¹⁴⁾．さらに，2013 年以降にも高照射量の監視試験データが蓄積されており，これを反映した JEAC4201 の改訂も検討され始めている⁽¹⁵⁾．次回改訂でもマイクロ組織変化も踏まえた精緻な予測が取り入れられると考えられ⁽¹⁶⁾，高照射量までの脆化機構を確認していくことが重要であり，溶質原子クラスタを構成する Cu, Mn, Ni, Si の個別元素の脆化に対する影響を理解することも必要である．

そこで，溶質原子クラスタを構成する Cu, Mn, Ni, Si の個別元素のマイクロ組織変化と硬化に対する影響を調べるために，低 Cu 濃度の実用低合金鋼の化学組成を模した Fe-1.5Mn-0.5Ni-0.25Si 合金をベースにした原子炉容器鋼モデル合金 10 種を 290°C でイオン照射した後，硬さを測定して照射硬化挙動を調べるとともに，アトムプローブ (atom probe tomography, APT) 分析で硬化因子を調べた⁽¹⁷⁾．その結果，すべての試料に溶質原子クラスタの形成が確認され，球状のクラスタに加えて，棒状の Mn や Mn/Ni のクラスタの形成が認められた．Fe-1.5Mn-xNi 合金系では，Ni 濃度が高くなるほど棒状の 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，棒状の 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．ただし，照射実験は，深さ 600 nm での照射量が 1 dpa から 5 dpa の範囲であり，PWR の原子炉容器の

60 年運転を想定した場合の照射量 0.1 dpa に比べて高い照射量条件である．このため，溶質原子クラスタの形成の初期過程への個別元素の影響というよりはむしろ，ループ状の Mn や Ni, Si の集積が観察されていることから，照射マイクロ組織変化のかなり進んだ状態での影響を明らかにした結果と考えられる．

そこで，溶質原子クラスタ形成の初期過程に対する Ni の影響を調べることを目的にして，Ni 濃度を 0 から 2 wt% の範囲で変化させた Fe-1.5Mn-xNi 合金 4 種に，可能な限り低い損傷速度 (1×10^{-5} dpa/s) で，最大照射量 0.16 dpa のイオン照射実験を行った．その結果，Mn および Mn と Ni が集積した溶質原子クラスタの形成が低照射量から硬化を生じる主要な因子であることが確認された．さらに，Fe-Mn 合金試料でも Fe-Mn-Ni 合金試料でも溶質原子クラスタの体積率の平方根と硬さの増加量の関係はよく一致しており，Mn クラスタも Mn-Ni クラスタも同等の硬化係数であることが明らかになった．ただし，Fe-Mn-Ni 合金試料では照射量の増加により硬化量が大きくなる傾向が認められ，照射が進むと Ni 添加は転位ループの形成を促進する可能性が考えられた．

本研究では，溶質原子クラスタ形成の初期過程に対する Si の影響を調べることを目的にして，原子炉容器鋼のモデル合金である Fe-Mn-Si 合金および Fe-Mn 合金に対して，Fe イオン照射試験と APT 分析を実施した．

2. 実験方法

2.1 供試材

本研究で用いた材料は，原子炉容器鋼モデル合金の Fe-Mn-Si 合金および Fe-Mn 合金である．表 1 に化学組成を示す．

試験片形状は，長さ 4 mm，幅 2 mm，厚さ 0.4 mm の板状である．イオンを照射する面は，エメリー紙 #1200 まで湿式研磨した後，粒径 3 μm のダイヤモンドでバフ研磨した．さらに，コロイダルシリカ 0.02 μm でダイヤモンド研磨による変質層を取り除いた．

2.2 イオン照射

イオン照射は京都大学イオン照射設備 DuET で実施した．照射には，6.4 MeV の Fe³⁺イオンを用いた．照

表 1 試料の化学組成(wt%)

Alloy	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cu	O	N	Fe
FeMn	0.004	<0.01	1.54	0.001	0.002	<0.01	<0.01	0.0040	0.0004	Bal.
FeMn0.25Si	0.003	0.25	1.54	0.001	0.001	<0.01	<0.01	0.0027	0.0006	Bal.
FeMn0.5Si	0.004	0.51	1.60	<0.001	0.002	<0.01	<0.01	0.0011	0.0004	Bal.
FeMn1Si	0.003	1.03	1.61	<0.001	0.001	<0.01	<0.01	0.0010	0.0006	Bal.

射温度は 290°C であり、深さ 600 nm での損傷速度は 1.4×10^{-5} dpa/s である。損傷量は深さ 600 nm で定義し、0.028 dpa, 0.073 dpa, 0.155 dpa の 3 条件とした。なお、照射量はイオン注入解析用ソフトウェア SRIM2006 を用い⁽¹⁸⁾、純 Fe を仮定してはじき出しエネルギーを $E_d = 40$ eV として計算した。

2.3 硬さ測定

硬さは、超微小押し込み硬さ試験機 (ELIONIX ENT-2100) を用い、ナノインデンテーションにより押し込み深さ 300 nm で測定した。6.4 MeV Fe³⁺イオン照射では、ピーク損傷深さは約 1500 nm であり、最大深さは約 2000 nm である。照射材では超微小硬さ測定の押し込み深さの 4 倍程度の深さ領域が塑性変形し、この領域の硬さの平均値が測定される。今回の測定では押し込み深さを 300 nm とすることで損傷領域のみの硬さを得た。また、20 個以上の結晶粒に対して測定を行い、結晶方位と圧子との幾何学関係による硬さの測定値への影響を平均化した。

2.4 アトムプローブ測定

APT測定には、CAMECA社製のLEAP4000XHR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 -238°C、レーザー出力は38 pJ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およびSII製SMI3050) 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 × 2 × 10 μm) を切り出した後、タングステン (W) ニードルの先端に W蒸着で固定し、リング状にビームを走査して試験片を削り円錐状に加工した。なお、加工の進行に伴いリングの大きさとイオンビームの強度と加速電圧を小さくすることで、加工ビームの影響を極力排除し先端径0.1 μmの針状に加工した。

APT測定で収集したデータは、質量/電荷比ごとに元素の種類を決定し、各元素の3次元像形成処理(測定したデータからアトムマップを再構成するコンピュータ処理)を行った。多くの元素において、質量/電荷比は元素固有の値となり、Fe-Mn合金およびFe-Mn-Si合金ともにすべての同位体を分離して評価が可能である。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) には33.0 V/nmを、アトムマップの伸長係数 (Image Compression Factor) には1.2を用いた。

3. 結果

3.1 硬さ測定

各モデル合金に対して測定された硬さを図 1 に示す。未照射材 (図中 0 dpa) の硬さは Si の添加量の増加に伴い大きくなる傾向がある。すべての合金で照射硬化が認められた。図 2 に照射による硬さの増加量を Si 濃度に対して示した。すべての照射量で Si 濃度の増加に伴い硬さの増加量はわずかに減少する傾向が認められた。この結果は、損傷速度を低く設定した条件での照射量が 0.155 dpa までの照射では、Si の添加は硬化因子の形成を抑制する影響があるが、その寄与は大きくないことを示唆する。

3.2 アトムプローブ測定

APT測定は、照射量が0.155 dpaのすべての合金試料と、照射量が0.028 dpaのFeMn合金試料とFeMn1Si合金試料に対して行った。

図3に、0.155 dpa照射されたFeMn0.25Si合金試料を例にアトムマップを示した。球形のMnとSiが集積した溶質原子クラスターの形成が認められる。

図4に、照射量0.028 dpaと0.155 dpaにおける溶質

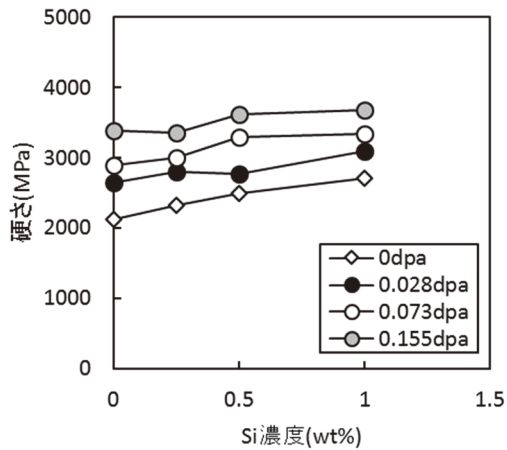


図1 硬さの変化

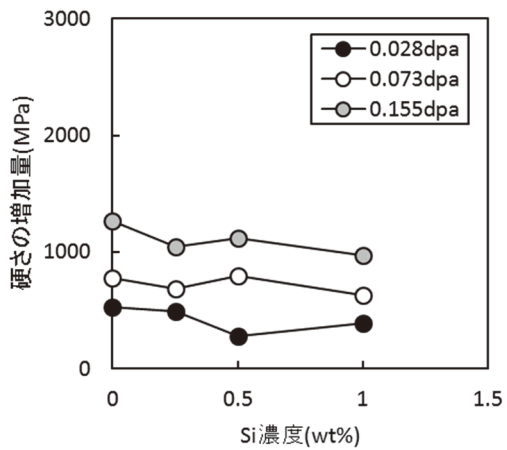


図2 硬さの増加量の変化

原子クラスターの形成に対するSi濃度の影響をMnとSiの原子マップで比較した図を示す。原子マップは微細なクラスターが識別しやすいように厚さ5 nmで切り出したものである。

照射量0.028 dpaでは、FeMn合金試料にはMnクラスターが形成しているのに対して、Siを添加した合金試料では明確なMnのクラスターリングは認められない。溶質原子クラスター形成の初期過程において、Siの添加はMnクラスターの形成を抑制する効果があることが分かった。

照射量が増加するとともに溶質原子クラスターの形成が促進される傾向が認められた。また、照射量0.155 dpaでも0.25 wt%のSiの添加によりMnの集積が抑制される傾向が認められるが、明確なSi濃度の影響は認められない。

溶質原子クラスターの形成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ー解析を行った。なお、Siのみが集積した溶質原子クラスターは今

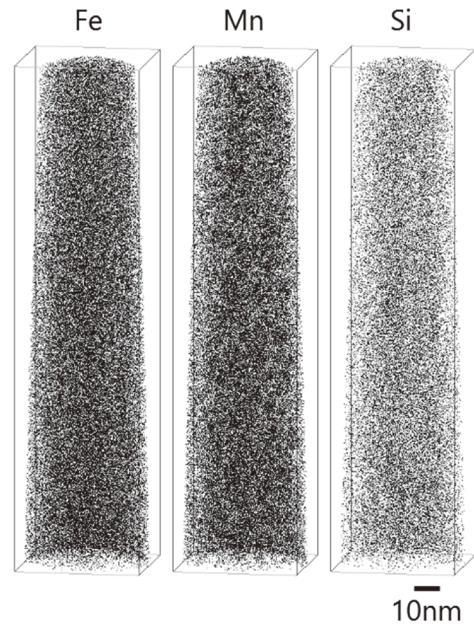
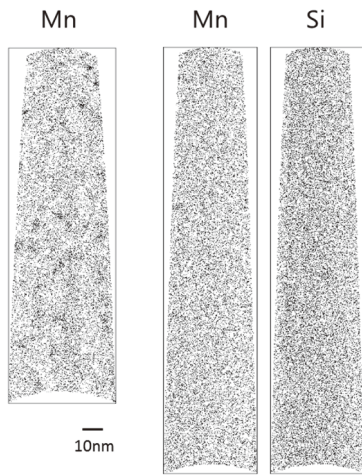


図3 アトムマップの例 (0.155 dpa 照射されたFeMn0.25Si合金試料)

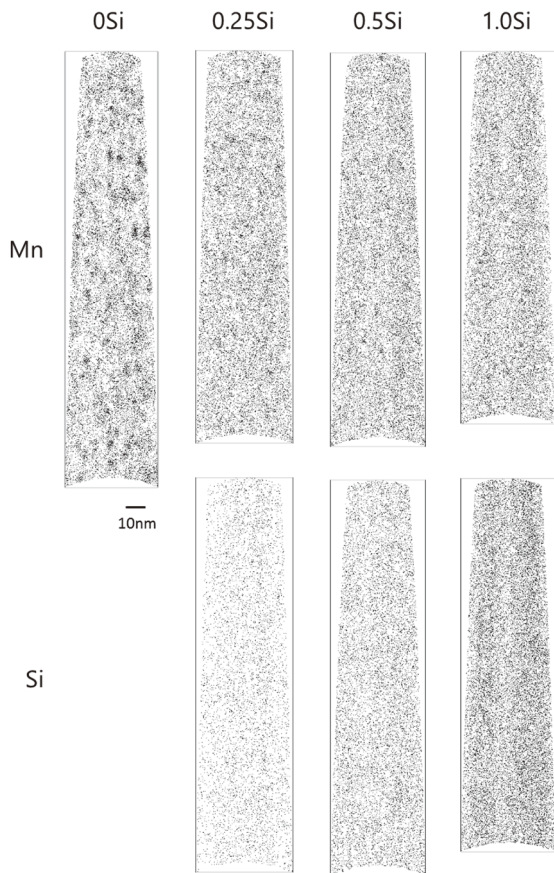
回観察されなかったため、Mnをクラスターのコア原子と仮定してクラスターの抽出を行った。ここでは、互いの距離が0.8 nm以下で20個以上のMnが集積した状態にあるものをクラスターのコアと判断した。さらに、0.5 nm以内の距離にコア原子が3個以上あるMn以外の原子をクラスターに帰属する原子として評価した。

図5には、照射量0.028 dpaと0.155 dpaにおける溶質原子クラスターのサイズ分布に対するSi濃度の影響を示した。Siを含まない合金では直径が5~7 nmのMnクラスターも存在したが、Siを含む合金ではそのような大きなクラスターは検出されなかった。なお、FeMn1Si合金の0.028 dpa照射試料は抽出されたクラスターが1個のみであった。

表2に溶質原子クラスターの平均直径、数密度、体積率、平均組成をまとめて示す。また、図6に各合金試料についてクラスターの組成と大きさの関係を示した。FeMn合金試料ではMn濃度が20から60 at%の範囲に分布しているのに対して、Siを含む合金では20か40 at%の範囲に分布した。FeMn合金試料のクラスター直径とMn濃度の関係の照射量による変化をみると、照射量の増加に伴いMn濃度が30%程度の大きなクラスターが形成していく様子が認められる。ただし、小さなクラスターの塊には大きな変化は認められない。これに対して、Siを含む合金では、成長したクラスターが形成しなくなり、Si濃度が高いほどその抑制効果は大きくなる傾向があった。また、Si濃度が高いほどクラスター



(1) 照射量 0.028 dpa

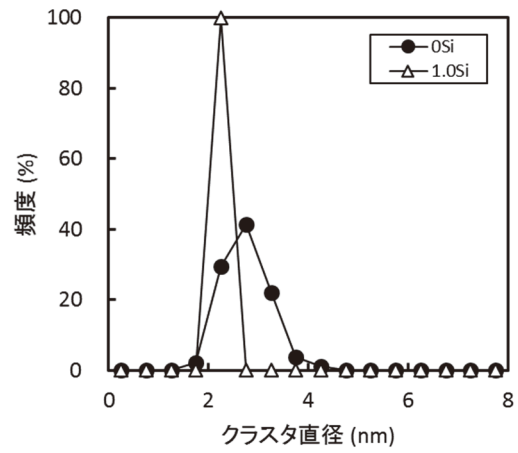


(2) 照射量 0.155 dpa

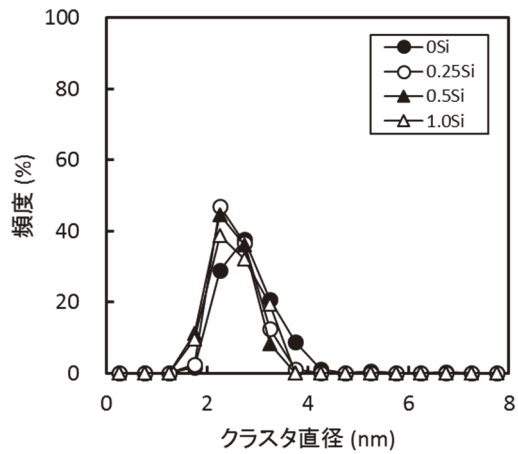
図4 アトムマップの比較

の Si 濃度も高くなる傾向が認められた。低照射量で Mn/Si クラスタが形成しなかった結果は、Si が Mn のクラスタ形成を抑制したことを示唆する。

図7 に溶質原子クラスタの平均直径と数密度の比較を示した。平均直径は照射量とともに増加する傾向



(1) 照射量 0.028 dpa



(2) 照射量 0.155 dpa

図5 溶質原子 j クラスタのサイズ分布

があり、Si 濃度が高くなるほど小さくなった。数密度は、Si 濃度が高くなるほど小さくなる傾向を示した。

4. 考察

FeMn合金およびFeMnSi合金を290°Cで照射量0.16 dpaまで加速器で可能な最も低い電流密度でイオン照射した結果、図2に示したように照射に伴う硬さの増加が認められた。また、Si添加によりわずかに硬化量が減少する傾向があるが、その影響は小さいことが分かった。マイクロ組織変化については、APT分析の結果、MnおよびMnとSiが集積した溶質原子クラスタの形成が認められた。

図8にクラスタの体積率の平方根と硬さの増加量の関係をまとめて示した。なお、これまでに6.4 MeVのFe³⁺イオンを照射した結果として報告しているMn濃度を0.2から1.9 wt%変化させたFe-Mn合金試料のデータ

表2 溶質原子クラスタの平均直径, 数密度, 体積率, 平均組成

合金	照射量 (dpa)	平均直径 (nm)	数密度 (m^{-3})	体積率	平均組成(at%)		
					Fe	Mn	Si
FeMn	0.028	2.8	3.3×10^{23}	0.0036	64.56	35.44	-
	0.155	2.8	8.9×10^{23}	0.0105	65.51	34.49	-
FeMn0.25Si	0.155	2.6	2.0×10^{23}	0.0018	67.94	28.79	3.27
FeMn0.5Si	0.155	2.4	1.1×10^{23}	0.0008	70.42	23.48	6.10
FeMn1Si	0.028	2.1	1.1×10^{22}	0.0000	69.15	23.40	7.45
	0.155	2.6	9.1×10^{22}	0.0008	69.83	22.10	8.07

*FeMn1Si 合金の 0.028 dpa 照射試料は抽出されたクラスタが 1 個のみ

⁽¹⁹⁾とFe-1.5Mn-xNi合金(x=0.5, 1.0, 2.0)試料のデータ⁽²⁰⁾も合わせて示した。Fe-Mn合金試料の照射温度は290°Cで、損傷速度は 1.1×10^{-4} dpa/s, 照射量は0.12 dpaと1.01 dpaであり、今回の照射と比較して損傷速度と照射量はともに約10倍の照射条件である。また、Fe-1.5Mn-xNi合金試料の照射温度は290°Cで、損傷速度は 1.4×10^{-5} dpa/s, 照射量は0.026 dpa, 0.074 dpa, 0.158 dpaであり、今回の照射と非常に類似した照射条件である。図中の破線はFe-Mn合金試料のデータに対して最小二乗法で決定した原点を通る直線である。Mn濃度によらずクラスタの形成量と硬さの増加量には比較的良好な相関が認められる。本研究と先行研究⁽²⁰⁾のデータのうちMnクラスタが形成するFeMn合金試料のデータは既存のFe-Mn合金試料データの範囲とよく一致しており、損傷速度の違いによらず類似のMnクラスタが形成して硬化を生じていることが分かった。

これに対して、Siを添加した合金試料のデータはSi濃度によらず溶質原子クラスタの形成量に対して大きな硬化量を示した。この原因には、Mn/SiクラスタはMnクラスタに比べて大きな硬化係数を有する可能性が考えられるとともに、APT測定データから抽出したMn/Siクラスタ以外の硬化因子が強く影響している可能性が考えられるが、転位ループの形成を促進していると考えるのが妥当である。より高い損傷速度で高い照射量までイオン照射したFe-Mn-Si合金において、Si濃度が高くなるほどループ状のSiの単独の集積が顕著になり、Mn単独の球状の集積が減少することが報告されている⁽¹⁷⁾。計算機シミュレーションでは、Fe中に形成した<111>転位ループ内の周辺部にMnやSi, Pが偏析することが密度汎関数理論計算で示されている⁽²¹⁾。Fe-Mn-Si合金ではSiのみが転位ループに集積する

反応に関係し、自己格子間原子(SIA)と転位ループとの反応が先行することで、Siが共存するとMnの集積が抑制される機構が考えられる。

溶質原子クラスタの形成に関する計算機シミュレーションでは、 α -Fe中の溶質原子がクラスタ化することによるエントロピーの変化がTsuruら⁽²²⁾により第一原理計算で調べられており、MnとNiはクラスタ化するほどエントロピーが低下し、クラスタを形成した方が安定であることが示されている。これに対して、Siはクラスタを形成しない方が安定であることが示されている。また、 α -Fe中の溶質原子の拡散機構と照射欠陥クラスタへの照射誘起偏析機構がMessinaら⁽²³⁾により第一原理計算で調べられており、MnはSIAとの混合ダンベル機構による拡散と偏析、NiとSiはSIAとの混合ダンベル機構と空孔の引きずり機構による拡散と空孔の引きずり機構による偏析が生じることが示されている。Fe-Mn-Si合金試料で観察されたMn/Siクラスタは、点欠陥のシンクとして作用するカスケードデブリ⁽²⁴⁾として形成したSIAクラスタに、SIAとの混合ダンベル機構で偏析して自発的にクラスタ化するMnと空孔の引きずり機構で偏析するSiにより形成したと考えられる。自発的にクラスタ化しないSiは母相のFeに対してアンダーサイズの元素であるため、オーバーサイズのMnがクラスタ化することで生じる歪を緩和させることでクラスタにとどまっていると考えられる。

Si添加による溶質原子クラスタの形成の抑制機構としては、

- (1) SIAクラスタがMnクラスタ形成の核として作用しなくなった。または、作用が弱まった。
- (2) SIA-Mnの混合ダンベルが安定でなくなった。

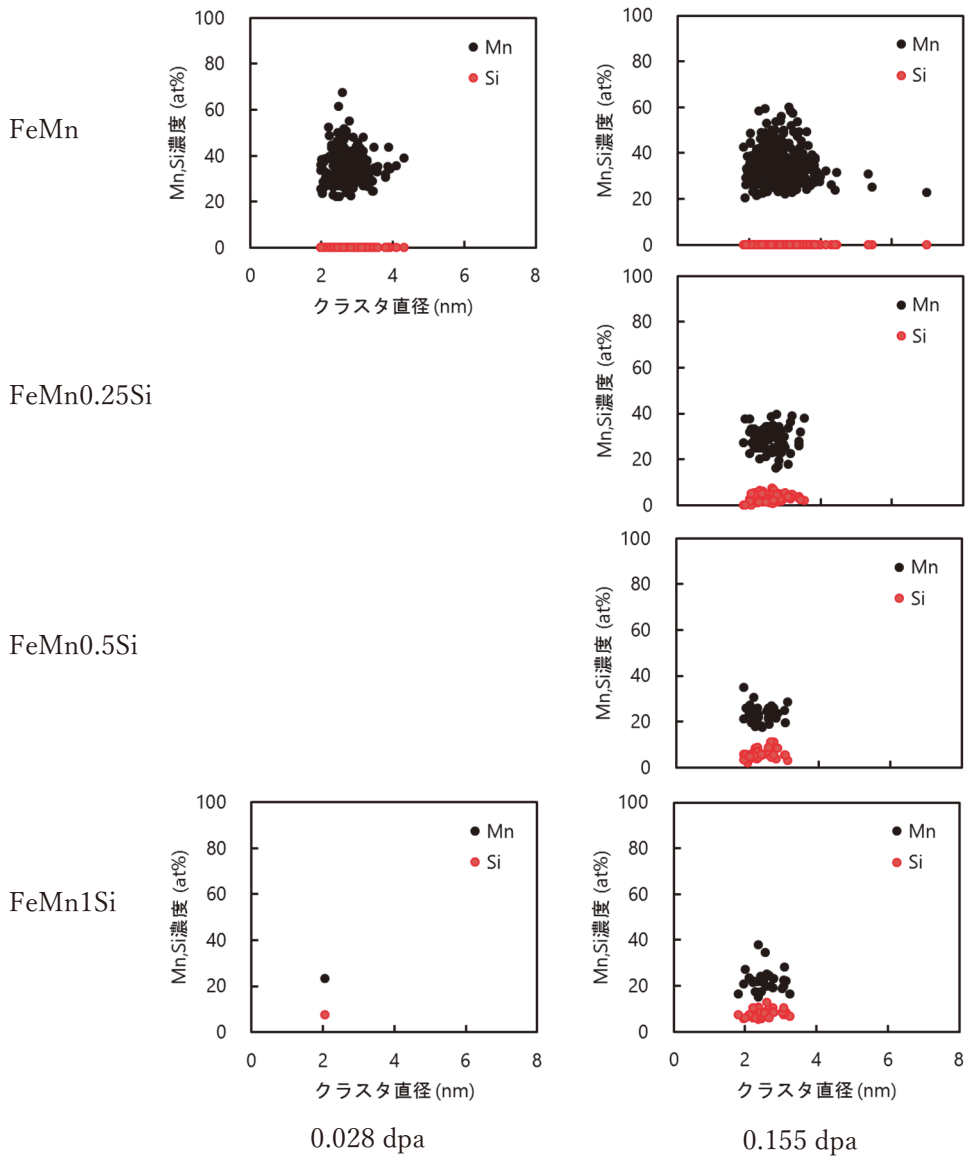


図6 溶質原子クラスタの組成と大きさの関係

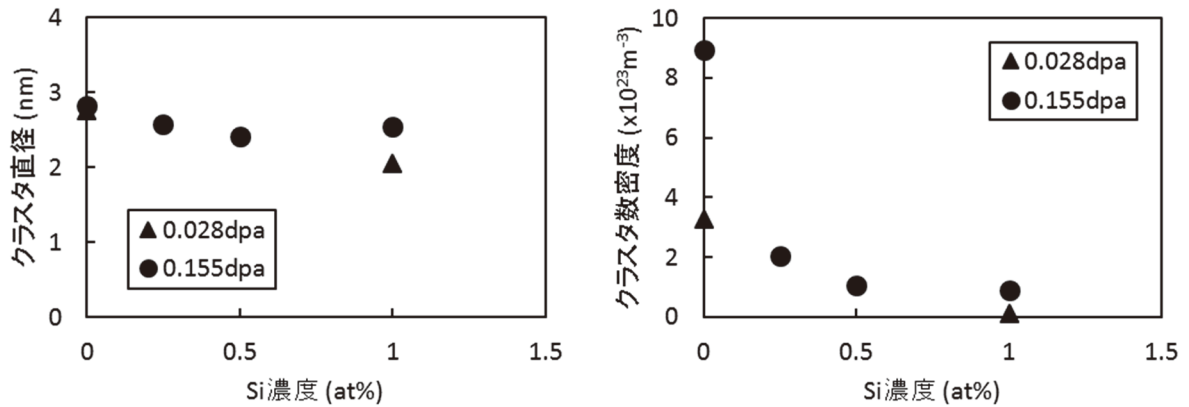


図7 溶質原子クラスタの平均直径, 数密度の比較

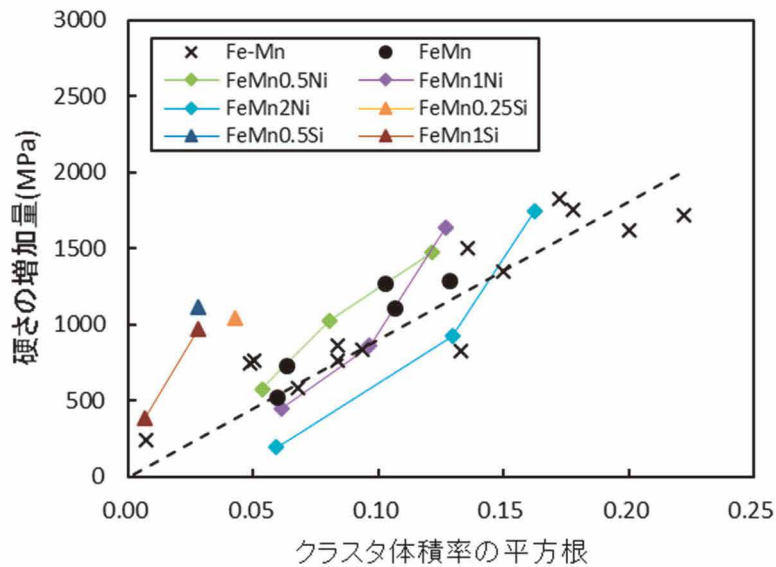


図8 溶質原子クラスタの体積率の平方根と硬さの増加量の関係

(3) 空孔-Si複合体の形成による空孔の寿命が長くなり、空孔-SIAの再結合によるSIAの消滅を促進することで、実効的なSIA濃度が低下した。

が考えられるが、今後の検討課題である。

一方、図8に示したクラスタの体積率の平方根と硬さの増加量の関係において、FeMn0.5Ni合金試料とFeMn1Ni合金試料のデータは、Fe-Mn合金試料のデータ上にあり、APTで観察された溶質原子クラスタと硬さの増加が同じ関係であることが分かる。FeMn2Ni合金試料のデータは、特に低照射量でFe-Mn合金試料のデータよりも右にシフトした傾向があり、溶質原子クラスタの形成量に対して硬化量が小さい。低照射量のMn/NiクラスタはMnクラスタに比べて小さな硬化係数を有する可能性が考えられる。SIAクラスタを核にして偏析でMnやNiが集積して溶質原子クラスタを形成する機構を想定すると、MnはSIAとの混合ダンベル機構で、Niは空孔の引きずり機構でクラスタに集積する⁽²³⁾。Mnの集積は核のSIAクラスタを成長させるが、Niの集積は逆に縮小させる。FeMn2Ni合金試料に形成するMn/NiクラスタのMnとNiの濃度はそれぞれ28at%と9at%であり、FeMn0.5Ni合金試料とFeMn1Ni合金試料中のMn/NiクラスタのNiの濃度5at%と2at%と比べて高い⁽²⁰⁾。MnとNiの濃度の差が単純にクラスタ中のSIA核の大きさに比例すると考えると、Ni濃度が高いほどSIA核は小さくなる。照射誘起で形成する濃度分布が大きい微小な溶質原子クラスタはSIA核の大きさが硬化係数と関係しているとも考えられる。極めて微小な溶質

原子クラスタの硬化機構を考える上では、クラスタの構造も考慮した計算機シミュレーションによる検討が必要であることを示唆する。

原子炉圧力容器の照射脆化を精緻に予測するためには、低照射量から高照射量までの脆化機構を確認していくことが重要であり、溶質原子クラスタを構成するCu, Mn, Ni, Siの個別元素の脆化に対する影響を理解することが重要である。本研究から、溶質原子クラスタ形成の初期過程に対してSiはMnの集積を抑制する影響があること、ただしSi濃度が増加してもその抑制効果はほとんど大きくなること分かった。先行して実施した溶質原子クラスタ形成の初期過程に対するNiの影響を調べた結果では、Niを添加した合金試料とFe-Mn合金試料の硬さの増加量と溶質原子クラスタの形成量の関係はよく一致しており、MnクラスタとMn/Niクラスタで硬化係数に大きな違いがないことが示唆されている⁽²⁰⁾。また、Ni濃度の高い高照射の試料でクラスタの体積率が大きくなると硬化量が大きくなる傾向が認められている。この原因として、より高い照射量までイオン照射したFe-Mn-Ni合金において、Ni濃度が高くなるほどループ状のMn/Niの集積が顕著になり、Mn単独の集積が減少することが報告されており、Niの添加が転位ループの形成を促進することが提案されている⁽²⁰⁾。これらの結果から、Fe-Mn-Ni-Si合金における溶質原子クラスタ形成の初期過程を考えると、Si添加によるMnクラスタ形成の抑制効果とNi添加によるMnクラスタ形成の促進効果のバランス

を理解することが重要と考えられる。今後、低Cu含有量の低合金鋼とともにFe-Mn-Ni-Si合金に対しても溶質原子クラスタ形成の初期段階に対応するイオン照射実験を実施して、溶質原子クラスタ形成の初期過程における個別元素の影響の検討を進める必要がある。

5. まとめ

溶質原子のうち Si について、原子炉容器の照射脆化への影響を検討した。原子炉容器鋼のモデル合金である Fe-Mn-Si 合金および Fe-Mn 合金に対して、Fe イオン照射試験を実施し、低照射量での照射マイクロ組織変化への Si 影響を APT 分析により検討した。

その結果、Mn/Si が集積した溶質原子クラスタは形成するが、Si 添加により形成が抑制されることが確認された。さらに、溶質原子クラスタの体積率の平方根と硬さの増加量の関係から、溶質原子クラスタ以外の硬化因子が形成していることが示唆された。

低 Cu 含有量の原子炉容器鋼で脆化因子として想定される Mn/Ni/Si クラスタの形成の初期過程を検討するためには、Si 添加による Mn クラスタ形成の抑制効果と Ni 添加による Mn クラスタ形成の促進効果のバランスを理解することが重要と考えられる。

文献

- (1) J.R. Hawthorne, "Demonstration of improved radiation embrittlement resistance of A533-B steel through control of selected residual elements," *Proc. International Symposium on Effects of Radiation on Materials*, ASTM STP 484, p.96 (1970).
- (2) ASME Sec. XI Appendix A (1974).
- (3) USNRC Regulatory Guide (R.G.) 1.99 Rev.1 (1977).
- (4) USNRC Regulatory Guide (R.G.) 1.99 Rev.2 (1988).
- (5) E.D. Eason, J.E. Wright, G.R. Odette, "Improved Embrittlement Correlations for Reactor Pressure Vessel Steels," NUREG/CR-6551 MCS 970501, November 1998.
- (6) ASTM E900-2, "Standard Guide for Predicting Radiation-Induced Transition Temperature Shift for Reactor Vessel Materials, E706 (IIF)," Annual Book of ASTM Standards, Vol.12.02, American Society for Testing and Materials, West Conshohocken, PA.
- (7) M.E. Kirk, "Schedule and Status: PTS Rulemaking, RG.1.99 Revision, Appendix G Research Activities," ASTM E10.02 Committee Meeting, Anaheim, CA, USA, January 2007.
- (8) 曾根田直樹, 土肥謙次, 野本明義, 西田憲二, 石野葉, "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>.
- (19) 藤井克彦, 福谷耕司, “原子炉容器鋼中の溶質原子クラスタ形成に対する Mn の影響”, INSS JOURNAL, 27, p.126 (2020).
- (20) 藤井克彦, 福谷耕司, “原子炉容器鋼中の溶質原子クラスタ形成に対する Ni の影響”, INSS JOURNAL, 29, p.120 (2022).
- (21) C. Domain, C.S. Becquart, “Solute- $\langle 111 \rangle$ interstitial loop interaction in α -Fe: A DFT study,” J. Nucl. Mater., 499, p.582 (2018).
- (22) T. Tsuru, C. Suzuki, Y. Kaji, T. Tsukada, “Nonempirical prediction of impurity segregation in α -Fe from first principles,” J. App. Phys., 107, 061805 (2010).
- (23) L. Messina, T. Schuler, M. Nastar, M.C. Marinica, P. Olsson, “Solute diffusion by self-interstitial defects and radiation-induced segregation in ferritic Fe-X (X=Cr, Cu, Mn, Ni, P, Si) dilute alloys,” Acta Mat., 191, p.166 (2020).
- (24) R.E. Stoller, A.F. Calder, Statistical analysis of a library of molecular dynamics cascade simulations in iron at 100 K, J. Nucl. Mater., 283, p.746 (2000).

Ni 基合金溶接部の SCC 割れ面の可視化

Visualization of a Stress Corrosion Cracking in Ni Based Alloy Weldment

石田 仁志 (Hitoshi Ishida) *1 川嶋紘一郎 (Koichiro Kawashima) *2

要約 これまでに著者らは、接触または密着する欠陥の割れ面の可視化に有効とされる高調波法によって、超音波の散乱減衰の影響が大きいとされる Ni 基合金溶接部に人工的に付与した応力腐食割れの画像化が可能であることを示した。現行法である超音波パルス法のうち最も高度な手法とされるフェーズドアレイ探触子を用いて、Ni 基合金溶接部に付与加工された応力腐食割れを測定し、高調波法との比較、測定条件としての屈折角と焦点深さの影響に関する知見を得た。

キーワード 超音波探傷試験, 非線形超音波, 高調波, フェーズドアレイ探触子, Ni 基合金, 応力腐食割れ

Abstract The high harmonic method is effective for visualizing the crack surface having cracks which are close to each other or which are connected. So far, we have demonstrated that the high harmonic method is able to visualize stress corrosion cracking artificially applied to Ni-based alloy welds, which are greatly affected by ultrasonic scattering attenuation. Using a phased array probe, which is one of the most advanced devices for the currently available ultrasonic pulse technique, we measured stress corrosion cracking applied to Ni-based alloy welds and compared those results with results obtained by the high harmonic method. We obtained knowledge about the effects of refraction angle and focal depth as measurement conditions.

Keywords ultrasonic testing, nonlinear ultrasonic wave, high harmonic wave, phased array probe, Ni based alloy, stress corrosion cracking

1. はじめに

原子力発電所の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する原子炉容器や 1 次冷却材管などの溶接部は、供用期間中検査の体積試験として、超音波探傷試験が行われる。応力腐食割れ (SCC) などの欠陥が検出された場合には、その設備の健全性を評価するために欠陥の寸法が測定される。

供用期間中検査の超音波探傷試験は、入射したパルス状の超音波の音響的不連続部分における反射、散乱によって割れを検出する超音波パルス法^(1,2)により行われる。割れ面が接触または密着していると、超音波は割れ面を部分的に通過し、先端からの散乱波が十分生じず、捉えるべき信号を得ることができない。その結果、先端位置の不明、誤認が生じ、正確な寸法測定に影響する。原子力発電所の原子炉容器の管台異材継手部の Ni 基合金溶接部で検出された SCC はこのような閉口き裂であったと著者らは推定する⁽³⁾。

このような問題に対処するため、非線形超音波法による閉口き裂の可視化が試みられてきた。高調波法により、

Ni 基合金溶接部の粒界 SCC^(4,5)、鑄造ステンレス鋼内の疲労き裂⁽⁶⁾が可視化された。従来のパルス反射法では困難な、閉口き裂面を可視化できるという点が、高調波法の優位な点である。

著者らは、模擬閉口き裂を含む試験片を製作し、水浸高調波法により模擬き裂部を可視化し、模擬き裂面の部分的開閉口により高調波が発生していることを実証した⁽⁶⁾。高調波法を実機に適用するためには、探触子を被検体に直接接触させての探傷が不可欠であることから、この直接接触斜角法による高調波測定手法の検討を進めてきた。これまでに、1 振動子集束型探触子を用いて Ni 基合金溶接部の SCC 割れ面の可視化が可能であることを確かめ、同じ探触子を用いた超音波パルス法よりも高い SN 比で可視化できることが分かった。しかし、超音波パルス法には、フェーズドアレイ探触子を用いた探傷法など高度な測定手法があり、これらとの比較も不可欠である。

本稿では、現行法のうち最も高度な手法とされるフェーズドアレイ探触子を用いた測定結果を報告する。

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 (有) 超音波材料診断研究所

2. 試験片

図1に、測定したインコネル溶接部SCC試験体を示す。ステンレス鋼 (SUS316) 製の平板の長手方向に、インコネル 600 溶接部があり、これと直交方向に割れ面を持つ SCC が付与されている。

SCC を付与する領域は、図 1(2)に示すような形状に加工したうえで、割れ感受性の高いインコネル溶接材により再溶接されている。試験体長手方向に引張応力を負荷し、割れの付与位置に加工した放電加工ノッチを起点として、テトラチオン酸水溶液に局部的に浸漬させ、表面からの深さ 20mm、表面開口部長さ 13mm を SCC 付与寸法の目標値として、割れを進展させた。

なお、この試験体は、過年度において Ni 基合金異材接手溶接部の SCC を割れの開口面側から探傷する技術を検討するために製作したものであることから、通常の配管や管台の開先形状に対する欠陥発生想定位置が内外面に対して逆である。

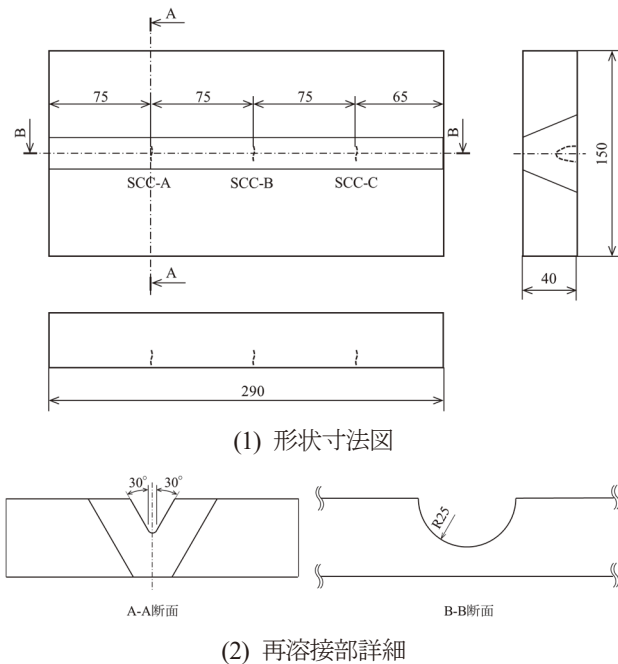


図1 インコネル溶接部 SCC 試験体

3. フェーズドアレイ探触子による測定

3.1 測定方法

図 2 に、フェーズドアレイ探触子による測定システムを示す。フェーズドアレイ探触子をフェーズドアレイ装置に接続し、コンピュータの制御解析ソフトにより、測定条

件の設定、測定データの採取・記録、記録データからの画像化と分析を行った。

試験体の SCC の付与面とは反対側の面に、フェーズドアレイ探触子を配置し、スキャナにより走査した。スキャナの位置情報は、測定データと合わせて記録された。

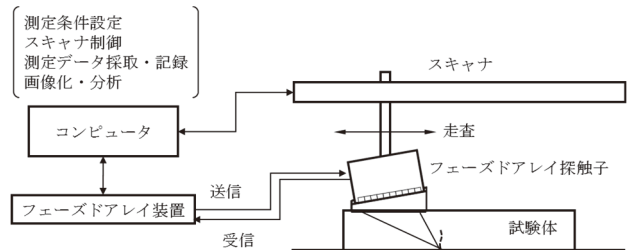
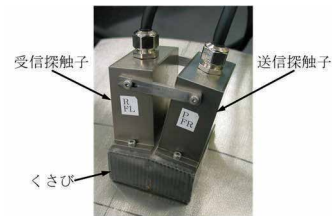


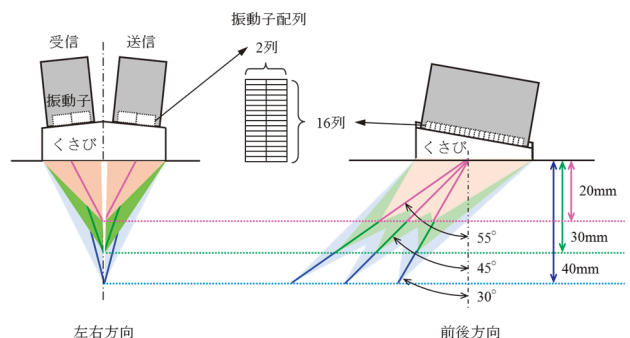
図2 フェーズドアレイ探触子による測定システム

図 3 に、フェーズドアレイ探触子を示す。振動子が左右方向に 2 列、前後方向に 16 列に配列されたフェーズアレイ探触子 2 個を送信用と受信用で使用し、斜角探傷用のくさびに入射方向に対して左右に配置した。

SCC 割れ面に相当する表面から 20, 30, 40mm の深さに焦点を設定し、それぞれの焦点深さを屈折角 30, 45, 55 度で測定を行った。



(1) 外観写真



(2) 振動子配列と測定条件

図3 フェーズドアレイ探触子

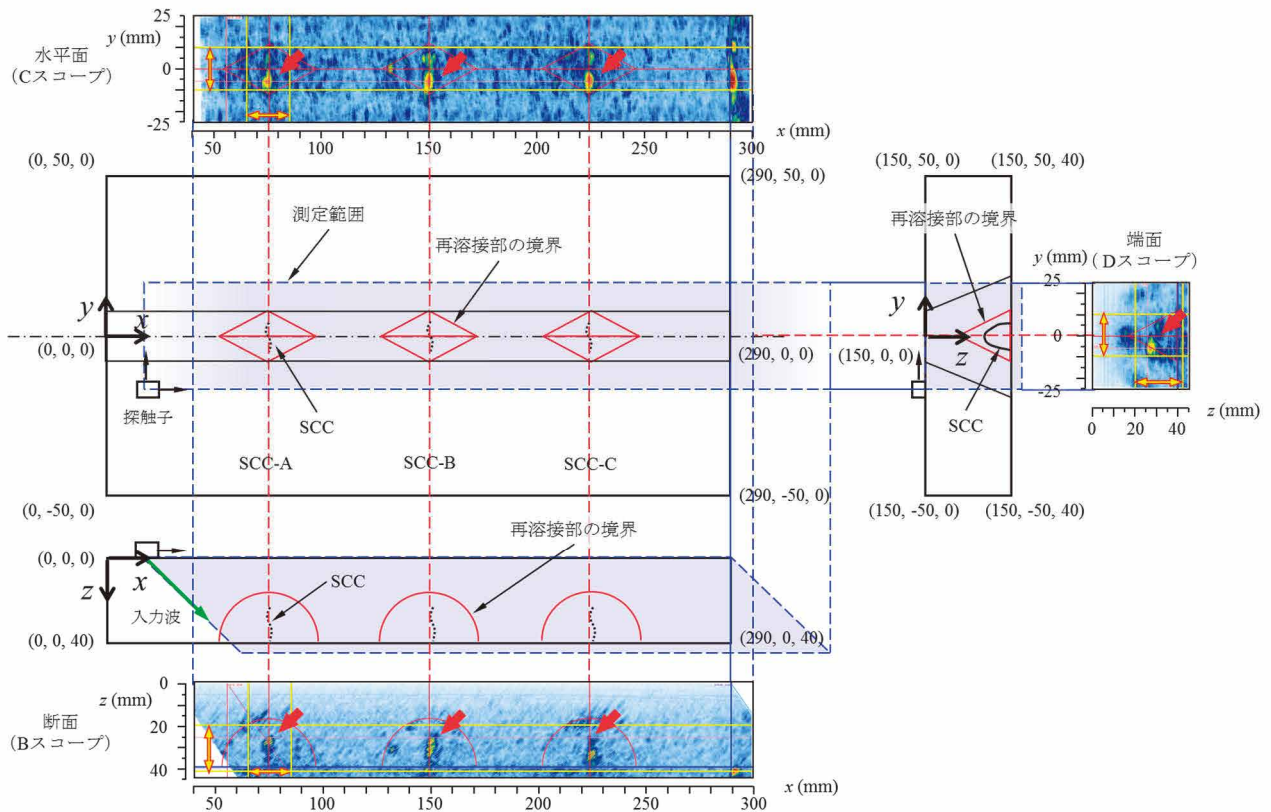


図4 SCC 試験体の測定と画像化の範囲

3.2 測定結果と考察

図4に、SCC 試験体の測定範囲と画像化の範囲を示す。この測定範囲に対し、試験体の3方向のCスコープ(水平面)、Bスコープ(断面)、Dスコープ(端面)として描画した。それぞれ3方向において黄矢印で示した範囲のデータを画像化し、DスコープはそれぞれのSCC近傍を画像化した。

赤線で示したCスコープ上のひし形、Bスコープ上の半円形、Dスコープ上の三角形は、図1(2)に示したSCC付与加工した再溶接部の形状を示している。 $z=40\text{mm}$ の青線は試験体底面を、 $x=290\text{mm}$ の青線は試験体の端面を示している。端面と底面が交わる角部での反射波が表れている。

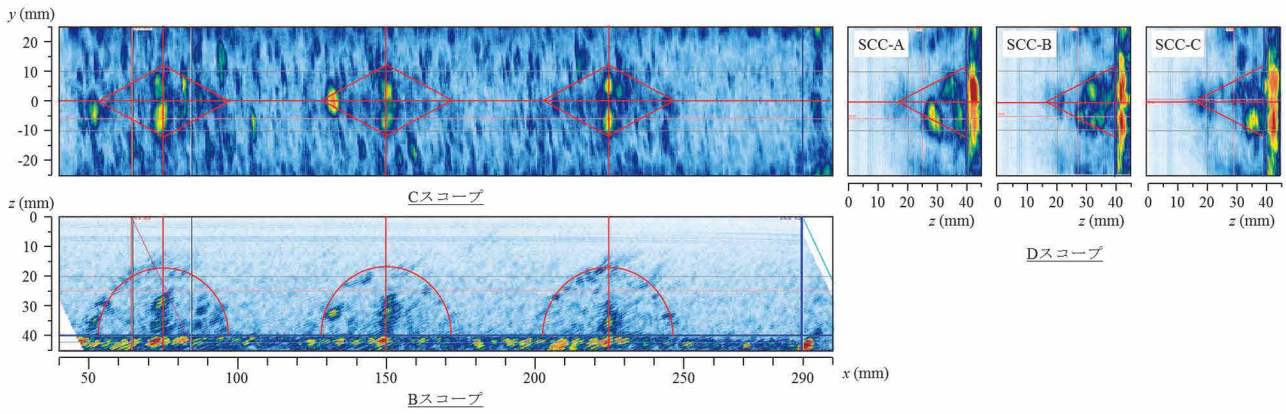
SCCのない位置における受信信号におけるノイズレベルを、信号波形画面の縦軸の5%に調整し、各スコープを描画した。

図5、6に画像化の結果を示す。図5は屈折角条件による差異を、図6は焦点深さ条件による差異を示している。

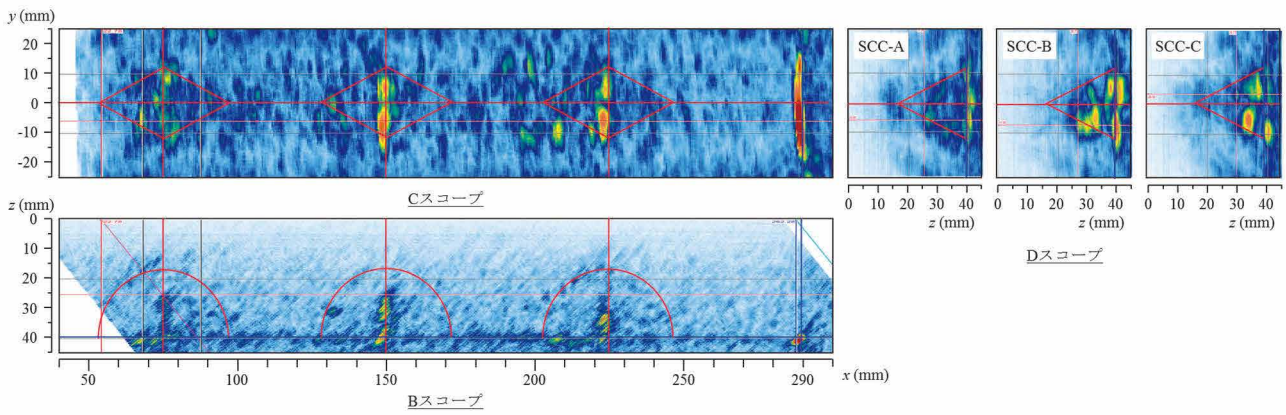
屈折角によって、SCC割れ面からの散乱波の分布が異なる。SCCの平滑でない屈曲する割れ面における散乱位置の違いが表れているものと考えられる。

また、SCC-BおよびSCC-Cの結果では、屈折角が大きくなると、割れ面からと推定される同じ位置の散乱波振幅が大きくなった。割れ面に対向する角度がより垂直に近くなるためと考えられる。しかし、SCC-Aでは、逆に小さくなっている。割れ面の凹凸の高さ、範囲などによって散乱波の発生が異なることも考えられる。割れ面からの反対側からの測定結果を加えて、このような割れ面の凹凸の高さ、範囲などによって変化すると推定される散乱波発生の状況を確認することが必要である。

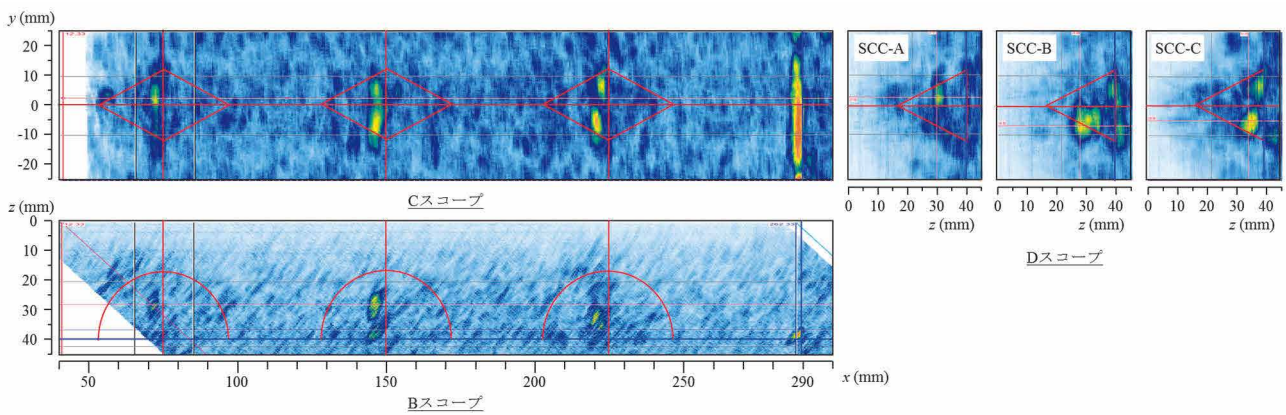
焦点が深くなると、SCC割れ面の散乱源から離れることとなって、割れ面からと推定される散乱波の強度が低下する。焦点深さ40mmは底面深さに相当し、割れ面からの散乱波の識別性は良くない。割れ面をねらう焦点深さが有効であると考えられ、前述の検討項目に加えて、焦点深さによる検討も必要である。



(1) 屈折角 30 度 (焦点深さ 30mm)

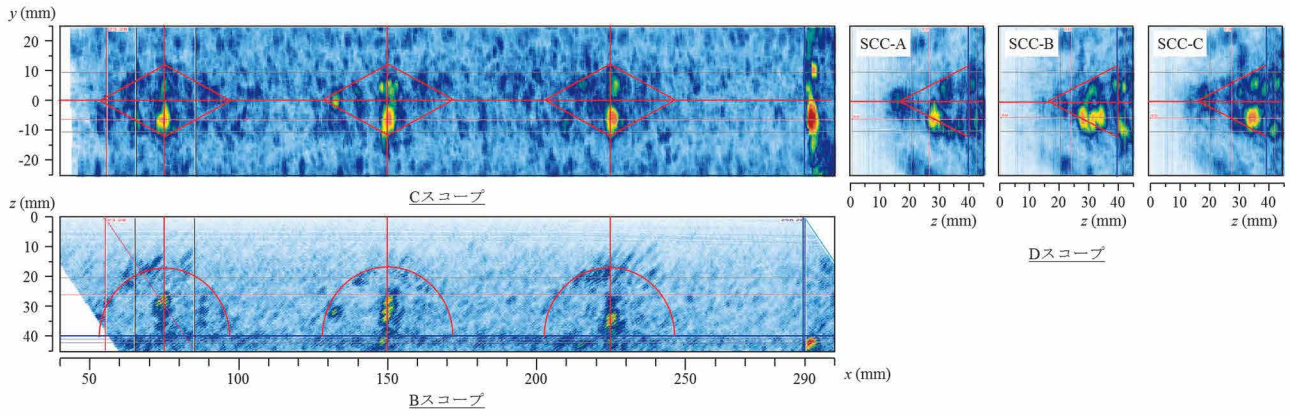


(2) 屈折角 45 度 (焦点深さ 30mm)

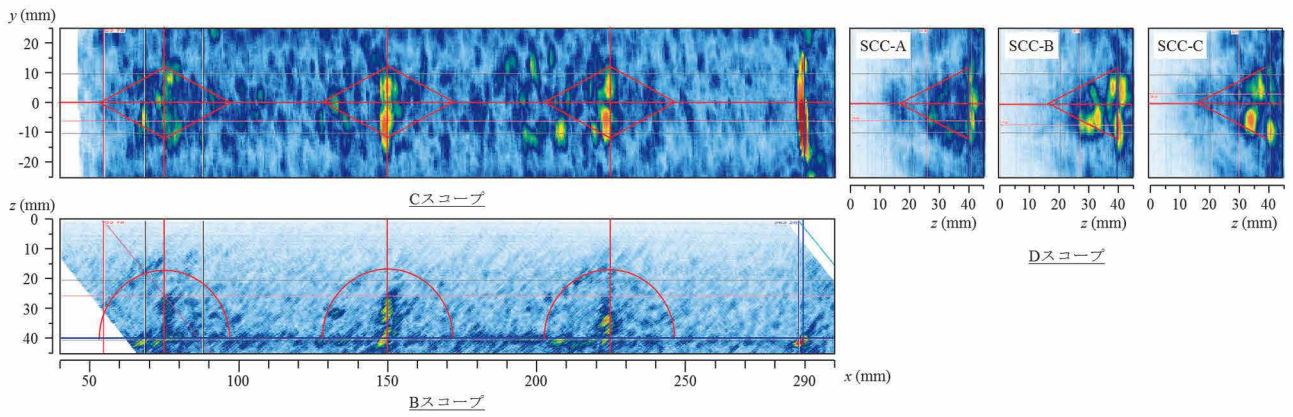


(3) 屈折角 55 度 (焦点深さ 30mm)

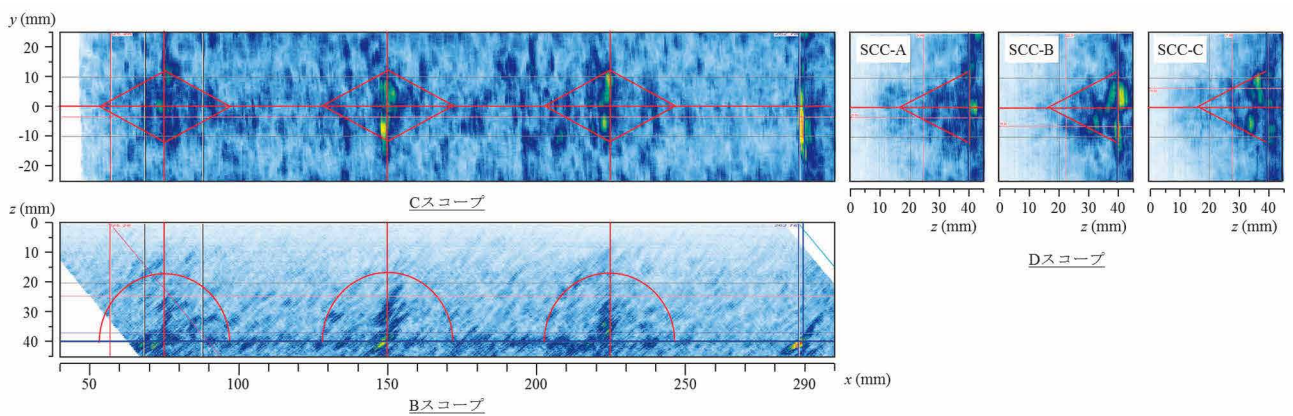
図 5 測定結果 (屈折角条件の比較)



(1) 焦点深さ 20mm (屈折角 45 度)



(2) 焦点深さ 30mm (屈折角 45 度)



(3) 焦点深さ 40mm (屈折角 45 度)

図 6 測定結果 (焦点深さ条件の比較)

4. 高調波法との比較

図 7 に、超音波パルス法であるフェーズドアレイ法と高調波直接接斜角法の D スコープ画像の比較を示す。フェーズドアレイ法は、焦点深さ 20, 30mm, 屈折角 30, 45, 55 度の結果を、高調波法は、くさび距離の異なる 2 種類の 1 振動子集束型 5MHz 探触子で入力周波数 3.5, 6.0MHz, ハイパスフィルタ (HPF) のない場合と 3 次高調波を抽出した場合の結果を示している。

本検討でのフェーズドアレイ法の結果は、次の点から高調波直接接斜角法の結果よりも、次の点で優位にある。

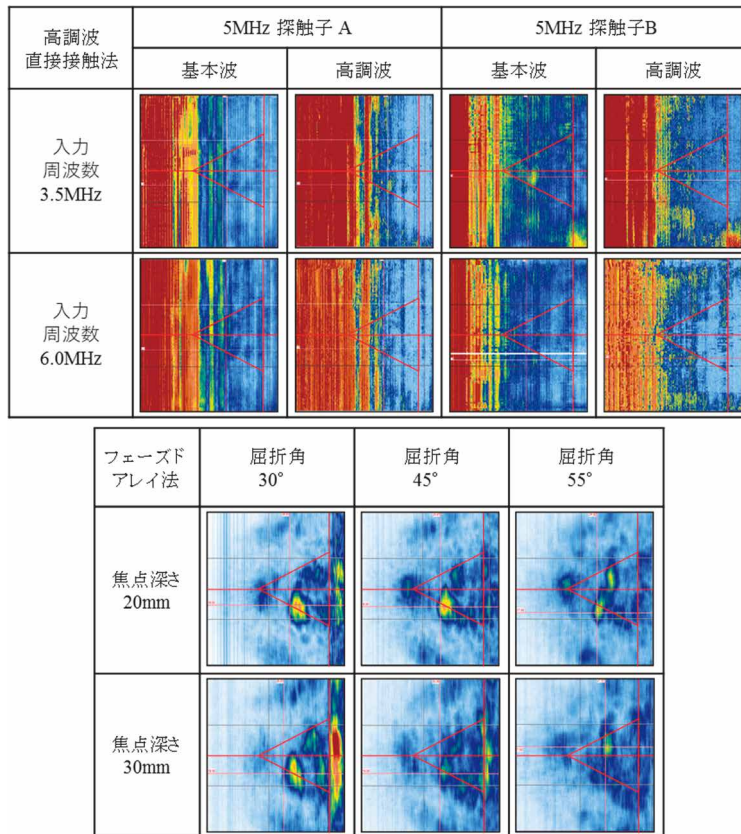
1) フェーズドアレイ探触子の配列全体の振動子の大きさは、高調波直接接斜角法の探触子の 1 個の振動子の大きさより大きく、焦点の効果が大きい。

2) 高調波直接接斜角法の探触子は 1 振動子送受信型であり、探触子くさび内の反射波によって、受信波の識別に影響している。フェーズドアレイ探触子は、送受信分割型であり、探触子くさび内の反射波の影響はない。

フェーズドアレイ法と高調波直接接斜角法のいずれの結果にも、SCC 割れ面に相当する領域において、割れ面からと推定される散乱波が識別される。

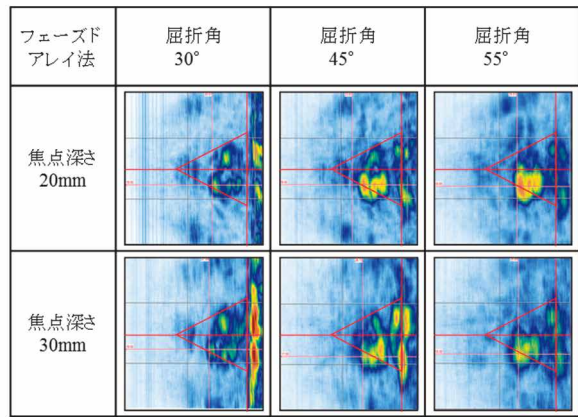
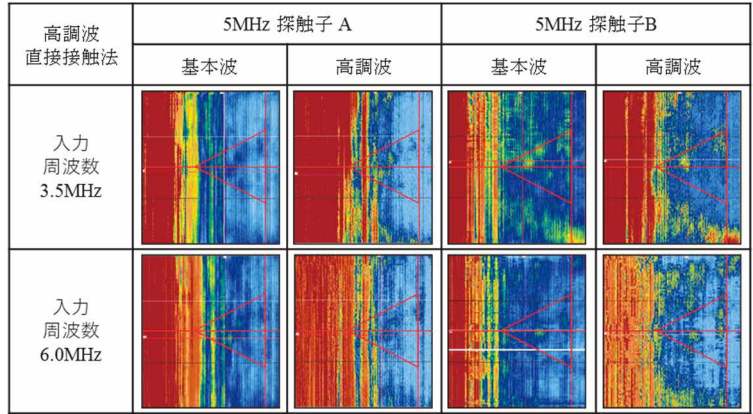
しかし、フェーズドアレイ法では識別されない位置に、高調波直接接斜角法によって明瞭に識別できるような散乱波は得られず、高調波法の優位な点である閉口き裂面を可視化には至らなかった。

前述のフェーズドアレイ探触子の優位な点、すなわち振動子寸法と送受信分割型について、高調波直接接斜角法に対しても適用し、閉口き裂面を可視化を追究することが必要である。

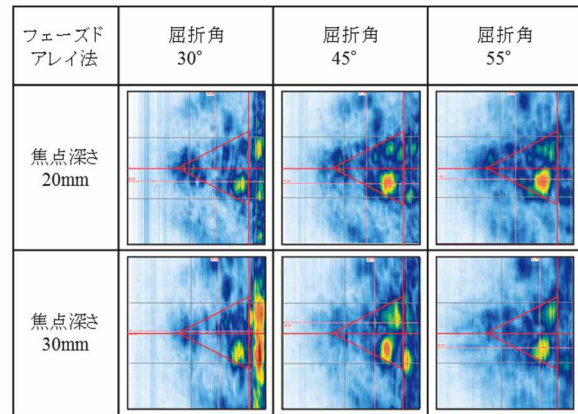
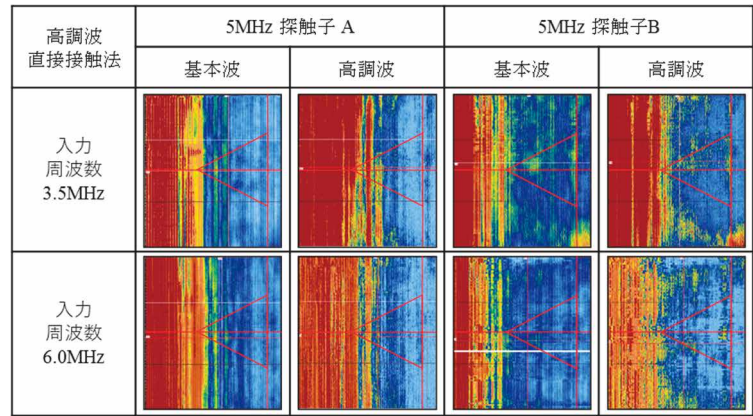


(1) SCC-A

図 7 フェーズドアレイ法と高調波直接接斜角法の比較 (1/2)



(2) SCC-B



(3) SCC-C

図7 フェーズドアレイ法と高調波直接接触斜角法の比較 (2/2)

5. おわりに

実機適用のために検討を進めている高調波法と比較するために、現行法である超音波パルス法のうち最も高度な手法とされるフェーズドアレイ探触子を用いて、Ni 基合金溶接部に付与加工された SCC の測定を行った。

得られた結果は次のとおりである。

- ① フェーズドアレイ法によって SCC 割れ面に相当する領域において、割れ面からと推定される散乱波が識別でき、高調波法においても同様の散乱波が観察される条件があった。
- ② フェーズドアレイ法では識別されない位置に、高調波直接接触斜角法によって明瞭に識別できるような散乱波は得られなかった。従来手法である超音波パルス法では得られないような結果を提供できるような特徴をさらに追究することが必要である。
- ③ フェーズドアレイ法の結果から、屈折角が大きくなると、散乱波振幅が大きくなる。割れ面に対向する角度がより垂直に近くなるためと考えられるが、逆に小さくなる割れもあり。割れ面の性状によって散乱波の発生が異なることも考えられる。
- ④ 焦点深さに応じて、散乱波振幅の大きい領域は変化する。焦点深さ 40mm は底面深さに相当し、割れ面からの散乱波の識別性は良くない。割れ面をねらう焦点深さが有効である。

今後、高調波直接接触斜角法の実機適用化を図るためには、次の検討が必要、有効である。

- ① 従来手法である超音波パルス法では得られないような結果を提供できるような、高調波直接接触斜角法の特徴をさらに追究すること。
- ② 割れ面からの反対側からの測定結果を加えて、割れ面性状による散乱波発生の状況を確認すること。
- ③ 送信と受信の探触子構成、1 振動子集束型探触子またはフェーズドアレイ探触子の使用について検討すること。

参考文献

- (1) 発電用原子力設備規格 維持規格 (2012 年版) (JSME SNA1 - 2012) , 日本機械学会, (2013).
- (2) 日本工業規格 非破壊試験用語, JIS Z 2300, (2020).
- (3) 関西電力, 大飯発電所 3 号機の定期検査状況について (原子炉容器 A ループ出口管台溶接部の傷の原因

と対策), プレスリリース,

<http://www.kepco.co.jp/pressre/2008/0926-3j.html>, (2008).

- (4) 川嶋絢一郎, 今西龍介, “Ni 基合金溶接部粒界応力腐蝕割れの高調波画像化”, 非破壊検査, 60(12), pp.713-719, (2011).
- (5) 石田仁志, 川嶋絢一郎, “高調波超音波法の Ni 基合金溶接部およびステンレス鋳鋼材への適用性の検討”, 第 19 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集, pp.25-28, (2014).
- (6) 石田仁志, 川嶋絢一郎, “変動間隙幅を持つ模擬閉口き裂の高調波画像化”, 非破壊検査, 66(12), pp.595-600, (2017).

TT690 合金冷間加工材の高温クリープ試験における粒界キャビティ分布と応力分布の関係の評価

Evaluation of grain boundary cavity distribution of a creep tested cold worked Alloy 690TT specimen and its correlation with stress distribution of the specimen

大厩 徹(Toru Oumaya)*1 山田 卓陽(Takuyo Yamada)*2

國谷 耕平(Kohei Kokutani)*3 有岡 孝司(Koji Arioka)*2

要約 TT690 合金では、粒界にキャビティが生成する現象が PWR1 次系環境水によって促進され長期供用後に SCC 発生に至る可能性が指摘されている。この粒界キャビティの形成には応力勾配が寄与することがブラントノッチ CT 試験片を用いた研究で指摘されている。本研究では、引張荷重の軸方向に応力分布が形成するテーパ付平板試験片を用いて、粒界キャビティ分布と応力分布の関係を調べた。その結果、高温クリープ試験により生成した粒界キャビティの占有率は、ミーゼス応力の応力勾配と同様に 2 箇所極大値が認められた。この結果から冷間加工により導入された空孔が応力勾配を駆動力として高応力部に集積して粒界キャビティを生成したことが示唆された。

キーワード TT690 合金, 冷間加工, テーパ付平板試験片, キャビティ生成, クリープ試験

Abstract Cavities formed on grain boundaries of Alloy 690TT may lead to SCC initiation when exposed to PWR primary water after long term operation. Stress gradient may involve in grain boundary cavity formation based on the previous researches employing blunt notched CT specimen. In this study, a tapered flat specimen which has stress distribution along loading axis direction is newly introduced and the correlation of grain boundary cavity distribution and the stress distribution is investigated. As a result, the grain boundary cavity coverage obtained by high temperature creep testing in air and the mises stress gradient both exhibited two maximal points. The result indicated that cold work induced vacancies were motivated by stress gradient and accumulated as cavities on grain boundary at higher stress region.

Keywords Alloy 690TT, cold work, tapered flat specimen, cavity formation, creep testing

1. 緒言

ニッケル基合金の一種である 600 系合金は加圧水型軽水炉 (pressurized water reactor, PWR) プラントの 1 次冷却材環境下で応力腐食割れ (stress corrosion cracking, SCC) 感受性を有することが知られており、国内外の実機プラントで多くの SCC 発生・進展事例が報告されている⁽¹⁾。そのため、PWR プラントの 600 系合金を使用している機器では、耐 SCC 性に優れる 690 系合金を用いた部材への交換や補修が進められた。対策材として採用された 690 系合金については、現在までのところ、実機において SCC 発生の報告例はない。

一方、実験室では強い冷間加工 (cold work, CW) を付与することにより亀裂進展の感受性を示すことが報告^{(2)~(10)}されており、米国では 690 系合金を対象とした亀裂進展速度線図も策定されつつある⁽¹¹⁾。

Terachi らは 20%CW 及び 30%CW の TT690 合金で 360°C の PWR1 次系模擬水環境中で試験した亀裂進展試験片の破面においてキャビティの痕跡や断面において粒界にキャビティが認められたことを報告している⁽¹²⁾。また、SCC 発生についても SCC 進展試験と同様に冷間加工などの促進因子を加味して検討が行われ、Zhai らが 31%CW の TT690 合金で 360°C の PWR1 次冷却材模擬水環境中において丸棒型の引張試験片に 0.2%耐力相当の荷重を付与して 9,220h 程度の定荷重試験を実施した際に、試験片表面に深さ 15 μm を超えるキャビティ生成を伴った微小な粒界割れが生じたことを報告している⁽¹³⁾。これらの知見から、特に SCC 感受性の低い TT690 合金の SCC 発生に際しては粒界キャビティの生成が影響因子となる可能性がある。

粒界キャビティ生成型の SCC 発生は、高温クリープで知られる粒界にキャビティが生成する現象が、環境水の影響によって促進され、粒界結合力を低下させてプラントの長

* 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 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

期供用時に PWR1 次冷却材環境中で SCC 発生に至る可能性を指摘した仮説である⁽¹⁴⁾。冷間加工は材料中に空孔を導入するため、空孔の集積により生じる粒界キャビティ生成を促進する因子となり得る。Arioka らは冷間加工を加えたステンレス鋼中のニッケルの体拡散について 360~500°C で評価を行ない、冷間加工を付与することにより拡散が数桁速くなることを報告している⁽¹⁵⁾。

そこで本研究グループでは、これまで冷間加工を加えた TT690 合金についてブラントノッチ型 CT (blunt notched compact tension, BNCT) 試験片を用いて 320°C, 340°C, 360°C の PWR1 次冷却材模擬水環境中で長時間の SCC 発生試験を行ない、その結果を報告してきた^{(16), (17)}。このうち 20%CW の TT690 合金では、360°C, $K=30\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 相当の定荷重条件下で 40, 635h でノッチ先端に微小な開口が認められた⁽¹⁶⁾。ブラントノッチ CT 試験片を用いた SCC 発生試験では応力勾配の最大値がノッチ先端から 0.5mm 内側で確認されており、図 1 に示すようにその位置は粒界キャビティが最も高密度に見られる位置と一致することから⁽¹⁸⁾、ノッチ先端表面での開口に先行して内部で粒界割れが発生している可能性は否定できない。また、ブラントノッチ CT 試験片では荷重軸方向応力(最大主応力)のピークも 0.5mm 内側で確認されており、粒界キャビティ生成に寄与する応力因子が特定できない。

そこで、ブラントノッチ CT 試験片と異なる形状のテーパ付平板試験片を用いて PWR1 次冷却材模擬水環境中で SCC 発生試験を行ない、特に試験片の応力分布の違いによる SCC 発生への影響を評価することが必要である。

本研究では、テーパ付平板試験片の粒界にキャビティを生成させ、寺地らの方法⁽¹⁹⁾を適用して粒界キャビティ生成量の分布を定量的に評価し、応力分布との関係を調べ、粒界キャビティ生成に寄与する応力因子を検討した。

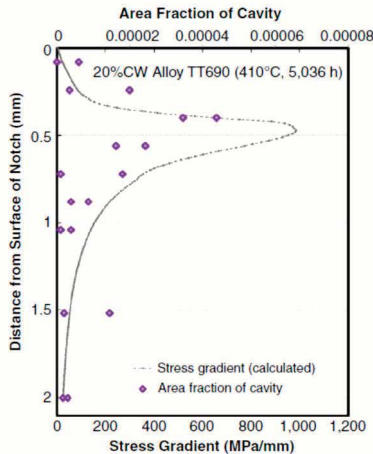


図1 ブラントノッチ CT 試験片におけるノッチ先端近傍の応力勾配とキャビティ面積占有率の関係⁽¹⁸⁾

2. 実験方法

2.1 供試材及び試験片

供試材には、表 1 に示す化学組成で、溶体化処理の後、700°C で 15h の TT 処理 (thermal treatment, 特殊熱処理) を施した TT690 合金を 20%冷間加工して用いた。表 2 に供試材の機械特性を示す。試験片は、試験片中央に応力勾配が生じるようテーパ部を設けた板厚 2mm の平板試験片である。試験片形状を図 2 に示す。試験片は供試材から長手方向が圧延方向となるよう採取し、表面亀裂の発生状況を観察するためテーパ部の片面をコロイダルシリカで研磨した。

表1 供試材の化学組成 (wt.%)

C	Si	Mn	P	S	Cu	Ni	Cr	Fe
0.019	0.30	0.32	0.009	0.0006	0.04	59.25	30.18	9.42

表2 供試材の機械特性

冷間加工度 (%)	温度 (°C)	0.2%耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)
20	室温	716	790
	450	551	608

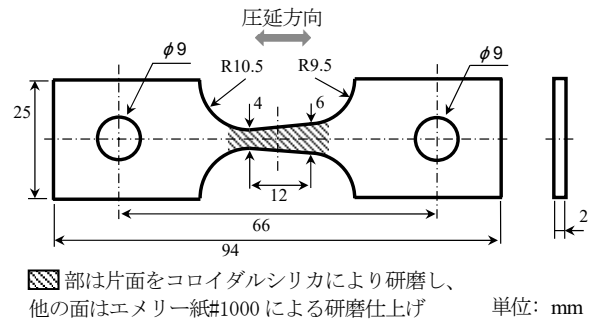


図2 テーパ付平板試験片の形状

2.2 クリープ試験

粒界にキャビティを生成させるため 450°C の高温大気中でクリープ試験を実施した。試験条件を表 3 に示す。荷重条件については、試験温度における σ_y 比で 1.0 に相当する引張荷重を付与した。試験中は試験片の変位を計測し、加速クリープへの遷移が認められたことを確認して試験を終了した。

試験終了後にテーパ部の表面を走査型電子顕微鏡 (scanning electron microscope, SEM) で観察し、開口亀裂の有無を確認すると共に、図 3 に示すように中心軸で切断

した断面をコロイダルシリカで琢磨し、SEM で観察して粒界亀裂や粒界キャビティの有無を確認した。

表 3 試験条件

試験片 ID	冷間加工度 (%)	試験温度 (°C)	負荷荷重 (kN)	σ_y 比	試験時間 (h)
A	20	450	4.60	1.0	2,739

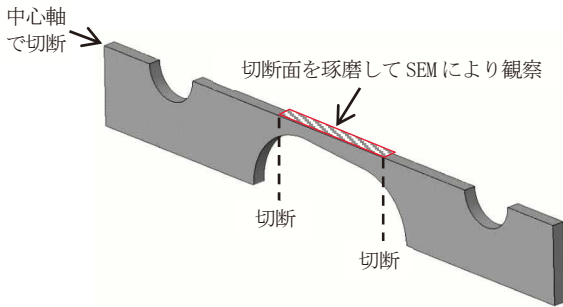


図 3 テーパ部の中心軸断面の SEM 観察

2.3 テーパー付平板試験片の応力解析

表 3 に示した試験条件下でテーパ部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。計算には供試材で実測した 450°Cにおける真応力 - 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法解析コード ABAQUS⁽²⁰⁾により行った。

2.4 粒界キャビティ分布の評価

図 3 に示したテーパ部の中心軸断面を SEM により拡大観察し、得られた画像データにより粒界キャビティ生成量を評価した。評価に際しては、SEM の加速電圧を 5kV に設定し 5 万倍の倍率で粒界に沿って撮影した 256 階調の 2 次電子像を用いた。SEM 像のコントラストは当該部位から放出された 2 次電子の量を表しており、極端に輝度の低い領域は空洞と考えられる。粒界には炭化物が析出しており炭化物上でも輝度が低下するが、炭化物による輝度の低下は一定の範囲に留まるため、その範囲を外れた輝度の低下を空洞と判断し、今回の評価では、粒界上で空洞と評価されるものを一律に粒界キャビティと判定した。判定の閾値は、それぞれの評価位置における粒界に沿った輝度値分布の傾向を踏まえて 100~130 に設定した。粒界に沿った輝度値分布から粒界キャビティの長さを評価し、粒界キャビティ占有率は、各評価位置における粒界キャビティの長さの総和を評価粒界長さで除すことにより求めた。5 万倍の SEM 像のピクセルサイズが 2.2nm であることから、今回の

評価ではこれを上回るサイズの粒界キャビティが評価対象となる。

評価位置は、高応力により粒界にキャビティが生成したと考えられるテーパ部の最細部を中心に図 4 に示す 12 点を選定した。各評価位置について、ある程度の数のキャビティが含まれるよう連続して 100 μ m 以上の長さの粒界を評価した。

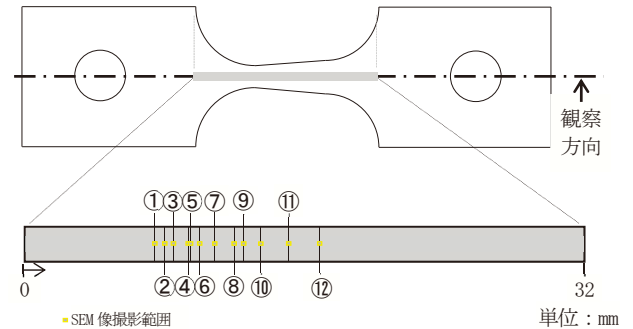


図 4 テーパー部の中心軸断面における粒界キャビティ生成量の評価位置

3. 結果

3.1 クリープ試験結果

クリープ試験中の試験片の変位の時間変化を図 5 に示す。今回の試験では、2,450h で加速クリープへ遷移し、2,739h で試験を終了した。試験終了後にテーパ部の表面を SEM 観察した結果を図 6 に示す。テーパ部の最細部近傍を中心に複数の箇所でも表面に開口亀裂が確認された。図中の I が表面に開口亀裂が確認された左端、III が右端であり、最細部近傍の 2.2mm の範囲で開口亀裂が確認された。

テーパ部の中心軸断面を SEM 観察した結果を図 7 に示す。最細部近傍の高応力部を中心に複数の箇所でも内部亀裂が確認される (図中 II) と共に粒界へのキャビティの集積 (図中 I) が確認された。

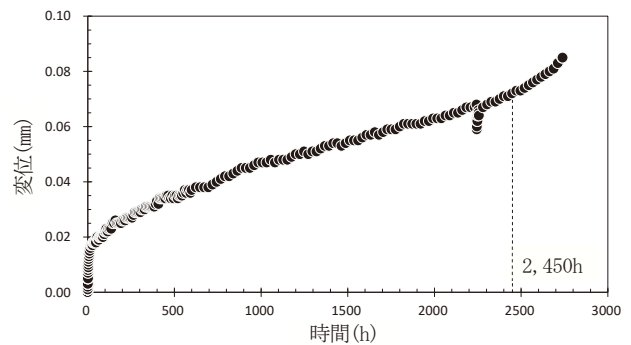


図 5 試験片の変位の時間変化

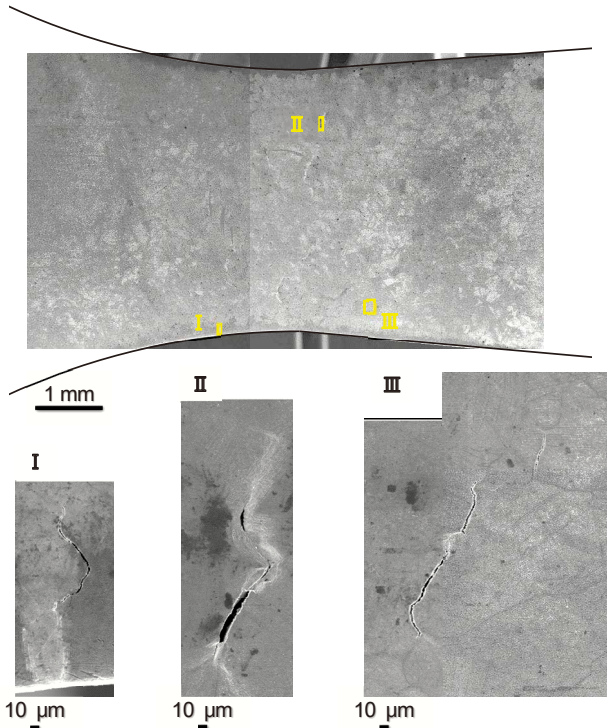


図6 テープ部表面のSEM観察結果

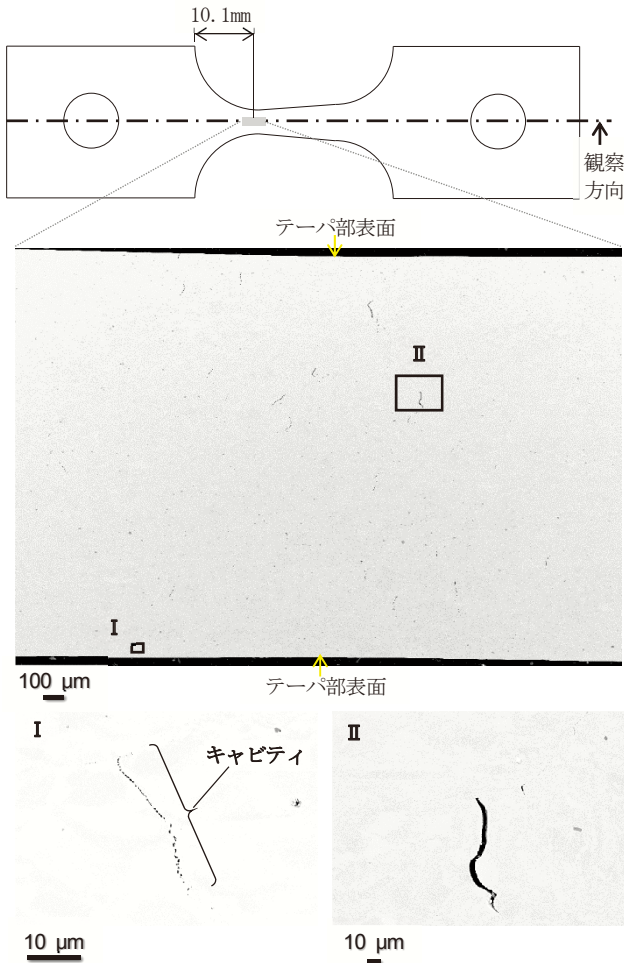
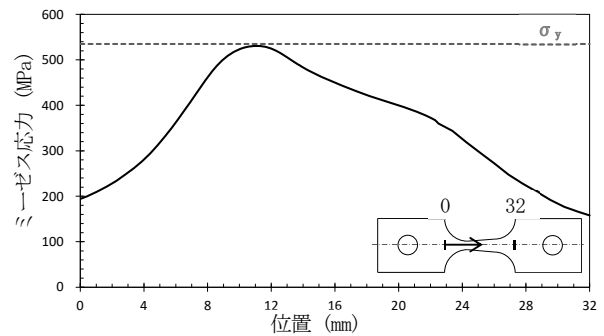


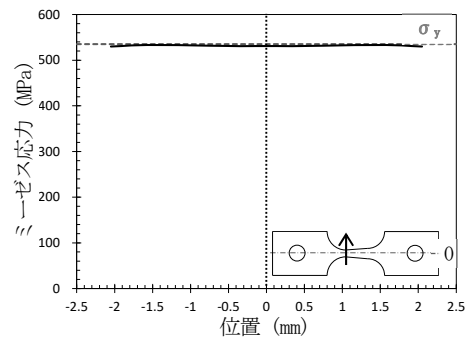
図7 テープ部中心軸断面のSEM観察結果

3.2 テーパ付平板試験片の応力解析結果

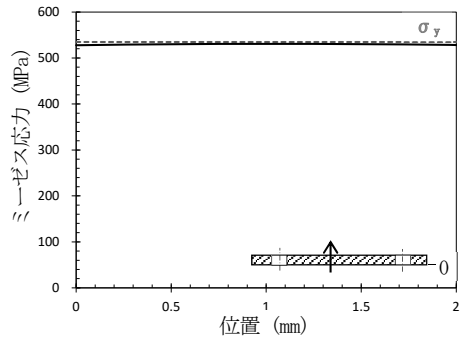
テーパ付平板試験片の中心軸におけるミーゼス応力の軸方向分布、板幅方向分布及び板厚方向分布を図8に示す。ミーゼス応力の軸方向分布は、最細部左側のR形状部分から増加し、最細部で最大 σ_y 相当に達し、最細部右側でテーパ形状に伴い緩やかに減少した。また、最大応力位置での板幅方向分布は σ_y 相当でほぼ一定となっており、R形状やテーパ形状に伴う応力集中が想定される端部付近でも σ_y を上回る領域はほとんど見られず、板厚方向分布についても σ_y 相当でほぼ一定であった。これらの結果からテーパ付平板試験片では、図1に示したブラントノッチCT試験片で見られたような内部における急峻な応力分布は生じていないことが確認できた。以上の結果を踏まえ、粒界キャビティ分布は中心軸断面上で評価した。



(a) 軸方向分布



(b) 板幅方向分布(最大応力位置)



(c) 板厚方向分布(最大応力位置)

図8 ミーゼス応力の軸方向、板幅方向及び板厚方向分布

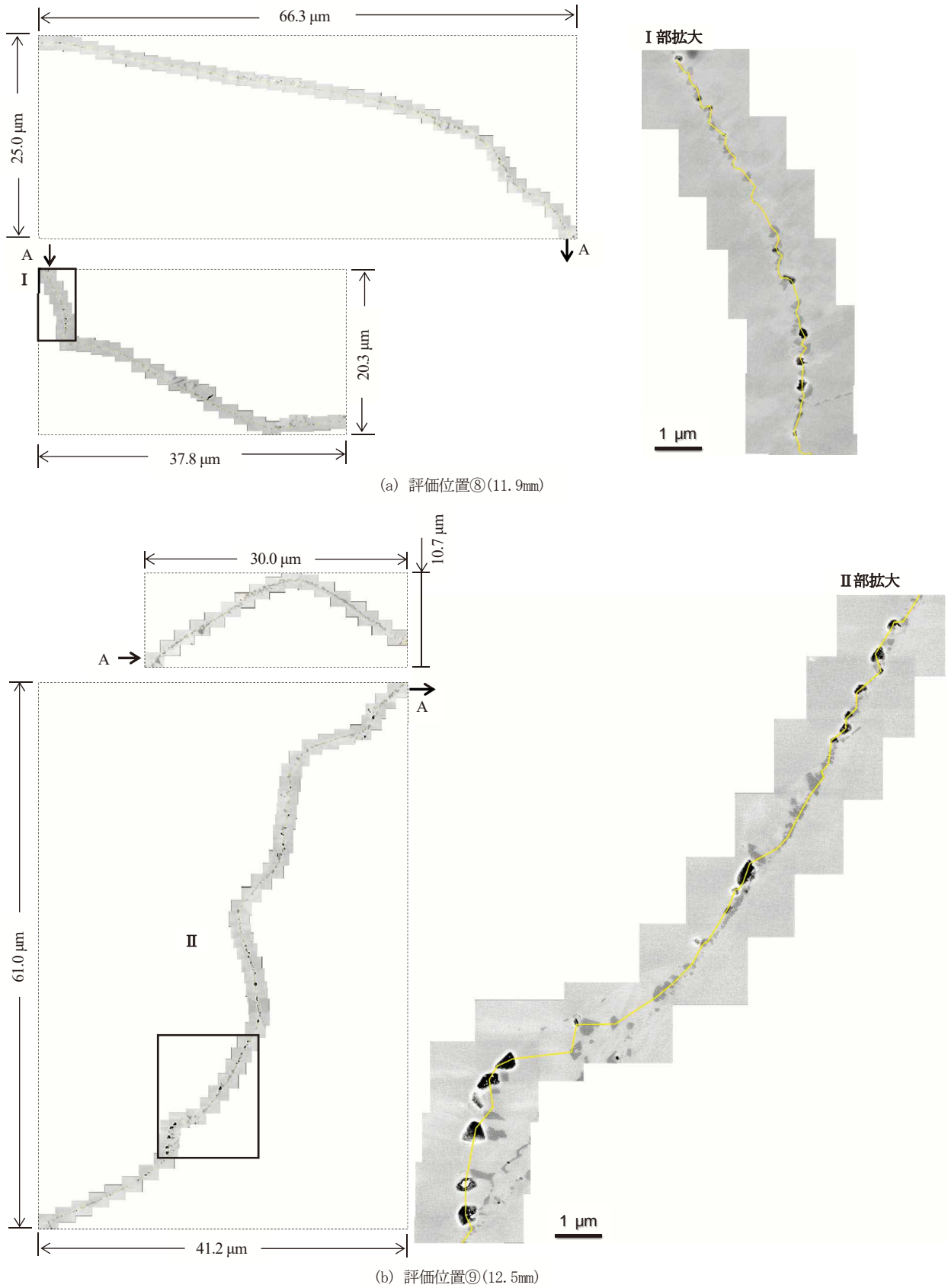


図9 最細部近傍の評価位置における粒界上のSEM像の例

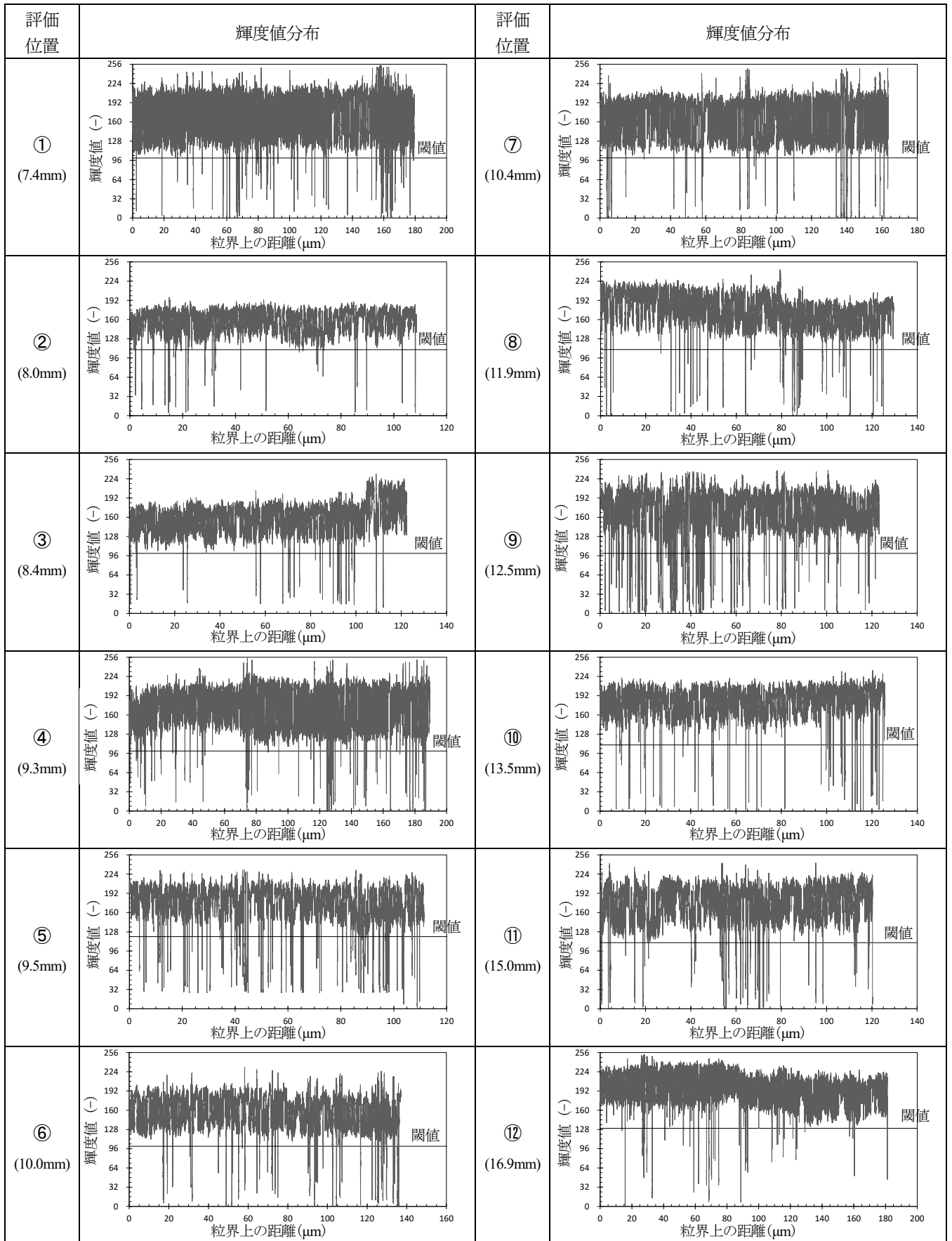


図 10 評価位置①～⑫における輝度値分布

3.3 粒界キャビティ分布の評価結果

図 4 に示した中心軸断面上の最細部近傍の評価位置⑧及び評価位置⑨における粒界上の SEM 像の例を図 9 に示す。TT 処理により粒界に生成した炭化物による輝度の低下の他、一部で粒界キャビティと見られる空洞による輝度の低下が認められた。評価位置⑧と評価位置⑨では 0.6mm しか離れていないにも関わらず粒界キャビティの生成状況が大きく異なり、評価位置⑧では 0.1 μm 程度の大きさのキャビティが 10 個程度認められたのみであったが、評価位置⑨では同程度の大きさのキャビティが 30 個以上認められると共に 0.4 μm 程度の大きさのキャビティも認められた。評価位置①～⑫について、SEM 像上で粒界炭化物に沿った線(図 9 中の黄色線)上の輝度値分布を算出した結果を図 10 に示す。同図には粒界キャビティと判定した閾値も併せて示した。各評価位置での輝度値分布から粒界キャビティ占有率を算出した結果を表 4 に示す。粒界キャビティ占有率は、最細部付近の評価位置⑨で最大 8.8%、テーパー部右端の評価位置⑫で最小 0.9%であった。

表 4 粒界キャビティ占有率評価結果

評価位置	位置 (mm)	評価粒界長さ (μm)	粒界キャビティ占有率 (%)
①	7.4	180	2.4
②	8.0	109	1.8
③	8.4	122	1.6
④	9.3	189	2.2
⑤	9.5	111	8.1
⑥	10.0	137	4.5
⑦	10.4	164	3.1
⑧	11.9	130	2.7
⑨	12.5	123	8.8
⑩	13.5	126	1.8
⑪	15.0	120	3.2
⑫	16.9	181	0.9

4. 考察

表 4 に示した各評価位置における粒界キャビティ占有率を図 8(a)のミーゼス応力の軸方向分布と対応させて図 11 に示す。粒界キャビティ占有率は最大応力発生位置の両側で極大値となり、最大応力発生位置では極大値の 1/3 程度に低下して極小値となった。また、各評価位置における発生応力は降伏応力 σ_y に対する比率でそれぞれ $0.82\sigma_y \sim 1.0\sigma_y$ 相当であった。

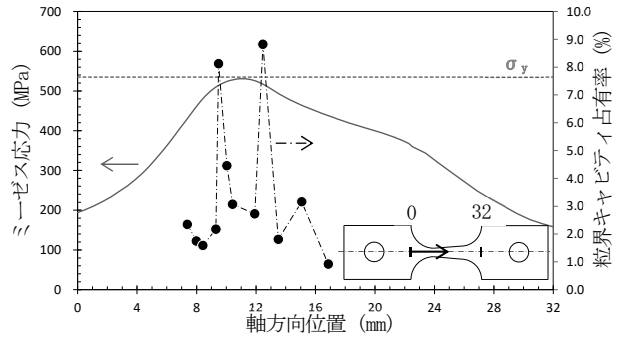


図 11 粒界キャビティ占有率とミーゼス応力軸方向分布の関係

粒界キャビティの生成については、Arioka らが空孔の粒界拡散を踏まえ以下の式で表されるとしている⁽²¹⁾。

$$\left(\frac{\partial C_{gb}}{\partial t}\right) = D_{gb} \left(\frac{\partial^2 C_{gb}}{\partial x^2}\right) + \left(\frac{D_{gb} Q^*}{kT^2}\right) \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{C_{gb} \partial T}{\partial x}\right) - \left(\frac{D_{gb}}{kT}\right) \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{C_{gb} \partial \sigma}{\partial x}\right) \dots (1)$$

ここで、 C_{gb} : 粒界における空孔濃度、 t : 時間、 x : 距離、 D_{gb} : 粒界における空孔の拡散係数、 Q^* : 熱輸送、 T : 温度、 k : ボルツマン定数、 σ : 応力 である。(1)式より粒界キャビティ生成には、応力勾配が駆動力となることがわかる。そこで、ミーゼス応力の軸方向分布から応力勾配を求め、その絶対値と粒界キャビティ占有率を対応させて図 12 に示す。応力勾配についても粒界キャビティ占有率と同様に最細部左側の R 形状に伴う極大値及び最細部右側のテーパー形状に伴う極大値の 2 つの極大値が認められた。粒界キャビティ占有率における左側の極大値については、応力勾配の極大値の右側に位置しており、応力勾配を駆動力として集積した空孔が粒界に集積し高応力部で粒界キャビティを生成したことが示唆された。また、評価位置①及び評価位置⑫での発生応力はいずれも $0.82\sigma_y$ と評価されたが、評価位置⑫の粒界キャビティ占有率は評価位置①の 0.4 倍程度となっており当該位置での応力勾配の違いにより差が生じたことが示唆された。以上の傾向はブラントノッチ CT 試験片においてノッチ先端から 0.5mm 内側の応力勾配が最大となる位置で粒界キャビティが最も高密度に見られた Arioka らの知見⁽¹⁸⁾とも矛盾しない。

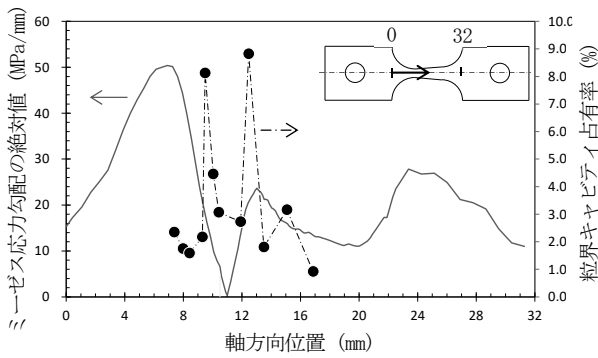


図 12 粒界キャビティ占有率とミーゼス応力勾配の絶対値の関係

5. まとめ

テーパ付平板試験片を用いて高温クリーブ試験により粒界にキャビティを発生させ、応力分布との関係性を評価した。得られた結果は以下の通りである。

- ・クリーブ試験後のテーパ部表面のSEM観察において開口亀裂が確認されると共に中心軸断面のSEM観察において粒界へのキャビティの集積が確認された。テーパ付平板試験片においてもブラントノッチ CT 試験片と同様に粒界へのキャビティ集積が認められることが確認された。
- ・テーパ部の断面上の 12 箇所粒界キャビティ占有率を評価し、ミーゼス応力の応力勾配と対応させた結果、粒界キャビティ占有率及び応力勾配共に 2 つの極大値が認められ、応力勾配を駆動力として集積した空孔が高応力部で粒界キャビティを生成したことが示唆された。

引用文献

- (1) 実用発電用原子炉の法令報告事象について、原子力安全委員会 原子力事故・故障分析評価専門部会, 事専第 10-6 号, 平成 22 年 12 月 17 日, (2010).
- (2) B. Alexandreanu, Y. Yang, Y. Chen and W.J. Shack, "The Stress Corrosion Cracking Behavior of Alloys 690 and 152 Weld in a PWR Environment," Proc. of 14th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Virginia Beach, VA, August 23-27, (2009).
- (3) M.B. Toloczko, S.M. Bruemmer, "Crack Growth Response of Alloy 690 in Simulated PWR Primary Water," Pacific Northwest National Lab (No. PNNL-SA-72539), Richland, WA, (2009).
- (4) S.M. Bruemmer, M.J. Olszta and M.B. Toloczko. "Cold Rolling Effects on Grain Boundary Damage and Stress Corrosion Crack Growth in Alloy 690," Proc. Fontevraud 7, 236, (2010).
- (5) K. Arioka, T. Yamada, T. Miyamoto and T. Terachi, "Dependence of stress corrosion cracking of alloy 690 on temperature, cold work, and carbide precipitation—role of diffusion of vacancies at crack tips," Corrosion, 67(3), (2011).
- (6) D.R. Tice, S.L. Medway, N. Platts and J.W. Stairmand, "Crack Growth Testing on Cold Worked Alloy 690 in Primary Water Environment," Proc. of the 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, pp. 71-89, Colorado US, (2011).
- (7) M.B. Toloczko, M.J. Olszta and S.M. Bruemmer, "One Dimensional Cold Rolling Effects on Stress Corrosion Crack Growth in Alloy 690 Tubing and Plate Materials," Proc. of the 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, pp. 91-107, Colorado US, (2011).
- (8) P. L. Andresen, M.M. Morra, and K. Ahluwalia, "SCC of Alloy 690 and Its Weld Metals," Proc. of the 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, pp. 161-178, Colorado US, (2011).
- (9) T. Moss, D. Morton and Heather Mohr, "Evaluation of the Temperature Dependence of Alloy 690 and Alloy 690 Weld Metal SCC Growth in Hydrogenated Water," Proc. of the 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, Toronto Canada, (2015).
- (10) S.M. Bruemmer, M.J. Olszta, N.R. Overman, and M.B. Toloczko, "Cold Work Effects on Stress Corrosion Crack Growth in Alloy 690 Tubing and Plate Materials," Proc. of the 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, Toronto Canada, (2015).
- (11) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Code Case N-909, Aug.10 2020, (2020).

- (12) T. Terachi, M. Okamoto, T. Yamada and K. Arioka, "Morphology of cavities formed on grain boundary of cracked Alloy TT690," Proc. of the 19th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, pp. 274-285, Boston, MA, (2019).
- (13) Z. Zhai, M. Toloczko, K. Kruska & S. Bruemmer, "Precursor Evolution and Stress Corrosion Cracking Initiation of Cold-Worked Alloy 690 in Simulated Pressurized Water Reactor Primary Water," Corrosion, 73(10), 1224-1236, (2017).
- (14) K. Arioka, "Role of Cavity Formation on Long-Term Stress Corrosion Cracking Initiation: A Review," Corrosion, 76(2), pp. 142-175, (2020).
- (15) K. Arioka, Y. Iijima, T. Miyamoto, "Rapid Nickel Diffusion in Cold-Worked Type 316 Austenitic Steel at 360–500°C," International Journal of Materials Research, 108(10), pp.791-797, (2017).
- (16) 寺地巧, 山田卓陽, 岡本マキエ, 有岡孝司, "PWR1 次系模擬水中における TT690 合金冷間加工材の SCC 発生評価," INSS JOURNAL, Vol.26, pp. 118-135, (2019).
- (17) 寺地巧, 山田卓陽, 岡本マキエ, 有岡孝司, "PWR1 次系模擬水中における TT690 合金冷間加工材の SCC 発生評価(第 2 報) - 変形を許容した高応力条件下での亀裂発生挙動 - ," INSS JOURNAL, Vol.27, pp. 159-174, (2020).
- (18) 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).
- (19) 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).
- (20) Dessault Systèmes Simulia Corp., Abaqus User's Manual Version 2017, Providence, RI, (2017).
- (21) 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).

電子顕微鏡とアトムプローブによる中性子照射ステンレス鋼の 粒界偏析の評価

Evaluation of Grain Boundary Segregation in Neutron-irradiated Stainless Steel by Electron Microscopy and Atom Probe Tomography

三浦 照光 (Terumitsu Miura) *1 藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii) *1 福谷 耕司 (Koji Fukuya) *1

要約 中性子照射ステンレス鋼の粒界偏析の定量評価には、ナノメートルサイズに電子ビームを絞った透過電子顕微鏡 (TEM) あるいは走査透過電子顕微鏡 (STEM) とエネルギー分散型 X 線分光分析装置 (EDS) を組み合わせた分析法が広く用いられているが、近年では 3 次元の原子マップが取得可能なアトムプローブ (APT) を用いた分析結果も報告されている。(S)TEM-EDS 分析と APT 分析では同等の分析結果が得られるとの報告があるものの、測定条件や解析条件は研究者により必ずしも統一されておらず、両分析法による結果を統一的に扱う上での測定や解析上の注意点を明らかにする必要がある。本報告では照射量 18.8 dpa の中性子照射ステンレス鋼の同一粒界を対象に STEM-EDS 分析と APT 分析を実施し、(S)TEM-EDS 分析に用いられる薄膜試料の厚さと集束イオンビーム (FIB) 加工による薄膜試料表面のダメージ層の影響を、モデルに基づく計算と APT 分析結果との比較により空間分解能の観点から定量的に検討した。バルク組成については両分析法で大きな違いは認められず、正確に元素濃度が評価できることが確認されたが、粒界組成については STEM-EDS 分析の方が APT 分析よりも粒界偏析量は小さく評価された。この原因として、(1) STEM-EDS 分析では電子ビームが試料内で広がるため、 $\phi 1$ nm の電子ビームで分析しても空間分解能は厚さ 50 nm の薄膜試料で約 3 nm、厚さ 80 nm の薄膜試料で約 6 nm となり、厚さ 1 nm の粒界部の原子マップから評価した粒界組成に比べて偏析がなまって評価されること、(2) FIB 加工によるダメージ層は厚さ数 nm であっても粒界偏析量を小さく評価させる影響があることが考えられた。空間分解能を同じにすれば、STEM-EDS 分析と APT 分析による粒界偏析の評価結果が同等になることが確認された。粒界偏析の定量評価においては、測定データの空間分解能を明示することが肝要である。

キーワード 中性子照射, ステンレス鋼, 粒界偏析, 電子顕微鏡, エネルギー分散型 X 線分光分析, アトムプローブ

Abstract Although analytical methods combining transmission electron microscopy (TEM) with a nanometer-sized electron beam or scanning transmission electron microscopy (STEM) with energy dispersive X-ray spectrometry (EDS) are widely used for quantitative evaluation of grain boundary (GB) segregation in neutron-irradiated stainless steels, quantitative evaluation using atom probe tomography (APT), which can acquire three-dimensional atom maps, has also been recently reported. It has been reported that (S)TEM-EDS analysis and APT analysis yield equivalent analytical results, although the measurement and analysis conditions are not standardized among researchers. Thus, it is necessary to clarify points to note in measurement and analysis when treating the results of both analytical methods in a unified manner. In the present report, STEM-EDS analysis and APT analysis were performed on the same GB of a neutron-irradiated stainless steel with an irradiation dose of 18.8 dpa, and the effects of the thickness of thin foil specimens used for (S)TEM-EDS analysis and the damage layer on the specimen surface due to focused ion beam (FIB) micro-processing were quantitatively investigated from the viewpoint of spatial resolution by comparing with model-based calculations and the APT analysis results. There was no significant difference in the obtained bulk composition between the two analytical methods, confirming that the elemental concentrations were accurately evaluated. But for the GB composition, the amount of GB segregation was evaluated to be smaller in the STEM-EDS analysis than in the APT analysis. The reasons for this were thought to be as follows. (1) In STEM-EDS analysis, even if the electron beam is $\phi 1$ nm, the electron beam spreads within the thin foil specimen, so the spatial resolution is approximately 3 and 6 nm for thin foil specimens with a thickness of 50 and 80 nm, respectively, thus the GB segregation was evaluated to be smaller than the GB composition evaluated from the atom map of the GB with a thickness of 1 nm. (2) The damage layer due to FIB micro-processing had the effect of underestimating the amount of GB segregation even if the thickness was several nanometers. By making the spatial resolution the same, it was confirmed that the evaluation results of GB segregation by STEM-EDS and APT analyses became equivalent. In the quantitative evaluation of GB segregation, it is important to clarify the spatial resolution of the measurement data.

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

Keywords neutron irradiation, stainless steel, grain boundary segregation, electron microscopy, energy dispersive X-ray spectrometry, atom probe tomography

1. はじめに

中性子照射に伴うステンレス鋼の粒界偏析は照射誘起応力腐食割れ (Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking, IASCC) の発生要因の一つとして知られている⁽¹⁻³⁾. 照射を受けたステンレス鋼では、結晶粒界で Cr と Mo が欠乏するとともに、Ni と Si が濃化する照射誘起偏析が生じる. 特に粒界での Cr 欠乏によって粒界偏析は軽水炉等の高温水中で結晶粒界が優先酸化する原因になると考えられており⁽⁴⁾, IASCC 挙動の正確な理解には粒界偏析の精度良い定量評価が必要となる.

粒界偏析の定量評価には、ナノメートルサイズに電子ビームを絞った透過電子顕微鏡 (Transmission Electron Microscopy, TEM) あるいは走査透過電子顕微鏡 (Scanning Transmission Electron Microscopy, STEM) とエネルギー分散型 X 線分光分析装置 (Energy Dispersive X-ray Spectrometry, EDS) を組み合わせた元素分析法が広く用いられているが、最近では 3 次元の原子マップが取得可能なアトムプローブ (Atom Probe Tomography, APT) を用いた分析結果も報告されている⁽⁵⁻⁸⁾. なお、本報告では TEM-EDS 分析と STEM-EDS 分析を合わせて述べる場合、(S)TEM-EDS 分析と表記する. (S)TEM-EDS 分析は、薄膜形状に加工した試料に電子線を入射し、励起作用を経て発生する特性 X 線を半導体検出器で測定して、そのエネルギースペクトル (X 線のエネルギーとその計数) から構成元素の同定や濃度の定量評価を行う方法であり、1 次元や 2 次元の元素分布の評価も可能である. また、APT 分析は、針状形状に加工した試料の先端に高電圧をパルス状に印加し、電界蒸発により試料先端の原子を順次イオン化させて、これらが検出器に到達するまでの時間と位置を測定することで原子の質量分析と 3 次元マッピングを行う方法である. (S)TEM-EDS 分析法と APT 分析法の特徴を表 1 に示す. 元素に対する感度については両分析法で一長一短な部分があり、材料によっては構成元素の同定が難しい場合がある. また、空間分解能については APT 分析法が優位であるものの、(S)TEM-EDS 分析法でも高加速エネルギーかつ細く絞られた電子ビームを用い、薄く作製した試料を用いることで良好な空間分解能を得ることが可能である. 繰り返し測定等の複数回の測定が容易であることや、古くから使われ、確立された手法である点 (研究者ごとのばらつきが小さいと期待される) といった統計精度の観点では (S)TEM-EDS 分析法が優れる. (S)TEM-EDS 分析法と APT 分析法を相補的に用いて、お互いの欠点を補うことが重要と考えられる.

Jiao と Was⁽⁷⁾は、プロトン照射したステンレス鋼について STEM-EDS 分析と APT 分析で粒界偏析量を調べ、両分析法で同等の定量評価結果が得られることを報告している. 一方、Lach ら⁽⁸⁾は、沸騰水型軽水炉 (Boiling Water Reactor, BWR) で中性子照射された 304 ステンレス鋼から作製した粒界分析用の APT 試料について STEM-EDS 分析を実施し、厚さ 90 nm の APT 試料について STEM-EDS 分析で評価した粒界偏析量は APT 分析で評価した偏析量よりも小さくなること、その原因は試料中の電子ビームの広がりによる空間分解能の低下であることを報告している. 両分析法における測定条件や解析条件は研究者により必ずしも統一されておらず、粒界偏析の評価結果を統一的に扱う上では、測定や解析上の注意点を明らかにする必要がある. 特に、(S)TEM-EDS 分析では試料に入射した電子ビームが試料中で散乱により広がるため、空間分解能は入射電子ビーム径よりも大きくなり、厚い試料ほど空間分解能が悪くなる. 両分析法を相補的に使う上でも、空間分解能の観点から (S)TEM-EDS 分析法と APT 分析法の違いを把握しておくことが重要である.

一般的な (S)TEM 用の薄膜試料の厚さは 100 nm 以下であるが、EDS 分析を考慮した薄膜試料の場合はより薄く調整されることが多い. しかし、試料厚さや電子ビーム条件の詳細を明言している研究報告は多くない. また、薄膜試料の作製方法には、大きくは電気化学エッチングを用いる方法とイオンビームを用いた微細加工による方法の二通りがある. イオンビームを用いた方法では試料表面にダメージ層が残る場合があるが、これが定量評価に及ぼす影響の把握も必要である. そこで本報告では、照射量 18.8 dpa (displacements per atom) の中性子照射ステンレス鋼の同一粒界を対象に STEM-EDS 分析と APT 分析を実施し、(S)TEM-EDS 分析に用いられる薄膜試料の厚さと集束イオンビーム (Focused Ion Beam, FIB) 加工による薄膜試料表面のダメージ層の影響を、モデルに基づく計算と APT 分析結果との比較により空間分解能の観点から定量的に検討した. なお、従来の研究では異なる粒界を分析している報告が多いが、粒界の性状により偏析挙動が異なることが知られているため、その影響を排除するため、本報告では同一粒界を対象にそれぞれの分析試料を作製した.

2. 方法

2.1 供試材

表1 (S)TEM-EDS 分析法と APT 分析法の特徴の比較

	(S)TEM-EDS 分析法	APT 分析法
測定範囲	△：中程度 (μm サイズ) ⁽⁸⁾ .	×：狭い ($\sim 100 \times 100 \times 100 \text{ nm}^3$) ⁽⁸⁾ .
非破壊／破壊分析	○：非破壊分析 ⁽⁸⁾ (繰返測定が可能).	×：破壊分析 ⁽⁸⁾ .
空間分解能	△：おおむね nm レベル. 電子ビーム条件と試料中の電子ビームの広がり依存. なるべく試料を薄くする必要がある (理想的には 50 nm 以下) ⁽⁸⁾ .	○：サブ nm レベル ⁽⁹⁾ . ただし, 再構築パラメータの不適切な選定や電界蒸発に伴うアーティファクトが誤差要因になる. また, 3次元の原子マップを取得可能.
感度	△：特性 X 線の吸収効果等で軽元素の測定は難しくなる傾向にある. 原子番号が C (あるいは B) 以上の元素のみ検出可能. 特性 X 線エネルギーが近い元素同士は区別が困難 (例えば, Mo と S, 等).	○：周期表の全ての元素に対して, 名目上, 同等の感度を有する ⁽⁸⁾ . ただし, 質量／電荷比が同じイオンは区別できない (例えば, $^{58}\text{Ni}^{2+}$ と $^{58}\text{Fe}^{2+}$, 等).
測定難易度	○：試料作製は比較的容易で, 作製法も一般化している. 比較的短時間で良好な精度で測定が可能.	△：試料作製に熟練を要する場合がある (粒界分析, 等). 作製法は一般化している. 照射材等では測定中に試料が破損し易く, 測定が困難な場合がある.
普及度	○：装置の普及が進んでおり, 一般的な大学や研究機関で分析が可能.	△：装置の普及は比較的進んでおらず, 一部の先進的な大学や研究機関でのみ分析が可能.

供試材には, 米国の加圧水型軽水炉 (Pressurized Water Reactor, PWR) で使用され, 中性子照射を受けた冷間加工 316 ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルト (Baffle Former Bolt, BFB) 材を用いた. なお, BFB 材は原子力安全基盤機構の「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業⁽¹⁰⁾で使用された C リング試験片の残材である. BFB 材の化学組成を表 2 に示す. 結晶粒径は $74 \mu\text{m}$ であり, 冷間加工度は 20% である. 302°C で $3.8 \times 10^{-8} \text{ dpa/s}$ の照射速度にて, 18.8 dpa まで中性子照射を受けている. BFB 材の機械的性質やマイクロ組織および粒界組成等は Takakura ら⁽¹⁰⁾により報告されている.

日本核燃料開発株式会社のホットラボにて BFB 材の一部を切断し, 機械研磨により厚さ 0.2 mm の薄板試料に加工した後, 鏡面研磨に仕上げた. 次に, 走査電子顕微鏡 (Scanning Electron Microscope, SEM) と電子後方散乱回折 (Electron Backscattered Diffraction, EBSD) システムを用いて試料表面の結晶方位解析を行い, 粒界の位置と性格 (方位差と種類) を把握した. 続いて, 方位差が $50 \sim 60$ 度のランダム粒界を選定し, FIB 加工により粒界 1 個を含むマイクロ試料 (寸法: $20 \times 10 \times 10 \mu\text{m}$) を採取した. 採取したマイクロ試料を, 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 敦賀廃止措置実証部門 新型転換炉原型炉ふげんの高

表2 供試材の化学組成 (wt%)⁽¹⁰⁾

C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Fe
0.05	0.55	1.55	0.021	0.025	12.45	17.71	2.26	balance

経年化分析室(2022年度閉鎖)まで輸送し、STEM-EDS分析とAPT分析に供した。なお、SEMは日立ハイテクノロジーズ製SU-70、EBSDはTSL製OIM Data Collection 6、FIB装置は日立ハイテクノロジーズ製FB-2100を用いた。

2.2 試料作製

集束イオン/電子ビーム加工観察装置(FIB-SEM, 日立ハイテクノロジーズ製NB5000)を用いて、マイクロ試料から同一粒界を含むSTEM-EDS分析用の薄膜試料とAPT分析用の針状試料を40 kVのGaイオンビームで作製した。薄膜試料は2個作製し、粒界部の厚さをそれぞれ50 nmと80 nmに調整した。なお、薄膜試料の厚さは、試料をSTEMで傾斜観察した際の粒界部のコントラストの変化を使って評価した。また、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イオンビームで最終加工することで低減を図った。作製した薄膜試料の例(厚さ50 nm)を図1に示す。

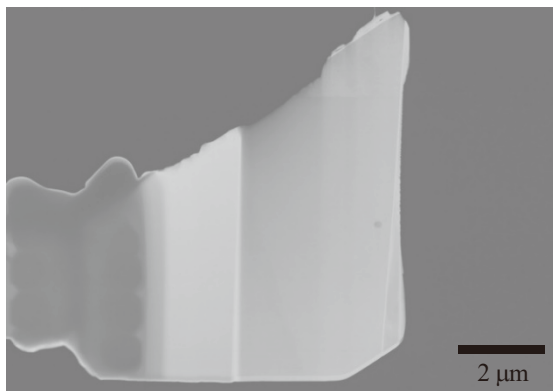
APT分析用の針状試料については、マイクロ試料より粒界を含む幅2 μm の薄片をFIB加工で切断し、タングステン製の針状試料台(Wニードル)にFIB-SEMのタング

ステン蒸着機構で固定した後、試料先端を曲率50 nm程度の針状にFIB加工して作製した。針状試料は6本作製した。なお、最終加工は2 kVのGaイオンビームで実施した。作製した針状試料の例を図2に示す。粒界位置が針状試料の先端から200~300 nmの位置になるように試料を作製した。

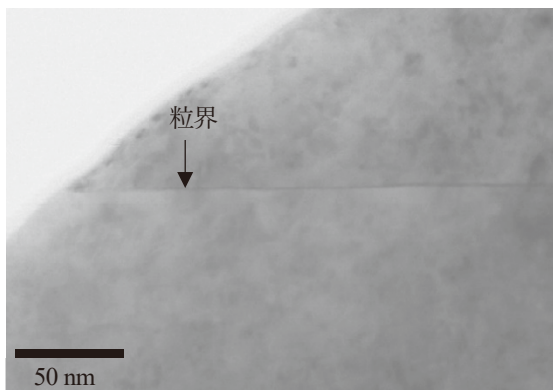
2.3 STEM-EDS分析

STEMと付属のEDSを用いて、元素分析を実施した。分析対象元素はFe, Cr, Ni, Si, Mn, Moの6元素とした。なお、厚さ80 nmの薄膜試料については試料固定に用いたグリッドがMo製であったため、分析対象元素からMoを除いた。加速電圧は200 kVとし、電子ビーム径は $\phi 1$ nm、電子ビームの収束角は15 mradとした。STEMは日立ハイテクノロジーズ製HD-2700、EDSはAMETEK製GENESISとSi(Li)半導体検出器(検出面積30 mm²)を用いた。

粒界上の異なる位置で3点以上の点分析を行うとともに、粒界に垂直な方向について粒界から ± 50 nmの範囲で線分析(直線上に等間隔で点分析を任意回数行う)を複数回行い、粒界近傍の組成変化を調べた。なお、粒界から ± 5

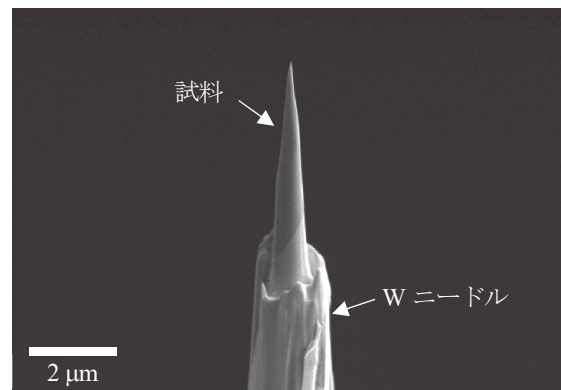


(a) 全体像

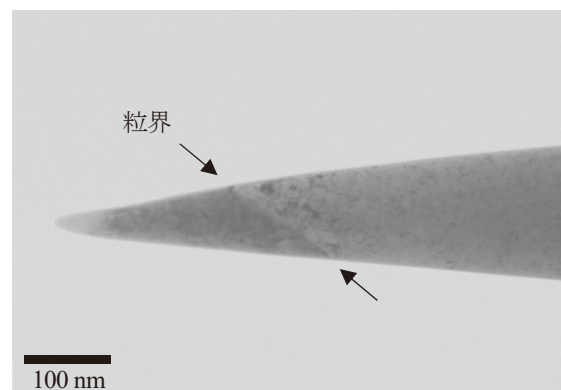


(b) 粒界部の拡大図

図1 STEM-EDS分析用薄膜試料(50 nm厚さ)



(a) 先端のSEM像



(b) 粒界部の拡大図

図2 APT分析用針状試料の例

nm の範囲ではおよそ 1 nm 間隔で測定を行い、それより離れた位置では $\pm 10, 20, 50$ nm の位置について計 6 点測定した。測定時間は 1 点ごとに 30 秒とした。なお、測定中のドリフト（微小な位置ずれ）補正は行わず、粒界上の点分析については測定後に 0.5 nm 以上動いた測定点を分析から除外し、線分析については測定後のドリフト量から各測定点の位置（粒界からの距離）を最終決定した。

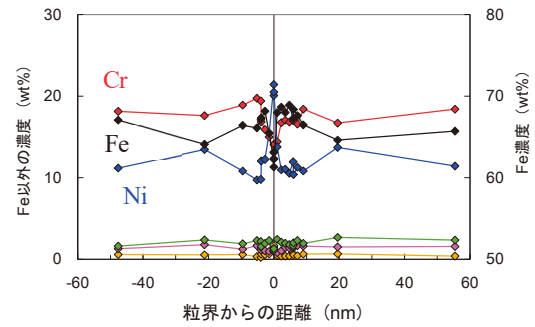
2.4 APT分析

局所電極型 3 次元アトムプローブ（CAMECA 製 LEAP 3000X HR）を用いて、元素分析を実施した。測定条件はレーザーパルスモードとし、試料温度は 35K、レーザー出力 0.2 nJ とした。収集したデータは、専用ソフトウェア（IVAS 3.8.8）上で質量/電荷比ごとに元素の種類を決定し、Fe, Cu, Ni, Mn, Si 等の原子について 3 次元の再構築処理を行い、原子マップを得た。なお、Ni の主要な同位体である ^{58}Ni （存在比 68.077%）と Fe の同位体の一つである ^{58}Fe （存在比 0.282%）については同じ質量/電荷比を持つことになるが、APT データ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できない。本処理では、バルク組成と同位体比から計算すると質量数 58 の原子のほとんどが Ni であるため、質量数 58 は Ni として取り扱った。また、再構築処理においては、Evaporation Field = 30 V/nm, Image Compression Factor = 1.65 を用いて、測定方向（原子マップの z 方向）長さを最適化した。

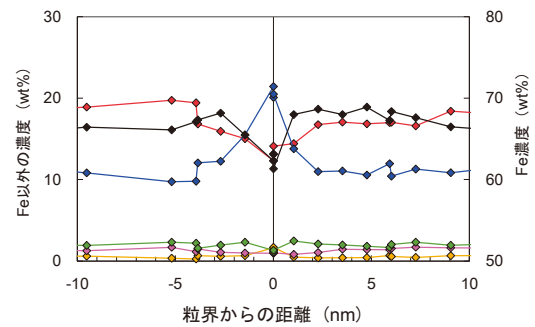
3. 結果

3.1 STEM-EDS分析

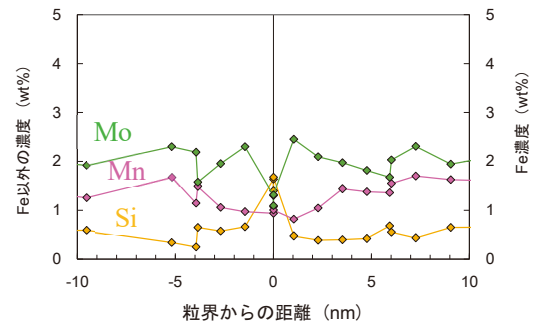
厚さ 50 nm の薄膜試料について STEM-EDS 分析により評価した粒界近傍の元素分布を図 3 に示す。なお、STEM-EDS で分析した元素濃度については、粒界から $\pm 20, 50$ nm の位置における平均組成をバルク組成と定義し、この平均組成が表 2 に示した化学組成と同等となるように分析結果を補正した。補正方法の詳細は文献⁽¹⁾で報告している。粒界で Fe, Cr, Mo の欠乏と Ni, Si の濃化が確認された。同様の粒界偏析は厚さ 80 nm の薄膜試料でも認められた。点分析により評価した粒界組成とその平均値、および粒界組成の平均値とバルク組成との差分で評価した粒界偏析量を表 3 に示す。粒界偏析量は、厚さ 50 nm の薄膜試料では Fe : -3.14wt%, Cr : -4.52wt%, Ni : 8.22wt%, Si : 1.02wt%, Mo : -1.02wt% であり、厚さ 80 nm の薄膜試料では Fe : -



(a) 粒界から ± 50 nm



(b) 粒界から ± 10 nm



(c) 粒界から ± 10 nm (Si, Mn, Mo)

図 3 STEM-EDS 分析による粒界近傍の元素分布
(厚さ 50 nm)

0.43wt%, Cr : -3.31wt%, Ni : 3.55wt%, Si : 0.57wt%であった。薄膜試料が厚いと粒界偏析量の絶対値が小さく評価される傾向が認められた。

3.2 APT分析

測定の結果、6 本の試料のうち 1 本の試料で、粒界が含まれかつ十分な原子数のデータを得ることができた。本測定データから再構築した原子マップを図 4 に示す。また、対応する質量/電荷スペクトルを図 5 に示す。主要な測定ピークの全てに、Fe 等の元素を同定した。原子マップに

表3 STEM-EDS 分析による粒界組成と粒界偏析量

(a) 薄膜試料 (厚さ 50 nm)							(b) 薄膜試料 (厚さ 80 nm)						
wt%	Fe	Cr	Ni	Si	Mn	Mo	wt%	Fe	Cr	Ni	Si	Mn	Mo
粒界組成							粒界組成						
測定点 1	62.30	12.31	21.43	1.63	0.94	1.30	測定点 1	64.94	14.33	16.32	1.06	0.99	-
測定点 2	63.10	13.15	20.08	1.40	1.08	1.09	測定点 2	65.10	14.49	15.62	1.18	1.26	-
測定点 3	61.32	14.10	20.50	1.67	1.00	1.32	測定点 3	64.81	14.38	16.07	1.12	1.27	-
平均値	62.24	13.19	20.67	1.57	1.00	1.24	平均値	64.95	14.40	16.00	1.12	1.18	-
粒界偏析量	-3.14	-4.52	8.22	1.02	-0.55	-1.02	粒界偏析量	-0.43	-3.31	3.55	0.57	-0.37	-

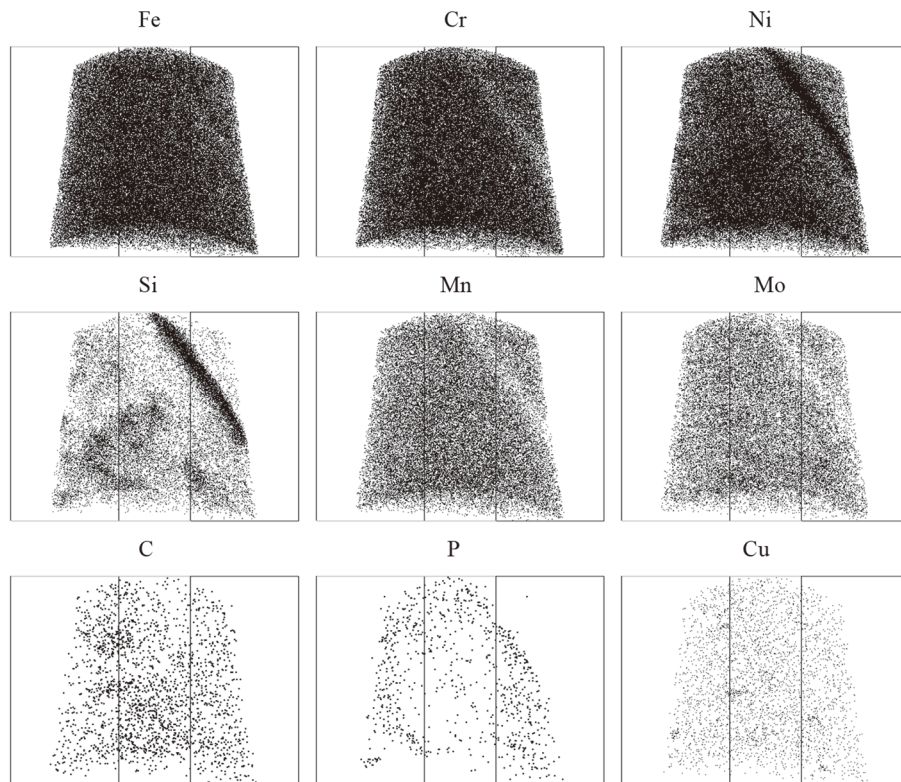


図4 粒界近傍の原子マップ (53×51×53 nm)

おける粒界は試料の軸方向に対して 35 度の角度で入っており、図 2(b)に示した STEM 像における粒界の角度と一致していたことから、再構築処理において設定した Evaporation Field と Image Compression Factor の値が適切であったことが確認された。粒界では Cr, Mn, Mo の欠乏と Ni, Si の濃化が認められた。また, P についても, 粒界でわずかに濃化している様子が認められた。

図 4 に示した原子マップの平均組成をバルク組成と定義し、表 4 に示す。バルク組成と表 2 に示した化学組成との濃度の違いは 0.3%以下であり、APT 分析により元素濃度を正しく評価できていることが確認された。図 4 に示した原子マップから、粒界面の垂直方向に粒界から-5 nm～

10 nm の範囲を 20×10 nm の断面積のボクセル (20×10×15 nm) で切り出し、粒界面から 1 nm ごとに濃度分布を評価した結果を図 6 に示す。図 3 に示した STEM-EDS 分析による元素分布と同様に、粒界を中心に±5 nm の範囲で Fe, Cr, Mn, Mo の欠乏と Ni, Si, P の濃化が認められた。また、粒界を中心に 20×20 nm の範囲を厚さ 1 nm で切り出した原子マップを図 7 に示す。粒界面における Fe 以外の溶質原子の分布を示しており、位置によって溶質原子の濃度に揺らぎはあるものの、粒界面に特異な溶質原子の偏りは認められなかった。APT 分析では、測定方向 (針状試料の軸方向) についての空間分解能は比較的良く、最良の状態であれば格子面間隔レベルの空間分解能 (~0.1 nm) を有し、

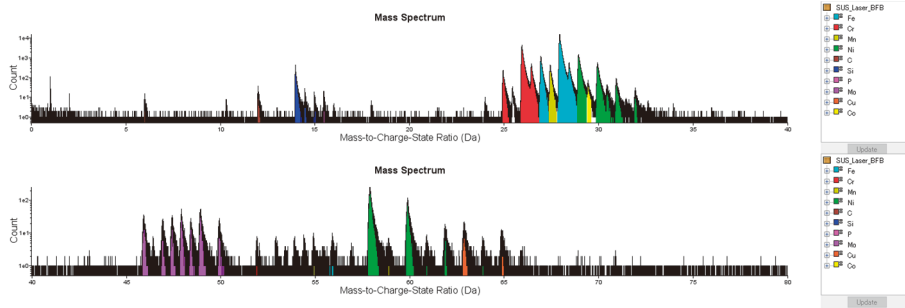


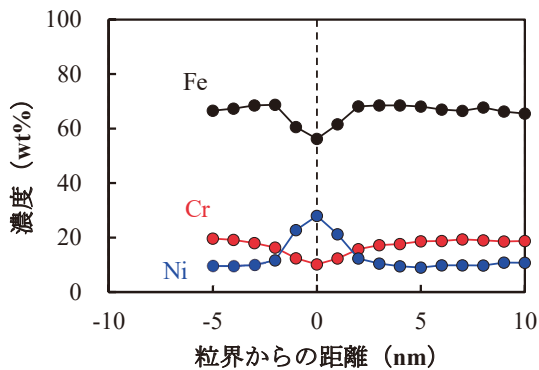
図5 質量/電荷スペクトル

表4 STEM-EDS 分析による粒界組成とバルク組成および粒界偏析量

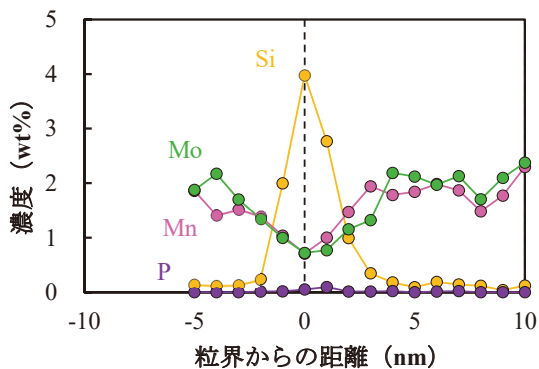
wt%	Fe	Cr	Ni	Si	Mn	Mo	P	C	Cu
バルク組成	65.49	17.47	12.71	0.52	1.66	1.94	0.021	0.021	0.17
粒界組成	55.79	10.29	27.62	4.02	0.70	0.89	0.073	0.013	0.14
粒界偏析量	-9.70	-7.17	14.91	3.50	-0.95	-1.05	0.052	-0.007	-0.03

測定垂直方向については~0.5 nm の空間分解能を有する⁹⁾。しかし、電界蒸発のし易さが大きく異なる相がある場合等では、数 nm 程度の位置誤差が生じることがある⁹⁾。本報告では、図7に示した粒界面の原子マップの平均組成

を粒界組成と定義し、空間分解能を 1 nm として粒界組成を評価した。粒界組成と、粒界組成とバルク組成の差分で定義した粒界偏析量を表4に示す。粒界での Cr, Ni, Si, Mo の濃度はそれぞれ 10.29wt%, 27.62wt%, 4.02wt%, 0.89wt% であった。



(a) Fe, Cr, Ni の濃度



(b) Si, Mn, Mo, P の濃度

図6 APT 分析による粒界近傍の元素分布

3.3 STEM-EDS分析とAPT分析の結果の比較

これまでに実機 PWR で中性子照射された冷間加工 SUS316 ステンレス鋼製フラックスシンブルチューブ (Flux Thimble Tube, FTT) 材と BFB 材について TEM-EDS 分析と APT 分析による粒界組成の評価結果を報告^(2,6,11)し

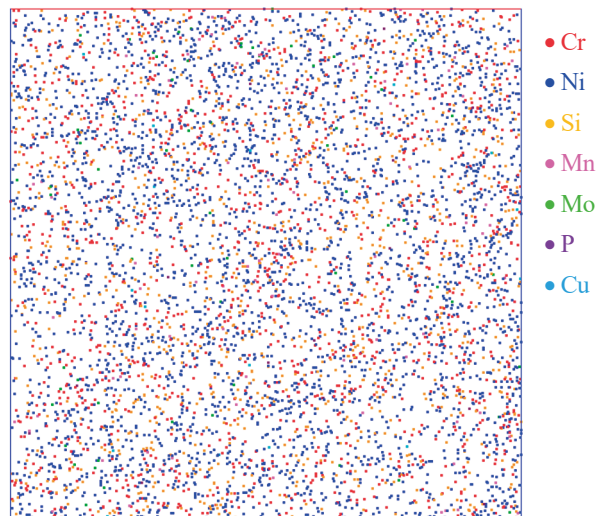


図7 粒界面の原子マップ (20×20×1 nm)

ており、それらと今回の測定結果との比較を図8に示す。なお、今回のSTEM-EDSの結果については、試料厚さ50 nmでの測定結果を示した。また、図中の誤差範囲は、報告値の最大値と最小値を示す。今回の測定結果は、これまで報告している値の照射量に対する傾向から大きく外れるものではないことが確認された。なお、粒界Si濃度については、APT分析による評価値の方が(S)TEM-EDS分析による評価値よりも若干高い傾向が認められるものの、概ね誤差範囲内である。

表3および表4に示したSTEM-EDS分析とAPT分析による粒界偏析量の評価値の比較を図9に示す。なお、バルク組成については、STEM-EDS分析では表2に示した化学組成と同等となるように補正しており、また、APT分析では表2の化学組成と大きな違いはないことを確認しており、両分析法で同等の評価値となっている。粒界偏析

量の絶対値はAPT分析の評価値が最も大きく、次いでSTEM-EDS分析の試料厚さ50 nmと80 nmの順番であった。CrとMoは照射誘起偏析により粒界で減少し、NiとSiは濃化する傾向にある元素である。STEM-EDS分析とAPT分析は、バルク組成を評価する能力は同等であるが、粒界組成の評価についてはAPT分析の方がSTEM-EDS分析よりも照射誘起偏析が大きく評価される結果となった。

4. 考察

4.1 STEM-EDS分析における空間分解能

照射量18.8 dpaの中性子照射ステンレス鋼についてSTEM-EDS分析とAPT分析で粒界偏析を定量評価した結果、STEM-EDS分析ではAPT分析の評価値に比べて粒界

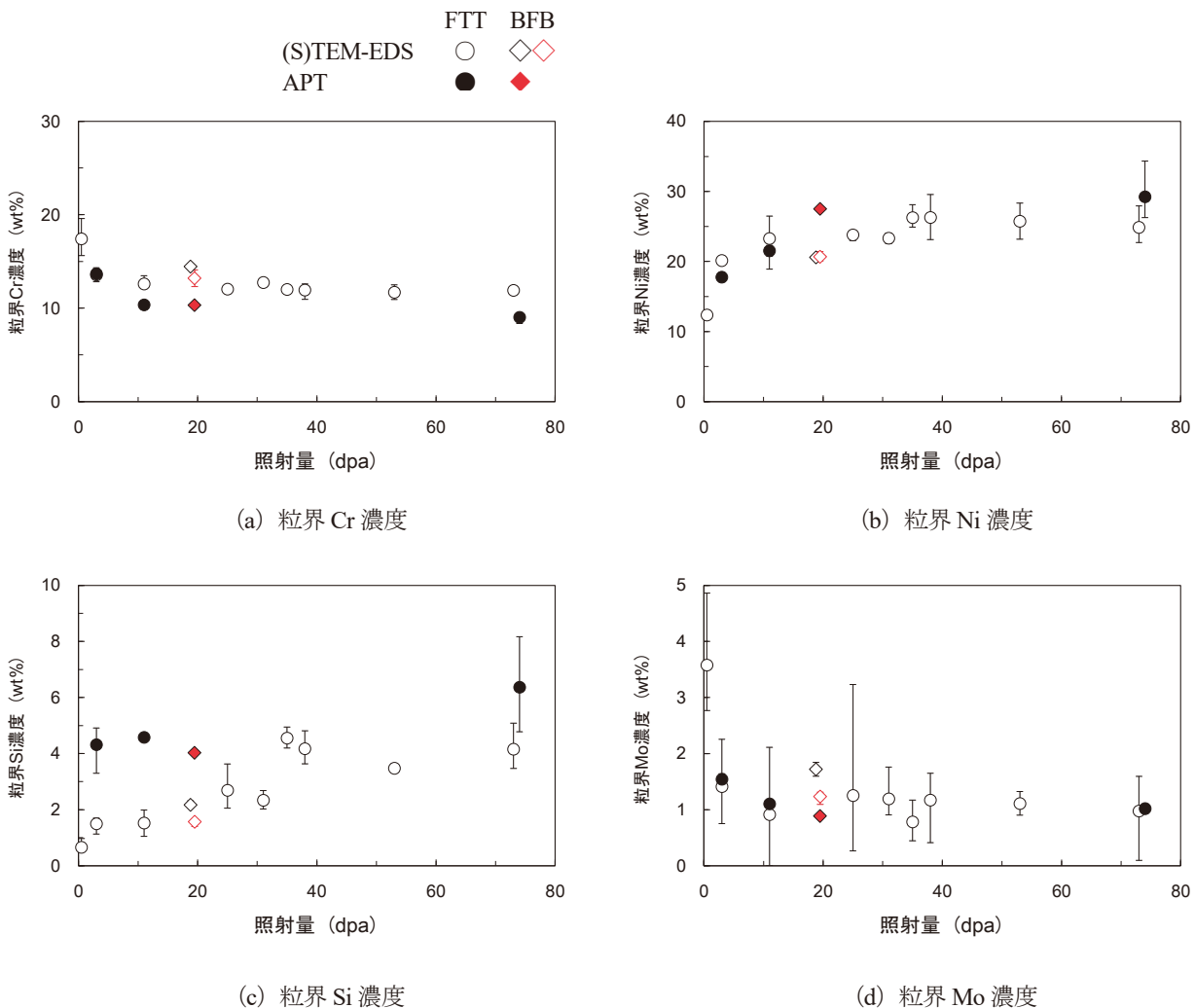


図8 照射ステンレス鋼の粒界組成と照射量の関係^(2,6,11)
(赤が本報告のデータ)

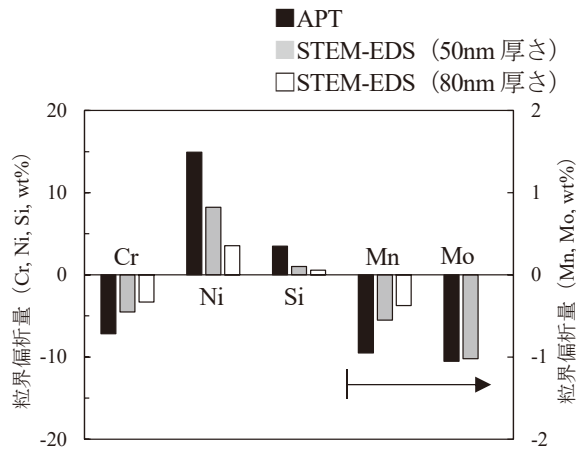


図9 STEM-EDS分析とAPT分析による
粒界偏析量の比較

でのCr, Moの欠乏およびNi, Si濃化が小さく評価され、また、薄膜試料が厚くなると粒界偏析量の絶対値はより小さく評価された。STEM-EDS分析は $\phi 1$ nmの電子ビームで行ったが、試料に入射した電子ビームは試料中で散乱されて広がるため、空間分解能は1 nmよりも悪くなる。このため、厚さ1 nmの原子マップで評価したAPT分析の粒界組成に比べて、STEM-EDS分析での粒界組成は偏析量の絶対値が小さい評価結果になったと考えられる。

電子ビームにより試料が励起されて特性X線が発生する領域は、入射する電子ビーム径と試料中での電子の散乱によるビームの広がりにより求めることができる。電子ビームの広がりについては、Goldsteinら⁽¹²⁾が提案し、Reed⁽¹³⁾により改良されたSingle Scattering Modelに基づく次式が広く用いられている。

$$b = 7.21 \times 10^5 \frac{Z}{E_0} \left(\frac{\rho}{A}\right)^{1/2} t^{3/2} \quad (1)$$

ここで**b**は電子ビームの広がり (cm), **Z**は材料の平均的な原子番号, **E₀**は電子ビームの加速エネルギー (eV), **ρ** は密度 (g/cm³), **A**は材料の平均的な原子量, **t**は薄膜試料の厚さ (cm) である。薄膜試料中を一樣な確率で電子が一回だけ散乱されるとした仮定に基づく計算式である。厚さ50 nmの薄膜試料について、**Z**=26, **E₀**= 2×10^5 , **ρ** =7.8, **A**=55.845の条件のもとで計算すると、電子ビームの広がり は3.92 nmになる。Reed⁽¹³⁾によると、ビーム径**d**の入射電子が試料通過後もガウス分布形状の強度分布を維持しているのであれば、試料通過後の電子ビーム径**d'**は次式により求まる。

$$d' = \sqrt{d^2 + b^2} \quad (2)$$

本測定では $\phi 1$ nmの電子ビームを使用しているが、厚さ50 nmの薄膜試料を通過後は $\phi 4.04$ nmに広がる計算になる。薄膜試料を通過中の電子ビームの平均径**R_s**(すなわち平均的な空間分解能)は、薄膜試料の入射面(表面)での直径を**d**, 出口面(裏面)での直径を**d'**とした円錐台を励起領域と仮定すると、次式⁽¹⁴⁾で表される。

$$R_s = \left(d + \sqrt{d^2 + b^2}\right)/2 \quad (3)$$

厚さ50 nmの薄膜試料については、薄膜試料通過中の電子ビームの平均径は2.52 nmと計算される。なお、式(1)から式(3)で用いているビーム径やビームの広がり、ビーム強度の90%を含む範囲について定義されるものであり、ガウス分布における1/10値幅(Full Width at Tenth Maximum, FWTM)に相当する。単純化されたモデルに基づく空間分解能の評価式であるが、実験結果やモンテカルロ法によるシミュレーションとよく一致した経緯から、特性X線の空間分解能の式として広く認識されている⁽¹⁵⁾。ただし、あくまで電子ビームによる励起領域を考察した式であり、後年、SchmitzとCappellen⁽¹⁶⁾により、Doigら⁽¹⁷⁾が提案したMultiple Scattering Modelをベースに、特性X線の検出器への到達の観点から実効的な励起領域の平均幅(空間分解能)**R_m**を考察した次式が提案された。

$$R_m = q \sqrt{\sigma^2 + \frac{1}{2}\beta(kt)^3} \quad (4)$$

$$\sigma = d/q \quad (5)$$

$$q = 2\sqrt{2\ln\{1/(1-Q)\}} \quad (6)$$

$$\beta = 500 \left(\frac{4Z}{E_0}\right)^2 \frac{\rho}{A} \quad (7)$$

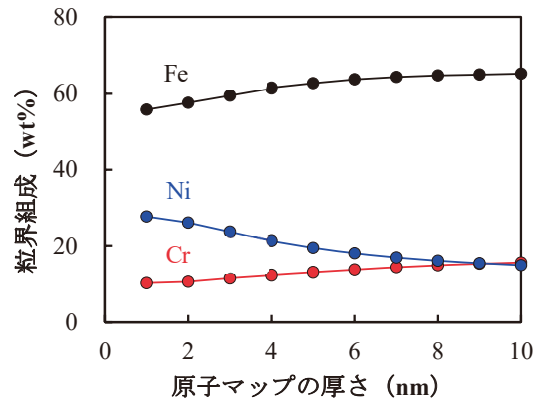
$$k = 0.1345 + 0.6098Q \quad (8)$$

ここで σ は入射電子ビーム径の標準偏差, **q**と**k**は**Q**に関連した定数で、**Q**は発生した特性X線の総数に対する割合である。**Q**=0.90として、発生した特性X線の9割に相当する励起領域について、空間分解能を求めた結果、厚さ50 nmの薄膜試料については2.82 nm, 厚さ80 nmの薄膜試料については5.42 nmと求まった。

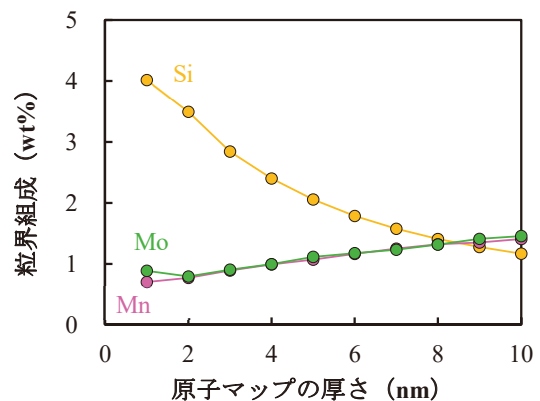
厚さ 50 nm の薄膜試料については、平均 2.82 nm の空間分解能で粒界の組成分析を行っている計算になるため、原子マップから厚さ 1 nm で粒界面を切り出して評価した APT 分析の粒界組成と比べると空間分解能が 3 倍悪いことになる。薄膜試料中の電子ビームの広がりや粒界偏析を小さく評価させる主要因であることを検証するため、図 7 に示した粒界面を含む原子マップの厚さを 1 nm から 10 nm まで変化させた際の粒界組成の変化を調べ、APT 分析の空間分解能を低下させた際に STEM-EDS 分析の結果と同等になるか検討した。図 10 に原子マップの厚さと粒界組成の関係を示す。原子マップの厚さが増加するにつれて、粒界で減少する傾向にある Fe, Cr, Mo の濃度は増加し、粒界で濃縮する傾向にある Ni, Si の濃度は減少した。厚さ 50 nm の薄膜試料の空間分解能 2.82 nm に相当する、厚さ 3 nm の原子マップの平均組成は Fe-11.55Cr-23.64Ni-2.84Si-0.89Mn-0.91Mo であった。STEM-EDS 分析の評価結果は Fe-13.19Cr-20.67Ni-1.57Si-1.00Mn-1.24Mo であり、APT 分析による評価値の方がまだ有意に偏析量の絶対値が大きい結果であった。また、厚さ 80 nm の薄膜試料については、空間分解能 5.42 nm に相当する、厚さ 5 nm の原子マップにおける平均組成は Fe-13.08Cr-19.49Ni-2.05Si-1.07Mn-1.11Mo であり、STEM-EDS 分析の評価結果 Fe-14.40Cr-16.00Ni-1.12Si-1.18Mn と比べて、こちらも APT 分析の評価値の方がまだ有意に偏析量の絶対値が大きい結果であった。

4.2 FIBダメージ層の影響

STEM-EDS 分析による粒界偏析量の評価結果が APT 分析による評価結果よりも小さくなった別の要因として、薄膜試料表面の FIB 加工によるダメージ層の影響を次に検討する。FIB 加工の際の Ga イオンビームの入射によって、Si 等ではアモルファス層が生じる場合があり、また、ステンレス鋼では FCC から BCC へ相変態が生じる場合がある⁽¹⁸⁾。STEM-EDS 分析に使用した薄膜試料は FIB 加工で作製しており、最終加工を 2 kV の Ga イオンビームで実施して FIB ダメージ層の低減を図っているものの、試料表面には Ga を含む FIB ダメージ層が若干残ると予想される。最終加工時の Ga イオンの入射深さを、薄膜に対する Ga イオンの入射角度を 10 度、加速エネルギーを 2 kV とし、損傷計算コード SRIM2013⁽¹⁹⁾を用いて計算した結果、3 nm であった。薄膜試料の表面と裏面には、2kV の Ga イオンビームによる合計 6 nm の FIB ダメージ層が残っているものと推測される。



(a) Fe, Cr, Ni の濃度



(b) Si, Mn, Mo の濃度

図 10 粒界面の原子マップの厚さと粒界組成の関係

FIB ダメージ層では、Ga イオンにより転位等の格子欠陥が導入され、また、BCC への相変態も生じていることが予想され、材料本来の状態から大きく逸脱したものになっていると考えられる。元来は粒界であった場所についても、粒界構造や組成（偏析）を維持できているか不明である。もし、FIB ダメージ層では粒界構造や粒界偏析が消失しているとする、粒界偏析のような濃度分布のある試料を FIB ダメージ層を通して測定した場合、濃度分布はなまって測定され、粒界偏析量の絶対値が小さく評価される可能性がある。また、本報告では薄膜試料の厚さを傾斜観察時の粒界部のコントラストの変化を用いて評価しているが、FIB ダメージ層では粒界構造が維持できていないとすると、この方法で評価される厚さは粒界構造のない FIB ダメージ層を含んでおらず、薄膜試料の真の厚さは、厚さ 50 nm の薄膜試料では 56 nm、厚さ 80 nm の薄膜試料では 86 nm である可能性がある。そこで、薄膜試料の厚さを FIB ダメージ層を加えた数値に置き換えるとともに、FIB ダメージ層の組成を偏析が消失してバルク組成と同等になっ

ていると仮定し、FIB ダメージ層を通して粒界組成を評価した場合の影響を次式により検討した。

$$N_i = (N_{i,GB}w_{GB} + N_{i,Bulk}w_{FIB}) / (w_{GB} + w_{FIB}) \quad (9)$$

ここで、 N_i は元素*i*の粒界濃度であり、バルク組成と同等の組成を有すると仮定した FIB ダメージ層を通して評価した場合の計算値である。 $N_{i,GB}$ は APT 分析で得た粒界面の原子マップにおける元素*i*の平均濃度であり、原子マップの厚さは式(4)により計算される空間分解能に相当する値を採用した。 $N_{i,Bulk}$ はバルク組成における元素*i*の濃度であり、 w_{GB} と w_{FIB} はそれぞれ粒界コントラストで評価した薄膜試料の厚さと FIB ダメージ層の厚さである。FIB ダメージ層の厚さの割合だけバルク組成が上乘せされて粒界組成が評価されるものとして計算した。

厚さ 50 nm の薄膜試料については、FIB ダメージ層を加えた試料厚さは 56 nm となり、式(4)より求めた空間分解能は 3.29 nm となる。厚さ 3.29 nm の粒界面の原子マップの平均組成は Fe-11.88Cr-23.00Ni-2.73Si-0.91Mn-0.95Mo であり、計算した粒界組成は Fe-12.48Cr-21.89Ni-2.49Si-0.99Mn-1.06Mo となった。FIB ダメージ層の影響を仮定して計算した粒界組成は、STEM-EDS 分析による評価値 Fe-13.19Cr-20.67Ni-1.57Si-1.00Mn-1.24Mo と比べて、1%程度の差であった。表 3 に示した STEM-EDS 分析による粒界上の点分析の結果では、測定点によっては Ni や Cr の濃度が 1%程度異なっており、粒界組成の測定値と計算値の違いはばらつきの範囲内である。厚さ 80 nm の薄膜試料については、FIB ダメージ層を加えた試料厚さは 86 nm となり、式(4)より求めた空間分解能は 6.02 nm となる。厚さ 6 nm の粒界面の原子マップの平均組成は Fe-13.69Cr-18.04Ni-1.79Si-1.16Mn-1.18Mo であり、粒界組成の計算値は Fe-13.95Cr-17.67Ni-1.70Si-1.20Mn となり、評価値 Fe-14.40Cr-16.00Ni-1.12Si-1.18Mn との差はこちらも 1%程度であった。(S)TEM-EDS 分析で粒界偏析を定量評価する際には、試料中を電子ビームが広がることによる空間分解能の低下と試料表面の FIB ダメージ層の影響で粒界偏析量の絶対値が小さく評価されることに気を付ける必要がある。また、空間分解能を同等にすれば、(S)TEM-EDS 分析と APT 分析による評価結果が同等になることが確認された。

4.3 粒界偏析の定量評価における STEM-EDS 分析の注意点

粒界偏析の定量評価における STEM-EDS 分析と APT 分析による評価結果の違いは、空間分解能の違い、すなわち STEM-EDS 分析における薄膜試料中の電子ビームの広がりや FIB ダメージ層の影響で概ね説明することができた。式(4)に基づく、APT 分析による評価値と同等の 1 nm の空間分解能を STEM-EDS 分析で達成するためには、電子ビーム径を 1 nm 未満にするとともに薄膜試料をできるだけ薄くする必要がある。ビーム径を 0.3~0.5 nm とした場合、200 kV の加速電圧では、薄膜試料の厚さが 25 nm の際に空間分解能が 1 nm に相当する。このような薄い試料では、表面に FIB ダメージ層が残る場合の影響はより大きくなるため、電気化学エッチングによる試料作製あるいは低加速エネルギーのイオンミリングを用いた最終処理の実施が重要になる。試料が薄くなると、電子ビームの入熱により EDS 測定中に試料が破損する可能性があり、ビームカレントを低くするとともに統計精度の確保のために長時間の測定が必要になり、測定中の試料ドリフトの対応にも注意が必要になる。これらに注意することで、APT 分析で実施した 1 nm の空間分解能と同等の粒界偏析の定量評価が(S)TEM-EDS 分析でも可能となる。(S)TEM-EDS 分析と APT 分析を相補的に用いて粒界偏析を評価する上でも互いの空間分解能を把握しておくことが大事であり、評価結果を報告する際にも測定データの空間分解能を明示することが肝要である。

5. まとめ

照射量 18.8 dpa の中性子照射ステンレス鋼の同一のランダム粒界を対象に STEM-EDS 分析と APT 分析で粒界組成と粒界偏析量を評価し、(S)TEM-EDS 分析に用いられる薄膜試料の厚さと FIB 加工による薄膜試料表面のダメージ層の影響を、モデルに基づく計算と APT 分析結果との比較により空間分解能の観点から定量的に検討した。

- ・バルク組成を評価した結果については両分析法で大きな違いは認められず、正確に元素濃度を評価できることを確認した。一方、粒界組成については、Fe, Cr, Mo の減少と Ni, Si の濃化が両分析法で確認されたものの、粒界偏析量は STEM-EDS 分析の方が APT 分析よりも小さく評価され、また、薄膜試料が厚くなると粒界偏析量はより小さく評価された。
- ・この原因は STEM-EDS 分析と APT 分析における空間分解能の違いであり、STEM-EDS 分析では ϕ 1 nm の電子ビームで分析しても、空間分解能は厚さ 50 nm の

薄膜試料では約 3 nm、厚さ 80 nm の薄膜試料では約 6 nm になり、厚さ 1 nm の粒界面の原子マップから評価した粒界組成に比べて偏析がなまって評価されることとなった。また、FIB 加工による試料表面のダメージ層は数 nm の厚さであっても粒界偏析量の絶対値を小さくする影響があることが示唆された。

・APT 分析による評価値と同等の 1 nm の空間分解能を STEM-EDS 分析で達成するためには、電子ビーム径を 1 nm 未満にするとともに薄膜試料の厚さを 25 nm 程度まで薄くする必要があり、また薄膜試料の作製には電気化学エッチングあるいは低加速エネルギーのイオンミリングを用いた最終処理の実施も重要になる。粒界偏析の評価結果を報告する際には、測定データの空間分解能を明示することが肝要である。

引用文献

- (1) 福谷耕司, 西岡弘雅, 藤井克彦, ステンレス鋼の軽水炉照射挙動, INSS MONOGRAPHS No.4, 株式会社原子力安全システム研究所, (2009).
- (2) K. Fukuya, K. Fujii, H. Nishioka, Y. Kitsunai, Evolution of Microstructure and Microchemistry in Cold-work 316 Stainless Steels under PWR Irradiation, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 43 (2006) 159-173.
- (3) M. Song, K. Field, R. Cox, G. Was, Microstructural characterization of cold-worked 316 stainless steel flux thimble tubes irradiated up to 100 dpa in a commercial Pressurized Water Reactor, *J. Nucl. Mater.*, 541 (2020) 152400.
- (4) 福村卓也, 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, 橋内裕寿, 照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動, INSS JOURNAL, 27 (2020) NT-8.
- (5) 福谷耕司, 藤井克彦, F. Sefta, B. Allouch, C. Pokor, フランスの PWR 炉内構造物の照射後マイクロ組織の分析, INSS JOURNAL, 26 (2019) NT-8.
- (6) K. Fujii, K. Fukuya, APT analysis of neutron-irradiated stainless steels, in: Proc. 2017 Int. Cong. on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2017), Fukui & Kyoto, April 24-28, 2017, Paper 17398.
- (7) Z. Jiao and G.S. Was, Novel features of radiation-induced segregation and radiation-induced precipitation in austenitic stainless steels, *Acta Materialia*, 59 (2011) 1220-1238.
- (8) T.G. Lach, M.J. Olszta, S.D. Taylor, K.H. Yano, D.J. Edwards, T.S. Byun, P.H. Chou, D.K. Schreiber, Correlative STEM-APT characterization of radiation-induced segregation and precipitation of in-service BWR 304 stainless steel, *J. Nucl. Mater.*, 549 (2021) 152894.
- (9) D. Blavette, P. Duval, L. Letellier, M. Guttmann, Atomic-scale APFIM and TEM investigation of grain boundary microchemistry in Astroloy nickel base superalloys, *Acta Materialia*, 44 (1996) 4995-5005.
- (10) K. Takakura, K. Nakata, K. Fujimoto, K. Sakima, N. Kubo, IASCC Properties of Cold Worked 316 Stainless Steel in PWR Primary Water, in: Proc. 14th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Virginia Beach, VA, August 23-27, 2009.
- (11) 三浦照光, 瀬戸仁史, 藤井克彦, 福谷耕司, 照射ステンレス鋼の粒界偏析の TEM-EDS 分析における k 因子の検討, INSS JOURNAL, 29 (2022) NT-7.
- (12) J.I. Goldstein, J.L. Costley, G.W. Lorimer, S.J.B. Reed, Quantitative X-ray Analysis in the Electron Microscope, in: Proc. Workshop Anal. Electron Microsc., Chicago, IL, USA, March, 1977.
- (13) S.J.B. Reed, The single-scattering model and spatial resolution in X-ray analysis of thin foils, *Ultramicroscopy*, 7 (1982) 405-410.
- (14) J.R. Michael, D.B. Williams, C.F. Klein, R. Ayer, The measurement and calculation of the X-ray spatial resolution obtained in the analytical electron microscope, *J. Microscopy*, 160 (1990) 41-53.
- (15) D.B. Williams and C.B. Carter, *Transmission electron microscopy*, Plenum Publishing Corp., New York, 1996.
- (16) E.V. Cappellen and A. Schmitz, A simple spot-size versus pixel-size criterion for X-ray microanalysis of thin foils, *Ultramicroscopy* 41, (1992) 193-199.
- (17) P. Doig, D. Lonsdale, P.E. Flewitt, in: *Quantitative Microanalysis with High Spatial Resolution*, Vol. 277, Eds. G.W. Lorimer, M.H. Jacobs and P. Doig (The Metals Society, London, 1981) p. 41.
- (18) 鶴田華子, 清水一行, 村上武, 鎌田康寛, 渡邊英雄, Ga イオン照射した SUS304 鋼の構造相変態, 日本金属学会誌, 85 (2021) 239-246.
- (19) J.F. Ziegler, J.P. Biersack, U. Littmark, *The Stopping and Range of Ions in Solids*, Pergamon, New York, (1985).

亜鉛注入したPWR1次系環境水中におけるTT690材の腐食挙動に及ぼす溶存水素濃度の影響

Influences of dissolved hydrogen on corrosion behavior of Alloy 690 TT in zinc-injected simulated PWR primary water condition.

金島 慶在 (Yoshiari Kaneshima) *1 笹岡 孝裕 (Takahiro Sasaoka) *2

山田 卓陽 (Takuyo Yamada) *1 國谷 耕平 (Kohei Kokutani) *3 有岡 孝司 (Koji Arioka) *1

要約 被ばく低減と材料劣化抑制を目的とした今後の水質管理の最適化検討の一助とすることを旨とし、亜鉛注入したPWR1次系模擬水環境でTT690合金を用いた浸漬試験を行い、プラント運転温度範囲(270~320°C)での腐食挙動に対する溶存水素(DH)濃度の影響を評価した。DH濃度30 cm³/kg, DH濃度45 cm³/kgでは、表面皮膜はスピネル酸化物のみ観察された。内層酸化皮膜の厚さと試験時間から放物線速度定数 k_p [m²/s]を求めた結果、亜鉛注入環境下では、DH濃度30 cm³/kgに比較してDH濃度45 cm³/kgで k_p は低下しており、これは、亜鉛注入しない場合と類似の傾向にあった。また、亜鉛注入しない場合に比べて、どちらのDH濃度でも k_p は小さい値を示した。以上から、亜鉛注入環境下においても、高DH濃度側で腐食が抑制される傾向が示されるとともに、亜鉛注入により酸化物の形成が抑制されることが確認された。

キーワード PWR1次系, TT690合金, 溶存水素濃度, 酸化皮膜厚さ, 亜鉛注入

Abstract Aiming to help optimize future water quality management for the purpose of reducing radiation exposure and suppressing material degradation, immersion tests were conducted using Alloy 690 TT in zinc-injected simulated PWR primary water condition, and the effect of dissolved hydrogen (DH) concentration on corrosion behavior in the plant operating temperature range (270-320°C) was evaluated. At both DH concentration 30 cm³/kg and DH concentration 45 cm³/kg, only spinel oxide was observed on the outer layer oxide film. As a result of determining the parabolic rate constants k_p [m²/s] from the oxide film thickness and the test time, in the zinc injection environment, k_p was lower at DH concentration of 45 cm³/kg than at DH concentration of 30 cm³/kg, and this trend was similar to that without zinc injection. And at both DH concentrations, k_p was smaller than that without zinc injection. From the above results, it was confirmed that corrosion tends to be suppressed under the high DH concentration condition even in a zinc injection environment, and oxide formation was suppressed by zinc injection.

Keywords PWR primary water system, Alloy 690TT, Dissolved hydrogen Oxygen film thickness, Zinc injection

1. はじめに

加圧水型原子炉(PWR)の1次系では、燃料の反応度制御や構造材の腐食抑制による系統線量低減等を目的として、水質管理指針に基づき、適切に系統の水質が管理されている。しかし、実際には腐食に対する水質影響は構造材の種類によって異なり、例えばSG伝熱管として用いられているNi基合金の600合金では、1次冷却材応力腐食割れ(PWSCC)感受性をもつことが知られており、国内外で多くの発生・進展事例報告されてきた⁽¹⁾⁽²⁾。その

ため、600合金を使用しているプラントでは対策材として耐PWSCC性を向上させたTT690合金(特殊熱処理した690合金)への交換が進められ、現在までのところ実機でTT690合金にPWSCC発生の報告例はない⁽³⁾。

環境条件のうち溶存水素濃度(以下、DH濃度とする)は、Ni基合金のPWSCC発生や進展、燃料被覆管や配管等の腐食等に影響することが知られている⁽⁴⁾。

TT600合金やTT690合金等のNi基合金から⁵⁸Niが溶出すると、1次冷却材により原子炉内へ持ち込まれ、燃料表面で析出して放射化されることにより主要放射性核種

*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

である ^{58}Co となる。また Ni は Ni/NiO (金属 Ni と NiO) で熱力学的な安定状態が変化し、その形態変化点は DH 濃度と温度に依存することが分かっている⁽⁵⁾。さらに、DH 濃度を高くすることにより Ni を溶解度の低い金属 Ni とすることで溶出を抑制し、原子炉内への移行を防ぐことが ^{58}Co の発生を抑制する観点からは有効であるとされている⁽⁶⁾。

以上を踏まえると、Ni の Ni/NiO 境界での熱力学的な安定状態の変化が、Ni 基合金の腐食挙動に影響しているとした場合、DH 濃度だけではなく温度環境も含めた腐食影響評価が、被ばく低減における最適な DH 濃度条件の選定には必要であることから、前報⁽⁶⁾においては、PWR1 次系模擬水環境下 (B:500ppm, Li:2ppm) で、試験温度が 290~360 °C、DH 濃度が 0~45cm³/kg の条件で 703~4090h 腐食試験した TT690 合金の腐食に対する DH 濃度の影響が評価された。

その結果、以下の知見が得られ、通常のプラント運転温度範囲である 290°C から 320°C の温度条件においては、DH 濃度 30 cm³/kg 以上が腐食抑制の観点から好ましいと考えられるとの結果が報告された。

- ①表面皮膜形態は DH 濃度と温度により大きく変化し、低 DH 濃度では針状の酸化物が、高 DH 濃度では粒状のスピネル酸化物が析出し、温度により同じ DH 濃度でも形態が変化する。
- ②内層皮膜厚さについても DH 濃度と温度により変化し、低 DH 濃度では内層深くまで酸化が進行するが、340~360°C の高温側では高 DH 濃度において酸化が進行し、290 と 320°C の低温側では抑制される傾向がある。

しかし、実際の PWR プラントでは、被ばく低減を目的に亜鉛注入が行われる場合があり、被ばく低減と材料劣化抑制を目的とした最適水化学条件策定のためには、亜鉛注入を考慮した DH 濃度の影響評価が必要と考えられる。

そこで、本研究では、亜鉛注入した PWR1 次系模擬環境下で DH 濃度を変化させた腐食試験を行い、試験材の酸化皮膜分析を行うことにより、DH 濃度と温度による TT690 合金の腐食挙動の変化を評価した結果を報告する。

2. 試験方法

2.1 供試材

本試験に用いた 690 合金供試材の化学組成を表 1 に示す。供試材は 20%冷間加工を施した TT690 合金を用いた。

表 1 690 合金供試材の化学組成(wt%)

C	Si	Mn	P	S	Cr	Fe	Cu	Ni
0.019	0.30	0.32	0.009	0.0006	30.18	9.42	0.04	59.25

2.2 浸漬試験

亜鉛注入した PWR1 次系環境水 (B:500 ppm, Li:2 ppm) を模擬し、プラント運転温度範囲 (270°C, 290°C, 320°C) にて DH 濃度の影響を評価する浸漬試験を計画した。

高 DH 濃度の影響の傾向を把握する目的から、実機プラントの通常運転時の水質条件である DH 濃度 30 cm³/kg とより高 DH 濃度である 45 cm³/kg の試験を実施した。表 2 に試験条件を示す。試験時間は安定的な内層酸化皮膜が形成されると考えられる 500 時間を目安とした。

表 2 試験条件

試験条件 上段：温度 下段：DH	270°C 30cm ³ /kg	290°C 30cm ³ /kg	320°C 30cm ³ /kg
	270°C 45cm ³ /kg	290°C 45cm ³ /kg	320°C 45cm ³ /kg

- ・亜鉛濃度は 30~40ppb を目安
- ・1 バッチの試験時間は約 500 時間

浸漬試験には、表面をダイヤモンドペースト (DP) 3 μm で研磨して鏡面とした 15×15×2 mm の短冊状の形状試験片を用いた。図 1,2 に試験装置の外観および試験片取付状況を示す。系統への亜鉛注入方法には、粒状酸化亜鉛 (ZnO) を投入した溶解槽に系統水を一定量通水することで自然に溶けだした亜鉛を注入するパッシブ注入方式を採用した⁽⁷⁾。金属不純物の影響を避けるために、亜鉛純度 99.99% の酸化亜鉛試薬 (株式会社高純度化学研究所製) を用いた。図 3 に亜鉛注入系統を示す。

浸漬試験の実施結果を表 3 に示す。亜鉛濃度は 30~40 ppb であった。



図1 No.2 SSRT 腐食試験装置外観



図2 試験片取付状況

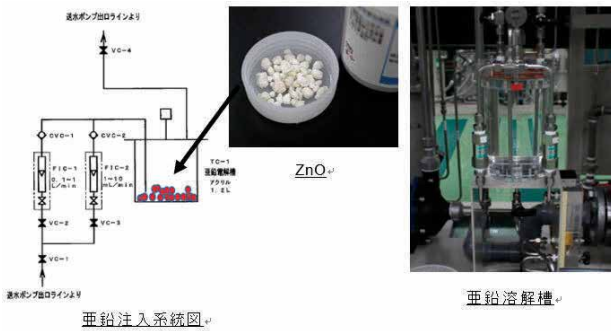


図3 亜鉛注入系統

表3 浸漬試験の実施結果

		温度[°C]			備考
		270	290	320	
DH濃度 [cm ³ /kg]	30	464h	464h	464h	亜鉛濃度 40ppb
	45	503h	503h	503h	亜鉛濃度 30ppb

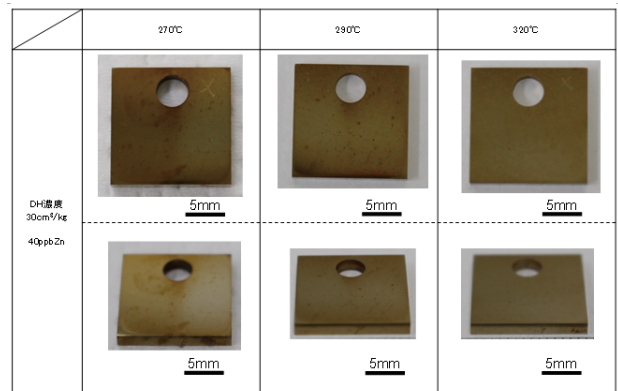
2.3 皮膜観察

浸漬試験後には、研磨面表面を電界放出型走査電子顕微鏡（Field Emission Scanning Electron Microscope, 以下、FE-SEM とする）にて観察し、腐食生成物の状況を表面観察した。さらに、クロスセクションポリッシャ（CP）にて試験片の断面方向を加工研磨し、FE-SEM により表面皮膜の性状及び皮膜厚さの断面観察を行った。

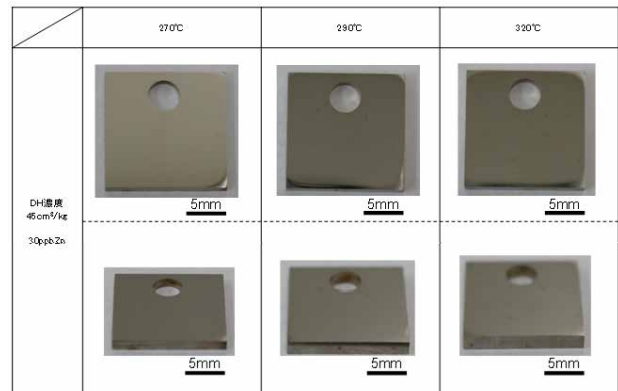
3. 試験結果

3.1 外観観察

浸漬試験後の試験片の外観を図4に示す。各DH濃度において、温度の違いによる外観上の違いは見られなかったが、DH濃度の違いにより表面の色合いに相違が見られ、DH濃度 30 cm³/kgの方がやや赤褐色を呈していた。



①20%CW TT690, DH濃度 30cm³/kg, 40ppb Zn



②20%CW TT690, DH濃度45cm³/kg, 30ppb Zn

図4 腐食試験後の試験片の外観写真

3.2 表面皮膜観察

図5に示す低倍率(x500)の観察において、DH濃度30 cm³/kgでは、各温度条件(270°C, 290°C, 320°C)とも表面状態に明瞭な差はなく、DHの影響は見られなかった。また、DH濃度45 cm³/kgでも、各温度条件(270°C, 290°C, 320°C)とも表面状態に明瞭な差はなく、この倍率ではDHの影響は見られなかった。

一方、図6に示す高倍率(x50,000)の観察において、DH濃度30 cm³/kgでは、各温度条件(270°C, 290°C, 320°C)と

も表面に粒状の酸化物が観察された。また、DH濃度45 cm³/kgでは、各温度条件(270°C, 290°C, 320°C)ともこの倍率では明確な酸化物は観察されなかったが、さらに高倍率(x100,000)の観察(図7)により、10nmサイズ以下のごく微細な粒状の酸化物が観察された。前報⁶⁾の表面観察結果を踏まえると、これらはスピネル酸化物であると考えられ、その大きさはDH濃度30 cm³/kgでは100nm以下、DH濃度45 cm³/kgでは10nm以下の微小サイズであった。なお、針状の酸化物は観察されなかった。

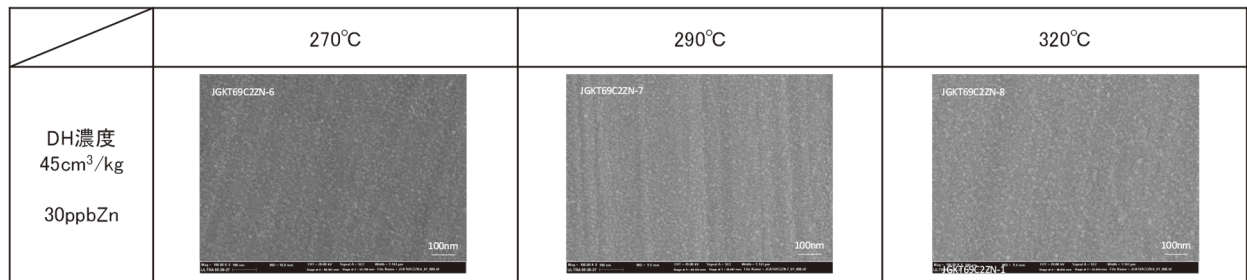


図7 FE-SEMによる表面皮膜観察結果(x100,000) (20%CW TT690, DH濃度45 cm³/kg)

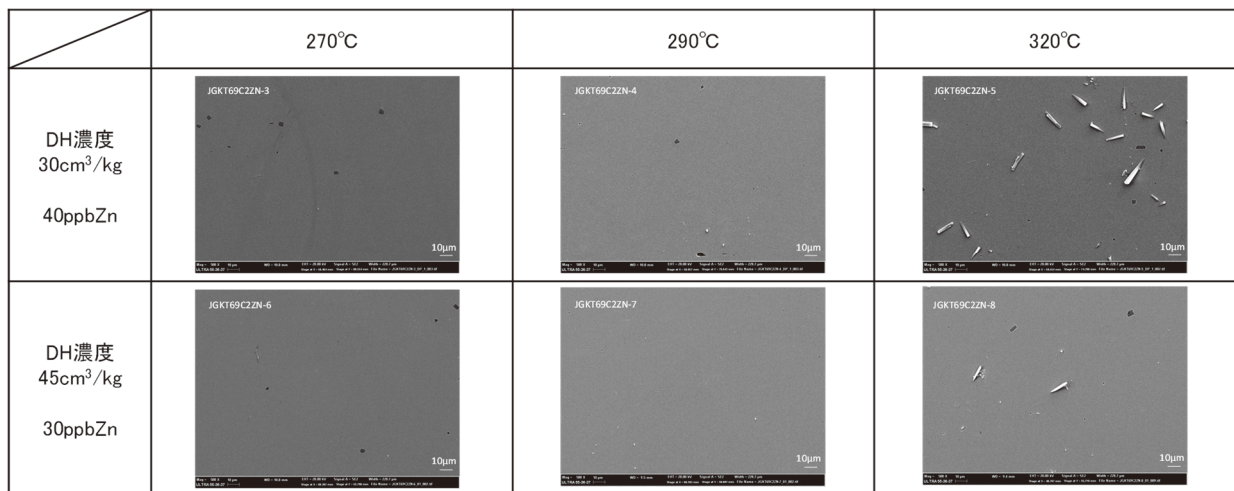


図5 FE-SEMによる表面皮膜観察結果(x500) (20%CW TT690)

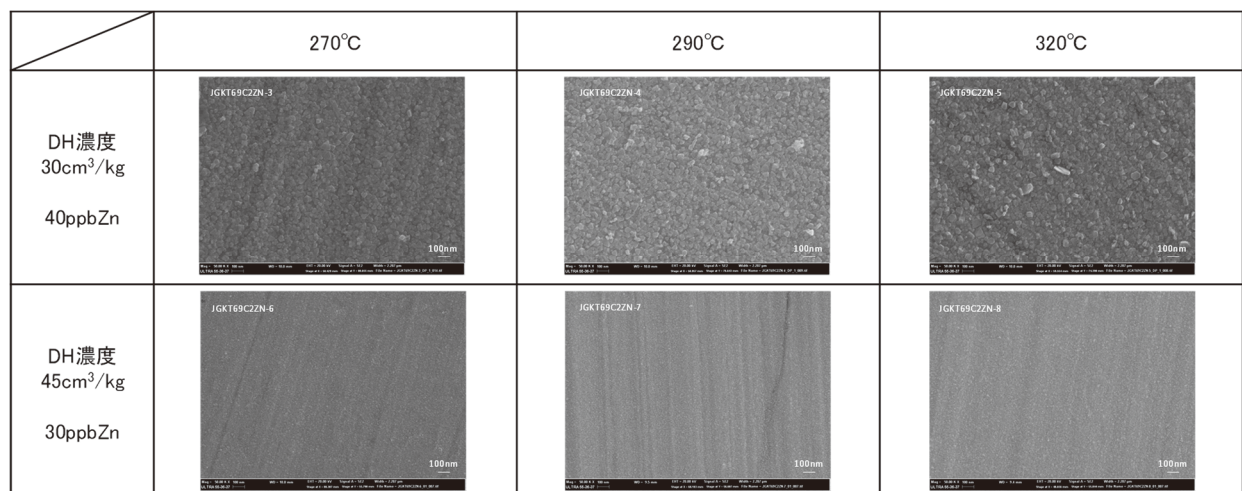


図6 FE-SEMによる表面皮膜観察結果(x50,000) (20%CW TT690)

3.3 皮膜断面観察

FE-SEMによる皮膜断面観察結果の一例（DH濃度30 cm³/kg, 270°C）を図8に示す。本試験では、全ての条件

で内層酸化皮膜が表面方向全体に渡って形成している形態が観察されており、DH濃度と温度の環境条件により内層酸化皮膜の厚さが異なる様子が確認された。

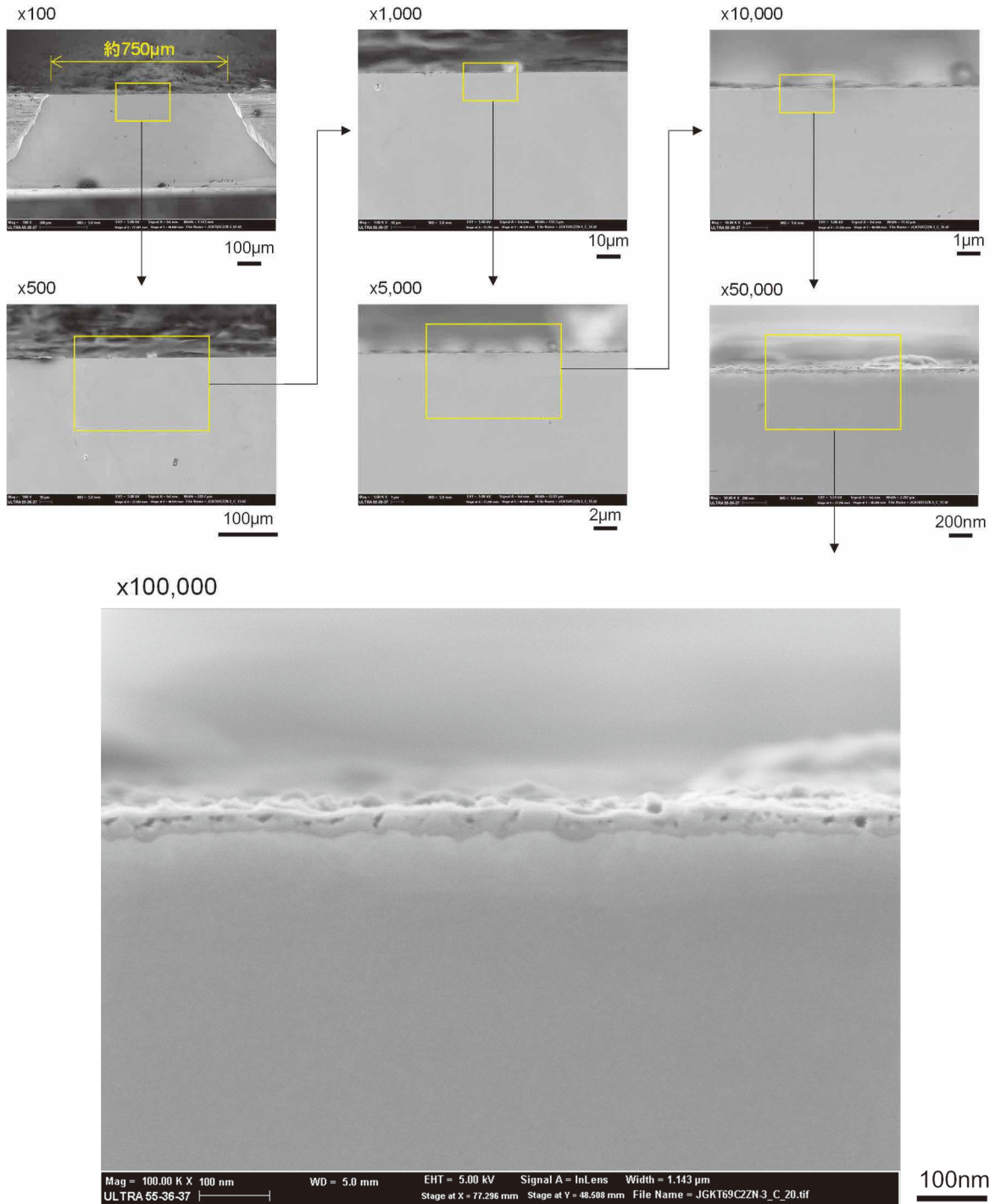


図8 FE-SEMによる皮膜断面観察結果（20%CW TT690, DH濃度 30 cm³/kg, 270°C, Zn濃度 40ppb）

3.5 皮膜厚さの測定

次に、内層酸化皮膜を定量評価するために、以下の手順で内層酸化皮膜の厚さの測定を行った。測定はCP加工された酸化皮膜断面について、加工部の左右中央の3視野を高倍率 (x100k) まで拡大し、内層酸化皮膜の厚さを測定した。測定要領の一例を図9に示す。

本要領に基づき、各試験片の内層酸化皮膜の平均厚さを測定し、3点の値を平均した結果を表4に示す。各DH濃度によって、内層酸化皮膜厚さに及ぼす試験温度の影響に差が見られた。DH濃度30 cm³/kgでは、温度が高いほど

内層酸化皮膜は厚くなる傾向が見られた。DH濃度45 cm³/kgでは、温度による差はあまり見られず、320°Cで内層酸化皮膜がやや薄くなる傾向が見られた。

一方、内層酸化皮膜厚さに及ぼす、DH濃度の影響が明確に見られた。各試験温度 (270°C, 290°C, 320°C) において、DH濃度30 cm³/kgに比べてDH濃度45 cm³/kgの方が内層酸化皮膜厚さは薄くなり、320°Cではその傾向は顕著であった。

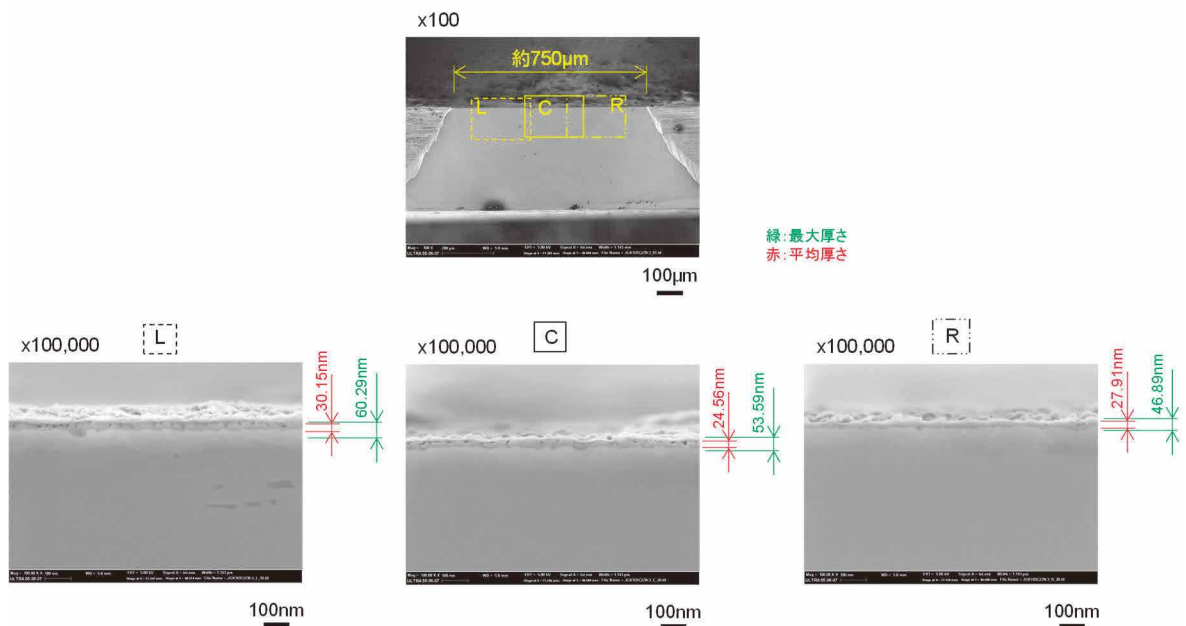


図9 FE-SEMによる内層酸化皮膜厚さ測定例 (20%CW TT690, DH濃度30 cm³/kg, 270°C, Zn濃度40ppb)

表4 各試験片における内層酸化皮膜の平均厚さ

DH濃度 (cm ³ /kg)	内層酸化被膜の平均厚さ(nm)		
	270°C	290°C	320°C
30	27.54	29.40	36.41
40	15.63	15.26	10.79

4. 考察

4.1 外層の表面皮膜形態と DH 濃度, 温度, 亜鉛注入の関係

前報⁽⁴⁾において, 亜鉛注入が無い環境下の, PWR プラントの通常運転温度範囲である 290°C~320°C 条件では, DH 濃度が 30 cm³/kg 以上でスピネル酸化物が主として観察された。一方, 本試験においても, 外層表面皮膜にはスピネル酸化物のみ形成されており, 亜鉛注入環境下においても DH 濃度が 30 cm³/kg 以上で Ni 安定領域となり, Ni の溶出が抑制された環境条件になることが考えられた。

また, 形成されたスピネル酸化物の大きさは, 亜鉛注入が無い環境 (100nm 程度) に比べて小さい (100~10nm 程度) ことが確認された。これは, 亜鉛注入条件では亜鉛が優先的に酸化皮膜中に取り込まれることにより, より安定な皮膜を形成し, 腐食が抑制されたことが要因の一つであると考えられた⁽⁸⁾⁽⁹⁾。また, DH 濃度が 45 cm³/kg の方が粒形は小さいことから, DH 濃度が高い方が外層酸化物の生成を抑制する効果があることが考えられた。

4.2. 内層酸化皮膜形態に対する温度と DH 濃度の影響

内層酸化皮膜の腐食形態は, 試料表面に近い合金内部に形成される保護皮膜が影響していると考えられ, このような皮膜中のイオンの拡散に律速される皮膜の成長は放物線則に従うことが知られており, x は内層皮膜厚さ[m], k_p は放物線速度定数[m²/s], t は時間[s]とすると, 皮膜厚さと時間との関係を表す放物線則は次式により示される⁽¹⁰⁾。

$$x^2 = 2k_p t \quad (1)$$

ここで, 内層酸化皮膜の成長が皮膜を通したイオンの拡散に律速であると仮定し, 測定した内層酸化皮膜厚さと試験時間から(1)式により k_p を求めて, 前報⁽⁶⁾と同様に試験時間の異なる試験片の酸化の進行を相対的に比較した。表 4 の内層酸化皮膜の平均厚さと試験時間より求めた k_p を表 5 に示す。なお, 表には, 亜鉛注入無しの場合のデータ (290°C と 320°C) をあわせて示した⁽⁶⁾。亜鉛注入有の場合の k_p を DH 濃度に対してプロットした結果を図 10 に示す。各温度条件において, DH 濃度 30 cm³/kg に比較して DH 濃度 45 cm³/kg で k_p は低下しており, DH 濃度が高いほど皮膜厚さが薄くなり酸化の進行が妨げられる結果が示された。また, 290°C と 320°C の試験において, 亜鉛注入の有無を比較した結果を図 11 に示す。いずれの温度条件においも, DH 濃度が高いほど酸化の侵攻が妨げられる効果が認められるとともに, 亜鉛注入環境の方が k_p の値が小さく, 亜鉛注入が内層酸化皮膜を薄くし, 酸化の進行をさらに妨げる効果があることが示された。

次に, 温度と k_p の関係を図 12 に示す。図には, 亜鉛注入有無のデータを記載した。DH 濃度 30 cm³/kg では, 温度の上昇に従い k_p が大きくなる傾向が示されたが, DH 濃度 45 cm³/kg では, 高温で k_p が減少する傾向が見られた。これは, 金属の拡散現象による保護皮膜の形成だけでなく, 高温側で電気化学反応が抑制される等の影響が腐食に関係している可能性が考えられる⁽⁶⁾⁽¹¹⁾。

以上を踏まえて, 亜鉛注入した PWR 1 次系模擬水環境下での浸漬試験を継続し, 運転温度域 (270~320°C) における DH 濃度 35 cm³/kg, 40 cm³/kg でのデータ拡充を図ることにより, 高 DH 濃度での腐食抑制効果について検討する必要がある。

表 5 k_p 計算結果

DH 濃度 (cm ³ /kg)	亜鉛注入の 有無	k_p [m ² /s]		
		270°C	290°C	320°C
30	あり	2.3×10 ⁻²²	2.6×10 ⁻²²	3.6×10 ⁻²²
	無し ⁽⁶⁾	—	1.0×10 ⁻²¹	1.3×10 ⁻²¹
45	あり	6.8×10 ⁻²³	6.4×10 ⁻²³	3.2×10 ⁻²³
	無し ⁽⁶⁾	—	3.4×10 ⁻²²	4.6×10 ⁻²²

(6) INSS JOURNAL 2021 より引用

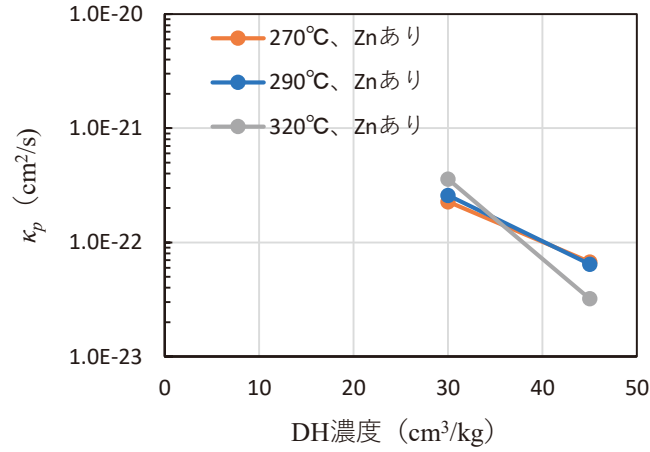


図 10 k_p とDH濃度の関係 (270°C, 290°C, 320°C, Zn注入あり)

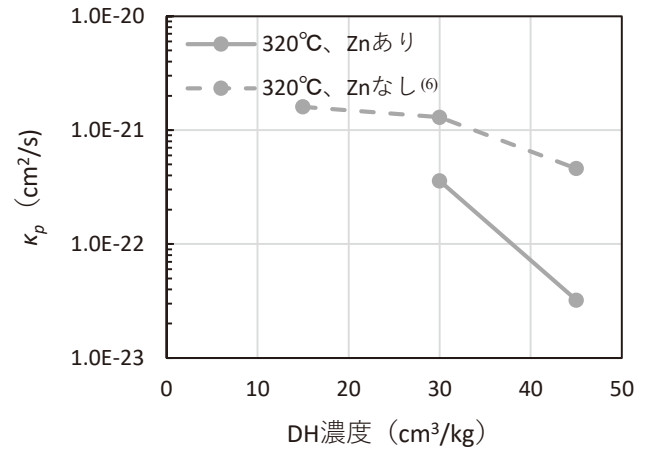
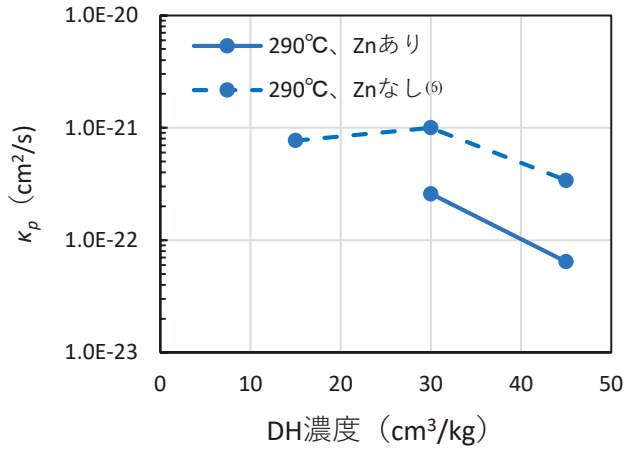


図 11 k_p とDH濃度の関係 (Zn注入有無の比較)

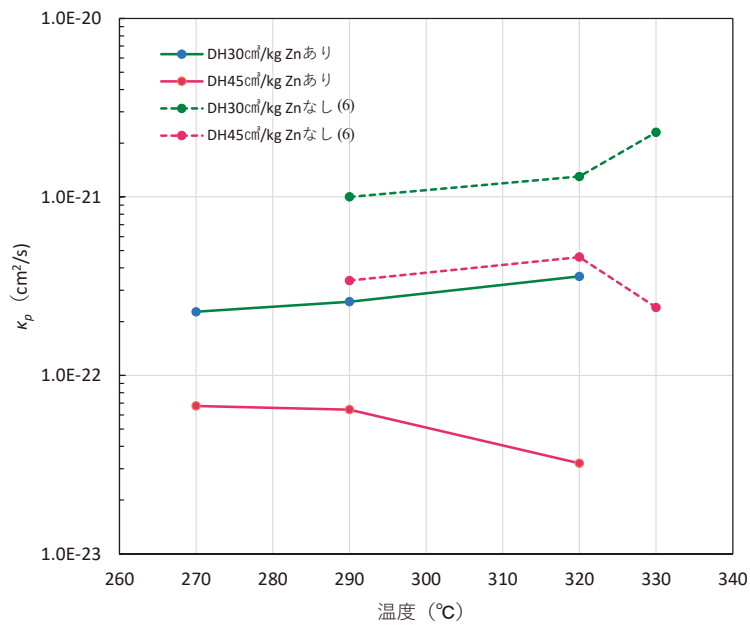


図 12 k_p と温度の関係

5. まとめ

亜鉛注入した PWR1 次系模擬環境下において、DH 濃度 (30 cm³/kg, 45 cm³/kg) と温度 (270°C, 290°C, 320°C) を変えた TT690 合金の腐食試験を実施した。酸化皮膜を表面および断面から観察し、表面酸化皮膜の形態および内層酸化皮膜の形態と厚さを調べた。その結果から亜鉛注入環境下での DH 濃度と温度の腐食に対する影響を検討した。得られた知見は以下の通りである。

- (1) 亜鉛注入した PWR1 次系模擬環境下において、270~320°Cのプラント運転温度範囲では、DH 濃度 30 cm³/kg に比べて高 DH 濃度側の 45 cm³/kg で腐食が抑制される傾向がある。
- (2) 亜鉛注入環境では、亜鉛注入無しの環境に比べて表面酸化物の形成が抑制される。

謝辞

本調査を遂行するにあたり、関係された方々ならびに本調査の遂行にご協力いただいた(株)原子力安全システム研究所材料グループ村上公治氏、黒崎登氏の多大な協力があつた。この場を借りて謝意を表します。

引用文献

- (1) 渡辺 憲夫, 米国の加圧水型原子力発電所における Alloy600 製圧力バウンダリ構成機器の一次冷却材応力腐食割れ事例の分析, 2006.
- (2) 原子力安全・保安院, 蒸気発生器一次冷却材出入口管台溶接部内表面における亀裂への対応について (解説), 2008
- (3) IAEA, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned., 2011.
- (4) EPRI, “Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines,” (2014) .
- (5) EPRI, “Material Reliability Program Mitigation of PWSCC in Nickel-Base Alloys by Optimizing Hydrogen in the Primary Water (MRP-213) ,” (2007)
- (6) 笹岡 孝裕, 山田 卓陽, 有岡 孝司, TT690 合金の PWR1 次系模擬水中の腐食挙動への 溶存水素濃度と温度の影響, INSS JOURNAL, 2021

- (7) H. NAKAHIRA, T. IWAKAMI, Y. OKUDA, Y. FUJII, Y. IKEDA, T. SUZUKI, M. NOMURA, M. AIDA, F. KAWAKAMI, Y. SUGIYAMA, T. KANZAKI, K. OTOHA, H. TAKIGUCHI, E. KADOI, K. ISHIGURE, “被曝低減用亜鉛注入に用いる減損亜鉛製造のための同位体分離に関する技術開発,” 東京工業大学, 2002.
- (8) F. Arjmand, J. Wang, L. Zhang, “Zinc addition and its effect on the corrosion behavior of a 30% cold forged Alloy 690 in simulated primary coolant of pressurized water reactors,” Journal of Alloys and Compounds, 2019.
- (9) 實重宏明, 塚本雅昭, 軽水炉プラントの水化学 第9回 実機での水化学 (3) -被ばく線量の低減, 第 卷 Vol. 51, 2009, pp. 824-829.
- (10) 河村 憲一, B. A. Mohd Hanafi, 上田 光敏, 丸山 俊夫, “合金の高温酸化皮膜表面における酸素ポテンシャル,” Netsu Sokutei, 2010.
- (11) 寺地 巧, 宮本 友樹, 山田 卓陽, 有岡 孝司, “ステンレス鋼の高温水中応力腐食割れに関する基礎研究—腐食の温度依存性—,” INSS JOURNAL, 2009.

高調波法による A6061 アルミニウム合金中の微細粒子形成の評価

Evaluation of the formation of fine particles in the 6061-aluminum alloy by the second harmonic measuring method.

前田 悠希 (Yuuki Maeda) *1 松田 直樹 (Naoki Matsuda) *2

藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii) *1 平方 寛之 (Hiroyuki Hirakata) *3

要約 照射脆化要因である溶質原子クラスタの形成に対する非破壊評価の適用を目的に、微細粒子の形成と非線形超音波伝搬特性の相関を調べた。熱時効を実施することで溶質原子クラスタが形成された状態を模擬した A6061 アルミニウム合金試験片の非線形パラメータを測定した。非線形パラメータの熱時効時間による変化は 1%程度であり、比較的小さいものであった。非線形パラメータと硬さには一定の相関が認められ、今回の測定体系では、非線形パラメータが微細粒子の形成に鈍感であるものの材料の非線形超音波伝搬特性が微細粒子の形成に依存する可能性が示唆された。

キーワード 非破壊評価, 照射脆化, 非線形超音波, 非線形パラメータ

Abstract The relationship between the formation of fine particles in the material and the characteristic of nonlinear ultrasonic propagation was investigated to apply the second harmonic wave measurement method to the detection of the formation of solute atom clusters, which is one of the causes of irradiation embrittlement. 6061 aluminum alloy specimens were aged to simulate the formation of solute atom clusters and nonlinear parameters of specimens were measured. The change of the nonlinear parameter by the length of aging time was as small as about 1%. There was a constant relationship between hardness and nonlinear parameter. It's suggested that the nonlinear parameter measured by the method described in this paper is insensitive to the formation of fine particles, but the characteristic of nonlinear ultrasonic propagation is dependent on the formation of fine particles.

Keywords Nondestructive evaluation, Irradiation embrittlement, Nonlinear ultrasonic, Nonlinear parameter

1. はじめに

原子炉容器の照射脆化の進展量の評価は、発電所の安全運転に不可欠である。現在、照射脆化は、原子炉内に装荷された監視試験片を定期的に取り出し、シャルピー衝撃試験や破壊じん性試験などの破壊試

験を実施することで評価されている⁽¹⁾。破壊試験による評価は、実施回数が制限され、連続的に照射脆化の進展量の評価することは不可能である。そのため、破壊試験に加えて実施回数が制限されない非破壊評価法を実施することによって連続的な照射脆化のモニタリングの実現が期待されている。

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 福井大学 工学系部門

*3 京都大学 工学研究科

照射脆化の原因は中性子照射によるマイクロ組織変化である。照射による代表的なマイクロ組織変化としては、溶質原子クラスタ、欠陥クラスタの形成、粒界偏析の発生などが挙げられる。既往の検討から、溶質原子クラスタの組成が材料の組成に依存すること、溶質原子クラスタの体積率と硬化量に相関がみられることが報告されており⁽²⁾、溶質原子クラスタの形成による硬化が照射脆化の主要因と考えられる。

マイクロ組織変化に対する非破壊評価として、転位密度や転位の平均ループ長などに敏感である⁽³⁾非線形超音波伝搬特性を用いた手法が注目されている。非線形超音波伝搬特性を利用した方法の一つに高調波法が挙げられる。高調波法は、材料内部で発生する2次高調波振幅から非線形パラメータを評価する手法であり、測定が比較的容易であることから広く用いられている。既往の検討では、疲労損傷やクリープ損傷などといったマイクロ組織変化と非線形パラメータの関係が検討されている^{(4)~(6)}。また、熱時効による非線形パラメータの変化を測定することで、析出物などの微細粒子と非線形パラメータの相関が調べられた。アルミニウム合金⁽⁷⁾や鉄鋼材料⁽⁸⁾、析出硬化型ステンレス鋼⁽⁹⁾などの熱時効による非線形パラメータの関係が検討され、熱時効時間によって非線形パラメータが変化することが報告されている。これらの検討の一部は、照射脆化の主要因である溶質原子クラスタの形成を評価することを目的に実施された^{(8)~(9)}。しかし、微細粒子の形成量と非線形パラメータの変化量の相関は必ずしも解明されていない。

本研究では、原子炉容器の照射脆化への非破壊評価法の適用を目的に、析出硬化型のアルミニウム合金中の微細粒子の形成と非線形パラメータの相関を調べた。なお、試験片に十分な量の転位を導入するために、熱時効の前に塑性ひずみを与えた。

2. 測定の原理

一般に、線形弾性体とみなされる金属材料の微小変形においてもわずかな応力-ひずみ関係の非線形性が認められる。応力-ひずみ関係の弱い非線形性によって、材料中で入射波の周波数の整数倍の周波数をもつ超音波（高次高調波）が発生する⁽¹⁰⁾。ここで、弾性体に周波数 f の超音波を入射したときを考える。摂動解析によると、周波数 $2f$ の超音波（2次高調波）の振幅 A_2 と周波数 f の超音波（基本波）の振幅 A_1 の関係は、

$$A_2 = \frac{\beta k^2 x}{8} A_1^2 \quad (1)$$

と与えられる⁽¹⁰⁾。式(1)において、 k は基本波の波数、 x は超音波の伝搬距離である。比例定数 β は、非線形パラメータと呼ばれる無次元量である。高調波法は、測定した非線形パラメータ β により材料の特性を評価する。

本検討では、接触探触子が検出した波形の基本波成分 A_1 、2次高調波成分 A_2 を用いて相対的な非線形パラメータを評価した。相対的な非線形パラメータは以下の式で定義される。

$$\beta' = \frac{A_2}{A_1^2} \quad (2)$$

相対的な非線形パラメータは、式(1)で定義した非線形パラメータと比例関係にある。その比例定数は実験系に依存するため、同一の実験系で求められた相対的な非線形パラメータを比較し、相対的な非線形パラメータの変化量で議論する必要がある。

3. 実験方法

3.1 試験片

供試材には、市販のA6061アルミニウム合金を用いた。JIS H4100によって規定されるA6061アルミニウム合金の組成を表1に示す⁽¹¹⁾。A6061アルミニウム合金から板状試験片を6体用意した。板状試験片の寸法は、 $30 \times 180 \times 7$ mmである。試験片の外観を図1に示す。

表1 A6061アルミニウム合金の組成⁽¹¹⁾

Si	Fe	Cu	Mn	Mg	Cr	Zn	Ti	Al
0.4~ 0.8	≤0.7	0.15~ 0.40	≤0.15	0.8~1.2	0.04~ 0.35	≤0.25	≤0.15	bal.

6体の試験片すべてに対して540°Cで4時間の溶体化処理 (solution annealing, SA) を実施したのちに水冷した。6体のうち1体は室温で保持した。この試験片をSA材と呼ぶ。残りの5体は万能試験機 (AG50kN-I, SHIMADZU) で試験片の長手方向におおよそ2%の塑性ひずみを与えるように引張った。試験片の塑性ひずみと0.2%耐力を表2に示した。塑性ひずみを与えた5体の試験片のうち、1体は室温で保持した。残りの4体には、220°Cでそれぞれ20分、40分、60分、900分の熱時効を行った。



図1 試験片の外観

表2 試験片の塑性ひずみ

番号	塑性ひずみ	0.2%耐力	熱時効の時間
SA	—	—	—
1	2.02%	94 MPa	—
2	2.29%	88 MPa	20 min
3	2.00%	97 MPa	40 min
4	2.10%	85 MPa	60 min
5	2.10%	95 MPa	900 min

3.2 超音波測定

3.2.1 実験装置

試験片の板厚方向に大振幅の超音波を伝搬させ、材料内部で発生する2次高調波の振幅を測定した。接続図を図2に示す。増幅器 (RPR-4000, RITEC) からバースト波を発生させ、減衰器 (RA-30, RITEC) を介して公称中心周波数5 MHz (V109, OLYMPUS) の探触子に印加した。なお、探触子に印加したバースト波は、周波数5 MHz、サイクル数10とし、振幅を320 V_{pp}までの範囲で段階的に変化させた。材料内部を伝搬した超音波は公称中心周波数10 MHz (V111, OLYMPUS) の探触子で検出した。探触子で検出した電気信号の波形は、オシロスコープ (DSOS054A, Keysight) で記録した。オシロスコープのサンプリングレートは1 GSa/sと設定し、S/N比の向上を目的に256回の加算平均を行った。

3.2.2 波形処理

記録した波形のうち試験片を1回透過した波を長さ1.9 μsのHanning窓をかけて切り出した。この波形に離散フーリエ変換を行い、周波数スペクトルを評価した。離散フーリエ変換は、データの末尾に0を加え、100,000点のデータとして行った。評価した周波数スペクトルから5 MHz成分と10 MHz成分を抽出し、それぞれ基本波振幅 A_1 、2次高調波振幅 A_2 とした。波形とスペクトル線図の一例をそれぞれ図3、図4に示す。

波形処理から得られた A_1 と A_2 の関係を図5に示

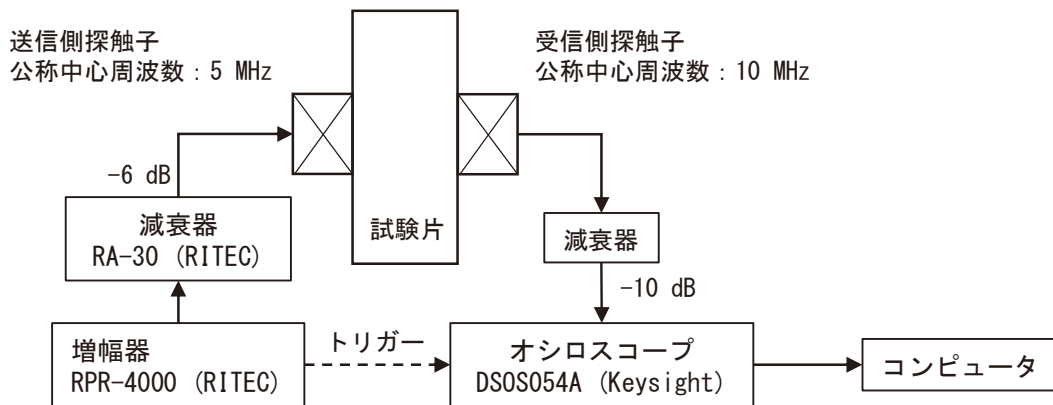


図2 実験系の接続図

す. 各々の実験で得られた A_1^2 と A_2 の決定係数 R^2 は, $R^2 \approx 0.999$ と極めて 1 に近いため, 2 節で述べたような非線形現象に由来した 2 次高調波が検出されていることが確認された. 式(2)で定義された相対的な非線形パラメータは, A_1^2 と A_2 の最小二乗法から得られた近似直線の傾きとした. 近似直線の例を図 5 の破線で示す. 求めた相対的な非線形パラメータは, SA 材の評価値の平均値で規格化し, 相対的な非線形パラメータの変化量を調べた.

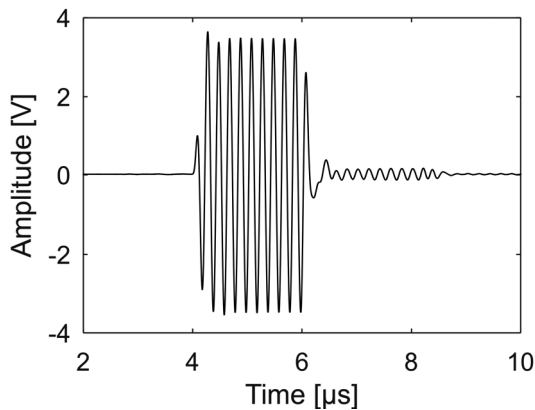


図 3 取得した電気信号の波形

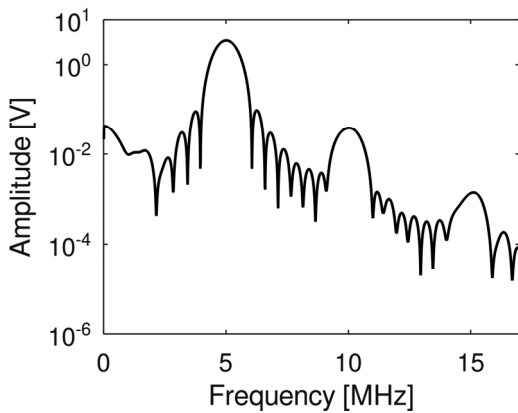


図 4 周波数スペクトル

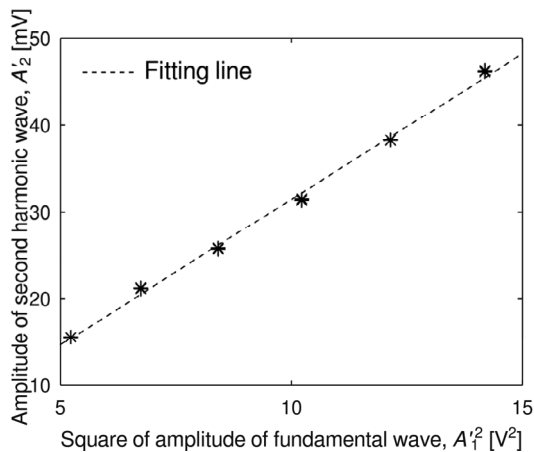


図 5 基本波振幅と 2 次高調波振幅の関係

3.3 硬さ測定

マイクロビッカース硬度計 (HVM-G31, SHIMADZU) を用いてビッカース硬さを測定した. 硬さ測定での荷重は 1.0 kgf と設定した. 硬さは各試験片について 5 回測定した.

4. 結果

4.1 超音波測定

相対的な非線形パラメータの変化量と熱時効時間の関係を SA 材の結果とともに図 6 に示す. エラーバーは, 測定値の 95%信頼区間である. 図 6 において白抜き点で示した SA 材と塑性ひずみを与えた後に追加の熱時効を行わなかった試験片の相対的な非線形パラメータを比較すると有意水準を 5%としたとき有意な差がみられた. その一方で, 塑性ひずみを与えた試験片の間での相対的な非線形パラメータの変化量は 1%以下であり, 塑性ひずみを与えた試験片の間で有意な変化は認められなかった.

4.2 硬さ測定

試験片のビッカース硬さを図 7 に示す. 測定値の標準偏差は, 図 7 のマーカーのサイズ以下であった. 試験片の硬さは, 熱時効時間に応じて変化した. 熱時効時間が 0 ~60 分では硬さがおよそ 120%増大し, 900 分ではピーク硬さから 18%減少した. 表 2 から, 試験片に与えた塑性ひずみはほぼ一定であり, 塑性ひずみの差異が硬さに与えた影響は小さいと考えられる. そのため, 熱時効による硬さの変化は微細粒子の数密度や体積率の変化が原因であると判断した. 既往の検討によると, 熱時効によって析出する β'' 相析出物は, A6061 アルミニウム合金の硬化に最も大きく寄与する⁽¹²⁾. したがって, 時効時間が 0 ~60 分での硬化は, β'' 相析出物が増加した結果であると考えられる. また, 時効時間が長くなると準安定相の β' 相から安定相の B' 相に遷移し, 硬さが減少することが報告されている⁽¹²⁾. これは, 本実験で 900 分の熱時効によって硬さが減少したと整合する. 以上より, 熱時効時間に依存して微細粒子の数密度が変化した試験片であることがわかる.

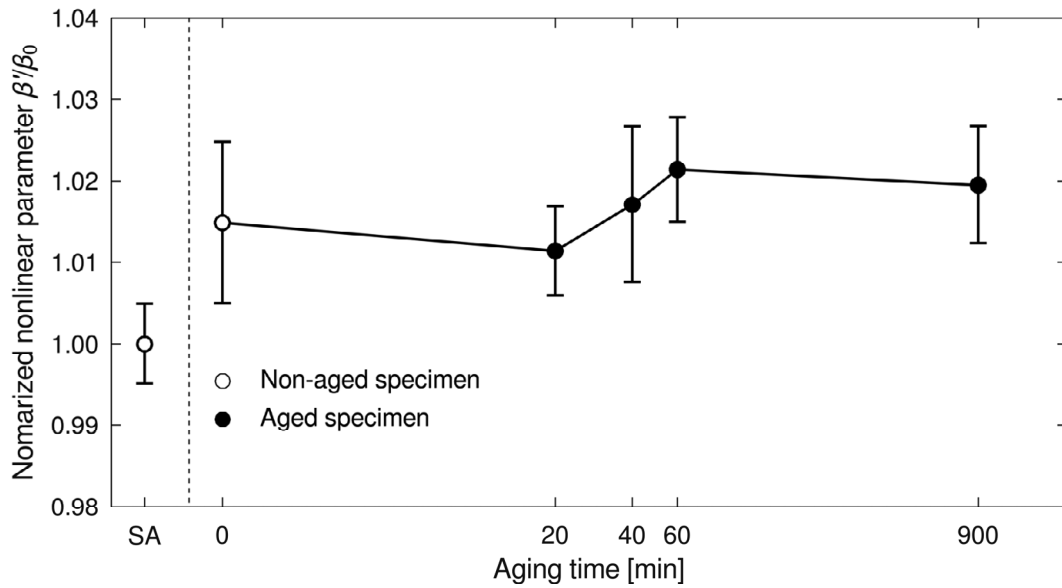


図6 熱時効時間と非線形パラメータの変化量

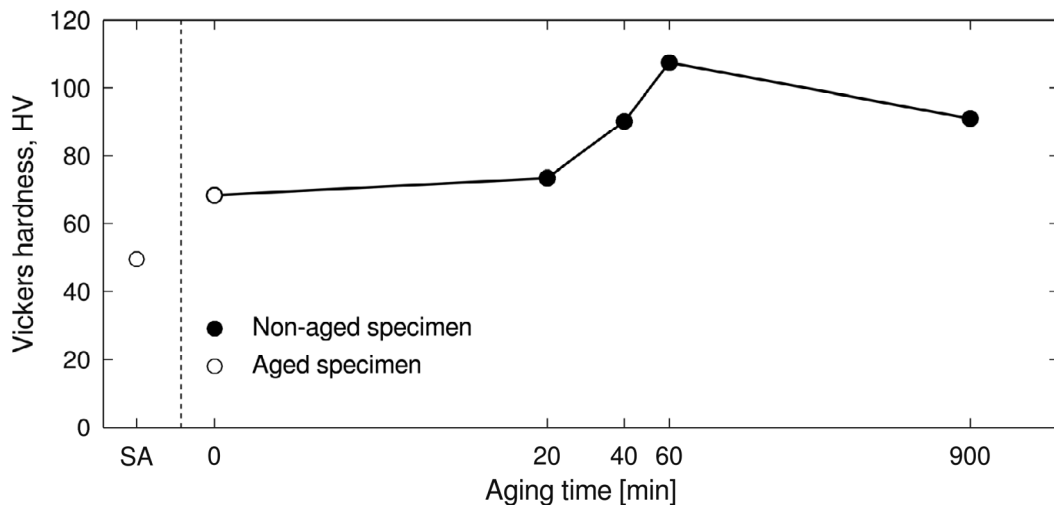


図7 熱時効時間とビッカース硬さの関係

5. 考察

5.1 塑性ひずみによる非線形パラメータの変化

塑性ひずみによって材料の相対的な非線形パラメータは有意に増大した。材料内部で発生する2次高調波の振幅は、式(1)で示すように超音波の伝搬距離に比例する。板厚方向に超音波を伝搬させたことを考慮すると、塑性ひずみを与えた試験片の相対的な非線形パラメータは減少することが想定される。しかし、相対的な非線形パラメータは、塑性ひずみによ

って増大した。これは、板厚の減少に伴う非線形パラメータの減少の影響が他の要因よりも小さく、塑性ひずみによる非線形パラメータの変化は、塑性変形による材料のマイクロ組織変化によるものと考えられる。

Hikataらは、図8のように張り出した転位近傍局所の応力ひずみ関係の非線形性を考察し、非線形パラメータが転位密度や転位の平均ループ長に依存するモデルを提案した⁽³⁾。このモデルでは、転位による非線形パラメータの変化 $\Delta\beta^{\text{dislocation}}$ は、転位密度 λ と転位の平均ループ長 L を用いて以下の式であらわされる。

$$\Delta\beta^{\text{dislocation}} \propto \lambda L^4 \quad (3)$$

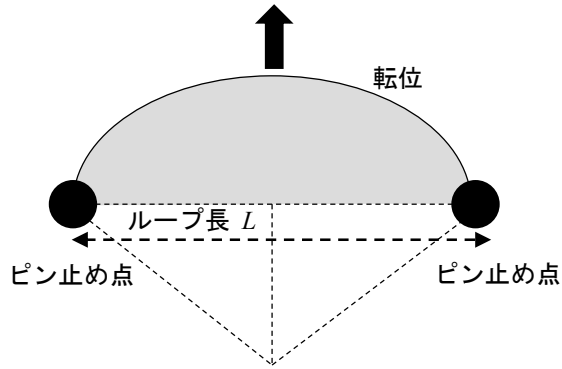


図8 Hikata らによる張り出した転位のモデル⁽³⁾

一般に、塑性変形は転位の増殖を伴う。したがって、塑性ひずみによって転位密度の値は大きく増大したと考えられる。その一方で、増殖した転位が他の転位の障害物として作用することから、転位の平均ループ長 L は減少したと考えられる。Zhu らによると、塑性変形による転位のループ長 L の減少量は転位密度の増大量と比較すると小さい⁽¹³⁾。そのため、平均ループ長の減少が非線形パラメータの変化に与える影響は限定的であると考えられる。

以上より、塑性ひずみによる相対的な非線形パラメータの変化は、塑性変形に伴う転位密度の増加が支配要因であると判断された。また、塑性ひずみによる相対的な非線形パラメータの増大は、既往の実験的検討^{(13), (14)}や数値解析⁽¹³⁾で得られている結果と整合し、測定した相対的な非線形パラメータは材料の非線形超音波伝搬特性を反映していることが確認された。

5.2 微細粒子の形成と非線形パラメータ

硬さ測定から、熱時効時間によって材料中の微細粒子の数密度や体積率が変化していることが確認された。その一方で、熱時効時間による相対的な非線形パラメータの変化量は1%程度と小さく、有意な差は認められなかった。図9に硬さと相対的な非線形パラメータの関係を示した。図9のエラーバーは測定値の標準誤差である。相対的な非線形パラメータと硬さには正の相関関係が認められた。このことから、本実験の測定系では相対的な非線形パラメータは微細粒子の形成に鈍感であるものの、材料の非線形超音波伝搬特性が微細粒子の形成に依存する可能性が示唆された。

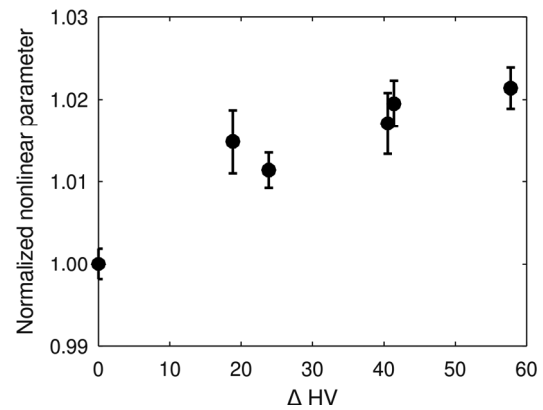


図9 ビッカース硬さと非線形パラメータの変化量

材料中の微細粒子による応力場は、転位の平均ループ長を減少させる。Cantrell らによると、体積率 f 、平均半径 r の母相に整合した微細粒子による非線形パラメータの変化 $\Delta\beta$ の関係は、

$$\Delta\beta \propto \frac{r^4}{f^{1/3}}, \quad (4)$$

とあらわされる⁽¹⁵⁾。また、硬さは \sqrt{fr} に比例して増大する⁽¹⁶⁾。したがって、相対的な非線形パラメータと硬さに正の相関関係がみられたのは、熱時効による微細粒子の平均半径の増大を反映したものと考えられる。非線形パラメータの変化量を定量的に議論するために、走査透過型電子顕微鏡 (scanning transmission electron microscope, STEM) とエネルギー分散型 X 線分光分析装置 (energy dispersive X-ray spectroscopy, EDS) を用いて微細粒子の分布を調べることが重要である。

5.3 実験機器で発生する2次高調波の影響

非線形パラメータの測定において、増幅器や探触子によって発生する2次高調波の振幅を考慮することは重要である⁽¹⁷⁾。本研究で用いた実験装置で発生する2次高調波の影響を単結晶ゲルマニウムで検討した例を図10に示す。図10は、3節と同一の実験系で測定された相対的な非線形パラメータと試験片の長さの関係である。単結晶ゲルマニウムは、参照材としてしばしば用いられ⁽¹⁸⁾、結晶方位の差異による非線形パラメータの変化を考慮する必要がないため測定対象として妥当である。試験片の長さは18 mm, 21 mm, 25 mm, 30 mmであり、超音波の伝搬方向は[001]方向である。図10から、測定された相対的な非線形

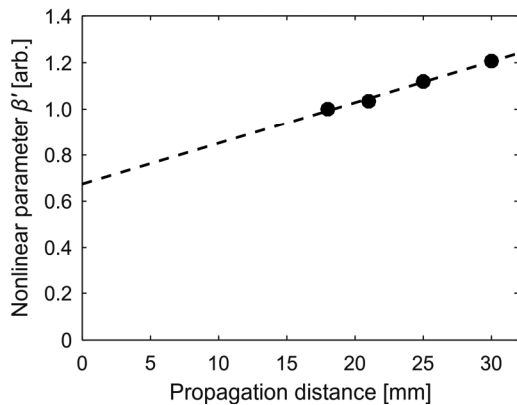


図10 非線形パラメータの伝搬距離依存性の一例

パラメータが伝搬距離に対して1次関数的に変化し、伝搬距離に依存する項と依存しない項をもつことがわかる。式(1)から、材料内部で発生する2次高調波は、伝搬距離に依存する項のみをもつ。したがって、伝搬距離に依存しない項は、増幅器や探触子などの実験機器で発生し、入射波に含まれる2次高調波に起因すると考えられる。3節で測定した相対的な非線形パラメータも同様に実験機器で発生した2次高調波を含んでおり、実験機器で発生する2次高調波と材料内部で発生する2次高調波を十分に分離して測定できていない。今後は、測定系の改良を通じて実験機器で発生する2次高調波の影響を小さくすることが必要である。

6. まとめ

照射脆化の主要因である溶質原子クラスターへの非破壊評価の適用を目的に、熱時効時間を変化させたA6061アルミニウム合金の非線形パラメータを求め、熱時効時間との相関を調べた。また、ビッカース硬さを測定することでマイクロ組織変化に関するデータを得た。

熱時効時間による相対的な非線形パラメータの変化量は1%程度であり、比較的小さかった。相対的な非線形パラメータと硬さには一定の相関が認められた。本実験の測定系では、非線形パラメータが微細粒子の形成に鈍感であるものの材料の非線形超音波伝搬特性が微細粒子の形成に依存する可能性が示唆された。

謝辞

本検討における熱処理の実施には京都大学工学研究科機械理工学専攻岸本将史准教授にご協力いただきました。ここに厚く御礼申し上げます。

文献

- (1) (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) .
- (2) 曾根田直樹, 土肥謙次, 野本明義, 他, “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)..
- (3) A. Hikata, B.B. Chick, C. Elbaum “Dislocation Contribution to the Second Harmonic Generation of Ultrasonic Waves.”, *Journal of Applied Physics* Vol.36 (1), pp. 229–236 (1965).
- (4) J.Y. Kim, L.J. Jacobs, J. Qu, et al., “Experimental characterization of fatigue damage in a nickel-base superalloy using nonlinear ultrasonic waves.” *Journal of Acoustical Society of America*, Vol.120 (3), pp.1266–1273 (2006).
- (5) K. Balasubramaniam, J. S. Valluri, R. V. Prakash, “Creep damage characterization using a low amplitude nonlinear ultrasonic technique”, *Materials Characterization*, Vol. 62 (3), pp.275-286 (2011).
- (6) K.H. Matlack, J.Y. Kim, L.J. Jacobs, et al. “Review of Second Harmonic Generation Measurement Techniques for Material State Determination in Metals.”, *Journal of Nondestructive Evaluation*, Vol 34, 273 (2015).
- (7) 例えば, J.H. Cantrell, W.T. Yost, “Determination of precipitate nucleation and growth rates from ultrasonic harmonic generation. “, *Applied Physics Letter*, Vol. 77 (13), pp.1952–1954 (2000). など
- (8) D.C. Hurley, D. Balzar, P.T. Purtscher, K.W. Hollman, “Nonlinear ultrasonic parameter in quenched martensitic steels.” *Journal of Applied Physics*, Vol. 83 (9), pp. 4584–4588 (1998).
- (9) K.H. Matlack, H.A. Bradley, S. Thiele, et al., “Nonlinear ultrasonic characterization of precipitation in 17-4PH stainless steel”, *NDT & E International*, Vol. 71, pp.8-15 (2015).

- (10) T. Kundo, J. N. Eiras, W. Li, et.al., “Fundamentals of Nonlinear Acoustical Techniques and Sideband Peak Count”, in T. Kundo (ed.), “Nonlinear Ultrasonic and Vibro-Acoustical Techniques for Nondestructive Evaluation”, Springer, pp.1-88, (2019).
- (11) JIS H 4000 : 2014, アルミニウム及びアルミニウム合金の板及び条
- (12) G.A. Edwards, K. Stiller, G.L. Dunlop, M.J. Couper, The precipitation sequence in Al–Mg–Si alloys, *Acta Materialia*, Vol. 46 (11), pp.3893-3904 (1998).
- (13) W. Zhu, M. Deng, Y. Xiang, et.al., “Modeling of ultrasonic nonlinearities for dislocation evolution in plastically deformed materials: Simulation and experimental validation,” *Ultrasonics*, Vol. 68, pp. 134–141 (2016).
- (14) V. V. S. J, Rao, E. Kannan, R. V. Prakash, K. Balasubramaniam, “Observation of two stage dislocation dynamics from nonlinear ultrasonic response during the plastic deformation of AA7175-T7351 aluminum alloy,” *Materials Science and Engineering: A*, Vol. 512(1-2), pp. 92–99 (2009).
- (15) J.H. Cantrell, X.G. Zhang, “Nonlinear acoustic response from precipitate-matrix misfit in a dislocation network.” *Journal of Applied Physics*, Vol.84 (10), pp.5469–5472 (1998).
- (16) 加藤雅治, 入門 転位論, 裳華房, p.147, (1999).
- (17) 平尾雅彦, “弾性波の非線形相互作用と応力の効果,” *非破壊検査*, Vol. 56 (6), pp. 292-296, (2007).
- (18) 例えば, Y. Abe, K. Imai, “Interferometric Measurement of the Third-Order Elastic Constants in Germanium and Gallium Arsenide”, *IEEE 1985 Ultrasonics Symposium*, San Francisco, CA, USA, 16-18 October 1985, pp.1109-1112, (1985). など

海外トラブル分析から学ぶコンフィグレーション管理について

Configuration Management Learning from Operation Experience Analysis

田中 秀夫 (Hideo Tanaka) *1

要約 リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプランが国内電力事業者の連名で公表され、パフォーマンスベースのリスク情報を活用した意思決定によるリスクマネジメントを支える機能として、コンフィグレーション管理が位置付けられている。このコンフィグレーション管理の不備に関し視点を変えて分類することで、海外トラブル情報の中から是正措置を抽出する方法を提案する。少ない情報の中から少しでも気づきを得るための方法論として、トラブルの原因となる、コンフィグレーション管理の3要素の不均衡を13ケースに分類する。その3要素を具体的に選定し、視点を変え別の分類を試みることで、是正措置の十分性について評価できる可能性を示す。

キーワード コンフィグレーション管理, リスク, 原因, 是正措置

Abstract A strategic and action plan for the realization of risk information utilization have been jointly released by domestic electric power companies, and configuration management is positioned as a function that supports risk informed decision-making using performance-based risk information. This paper proposes a method of extracting corrective measures from overseas trouble information by classifying the inadequacies of configuration management from different viewpoints. As a methodology to gain as much insight as possible from the limited information available, we classify the imbalance of the three elements of configuration management, which are the causes of troubles, into 13 cases. By specifically selecting these three elements and attempting another classification from a different perspective, we show the possibility of evaluating the sufficiency of corrective measures.

Keywords configuration management, risk, cause, corrective actions

1. はじめに

コンフィグレーション管理（以下 CM と略す）は ISO9000 の 2015 年版で新たに追加された。しかし、米国⁽¹⁾では、軍事・航空産業において、全体的な「設計要件」を満たしつつ、部品の互換性を促進するための製品適合性を目的とした CM が 1992 年に規定されている。それが MIL-STD-973 (1992)、であり、後に ANSI/EIA-649-1998 に置き換わっている。一方、米国原子力産業界においては、米国エネルギー省 (DOE) から原子力発電所における CM プログラムのガイド^{(2), (3)}が 1993 年に提示された。1996 年に発生した Millstone 発電所での Spent Fuel Pool Cooling 問題で規制要件を実装する電力事業者の能力への不信から、米国 NRC が設計基準情報の管理および維持について各電力事業者に回答を求めた。この改善も含めて CM のガイダンスが原子力情報記録管理協会 (NIRMA) の ANSI/NIRMA CM-1.0-2000 (2007 年改訂版) で取りま

とめられた。

米国においては、CMBG というボランティアな組織⁽⁴⁾が 1993 年から始まり、CM に関する情報交換の場が設けられている。CMBG の活動のアウトプットとして、NIRMA や米国原子力発電運転協会 (INPO) のガイドの策定にも貢献している。日本からは原子力安全推進協会 (以下 JANSI と略す) 等が参加してその情報を電力間で共有している。このスタート時点が奇しくも日本においては、高経年化対策の取組がスタートした時点と同じである。美浜 1 号機の高経年化技術評価書 (30 年目の評価) を作成するにあたり、現場にある設計図書のみならず、プラントメーカー (ウェスティングハウス社と三菱重工業) に保管されていた設計図書も引用し作成している。この時点では、関西電力には原子力保全総合システム⁽⁵⁾はなく、ドキュメント管理についても紐づけが十分ではなく、その作業には、建設を経験し関係会社に転籍した OB の協力を得つつ、技術評価に必要な図書の整備にリソースが投入された時期

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

であった。米国においては運転ライセンス更新の審査に必要なシステム・機器・構築物（以下SSCと略す）等の情報が必要であったことも米国内の活動を促進する原動力になっていたものと考えられる⁽⁶⁾。

日本においては、自主的安全性向上を目指して、リスク情報を活用した意思決定を実行するマネジメントシステムの導入を図るにあたり、それを支える機能の一つであるCMの活動を、各社それぞれに展開している。また、JANSIにおいて、プラントの機器構成管理に関するCMガイドラインが作成、改訂され、良好な取組み事例等を共有するためにCMに関するワーキングが積極的に開催され、米国CMBG会合に参加し米国等の活動についても情報が共有されている。

米国CMBG会合⁽⁶⁾において、INPOは、2011年からの推移で2016年にCMに関する改善が進んでいるとしていたものの、米国NRCの検査報告書に基づく、CM不備に対する注意喚起文書“Information Notice 2019-03: Inadequate Implementation of Clearance Processes Results in Configuration Control Issues”⁽⁷⁾が2019年に発行されている。さらに、Information Notice 2019-01において、一時的な設計変更についても指摘されており、これもCM不備と考えられる事象である。それを受けて、2019年度の米国CMBG会合において、INPOは微かな兆候を見逃すべきではないとして、技術管理者に対し、意思決定に関するリスクの適切な特定と管理を確実に実行するため、また、設計変更や機器の劣化評価の想定が正しいことを確認するため、課題に向き合うべきであると警笛を鳴らしている。

2. CM不備とは何か

CMは、原子力発電所の系統・機器・構築物（以下SSCと略す）が設計で要求したとおりに製作・設置され、運転・維持されていることを常に確認、保証する仕組みであり、事業者がプラントを運転・維持管理していくために必須の管理プログラムである。具体的には、各SSCについて以下の3つの要素がきちんと整合していることを維持し、管理していく必要がある。その3要素について米国CMBGでの議論に基づいて具体的に何であるかを考えてみる。

まず、「設計要件」の捉え方である。米国CMBGでは、設計要件ではなく、要件として、最終設計に反映されるライセンスプロセスまたは契約から派生した技術要件であると定義している。具体的には、

- ・施設がその機能を実行するために必要なライセンスの特性とパラメータ（ライセンスベースと呼ばれる）
- ・要件はさまざまなソースからもたらされる。NRCの規則、労働安全衛生局、州法、管理方針、デザインの好みなど
- ・特に新設の場合、契約で指定された所有者の要件

とされている。この所有者（電力事業者）の要件、例えば、サンオノフレ発電所の蒸気発生器取替え後のトラブル問題⁽⁸⁾にあるように、性能向上を電力事業者の要件とした場合がそれに当たる。過度な性能向上を求められたため、従来にない設計を実施したにも拘らず、実証試験をせずに納品せざるを得ない状況になり、そのことで疲労損傷を多発させることとなった事例である。これは「客先要件（設計要件）」を反映した「物理的構成」に疲労損傷を起こさせないという「設計要件」が反映されなかったCM不備の事例である。「設計要件」が設計基準情報*1のみではないことに注意が必要である。（*1：設置許可・工認・保安規定とその技術的根拠書）

ここで、「設計要件」を保守管理でよく使われる言葉に変えて考えると、規制要件、T-Spec.、安全設計、基本設計、詳細設計、製造設計、施工設計等が考えられる。さらに、定期検査時の工程と場所の設定に当たっての調整である工程設計も考えられる。例えば、火災防護の観点では、定期検査時の可燃物保管場所の設定が課題になるからである。このように、「設計要件」を設計基準情報のみとはせず、広くとらえることで、保安活動のどの設計段階の要求事項であるかという視点を持って、下流側の「施設構成情報」や「物理的構成」との不均衡を検討することが大切である。

次に、「施設構成情報」については品質管理システム（以下QMSと略す）で文書化が義務付けられている情報に含まれているので改めて考え直す必要はない。なお、トラブル対応等でメーカーや協力会社からの技術図書が必要となる場面があれば、それを「施設構成情報」に加える必要があるが、必ずしも電力事業者で全てを保管しておく必要はないと言われている。

最後に、「物理的構成」については、“実際にそこにある設備・機器”として示されることが多い。しかし、設計基準情報には、シビアアクシデント（以下SAと略す）対応要員の員数だけでなく、資格や

所在地までも規定されている。例えば、これも「設計要件」である。そのように考えると、SA対応番号を「物理的構成」と考えることで、持ち場を離れた行為は、「物理的構成」が「設計要件」と不均衡となっていることに気付く。また、対象範囲をもう少し拡大すると、重機取扱いの能力についての資格も「設計要件」となり得る。万一、SA対応の審査の中で示した技能を持つ人材が所定の時間内に発電所で作業が着手できないとすれば、それも「設計要件」が「物理的構成」に反映されていない場合となり得る。

「物理的構成」のSSCが経年劣化で機能が低下する事象をCM不備に含めたのと同じように、技能が求められる要員が「物理的構成」要素となっている場合は、技能の維持、技術継承もプラント運転の重要なポイントである。運転管理における運転員の技能が適切でなければプラントは運転できないが、その他の管理においても、技能を求められる。最近の動向として、IAEAのSALTOピアレビュー⁽⁹⁾では、領域AにおいてConfiguration/modification management and design basis documentationがあり、また、領域F:Human resources, competence and knowledge management for LTOの確認ポイントとして、“Does the plant have a process to ensure competent human resources for LTO including external support?”がある。技能を含むとする「物理的構成」が非物理的な知識まで拡大する状況があるので、注意が必要である。安全性を向上させていくためには、要求される機能に係る技能レベルを引き上げる必要があることは疑いの余地はない。その技能レベルはその環境によっても左右される。この「物理的構成」の範囲も状況によって異なり、国内においては、福島第一発電所事故前後で大きく変わった。規制基準の大幅変更やバックフィット制度導入により、福島第一発電所事故後に追加されたSSCは勿論のこと、既設のSSCでも追加された機能が適切に「施設構成情報」に反映され、保安活動がなされるようにしなければならないし、追加された要求技能が維持されるよう教育・訓練がなされた要員の確保が重要となる。

以上のように、3要素の不均衡がCM不備であるとしても、要素の捉え方や要素間の不均衡の考え方に違いがあれば、CM不備のトラブルを抽出するのに分析者の個体差が出てくるものと考えられる。微かな兆候を海外トラブル分析から抽出するためには、個

体差が大きく出ないようにする必要がある。そのため、分析時の着眼点を次に検討する。

3. CM不備の分類

CM不備によるトラブルは、3要素の不均衡であるので、新しい「設計要件」が追加されるのを除けば、原理的には、12通りが考えられる。1要素が他の1要素に反映されなかったケース(6通り)+1要素が他の2要素に反映されなかったケース(3通り)+2要素が他の1要素に反映されなかったケース(3通り)の合計12通りに分類できる。また、新しい「設計要件」が追加されて「施設構成情報」または「物理的構成」と齟齬が生じるケースを追加すると、13パターンに分類できる。

- ①「物理的構成」が「施設構成情報」に反映されなかった事例
- ②「施設構成情報」が「物理的構成」に反映されなかった事例
- ③「設計要件」が「物理的構成」に反映されなかった事例
- ④「設計要件」が「施設構成情報」に反映されなかった事例
- ⑤「物理的構成」が「設計要件」に反映されなかった事例
- ⑥「施設構成情報」が「設計要件」に反映されなかった事例
- ⑦「設計要件」が「物理的構成」と「施設構成情報」に反映されなかった事例
- ⑧「施設構成情報」が「物理的構成」と「設計要件」に反映されなかった事例
- ⑨「物理的構成」が「施設構成情報」と「設計要件」に反映されなかった事例
- ⑩「設計要件」と「施設構成情報」が「物理的構成」に反映されなかった事例
- ⑪「設計要件」と「物理的構成」が「施設構成情報」に反映されなかった事例
- ⑫「施設構成情報」と「物理的構成」が「設計要件」に反映されなかった事例
- ⑬新しい「設計要件」が追加され、適切に変更されなかった事例

ここで、CMの改善に注力を注いでいる米国で公開されているトラブル情報である、米国NRCから公表さ

表1 LER事例のCM分類結果

正	誤	物理的構成	施設構成情報		設計要件	
物理的構成			①11件	⑩3件	⑤4件	⑫2件
			⑨9件			
施設構成情報		⑩5件			⑥1件	
					⑧1件	
設計要件			④4件	⑪3件		
			③6件			
新しい設計要件					⑬1件	

れているLicense Event Reportを用いてCM不備の分類を試みた。分析したデータは、2020年1月1日から2022年8月1日までに発生した314件を対象に分析した。限られた情報から、設計要件・施設構成情報・物理的構成を特定し、CM不備と抽出できたのは、84件であり、全体の27%であった。その結果を、表1に示す。全ての分類に対し当てはまる事例はあり、分類分布から、「設計要件」が「物理的構成」と「施設構成情報」に反映されなかった事例：分類⑦が断然多く、「物理的構成」と「施設構成情報」との不整合：分類①と分類②を合わせると過半数を超えている。

このCM3要素の不均衡な状態について、上流を「設計要件」、その下流を「施設構成情報」とし、「物理的構成」を含めた13分類を今一度解説する。

図1に、設計要件と施設構成情報との関連を図示し、視点の捉え方を示す。発電所を運営する上での活動を単純化して、規制審査段階、各種設計段階および

現場施工・運用段階に分けて、設計要件と施設構成管理情報の一部を整理した。図中の視点(1)からでは、安全設計を「設計要件」とした場合、製造設計の図面類は「施設構成情報」と整理でき、視点(2)からでは、製造設計を「設計要件」とした場合は、作業設計の作業要領書は「施設構成情報」と整理できる。何を上流(要件)と考え、反映されるべき下流(情報)がどれかで、表1の分類のどこに当てはまるのかが変わる。

また、正しく構成された要素が他の要素に正しく反映されていないという不均衡を上流から(トップダウン)と下流から(ボトムアップ)そして、中間領域から上下方向(ミドルアップアンドダウン)へと視点を向けた3ケースに13分類を整理した。

[トップダウン]

分類④「設計要件」が「施設構成情報」に反映されなかった事例；安全設計に基づく「設計要件」が

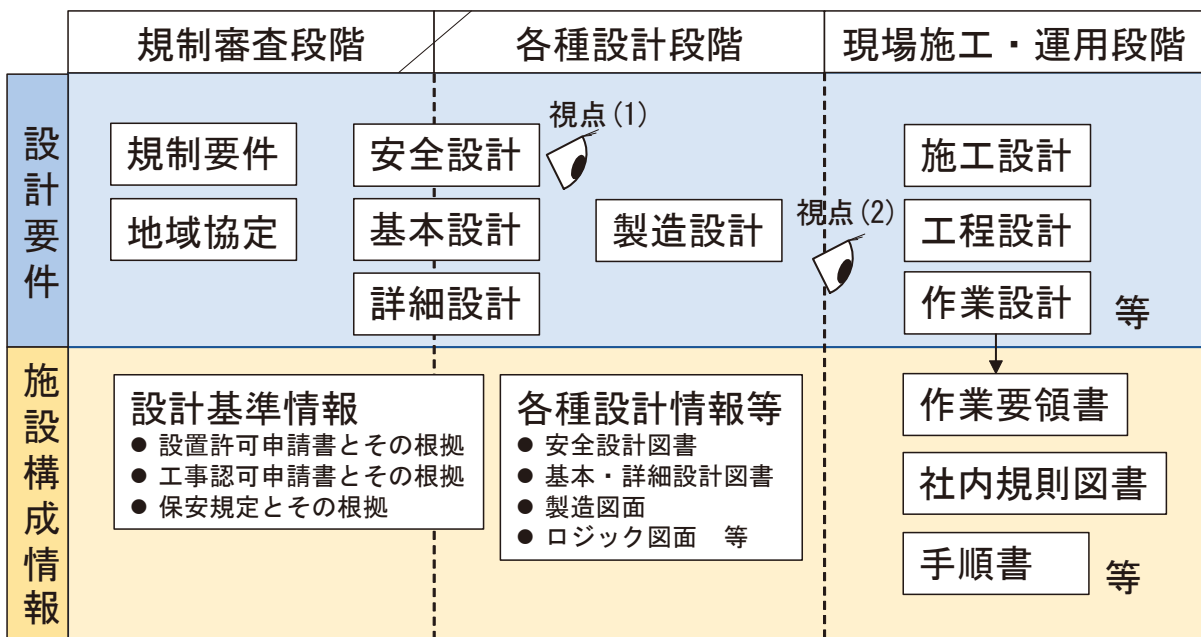


図1 設計要件と施設構成情報との関連

上流だとすれば、それが反映されていない「施設構成情報」とは、基本設計・詳細設計・製造設計・施工設計（定検時の分解点検手入れも含む）、それに基づく作業要領書・手順書、社内ルール等がある。施工設計を「設計要件」とすれば作業要領書が「施設構成情報」となる。定められた「設計要件」が「物理的構成」に影響を与えないか、もしくは既に反映されている場合で、「施設構成情報」に反映されていない場合がこのケースになる。

分類②「施設構成情報」が「物理的構成」に反映されなかった事例；「施設構成情報」に整合した「物理的構成」にすることがQMSで求められているが、多く見られる事例としては、手順書にない操作をした場合がそれに当たる。

分類③「設計要件」が「物理的構成」に反映されなかった事例；「設計要件」が「施設構成情報」に反映できていても、「物理的構成」までは反映できていない場合である。例えば、締結ボルトのトルク管理において、製造メーカーが推奨するトルク値が規定されていて、それが作業手順書に明記されていたとしても、座面に異物が噛みこむなど、適切に嵌め込んで締め付けなかったことで、使用期間中にボルトが緩み、締結機能が満足しなくなったケースがこれに当たる。

[トップダウン複合影響]

分類⑦「設計要件」が「物理的構成」と「施設構成情報」に反映されなかった事例；「設計要件」が「施設構成情報」に反映されず、さらに「物理的構成」にも反映されていない場合である。安全上重要な機器が設置されている火災区画において、消防法の設置条件を満足していない煙感知器が検査で指摘されるケースがこれに当たる。

分類⑩「設計要件」と「施設構成情報」が「物理的構成」に反映されなかった事例；一つのトラブルの中に一つの原因だけではなく複合要因がある場合は、それは区別する必要があることになる。つまり、そのトラブル事象には、「設計要件」に変更した点と変更しなかった点があり、変更した点については、「施設構成情報」に適切に反映がなされたものの、「物理的構成」までは反映されず、また、それとは別の「設計要件」は変更されなかったものの、「施設構成情報」に変更が生じていて、それが「物理的構成」に反映されていなかった場合がこのケースにな

る。

[ボトムアップ]

分類①「物理的構成」が「施設構成情報」に反映されなかった事例；QMSが行き届いたSSCでは、「施設構成情報」に反映されていないSSCが存在することはまずないと考えられる。しかし、建設時にしか使用されないテストライン（配管・弁）が「施設構成情報」から抜け落ちているケースがある。ステンレス鋼配管の塩化物による応力腐食割れの水平展開時にテストラインに亀裂が発見された⁽¹⁰⁾。漏えい前に発見されたからよかったものの、その「施設構成情報」が抜けていれば、確認対象から外されて、貫通亀裂まで放置されていた可能性があった。海外ではテストラインからの漏洩の報告はある。そのSSCに対する保全計画がないということは管理されていないということである。美浜3号の蒸気配管破断事故⁽¹¹⁾も検査リストから抜け落ちていたことが原因で発生した事象であることは忘れてはならない。ここで分かることは、すべてが正しく反映されているはずという思い込みを捨て、常に抜け落ちがないのかを意識していることが大切である。

分類⑥「施設構成情報」が「設計要件」に反映されなかった事例；個々のSSCの機能低下がシステム全体の機能低下に影響を与えた場合、「設計要件」を満足させるSSCの安全裕度に変化が生じた「施設構成情報」が適切に「設計要件」に反映されない場合である。美浜3号のEDG事例⁽¹²⁾のように、関連したロジック図を確認していなかった、つまり、「施設構成情報」であるロジック図が取替えた部品の設計に反映されていないことで、想定外の事象を引き起こした事例である。水平展開に関して、規制庁へのJANSIの回答では設計検証システムが適切であれば問題ないとしている。

分類⑤「物理的構成」が「設計要件」に反映されなかった事例；事例としては、BWRの燃料構造変更に伴い、周辺の流況を考慮して、安全解析に影響が出ないかを確認させたケース⁽¹³⁾があった。

[ボトムアップ複合影響]

分類⑨「物理的構成」が「施設構成情報」と「設計要件」に反映されなかった事例；「物理的構成」であるSSCが周辺環境変化で劣化が加速された場合、それを予測していなかった「施設構成情報」へも影響

するし、それを基にした「設計要件」にも影響する。

分類⑩「施設構成情報」と「物理的構成」が「設計要件」に反映されなかった事例；施設管理として、「物理的構成」と「施設構成情報」については連携が図られていたとしても、その状況変化を安全設計に影響を与えていた場合に相当する。SG伝熱管の劣化で施栓本数が増えた場合に、伝熱性能が低下し安全設計に影響がないかどうかを確認していないケースが考えられる。

[ミドルアップアンドダウン]

分類⑪「設計要件」と「物理的構成」が「施設構成情報」に反映されなかった事例；「設計要件」と「物理的構成」を変更させた内容を関連する「施設構成情報」に反映する際に、一部の「施設構成情報」（手順書など）への反映がなされていない場合である。

分類⑧「施設構成情報」が「物理的構成」と「設計要件」に反映されなかった事例；機器設計の変更に伴い、それに影響を受ける「物理的構成」に反映されておらず、上位の「設計要件」への影響を確認し

ていなかったことによるトラブルが発生した場合である。

[その他]

分類⑬新しい「設計要件」が追加され、適切に変更されなかった事例（「設計要件」と「物理的構成」AND/OR「施設構成情報」に齟齬が生じた事例）；バックフィット案件を含めた規制当局の要望は勿論のこと、新たな知見が「施設構成情報」や「物理的構成」と齟齬を生じた場合がこのケースになる。

ここで、同じ事象を上流からの視点と下流側からの視点で分析すると対策が変わることを示す。事例として、大飯3号機の原子炉容器上蓋の貫通部での損傷事例⁽¹⁴⁾で考えてみる。

この事象は、溶接表面にバフ研磨が施工されていなかった部分から応力腐食割れ（以下SCCと略す）が発生し、亀裂が貫通した事例である。建設時の購入仕様書（電力事業者要件）ではバフ研磨を指定していなかったものの、溶接部の仕上げについて、バフ研

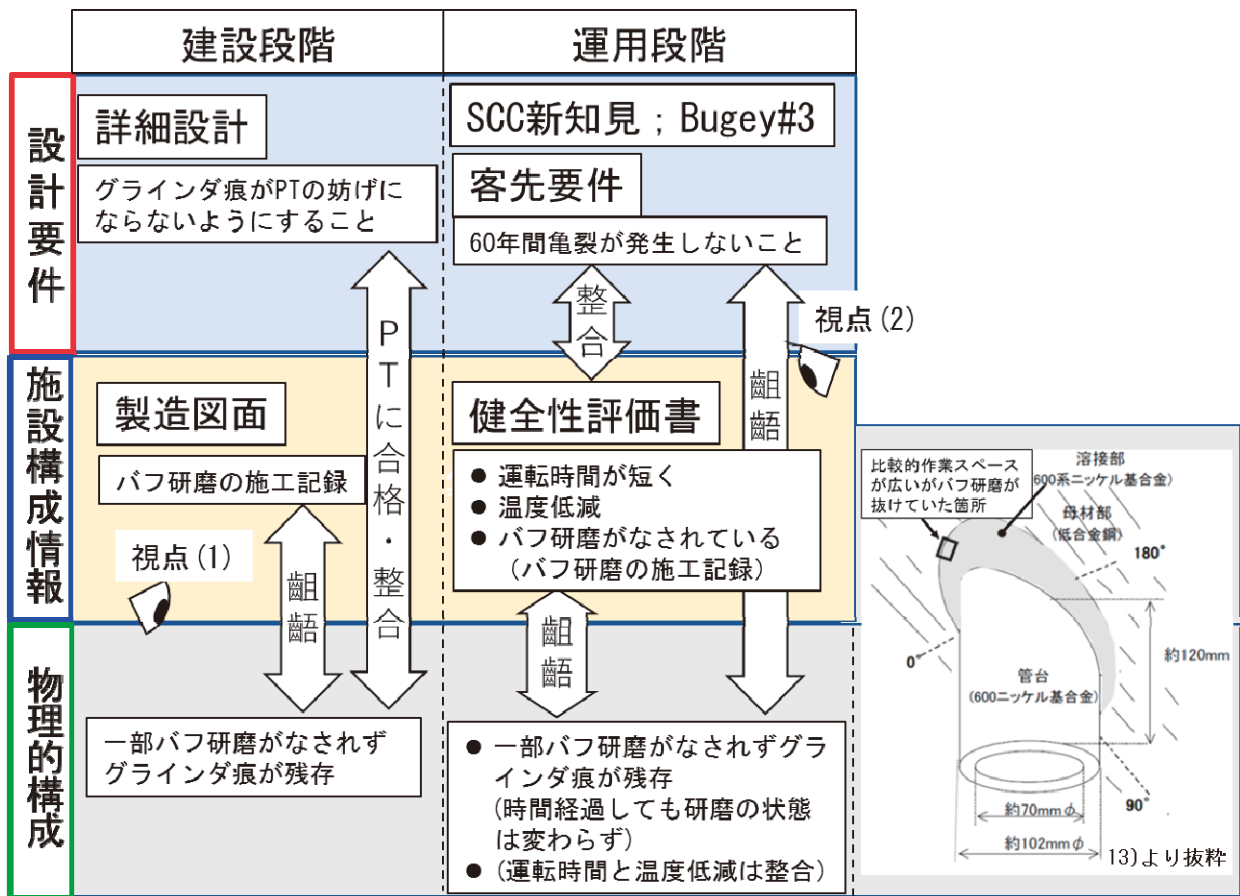


図2 原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置取付管台からの漏洩事例の視点

磨をするように製造図面では指定され、どの箇所をどの作業員が実施したかも製造メーカーに記録として残されていた。何本もの筒状の管台を溶接する作業環境は構造上狭隘であり、丸みのある鏡板の貫通部であるため狭くなる箇所はさらに作業環境が悪いにもかかわらず、全て適切に施工された。しかし、管の反対側の比較的施工しやすい側の一部にSCC発生を防止する程度のバフ研磨がなされずに残され、その箇所で亀裂が発生したものである。この事例は、製造メーカー内で考えると、「施設構成情報」である製造図面にバフ研磨が指定され、施工記録が残されていたものの、「物理的構成」としての溶接部表面にバフ研磨が反映されなかった視点(1)と考えれば、「施設構成情報」が「物理的構成」に反映されなかった事例：分類②と識別できる。一方、電力事業者は、当該部(Ni基合金)のSCC防止策として、当該プラントは使用期間が短いことそしてバフ研磨がされていることから、上蓋下部流域の温度低減策を選択し炉内バイパス流量を変更する改造工事を実施していた。その際の作成された図書(健全性評価書・工事仕様書等)が「施設構成情報」であり、それは「客先要件(設計要件)」である60年間亀裂が発生しないことを満足できるものであった。しかし、「施設構成情報」の一つである施工記録に基づくバフ研磨が健全性評価で期待したSCC防止となる程度にはかけられていなかった「物理的構成」の状態が継続していたことから亀裂が発生した視点(2)と考えれば、60年間亀裂が発生しないこととした「設計要件」と「施設構成情報」が「物理的構成」に反映されなかった事例：分類⑩と識別できる。是正措置として、原因を分類②とすると、対策は、図面通りに施工されていることを製造過程で確認する行為を追加することが考えられる。一方、原因を分類⑩とすると、対策は、図面通りに施工されていることを確認すること以外に上蓋の購入仕様書にSCC防止策として適切にバフ研磨をすることを追記することが考えられる。図2に示すように、視点によって原因の分類が異なり、対策にも変化が出てくる可能性があることが判る。そのため、分類する際に視点を変えることも大切である。

4. 異なる視点からの分類

海外OE情報は国内の顛末書のような情報量はないも

の、概要・状況・原因・対策で構成されているので、少ない情報からでも視点を変えることによって、対策が異なることを確認できる(気づく)のではないかと考え、それを以下の事例で確認する。

4.1 グランドガルフ発電所の事例

一つ目は、デジタルタービン制御系更新後の初回出力上昇時、65%出力で弁試験中に、制御系更新時の不十分な設計変更による空間ギャップの設計不良で速度プローブの3本中2本がタービン軸と接触して過速度トリップを出力して、主タービントリップにより原子炉自動スクラムした事例⁽¹⁵⁾を取り上げる。

原因は、タービン制御ベンダー技術者が、運転中のタービン軸の動きに関する重要な仮定を文書化または検証せずに、新しいタービン回転数監視検出器と車軸との空間ギャップ設計を確立したことである。

是正措置として3項目が実施されている。①メーカーの仕様書の技術的な厳格さと作業リスクを改訂し、発生リスクの高い設計変更のリスクパラメータ(設定値、設定、寸法)を一覧表示する詳細なテーブルの作成を要求する。②動的小よび静的挙動を考慮したタービン回転数検出器とタービン車軸との空間ギャップを35ミルから50ミルに変更する。なお、元の機器の空間ギャップ設定は47ミル。③同様の事象を繰返さないために、手順書「技術的業務のリスクと厳しさ」が改訂され、発電リスクの高い技術的変更のために改訂される発電リスクパラメータ(設定値、設定、寸法)の詳細な表を作成することを要求する。この表には、旧パラメータ、新パラメータ、許容範囲の根拠が記載され、独立第三者審査や提案検討会などに提示する。

この事例では、3要素を以下のように設定すると、元の空間ギャップ設計の設定根拠を新しい空間ギャップ設計に反映していないことにより発生したものと考えられ、⑥「施設構成情報」が「設計要件」に反映されなかった事例と分類できる。これは、詳細設計を「設計要件」とした視点(1)である。

- ✓ 「設計要件」：新しい設計に際して「運転中のタービン軸の動きに関する重要な仮定」に基づく空間ギャップ設計
- ✓ 「施設構成情報」：速度プローブとタービン軸の空間ギャップ「元の機器の空間ギャップ設定である47ミル」の設定根拠情報
- ✓ 「物理的構成」：速度プローブとタービン軸の

空間ギャップ (47ミル)

(注) 施設構成情報から見た視点で設計要件を検討する時点の物理的構成とした

別の視点では、3要素を以下のように設定すると、接触しないような空間ギャップを設計図書(メーカー仕様書含む)に反映していないことにより発生したものと考えられ、⑦「設計要件」が「物理的構成」と「施設構成情報」に反映されなかった事例と分類できる。これは基本設計を「設計要件」とした視点(2)である。

- ✓ 「設計要件」：速度プローブがタービン軸と接触しないこと(リスク)
- ✓ 「施設構成情報」：メーカーの仕様書「空間ギャップ35ミル」
- ✓ 「物理的構成」：速度プローブとタービン軸の空間ギャップ(35ミル)

是正措置で示された3点のうち、⑥は視点(1)に示す当該事象の直接的な対策であり、空間ギャップ設計を「設計要件」とした視点である。一方、③は視点(2)に示すリスクを特定し管理するという基本設計を「設計要件」とした視点である。④がそれらを合わせた内容を客先要件としたものである。視点を変えて対策を検討されていることが伺われる事例である。

4.2 マクガイヤー発電所の事例

もう一つは、燃料取替停止中、安全系4.16kV母線(2ETB)が外部電源で通電された状態で、Bトレンの安全機能作動系試験において、2Bディーゼル発電機(DG)は安全注入信号(SI)により起動していたが、2ETBには併入していない状態で、2B DG負荷シーケンサのリセット中に、ブラックアウト(B0)ロジックが誤って作動した事例⁽¹⁶⁾を取り上げる。

原因は、DG負荷シーケンサのB0回路に潜在する設計上のミスであり、設計上の余裕のない脆弱性である。寄与要因は、事象発生の前年の燃料取替停止期間中に、D87タイマを同等性の設計変更に基づいて交換したことである。元の部品はカトラーハンマー社製D87タイマで、交換部品はカーチスライト社製D87タイマである。カトラーハンマー社製D87タイマのピックアップ時間は、入力と出力の間に遅延がなく、

瞬間的なものであったが、交換したカーチスライト社製D87タイマのピックアップ時間は、入力と出力の間に約15ミリ秒の遅延があり、設計上の余裕がなくなった。そのため、B0とSIの同時信号から、またはSI信号のみからのリセット時にB0ロジックが誤って作動してしまうことがあることが判明したものである。

是正措置として2項目が提示されている。④設計上の脆弱性を解決するために設計変更書が作成され、リセットリレーの接点をB0回路に追加することで、設計上の余裕を解消し、ピックアップ時間に依存しないように、停止期間中に2Aと2B DGの負荷シーケンサに実装する。⑥1号機の1Aと1BのDG負荷シーケンサに別の設計変更を実施する予定であるが、それが実施されるまでの間、1Aと1BのDG負荷シーケンサに対して代償措置を実施する。この代償措置は、負荷シーケンサリセット押ボタンを押す代わりに、負荷シーケンサ制御電源ブレーカを開閉するものである。

この事例では、3要素を以下のように設定すると、同等の設計変更に基づいて交換されたにもかかわらず、発生したものと考えられ、⑨「物理的構成」が「施設構成情報」と「設計要件」に反映されなかった事例と分類できる。これは、「物理的構成」として採用されるSSCが限定された場合に設計まで遡って影響を確認する必要がある視点(1)である。

- ✓ 「設計要件」：設計の脆弱性「設計上の余裕を解消し、ピックアップ時間に依存」を排除
- ✓ 「施設構成情報」：設計上の脆弱性を解決するために設計変更書を作成、ピックアップ時間に依存しないようにリセットリレーEBの接点をB0回路に追加
- ✓ 「物理的構成」：B0ロジックの誤作動を誘発させたカーチスライト社のD87タイマ(入出力間の15ミリ秒遅延でピックアップ時間が長く設計上の余裕がなくなった)

図3に視点(1)と合わせ、もう一つの視点(2)を加えて示す。

視点(2)では、3要素を以下のように設定すると、設計上の余裕がなく、B0ロジックが誤って作動したものと考えられ、⑦「設計要件」が「物理的構成」と「施設構成情報」に反映されなかった事例と分類できる。

- ✓ 「設計要件」：B0とSIの同時信号から、またはSI信号からのリセット時にB0ロジックを誤って作

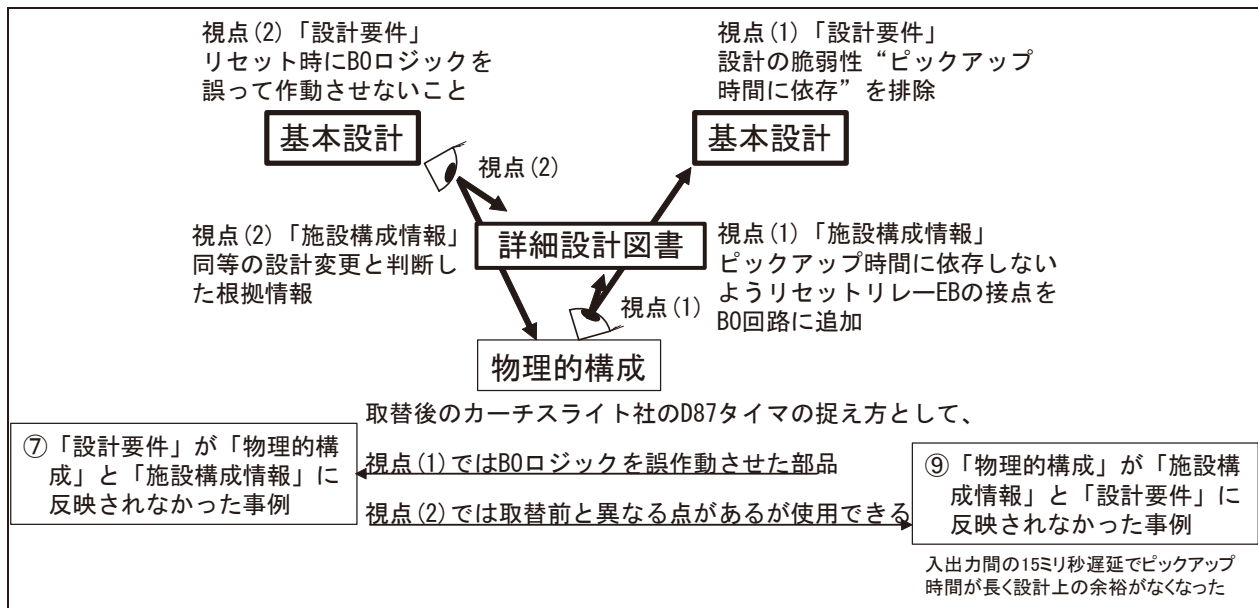


図3 設計上のミスによるブラックアウトロジックの誤作動事例

動させないこと

- ✓ 「施設構成情報」：同等性の設計変更と判断した根拠情報（ピックアップ時間の影響を未評価）
- ✓ 「物理的構成」：B0ロジックの誤作動を誘発させたカーチスライト社のD87タイマ（ピックアップ時間に依存しないようリセットリレーの接点をB0回路に追加未）

是正措置では、最初の視点(1)のように、同等性を確認した交換部品を継続使用するため、恒久対策として、ピックアップ時間に依存しないようリセットリレーの接点をB0回路に追加することを決め、恒久対策が完了するまでの間の代替措置として、運用を変更するとしている。もう一つの視点(2)では、同等性の設計変更の仕組みの中で、交換部品の入力と出力の間に約15ミリ秒の遅延が存在し、それがB0ロジックに影響を与えることが見逃され、トラブルが発生したことに鑑みて、「同等の設計変更の仕組みの見直し」が対策とされることも考えられる。このことは、タイマという部品の取替に際しての注意点として入出力に時間差が出る可能性があることに対する確認が必要であることを示唆した事例であり、設計検証システムの中の注意点とすることも考えられる。

以上のように、CMの不備について、具体的な3要素を選定し、視点を変えられるものについては、別の分類を試みることで、同じ事象でも、是正措置が

十分なのかという点を評価できる可能性が生まれる。少ない情報の中から少しでも気づきを得るためには、このような視点で海外トラブルの原因分析と是正措置を評価し、国内の活動に反映できないかを検討することは有意義であると考えられる。

6. まとめ

CMの3要素である「設計要件」の視点を変えることで、3要素の不均衡のあり様が異なり、それにより海外トラブル情報に記述された是正措置以外にも対応を浮かび上がらせることも可能であることを示した。少ない情報から気づきを得るための一つの方法として、トラブル分析に際しては、13パターン of CM不備の分類を意識して、視点を変えることにも配慮することが望ましい。

引用文献

- (1) Jon Sears, “Configuration Management Fundamentals”, 29th Annual CMBG conference (2022), <https://www.cmbg.org/conferences/2022.aspx>
- (2) U.S. Department of Energy, “DOE STANDARD, Guide for Operational Configuration Management Program, Including the Adjunct

- Programs of Design Reconstitution and Material Condition and Aging Management, Part I”, DOE-STD-1073-93-Pt.1, (1993)
- (3) U. S. Department of Energy, “DOE STANDARD, Guide for Operational Configuration Management Program, Including the Adjunct Programs of Design Reconstitution and Material Condition and Aging Management, Part II”, DOE-STD-1073-93-Pt.2, (1993)
- (4) CMBG,
<https://www.cmbg.org/papers-publications.aspx>
- (5) 関西電力, “原子力保全総合システムの再構築”,
https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2016/pdf/0524_1j_01.pdf
- (6) Kent R. Freeland, P.E., “Configuration Management Operating Experience”, 28th Annual CMBG conference (2021),
<https://www.cmbg.org/conferences/2021.aspx>
- (7) NRC, Information Notice 2019-03 “Inadequate Implementation of Clearance Processes Results in Configuration Control Issues”
- (8) 田中秀夫, “長期運転に関する知識伝承について”, INSS JOURNAL, Vol.25 (2018) 解説
- (9) IAEA, “SALTO WORKING NOTE OUTLINES, 2020 Apr 21”,
https://www.iaea.org/sites/default/files/20/04/salto-wno_2020_draft_20200421.pdf
- (10) ニューシア, “伊方1号安全注入系統テストライン配管のひびについて”,
<http://www.nucias.jp/nucias/kn/KnTroubleView.do?troubleId=268>
- (11) ニューシア, “美浜3号二次系配管破損事故について”,
<http://www.nucias.jp/nucias/kn/KnTroubleView.do?troubleId=2490>
- (12) ニューシア, “美浜3号A非常用ディーゼル発電機定期試験中における自動停止による運転上の制限の逸脱について”,
<http://www.nucias.jp/nucias/kn/KnTroubleView.do?troubleId=13374>
- (13) Exelon Generation, “Core Monitoring System Software Modeling Error Results in Condition Prohibited by Technical Specifications”, Licensee Event Report 2021-001-00, Clinton Power Station, Unit 1
- (14) ニューシア, “大飯3号原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置取付管台からの漏洩について”,
<https://gkjanti.gengikyo.jp/nuciamem/kn/KnTroubleView.do?troubleId=2390>
- (15) Entergy Operation, Inc., “Reactor Scram Due to Main Turbine Trip”, Licensee Event Report 2020-002-02, Grand Gulf Nuclear Station, Unit 1
- (16) Duke Energy, “Valid actuations of the 2B Emergency AC Electrical Power System and B Train Auxiliary Feedwater System”, Licensee Event Report 2021-01, McGuire Nuclear Station, Unit 2

2022年度 関西電力美浜発電所防災訓練シナリオに基づく解析

Analysis based on Mihama emergency exercise scenario of Kansai Electric Power Co., Inc. 2022

川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki) *1 高木 俊弥 (Toshiya Takaki) *1

北尾 卓己 (Takumi Kitao) *2 武部 創 (Hajime Takebe) *3

要約 2022年度に実施された関西電力美浜発電所防災訓練シナリオに基づく解析を実施した。事象発生とその後の工学的安全設備の多重故障、アクシデントマネジメント (AM) 等を想定した解析を実施し、得られた結果から特定事象発生時刻やプラント応答、AMの評価を実施した。今回のAMのうち、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水では、炉心への注水時間を延ばすため、恒設代替低圧注水ポンプの流量を定格流量の120m³/hから40m³/hに流量調整を実施した。注水流量120m³/hと40m³/hの2ケースの解析結果の比較により、流量調整を行うことで炉心への注水時間を約11時間延ばすことができ、炉心損傷までに約11時間の時間的余裕を得ることができた。この結果から、恒設代替低圧注水ポンプの流量調整による代替炉心注水が有効なAMであることが確認できた。

キーワード 防災訓練, アクシデントマネジメント, シナリオ解析, MAAP

Abstract An analysis was performed based on the Mihama emergency exercise scenario conducted in 2022 by Kansai Electric Power Co., Inc. The analysis assumed event occurrence and subsequent multiple failures of engineering safety equipment, accident management (AM), etc., and from the obtained results, the specific event occurrence time, plant response, and AM were evaluated. Among the current AM, the alternative core water injection using a permanent alternative low-pressure water injection pump was adjusted from the rated flow rate of 120m³/h to 40m³/h in order to extend the time for water injection into the core. Comparing the analysis results for the two rates of 120m³/h and 40m³/h showed that it was possible to extend the water injection time to the core by about 11 hours, and there was a time margin of about 11 hours before the core was damaged. From this result, it was confirmed that alternative core water injection by adjusting the flow rate of the alternative low-pressure water injection pump is an effective AM.

Keywords emergency exercise, accident management, scenario analysis, MAAP (Modular Accident Analysis Program)

1. はじめに

原子力安全の基本的な目的は、放射性物質に起因する危険性を顕在化させない、すなわち放射線による有害な影響から人と環境を守ることにある。その目的は5層からなる深層防護の考え方により達成される⁽¹⁾。その第5層にあたる災害対応については訓練が実施されなければならないとされる。

訓練は万が一の原子力発電所の事故を想定したものであり、あえて設計基準対象施設及び重大事故等対処設備等が故障等により機能せず、施設敷地緊急事態、全面緊急事態に至る事象が発生することを想定して行うこととしている。今回の美浜発電所防災訓練では、美浜3号機定格熱

出力一定運転中のところ、福井県嶺南地方を震源とした地震の発生により原子炉が緊急停止し、設備の故障が重なり、施設敷地緊急事態、全面緊急事態に至る訓練想定としている。

2. 訓練シナリオの概要

今回の訓練想定を踏まえた美浜3号機訓練シナリオの概要を表1に示す。

起因事象は地震による外部電源喪失、実施したアクシデントマネジメント (以下、AM という) はA余熱除去ポンプによる炉心注水および恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水である。

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 (株) 原子力エンジニアリング

*3 関西電力 (株)

表1 美浜3号機訓練シナリオの概要

主要事象
地震発生 (震度 6 弱)
原子炉自動停止
外部電源喪失
A,B-非常用 DG 自動起動成功
A,B-CH/SIP 起動
A-M/DAFWP 起動失敗
B-M/DAFWP 起動
T/DAFWP 起動
一次冷却材小漏えい発生 (0.1m ³ /h 程度)
A-CH/SIP 手動停止 (充てん抽出は B-CH/SIP で継続中)
T/DAFWP 故障停止⇒警戒事象
B-非常用 DG 故障
B-M/DAFWP 故障停止
B-CH/SIP 故障停止
A-CH/SIP 手動起動
一次冷却材漏えい口径拡大 (5 インチ相当)
SI 信号発信
ECCS 作動 (A トレンのみ)
A-CH/SIP 故障停止
C-CH/SIP 手動起動
A-RHRP 起動
RWST への水補給開始
C-CH/SIP 故障停止 ⇒施設敷地緊急事態事象 (原災法第 10 条)
RWST 水位低到達後、A-RHRP 再循環切替実施
RWST への水補給停止
A-RHRP 故障停止 ⇒全面緊急事態事象 (原災法第 15 条)
恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水開始
RWST 水位異常低による恒設代替低圧注水ポンプ停止 (代替炉心注水停止)
炉心損傷
原子炉容器破損
CV 最高使用圧力の 2 倍到達

RHRP : 余熱除去ポンプ
 RWST : 燃料取替用水タンク
 原災法 : 原子力災害対策特別措置法
 CV : 格納容器

美浜発電所 3 号機定格熱出力一定運転中のところ地震により原子炉自動停止する。外部電源喪失後、A,B 非常用ディーゼル発電機が自動起動する。A,B 充てん/高圧注入ポンプは起動に成功するが、A 電動補助給水ポンプは起動に失敗する。また、一次冷却材漏えいの兆候 (0.1m³/h 程度) が確認される。

A 充てん/高圧注入ポンプを手動停止する (充てん抽出は B 充てん/高圧注入ポンプで継続中)。

タービン動補助給水ポンプの故障停止により警戒事象となる。

B 非常用ディーゼル発電機が故障停止し、B 電動補助給水ポンプ、B 充てん/高圧注入ポンプが故障停止する。そのため、A 充てん/高圧注入ポンプを手動起動する。

1 次冷却材漏えい口径が拡大 (5 インチ相当) し、安全注入信号発信により A トレンのみ非常用炉心冷却装置が作動する。A 余熱除去ポンプは起動するが、運転中の A 充てん/高圧注入ポンプが故障停止し、C 充てん/高圧注入ポンプを手動起動して炉心注水を開始する。

燃料取替用水タンクへの水補給を開始する。

C 充てん/高圧注入ポンプの故障停止により施設敷地緊急事態事象 (原災法第 10 条) となる。

燃料取替用水タンク水位低になったら、A 余熱除去ポンプの再循環切替 (水源: 燃料取替用水タンク→格納容器再循環サンプ) を開始する。

燃料取替用水タンクの補給ラインの手動弁の弁体が脱落し、タンクへの水補給を停止する。

A 余熱除去ポンプの故障停止により全面緊急事態事象 (原災法第 15 条) となる。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始する。

燃料取替用水タンク水位異常低になり、恒設代替低圧注水ポンプが停止し、代替炉心注水が停止する。それにより、原子炉容器水位が低下し、その後炉心損傷に至る。

また、原子炉容器破損後、格納容器の圧力が上昇し、格納容器最高使用圧力の 2 倍に到達する。

略語 DG : ディーゼル発電機
 CH/SIP : 充てん/高圧注入ポンプ
 M/DAFWP : 電動補助給水ポンプ
 T/DAFWP : タービン動補助給水ポンプ
 SI : 安全注入
 ECCS : 非常用炉心冷却装置

3. 訓練シナリオの解析結果

今回の訓練シナリオにおいて、AM で採用した恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水は、通常操作では定格流量 120m³/h で実施するが、炉心への注水時間を延ばすため、定格流量 120m³/h から 40m³/h に調整(減少率:2m³/min)することとした。

シビアアクシデント解析コード MAAP4⁽²⁾を用いた訓練シナリオ解析では、ケース 1 として定格流量 120m³/h で代替炉心注水した場合、ケース 2 として流量を 40m³/h に調整して代替炉心注水した場合の解析を実施した。ケース 1 とケース 2 の解析結果の比較は表 2 の通りであり、以下解析結果の概要を説明する。

表 2 ケース 1 とケース 2 の解析結果の比較

主要事象	発生時刻	
	ケース 1	ケース 2
定格熱出力一定運転中	—	—
地震発生 (震度 6 弱) 原子炉自動停止 外部電源喪失 A,B-非常用 DG 自動起動成功 A,B-CH/SIP 起動 A-M/DAFWP 故障停止 B-M/DAFWP 起動 T/DAFWP 起動 一次冷却材小漏えい発生 (0.1m ³ /h 程度)	0:00	0:00
A-CH/SIP 手動停止 (充てん抽出は B-CH/SIP で継続中)	0:15	0:15
T/DAFWP 故障停止	1:00	1:00
B-非常用 DG 故障停止 B-M/DAFWP 故障停止 B-CH/SIP 故障停止 A-CH/SIP 手動起動	1:40	1:40
一次冷却材漏えい口径拡大 (5 インチ相当)	2:00	2:00
SI 信号発信 (CV 圧力高) ECCS 作動 (A トレンのみ) A-CH/SIP 故障停止 C-CH/SIP 手動起動 A-RHRP 起動	2:01	2:01
A-RHRP による炉心注水開始	2:21	2:21

RWST への水補給開始 (25m ³ /h)	2:25	2:25
C-CH/SIP 故障停止	2:30	2:30
RWST 水位低到達 A-RHRP 再循環切替開始	4:02	4:02
A-RHRP 再循環切替完了	4:10	4:10
RWST への水補給停止	18:45	18:45
A-RHRP 故障停止	19:30	19:30
恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水開始 (120m ³ /h)	19:35	19:35
恒設代替低圧注水ポンプの流量調整開始 (流量: 120m ³ /h→40m ³ /h、減少率: 2m ³ /min)	—	20:40
恒設代替低圧注水ポンプの流量調整終了	—	21:20
RWST 水位異常低による代替炉心注水停止	26:45	38:18
炉心露出	28:04	39:36
炉心出口温度 350°C超過	28:26	40:00
燃料被覆管破損	28:53	40:32
炉心損傷	29:04	40:44
下部ヘッドへの溶融物移動開始	31:26	43:57
原子炉容器破損	34:25	46:39
CV 最高使用圧力到達	54:42	52:41
CV 最高使用圧力の 2 倍到達	84:44	84:51

- 略語 DG : ディーゼル発電機
 CH/SIP : 充てん/高圧注入ポンプ
 M/DAFWP : 電動補助給水ポンプ
 T/DAFWP : タービン動補助給水ポンプ
 SI : 安全注入
 ECCS : 非常用炉心冷却装置
 RHRP : 余熱除去ポンプ
 RWST : 燃料取替用水タンク
 CV : 格納容器

3.1 ケース1の解析結果の概要

美浜発電所 3 号機定格熱出力一定運転中のところ地震が発生し、原子炉自動停止および外部電源が喪失した。このとき、A,B 非常用ディーゼル発電機の起動に成功し、A,B 充てん/高圧注入ポンプ、B 電動補助給水ポンプ、タービン

動補助給水ポンプは起動に成功したが、A 電動補助給水ポンプは起動に失敗した。また、一次冷却材漏えいの兆候が確認された。

15 分後に A 充てん/高圧注入ポンプを手動停止した（充てん抽出は B 充てん/高圧注入ポンプで継続中）。

1 時間 00 分後にタービン動補助給水ポンプが故障停止した。

1 時間 40 分後に B 非常用ディーゼル発電機が故障停止し、B 電動補助給水ポンプ、B 充てん/高圧注入ポンプが故障停止した。そのため、A 充てん/高圧注入ポンプを手動起動した。

2 時間 00 分後に 1 次冷却系統低温側配管において 1 次冷却材漏えい口径が拡大（5 インチ相当）した。

2 時間 01 分後に SI 信号が発信し、A トレンのみ ECCS が作動した。A 余熱除去ポンプは起動したが、運転中の A 充てん/高圧注入ポンプが故障停止し、C 充てん/高圧注入ポンプを手動起動して炉心注水を開始した。

2 時間 21 分後に A 余熱除去ポンプによる炉心注水を開始した。

2 時間 25 分後に燃料取替用水タンクへの水補給を開始した（流量：25m³/h）。

2 時間 30 分後に C 充てん/高圧注入ポンプが故障停止した。

4 時間 02 分後に燃料取替用水タンク水位低になり、A 余熱除去ポンプの再循環切替（水源：燃料取替用水タンク→格納容器再循環サンプ）を開始し、4 時間 10 分後に再循環切替が完了した。

18 時間 45 分後に燃料取替用水タンクの補給ラインの手動弁の弁体が脱落し、タンクへの水補給を停止した。

19 時間 30 分後に A 余熱除去ポンプが故障停止した。

19 時間 35 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始した（流量：120m³/h）。

26 時間 45 分後に燃料取替用水タンク水位異常低になり、恒設代替低圧注水ポンプが停止し、代替炉心注水が停止した。

28 時間 04 分後に炉心露出となり、28 時間 26 分後に炉心出口温度は 350°C を超過した。

28 時間 53 分後に燃料被覆管が破損し、29 時間 04 分後に炉心損傷に至った。

31 時間 26 分後に下部ヘッドへの熔融物移動開始し、34 時間 25 分後に原子炉容器破損に至った。

54 時間 42 分後に格納容器最高使用圧力、84 時間 44 分後に格納容器最高使用圧力の 2 倍に到達した。

3.2 ケース2の解析結果の概要

A 余熱除去ポンプ停止（19 時間 30 分）まではケース 1 の解析結果の概要と同じであり、それ以降は以下の通りである。

19 時間 35 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始した（流量：120m³/h）。

20 時間 40 分後に炉心への注水時間を延ばすため、恒設代替低圧注水ポンプの流量調整を開始し、21 時間 20 分後に終了した（流量：120m³/h→40m³/h、調整レート：2m³/min）。

38 時間 18 分後に燃料取替用水タンク水位異常低になり、恒設代替低圧注水ポンプが停止し、代替炉心注水が停止した。

39 時間 36 分後に炉心露出となり、40 時間 00 分後に炉心出口温度は 350°C を超過した。

40 時間 32 分後に燃料被覆管が破損し、40 時間 44 分後に炉心損傷に至った。

43 時間 57 分後に下部ヘッドへの熔融物移動開始し、46 時間 39 分後に原子炉容器破損に至った。

52 時間 41 分後に格納容器最高使用圧力、84 時間 51 分後に格納容器最高使用圧力の 2 倍に到達した。

4. AMの評価結果

今回採用した AM のうち、代替炉心注水は高低圧注入系に接続した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンクから 1 次冷却系統へ注水し、原子炉容器を冷却し、炉心熔融進展を抑制するものである。

この AM で期待される正の効果は、1 次冷却系統への注水による原子炉容器および炉心の冷却である。

一方、懸念される負の効果は、注水継続による 1 次冷却材の漏えいとそれに伴う格納容器内圧力の上昇である。

AM に用いられる設備の模式図を図 1 に示す。図中の赤字で示した設備が恒設代替低圧注水ポンプである。また、燃料取替用水タンク水位の比較グラフを図 2 に、原子炉容器水位の比較グラフを図 3 に、炉心出口温度の比較グラフを図 4 に示す。

恒設代替低圧注水ポンプの水源は燃料取替用水タンクであり、再循環切替後も水補給を継続実施して水位は 51.4% まで回復している。

燃料取替用水タンク水位異常低による恒設代替低圧注水ポンプ停止時刻は 26 時間 45 分から 38 時間 18 分になり、炉心への注水時間を約 11 時間延ばすことができた。

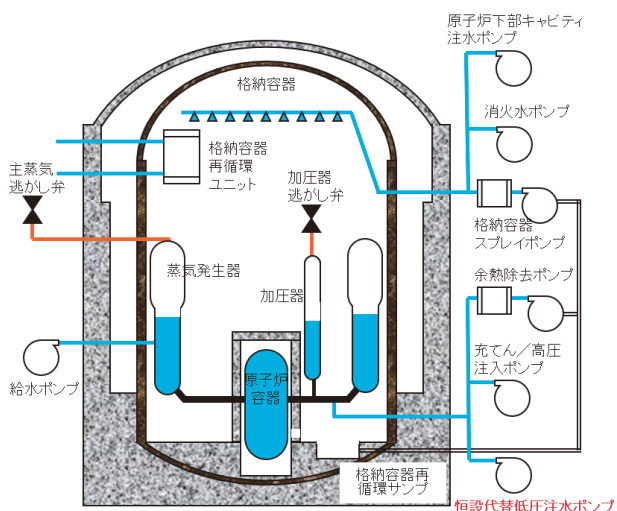


図1 AMに用いられる設備の模式図

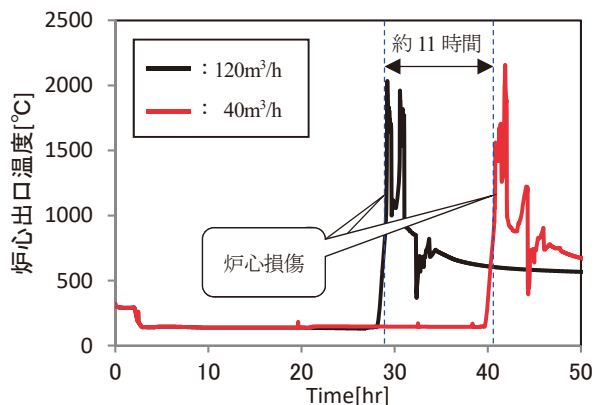


図4 炉心出口温度の比較

これにより、炉心損傷時刻は29時間04分から40時間44分になり、炉心損傷までに約11時間の時間的余裕ができた。この結果から、恒設代替低圧注水ポンプの流量調整による代替炉心注水が有効なAMであることが確認できた。なお、原子炉容器破損後の格納容器圧力上昇については、格納容器の体積が大きいことからあまり影響がなく、格納容器最高使用圧力の2倍到達時刻はほぼ同じになることが分かった。

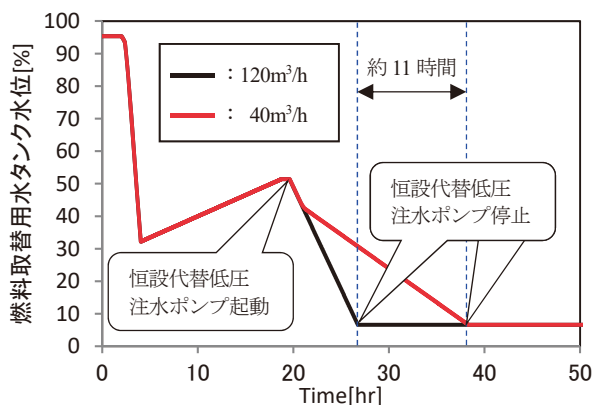


図2 燃料取替用水タンク水位の比較

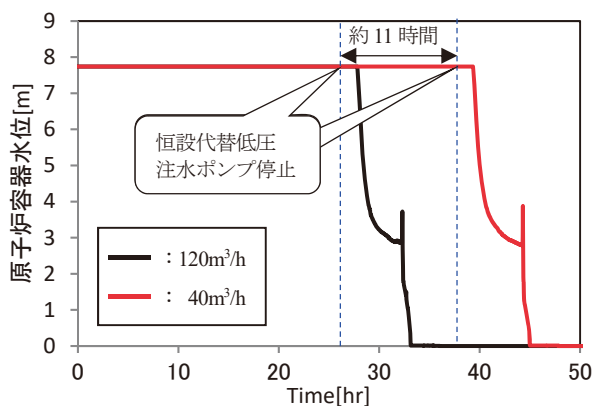


図3 原子炉容器水位の比較

5. おわりに

2022年度に実施された関西電力美浜発電所防災訓練シナリオに基づく解析を実施した。事象発生とその後の工学的安全設備の多重故障、AM等を想定した解析を実施し、得られた結果から特定事象発生時刻やプラント応答、AMの評価を実施した。

今回のAMのうち、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水では、炉心への注水時間を延ばすため、恒設代替低圧注水ポンプの流量を定格流量の120m³/hから40m³/hに流量調整を実施した。注水流量120m³/hと40m³/hの2ケースの解析結果の比較により、流量調整を行うことで炉心への注水時間を約11時間延ばすことができ、炉心損傷までに約11時間の時間的余裕を得ることができた。この結果から、恒設代替低圧注水ポンプの流量調整による代替炉心注水が有効なAMであることが確認できた。

引用文献

- (1) IAEA, "Basic Safety Principles Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1", INSAG-12,(1999).

- (2) Electric Power Research Institute (EPRI), “Modular Accident Analysis Program, MAAP4 User’s Manual”, (2007).

フラッシング状態での鉛直管内流動特性への液粘性の影響

Effects of Liquid Viscosity on Flow Characteristics in a Vertical Pipe under Flooding Conditions

高木 俊弥 (Toshiya Takaki)*¹, 村瀬 道雄 (Michio Murase)*¹, 山下 誠希 (Masaki Yamashita)*²,

栗本 遼 (Ryo Kurimoto)*², 林 公祐 (Kosuke Hayashi)*², 富山 明男 (Akio Tomiyama)*²

要約 本研究の対象は原子炉の事故時における配管系での流動特性であり、目的は鉛直管でのフラッシング条件における対向流制限 CCFL, ボイド率 α_G , 壁面摩擦係数 f_w , 界面摩擦係数 f_i に関する相関式の不確かさを縮小することである。これまでに、鉛直管での空気・水の気液対向流実験を行い、CCFL, 液膜厚さ δ , f_w , f_i に対する相関式を作成した。本報告では、直径 40mm で上下端ラウンドエッジの鉛直管および空気と高粘性液を用いて、フラッシング状態での CCFL 特性、圧力勾配 dP/dz および α_G を測定し、 f_w と f_i を求め、これまでに提案した相関式と比較評価した。CCFL と f_w は、気液粘性比 μ_G/μ_L を用いて提案済の相関式を改良した。上端フラッシング条件での δ は提案済の相関式で表せた。 f_i の値は提案済の相関式と顕著な相違はないが、 f_i に対する粘度依存性を提案済の相関式で再現できなかった。

キーワード 鉛直管, 気液対向流, ボイド率, 壁面摩擦係数, 界面摩擦係数, 液粘性

Abstract The subject of this study is flow characteristics in piping systems of nuclear reactors under accident conditions, and its objective is to decrease uncertainties of correlations for counter-current flow limitation (CCFL), void fraction α_G , wall friction factor f_w , and interfacial friction factor f_i in vertical pipes under flooding conditions. We have carried out gas-liquid countercurrent flow experiments with air and water in vertical pipes, and proposed correlations for CCFL, the liquid film thickness δ , f_w , and f_i . In this paper, we measured CCFL characteristics, the pressure gradient dP/dz and α_G under flooding conditions in a 40 mm diameter vertical pipe with rounded top and bottom ends in air-high viscosity liquid systems, and obtained f_w and f_i from the measured data, and compared them with results computed using the previous correlations. The correlations for CCFL and f_w were improved by using the viscosity ratio of gas and liquid μ_G/μ_L . The δ values under flooding conditions at the upper end were well expressed by the previous correlations. The f_i values did not significantly differ from results computed using the correlations. However, the effect of high viscosity liquids on f_i was not expressed by the correlations.

Keywords vertical pipe, gas-liquid counter-current flow, void fraction, wall friction factor, interfacial friction factor, liquid viscosity

1. はじめに

加圧水型原子力発電所において通常運転中は一次冷却系が高圧の水で満たされるように制御されるが、小破断冷却材喪失事故等が発生した場合には炉心で発生した蒸気が一次冷却系全体に流入し、ホットレグや加圧器サージ管などの一次冷却材配管や蒸気発生器の伝熱管で放熱によって発生する凝縮水が蒸気の流れに対向して重力落下する気液対向流が発生する。蒸気速度が大きくなると、落下水制限 (CCFL) が生じてフラッシング状態となる。その状態を模擬した原子炉事故解析では一次元気液二相流モデルが広く使用されている。本研究では原子炉の事故時における配

管系での流動特性を対象とし、気液対向流条件における鉛直管内での流動状態に関する相関式の不確かさを縮小を目的としている。

CCFL は、炉心内の冷却水量や燃料棒の冷却に直接影響することから、多くの研究⁽¹⁾⁽²⁾が行われているが、ボイド率 α_G , 壁面摩擦係数 f_w , 界面摩擦係数 f_i などの流動特性に関する研究は少ない。鉛直管における気液対向流は Wallis らにより多くの実験が行われ⁽¹⁾⁽³⁻⁶⁾, 流動状態を滑らかな液膜 (SF: smooth film) と粗い液膜 (RF: rough film) に区分し⁽⁵⁾⁽⁶⁾, 環状流モデルを用いて f_w と f_i が評価された。Wallis らは RF に対して $f_w = 0$ と近似して圧力勾配 dP/dz の測定値から f_i を求め、 f_i 相関式を提案した。一方、Goda ら⁽⁷⁾は、鉛直管の下

* 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

端がシャープエッジでの下端フラッディングによるRFを対象として、直径 $D = 20$ mmと40 mmの鉛直管を用いて空気・水系実験を行い、弁締切法を用いた α_G 測定値と dP/dz 測定値から f_w と f_i を求め、 f_w の影響を無視できないことを示した。Takakiら⁽⁸⁾⁽⁹⁾は、鉛直管の上端がシャープエッジでの上端フラッディングによるSFを対象として、Godaら⁽⁷⁾と同様の実験を行い、 $D = 20$ mmと40 mmでの測定値を用いて液膜厚さ δ および f_w と f_i を評価した。また、上端フラッディングでは上部タンクの水位 h_{ul} がCCFL特性に影響するとの報告⁽¹⁰⁻¹²⁾を踏まえ、 $D = 40$ mmの鉛直管を使用し、 $h_{ul} = 0.1, 0.2, 0.3$ mでのCCFL特性および dP/dz と α_G の測定値から f_w と f_i を求めた⁽¹³⁾。これらの結果から、 h_{ul} がCCFL特性、 δ 、および f_w と f_i に及ぼす影響を評価した。さらに、 f_w 相関式を自由落下液膜に適用して液膜厚さ δ_f の相関式を導出し、既存研究による δ_f の測定値を用いて検証し、液相レイノルズ数 Re_L が大きい範囲に対して f_w 相関式の妥当性を間接的に確認した⁽¹⁴⁾。しかし、流体物性値が α_G に及ぼす影響の測定例は、Godaら⁽¹⁵⁾が空気とグリセリン水溶液による高粘性液を用いて $D = 20$ mmの鉛直管で下端フラッディングにおけるCCFL特性および dP/dz と α_G を測定した以外に見当たらない。

本報では、前報⁽¹⁶⁾と同じく上下端が曲率 $R = D/2$ のラウンドで $D = 40$ mmの鉛直管を使用し、Godaら⁽¹⁵⁾と同様に空気とグリセリン水溶液による高粘性液を用いてCCFL特性および dP/dz と α_G を測定した。また、液粘性が α_G 、および f_w と f_i に及ぼす影響を評価した。

2. 実験装置と測定

2.1 実験装置

鉛直管での空気と水あるいは高粘性液を用いたフラッディング実験の装置を図1に示す。装置は前報⁽¹⁶⁾と同じであり、試験部である鉛直管は直径 $D = 40$ mm、長さ800 mm、上下端は曲率 $R = D/2$ のラウンドで、上部タンク、鉛直円管（試験部）、気相助走部、下部タンク、貯水槽、および気液供給系で構成されている。

実験では、下部タンク側面の4箇所孔から常温・常圧の空気を、上部タンクに水あるいは高粘性液（ $25 \pm 5^\circ\text{C}$ ）を供給し、気液対向流を形成させた。鉛直管から落下した液は下部タンクに溜め、上部タンク内の余剰液は排出ラインを通して貯水槽へ戻した。落下液の流量は下部タンクの水位上昇率から求めた。圧力

勾配 dP/dz は鉛直管側面の上部と下部に設けたタップに微差圧トランスデューサを取り付け、測定した。測定区間は640 mm、サンプリング周期は1 ms、サンプル数は50000点で平均値を使用した。平均値の95%信頼区間における不確かさは $\pm 1.0\%$ 以内であった。 α_G の測定については、弁締切法を用いた。弁締切後の水位を測定して液相体積率を求め、60回測定した平均値を使用した。95%信頼区間における α_G の不確かさは測定値の $\pm 2.0\%$ 以下であった。

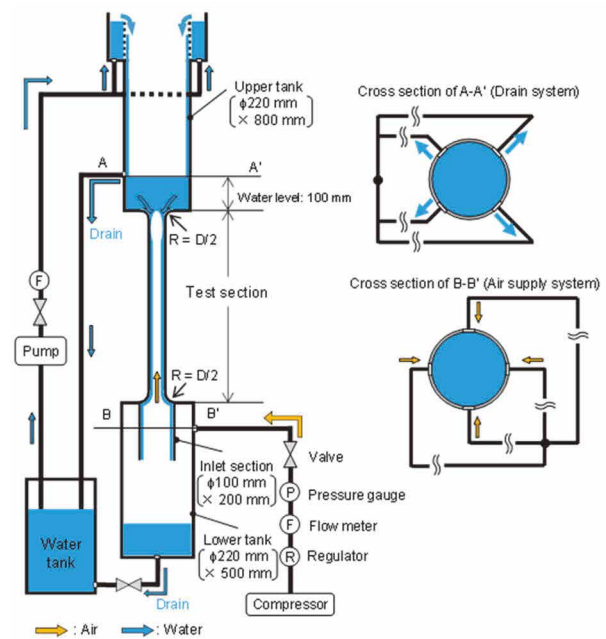


図1 実験装置の全体図

2.2 環状流モデル

環状流モデルを用いると、鉛直管内気液対向流での気相と全流体に作用する力の釣り合いは次式で表せる⁽⁶⁻⁹⁾。

$$\frac{dP}{dz} + \rho_G g + \frac{f_i}{2} \rho_G \left[\frac{J_G}{\alpha_G} - \frac{J_L}{1 - \alpha_G} \right]^2 \frac{4}{D \sqrt{\alpha_G}} = 0 \quad (1)$$

$$\frac{dP}{dz} + [\rho_G \alpha_G g + \rho_L (1 - \alpha_G) g] - \frac{f_w}{2} \rho_L \left(\frac{J_L}{1 - \alpha_G} \right)^2 \frac{4}{D} = 0 \quad (2)$$

ここで添字 G と L はそれぞれ気相と液相を示し、 g [m/s^2]は重力加速度、 J [m/s]は体積流束、 P [Pa]は圧力、 z [m]は鉛直座標、 ρ [kg/m^3]は密度である。流れ方向は上向きを正とし、式(1)で J_L は負である。Bharathan and Wallis⁽⁶⁾は、式(1)で $J_L/(1 - \alpha_G) \ll J_G/\alpha_G$ を仮定した。しかし、この仮定は J_G が小さく J_L が大きい場合に評価誤差

を大きくする. J_G に対する J_L , dP/dz , a_G を測定すると, 式(1)から f_i が求まり, 式(2)から f_w が求まる.

2.3 実験条件

本報では, 気相に空気, 液相に水または高粘性液としてグリセリン (純度99.0%以上) 水溶液 (40 wt%, 以下40%という, および60 wt%, 以下60%という) を用いた. これらの物性値を表1に示す. ここで, μ [$\times 10^{-5}$ Pa s]は粘度, σ [$\times 10^{-3}$ N/m]は表面張力である. 液粘性 μ_L の変化が大きい.

表1 流体物性値

Gas	Liquid	ρ_G	ρ_L	μ_G	μ_L	σ
Air	Water	1.205	996.8	1.882	89.0	73.5
Air	G - W soln. 40 %	1.205	1098	1.882	315	67.8
Air	G - W soln. 60 %	1.205	1151	1.882	891	65.8

ρ_G, ρ_L : [kg/m³] μ_G, μ_L : [$\times 10^{-5}$ Pa s] σ : [$\times 10^{-3}$ N/m]

G - W soln.: Glycerol-water solution

3. 実験結果

3.1 CCFL特性

広く使用されているWallis⁽¹⁾によるCCFL相関式は, 代表長さに w を用いると, 次式で表される.

$$H_G^{*1/2} + mH_L^{*1/2} = C_i \quad (i = K \text{ or } W) \quad (3)$$

$$H_k^* = J_k \left\{ \frac{\rho_k}{g w (\rho_L - \rho_G)} \right\}^{1/2} \quad (k = G \text{ or } L) \quad (4)$$

ここで, H^* は無次元体積流束である. 勾配 m および定数 C_i は実験により決定され, 添字 K と W はそれぞれKutateladzeパラメータとWallisパラメータに対応することを示す. Bankoffら⁽¹⁷⁾は次式で代表長さ w を定義した.

$$w = D^{(1-\beta)} L^\beta, \quad 0 \leq \beta \leq 1 \quad (5)$$

$$L = \left\{ \frac{\sigma}{g(\rho_L - \rho_G)} \right\}^{1/2} \quad (6)$$

ここで, D は直径, L はラプラス長さ, σ は表面張力である. 式(3)で H^* は, $\beta=0$ でWallisパラメータ J_k^* となり, $\beta=1$ でKutateladzeパラメータ K_k^* となる. 上下端ラウンドの鉛直管でのCCFLに対し, 山本ら⁽¹⁸⁾は $\beta = 0.5$ を提案した. 村瀬ら⁽¹⁹⁾は流体物性値の影響について $m = 0.90$, $C_{0.5} = (1.58 \pm 0.15)(\mu_G/\mu_L)^{0.07}$ を提案した. 一方, 佐野ら⁽²⁰⁾は直径 $D = 20$ mm, 上下端 $R = D/2$ のラウンドで実験を行い, 既存データも踏まえ, 上下端ラウンドでのCCFL特性は, 管端の曲率半径(R)と直径(D)の影響を受けることを確認し, $R \leq 0.75D$ でのCCFL相関式として $m = 0.93$, $C_{0.5} = 1.1 \pm 0.06$ を提案した.

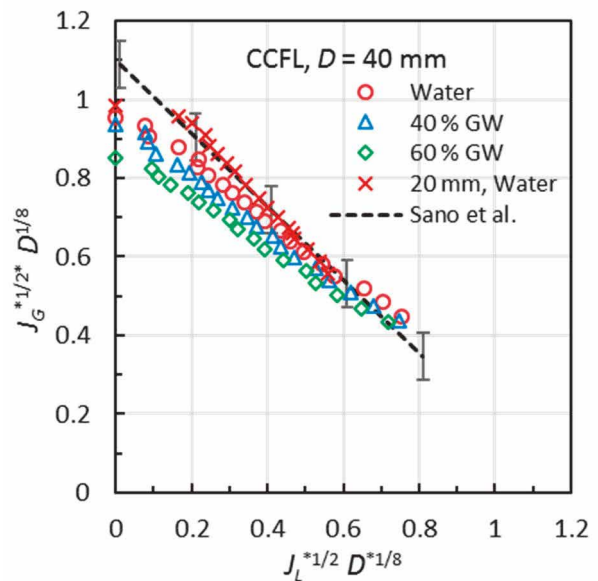


図2 直径 D の影響を考慮したCCFL特性

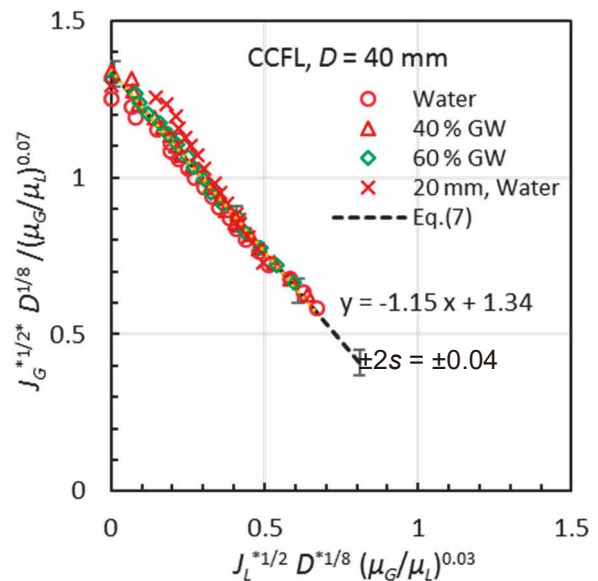


図3 液相粘性 μ_L の影響を考慮したCCFL特性

$D = 40 \text{ mm}$, 上下端 $R = D/2$ での本実験と佐野ら⁽²⁰⁾によるCCFL相関式を図2のとおり比較する. $\beta = 0.5 \sim 0.6$ で標準偏差が最小となったため, $\beta = 0.5$ にして代表長さを $w = D^{0.5}L^{0.5}$ とした. $D = 20 \text{ mm}$ と 40 mm で勾配が若干異なっている. 定数 $C_{0.5}$ は, 村瀬ら⁽¹⁹⁾による $1.58 (\mu_G/\mu_L)^{0.07} = 1.03 \sim 1.21$ より佐野ら⁽²⁰⁾による 1.1 (空気・水)に近い. そこで, 各液に対し, 最小二乗法で m と C を求め, 気液粘性比 μ_G/μ_L の累乗関数を用いて以下の相関式を作成した.

$$J_G^{*1/2} + 1.15 \left(\frac{\mu_G}{\mu_L} \right)^{0.10} J_L^{*1/2} = \frac{1.34 \pm 0.04}{D^{*1/8}} \left(\frac{\mu_G}{\mu_L} \right)^{0.07} \quad (7)$$

ここで D^* は D/L で定義される無次元直径である. 流体物性値でCCFL特性に影響が大きいのは μ_L であり, 影響因子である D は式(5)に含まれ, σ は式(6)に含まれていることから, 式(7)ではKusunokiら⁽²¹⁾と同様に D と σ を含まない無次元量として μ_G/μ_L を選択した. $\beta = 0.5$ の条件で C が (μ_G/μ_L) の 0.07 乗となっているのは村瀬ら⁽¹⁹⁾と同じである. 作成したCCFL相関式(7)と測定値の関係を図3に示す. GWはグリセリン水溶液を示す. 測定値に対する相関式の標準偏差は $s = 0.02$ であり小さい.

3.2 圧力勾配、液相体積率と流動特性

気相体積流速 J_G と無次元圧力勾配 $|dP/dz|^*$ = $-(dP/dz)/(\rho_L - \rho_G)g$ との関係を図4に, 液相体積率 α_L との関係を図5に示す. J_G の増加に伴って, 液相体積率 α_L が低下するため, 上端フラッディングによるSFと下端フラッディングによるRFでは $|dP/dz|^*$ が減少する. SFからRFへの遷移 (TR: transition) では, 上下端でフラッディングが生じ, J_G の増加に伴って, RFとSFの境界位置が高くなり $|dP/dz|^*$ が増加する. 壁面摩擦項は, 式(2)より α_L と $|dP/dz|^*$ の差であり, SFで大きくRFで小さい. 界面摩擦項は, 式(1)より $|dP/dz|^*$ にほぼ等しく, SFで小さくRFで大きい. 液粘性 μ_L が大きくなると, SFで壁面摩擦項が大きくなり, RFで界面摩擦項が小さくなっている.

壁面摩擦係数 f_w を求めるには, 式(2)において $\alpha_L = (1 - \alpha_G)$ を測定する必要がある. f_w を相関式化しておけば, dP/dz データと式(2)から α_L を式(1)から界面摩擦係数 f_i を求めることができる.

流動状態のtime-strip画像を図6に示す. 高速度ビデオカメラを用い, 350 frame/sで8.571 s撮影した. 鉛直管の軸中心部付近の画像を1-pixel幅で抽出し, 抽出画像を時系列に配置することで縦軸が軸方向位置 z , 横

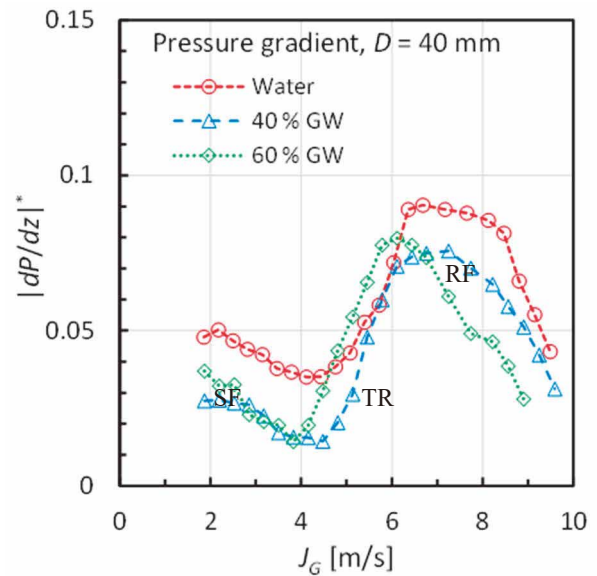


図4 無次元圧力勾配

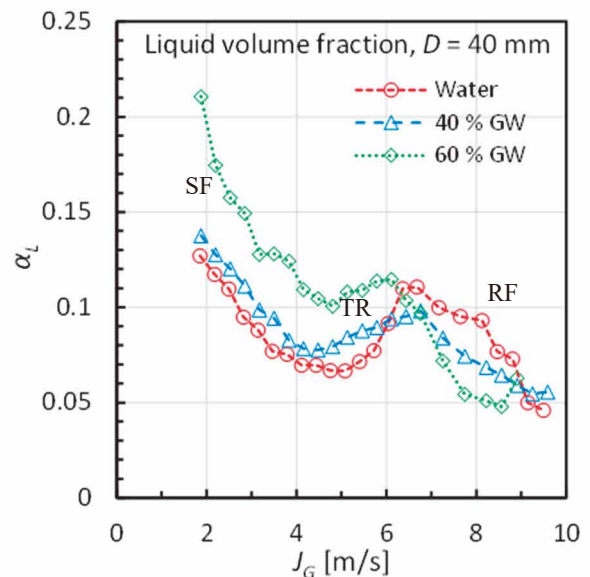
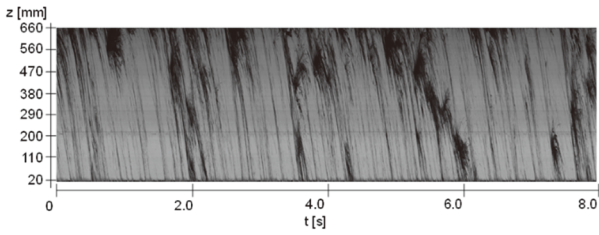


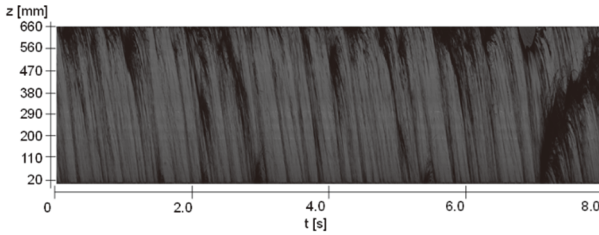
図5 液相体積率

軸が時間 t のTime-strip画像を作成した. Godaら⁽⁷⁾は管内径 40 mm で下端シャープエッジの鉛直管を用いて空気-水系のCCFL実験を行い, 管内流動状態でのRFに関し, 管下端で発生した擾乱波が管上部まで逆流する流動 (rough film-I : RF-I) と擾乱波が管内で同時多発的に発生する流動 (rough film-II : RF-II) の二種類に区分した. 本実験ではSF, TRに加えRF-IIが見られた.

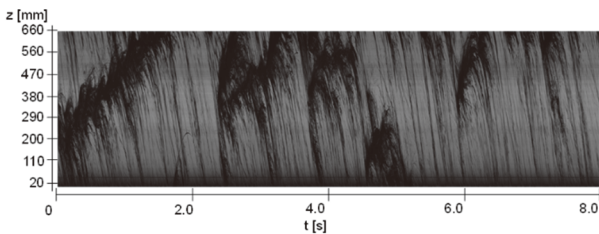
SFでは管上端部でフラッディングが起きており, 粘度が大きいほど擾乱波が管内で多く発生している. TRでは管下端で発生した擾乱波が, 逆流 (上昇) と流下を繰り返している. 画像からは管上端まで達する擾乱波も見られるが, ほとんどは管内で崩壊している.



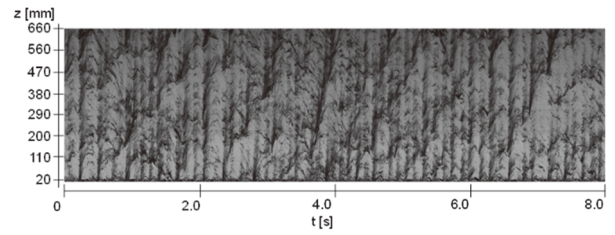
(a-1) Smooth film (water, $J_G = 1.85$ m/s)



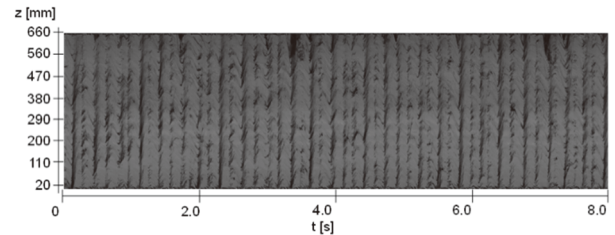
(a-2) Smooth film (40%GW, $J_G = 1.85$ m/s)



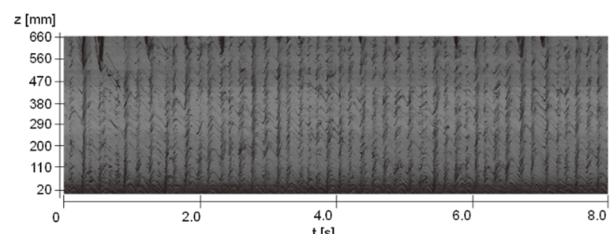
(a-3) Smooth film (60%GW, $J_G = 1.85$ m/s)



(c-1) Rough film II (water, $J_G = 9.15$ m/s)

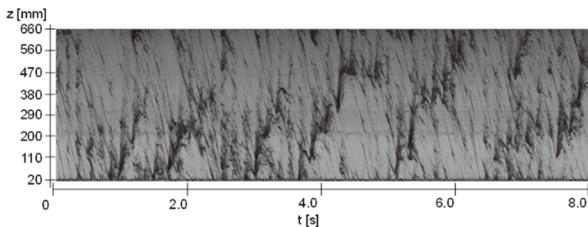


(c-2) Rough film II (40%GW, $J_G = 9.15$ m/s)

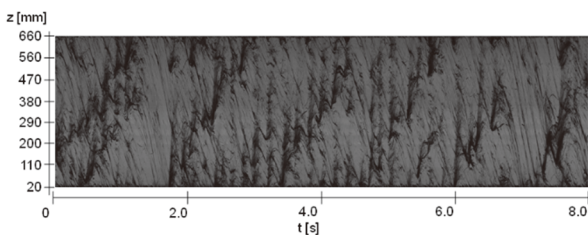


(c-3) Rough film II (60%GW, $J_G = 9.16$ m/s)

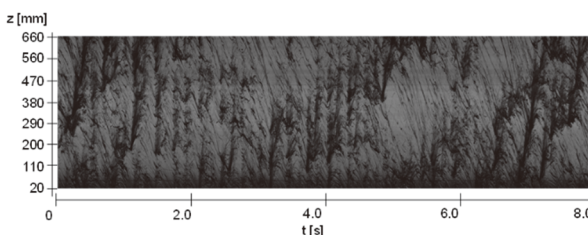
図6 time-strip画像



(b-1) Transition (water, $J_G = 5.08$ m/s)



(b-2) Transition (40%GW, $J_G = 5.08$ m/s)



(b-3) Transition (60%GW, $J_G = 5.08$ m/s)

粘性が大ききほど発生する擾乱波の数は多く、管上端部まで達するものが多い。さらに気相体積流束を大きくすると、明確なRF-Iを経ずにRF-IIの流動に遷移した。液粘性が増加すると液膜の変動が小さくなっている。

4. 壁面摩擦係数

4.1 壁面摩擦係数の相関式

f_w を求めるには、 dP/dz と α_L を測定する必要があるが、既存研究で α_L の測定値は少なく、 f_w データは限られている。信頼性の高い f_w の相関式を作成すれば、より測定の容易な dP/dz データと f_w の相関式を用いて式(2)から α_L を求めることができる。高木ら⁽¹⁶⁾はSFとRFを区分しない f_w の相関式として次式を提案した。

$$f_w = \max \left(\frac{26500}{Re_L^2}, \frac{0.70}{Re_L^{0.50}}, \frac{0.079}{Re_L^{0.25}} \right) \quad (8)$$

ここで、 Re_L は液相レイノルズ数で $Re_L = J_L D / \nu_L$ 、 ν_L は動粘度である。式(8)は層流、遷移域、乱流に対する式

を組み合わせたものである。遷移域と乱流に対する式は単相流に対する式と同じである。Godaら⁽¹⁵⁾は、 $D = 20$ mmの下端シャープエッジで高粘性液でのデータを測定し、 $f_w = 0.056/(J_L^{*1.20} Re_L^{0.32})$ を得た。ただし、この式では高 Re_L でのSFは適用対象外である。液相粘性を変更した本実験ではSF, TR, RFとも含まれている。

f_w と液相レイノルズ数 Re_L の関係を図7に示す。同一の J_G で液粘性を大きくすると、壁面摩擦項が大きくなり f_w が大きくなるが、 Re_L が小さくなる影響の方が大きい。遷移域から乱流では液粘性の影響を Re_L で表わしているが、層流では Re_L 以外に液粘性の影響を考慮する必要がある。下端シャープエッジの $D = 20$ mmでの実験では流動状態が安定しており、 f_w のばらつきが小さい。一方、上下端ラウンドの $D = 40$ mmでの実験で

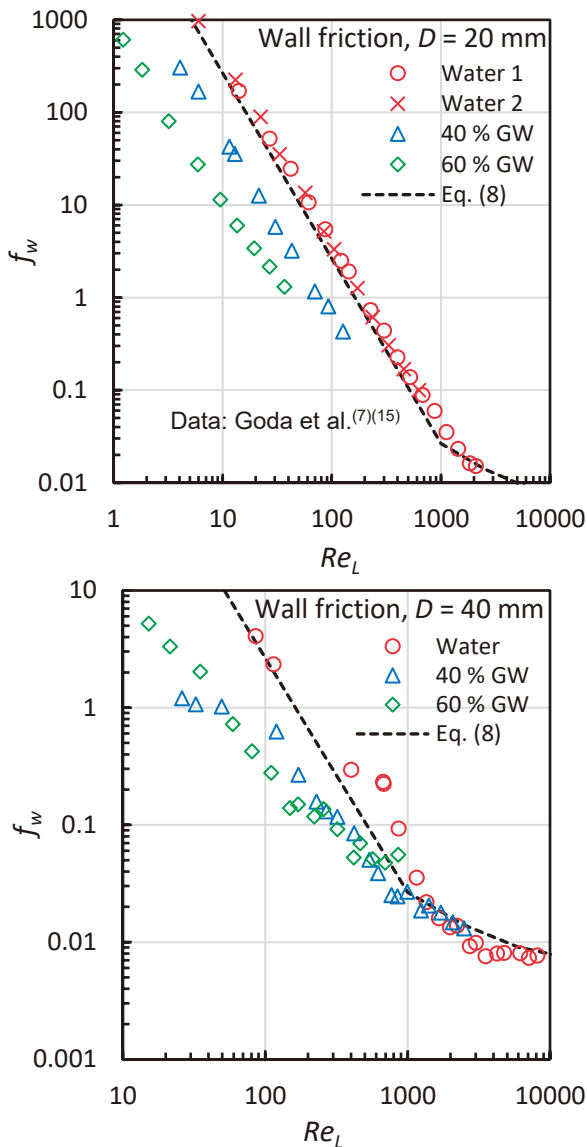


図7 液相レイノルズ数 Re_L と壁面摩擦係数 f_w との関係

はばらつきが大きい。式(8)の層流に対する項は、様々な上下端形状での既存データによる $Re_L < 1000$ での f_w の測定値を用いて、 $f_w = a/Re_L^n$ における a と n を最小二乗法により求めた⁽¹⁶⁾。

式(8)の層流に対する式で液相粘性の影響を反映するために、 $f_w = a/Re_L^n$ について図7の測定値から最小二乗法で a と n を求め、気液粘性比 μ_G/μ_L の関数で表した。式(8)の層流に対する項を変更し、式(9)で表される。

$$f_w = \max\left(\frac{a}{Re_L^n}, \frac{0.70}{Re_L^{0.50}}, \frac{0.079}{Re_L^{0.25}}\right) \quad (9)$$

$D = 20$ mmと 40 mmで a と n の傾向は類似しているが、1つの相関式にすると不確かさが大きくなることから $D = 40$ mmを対象に a と n を求めた。

$$a = 57 \exp\left(290 \frac{\mu_G}{\mu_L}\right), n = 1.17 \exp\left(25.5 \frac{\mu_G}{\mu_L}\right) \quad (10)$$

f_w の相関式(9)と(10)による計算値 $f_{w,cal}$ と測定値 $f_{w,exp}$ の比較を図8に示す。 $f_{w,cal}$ の $f_{w,exp}$ に対する標準偏差 s は49%と大きい。重要なのは f_w の相関式が α_L および f_i の予測に及ぼす影響である。

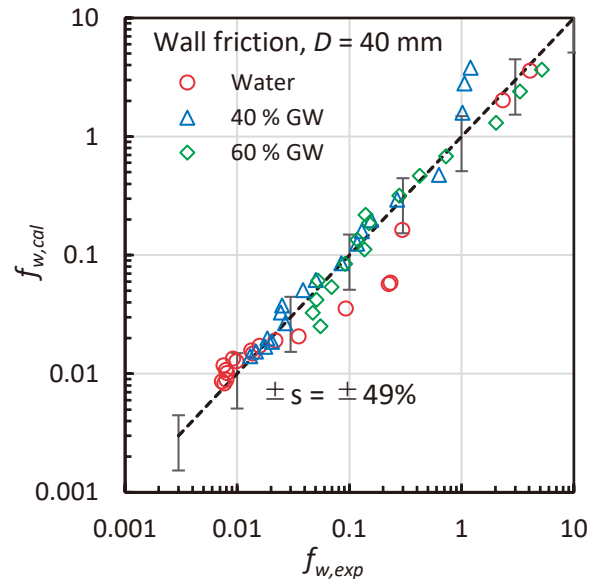


図8 f_w の計算値 $f_{w,cal}$ と測定値 $f_{w,exp}$ の比較

4.2 相関式の不確かさの影響

dP/dz の測定値および f_w の相関式(9)と(10)を用いた計算値 $\alpha_{L,cal}$ を測定値 $\alpha_{L,exp}$ と比較して図9に示す。SFからTRおよびTRからRFへの変化で、 α_L の計算値は測定値より変化が緩慢になっているが、 dP/dz の測定値を

用いているため、SFからTRを経てRFへの変化を計算でよく再現している。

図9における α_L の計算値 $\alpha_{L,cal}$ と測定値 $\alpha_{L,exp}$ の比較を図10に示す。 $\alpha_{L,cal}$ の $\alpha_{L,exp}$ に対する標準偏差 s は0.01と比較的小さく、高 α_L を除いて $\alpha_{L,cal}$ は $\alpha_{L,exp}$ とよく一致している。 dP/dz の測定値と α_L の計算値 $\alpha_{L,cal}$ を用いて求めた f_i の計算値 $f_{i,cal}$ と測定値 $f_{i,exp}$ との比較を図11に示す。 $f_{i,cal}$ の $f_{i,exp}$ に対する標準偏差 s は2.1%と小さい。これは α_L の不確かさが f_i の評価に及ぼす影響が小さいことを示している。

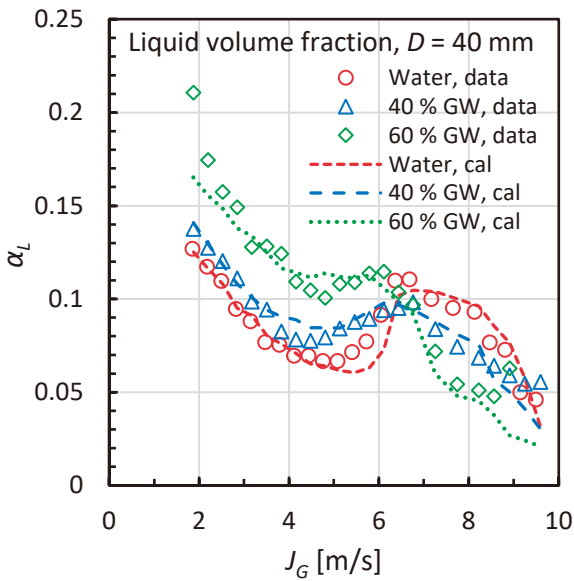


図9 J_G に対する α_L の計算値 $\alpha_{L,cal}$ と測定値 $\alpha_{L,exp}$

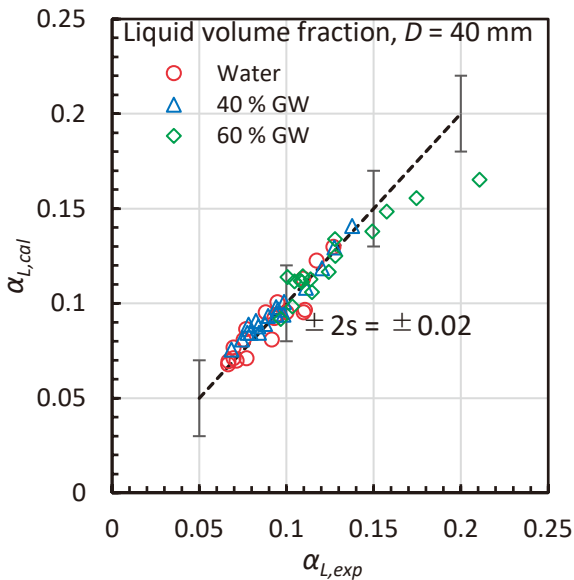


図10 α_L の計算値 $\alpha_{L,cal}$ と測定値 $\alpha_{L,exp}$ の比較

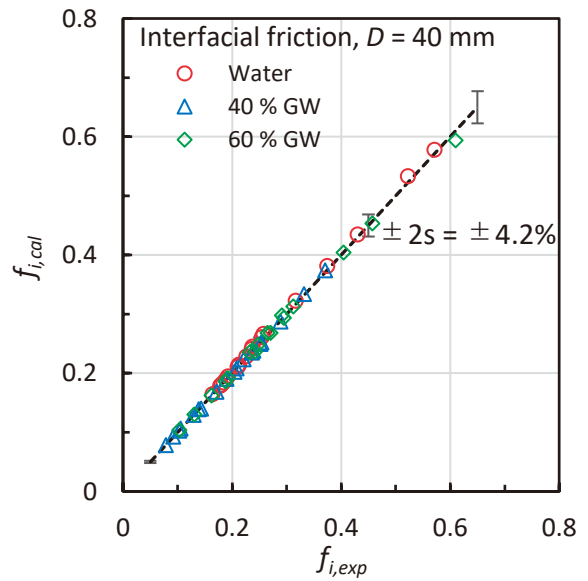


図11 f_i の計算値 $f_{i,cal}$ と測定値 $f_{i,exp}$ の比較

5. 液膜厚さと界面摩擦係数

5.1 液膜厚さ

フラッディング状態では、低 J_G での特殊な条件を除いて環状流となり、ボイド率 α_G と液相体積率 α_L およびボイド率 α_G と液膜厚さ δ には以下の式(11)および式(12)の関係がある。

$$\alpha_G = 1 - \alpha_L \tag{11}$$

$$\alpha_G = \left(1 - \frac{2\delta}{D}\right)^2 \text{ or } \frac{\delta}{D} = \frac{1 - \alpha_G^{1/2}}{2} \tag{12}$$

δ を求めることができれば、 α_G や α_L を求めることができる。Takakiら⁽²²⁾はSFでの δ に対して式(13)を提案した。

$$\frac{\delta}{L_v} = \max\left\{\left(\frac{3 Re_L}{4}\right)^{1/3}, 0.32 Re_L^{1/2}, 0.076 Re_L^{2/3}\right\} \tag{13}$$

本実験でのSFにおける δ の測定値と式(13)との比較を図12に示す。高粘性液での δ の測定値は式(13)とほぼ一致しており、式(13)は高粘性液におけるSFにも適用できる。

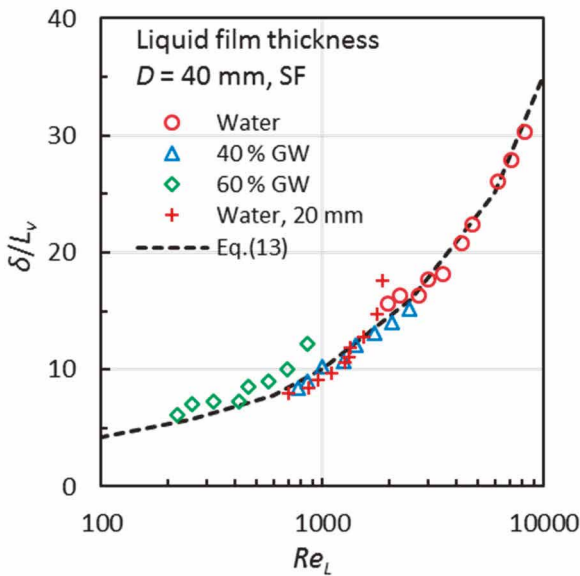


図12 液膜厚さδ

5.2 界面摩擦係数

SFとRFでは流動特性が異なることから、 f_i の相関式はSFとRFそれぞれに対し提案されている。佐野ら⁽²³⁾はRFに対して式(14)を提案した。

$$f_i = \frac{0.15D^*}{\left(\frac{\mu_G}{\mu_L}\right)^{0.166}} \exp\left\{-\frac{1.14K_G^*}{\left(\frac{\mu_G}{\mu_L}\right)^{0.133}}\right\} \quad (14)$$

Takakiら⁽²²⁾は、大口径の高温高压条件に適用しても工学的な非合理性は生じないSFに対する f_i の相関式(15)を提案した。

$$f_i = A \exp(BK_G^*), A = \frac{3.76}{10^4} \left(\frac{\rho_L}{\rho_G}\right)^{0.76} D^*,$$

$$B = -0.654 \left(\frac{\rho_L}{\rho_G}\right)^{0.11} D^{*0.16} \quad (15 \leq D^* \leq 187) \quad (15)$$

f_i の測定値を相関式と比較して図13に示す。相関式(14)と(15)では、液相の物性値に水と60%グリセリン水溶液を用いた。 K_G^* を変数にすると f_i に対する液粘性の影響は比較的小さく、 dP/dz データの不確かさの影響が大きい。式(1)より界面摩擦項は図4に示した $|dP/dz|$ にほぼ比例するが、式(1)には気液界面の変形の

影響は含まれていない。このため、 α_L が大きく気液界面の変形が大きくなると、 f_i は大きくなる。低 K_G^* のSFでの40%グリセリン水溶液では、図5に示したように α_L は水より若干大きい、 f_i は水より小さくなっており、高液粘性が界面変形を抑制したと考えられる。低 K_G^* のSFでの60%グリセリン水溶液では、図5に示したように α_L は水より大きく図6(a-3)に示したように低 J_G (低 K_G^*)のSFでも擾乱波が生じやすくなり f_i の値が大きくなるが、 f_i の測定値は水もしくは40%グリセリン水溶液と同等であり、高液粘性による界面変形の抑制の影響と考えられる。一方、高 K_G^* のRFでは、液粘性が高くなるほど $|dP/dz|$ と α_L は小さくなっている(図4および図5)が、 f_i の測定値には液粘性の影響は見られない。これは、高 K_G^* では α_L と δ が小さく界面変形しにくいこと、および高液粘性では式(1)で負の値である J_L の絶対値が小さくなり(図2参照)、 $|J_G/\alpha_G - J_L/(1-\alpha_G)|$ が小さくなることによる。このように、 f_i にはCCFL特性(J_L)および $|dP/dz|$ と α_L が影響するため、 f_i を的確に相関式化することは難しい。

式(14)は、高温高压の蒸気・水系での $|dP/dz|$ データと f_w の相関式から f_i を求めて相関式化したものであるが、高粘性液への適用性はよくない。式(15)は、大口径で高温高压の蒸気・水系への適用を想定し、式(13)による α_L の計算値を活用して作成した相関式である。式(15)も f_i への液粘性の影響を再現できていない。しかし、 f_i への影響因子は複雑であり、式(14)と(15)を改良する場合には、本実験結果だけでなく幅広く測定値を収集して検討する必要がある。

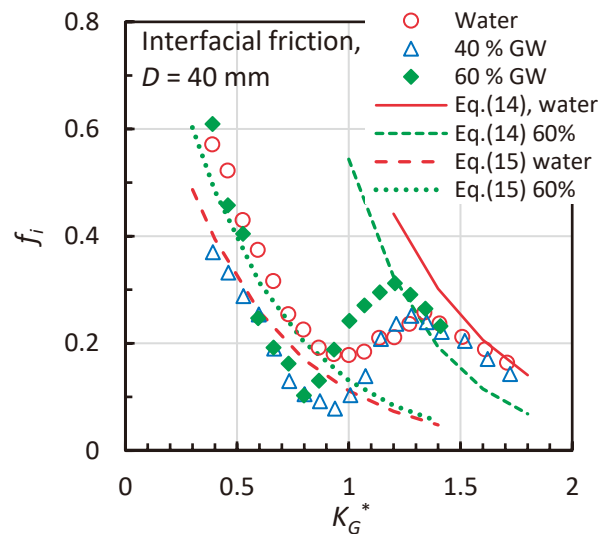


図13 界面摩擦係数 f_i

5.3 相関式の相互関係

式(1)と(2)における変数は、 J_G , J_L , dP/dz , α_G , f_i , f_w である。式(1)と(2)から dP/dz を消去し、 J_L をCCFL相関式で与え、 f_i と f_w の相関式を適用すれば J_G に対する α_G の値が求まる。 α_G もしくは δ の相関式を用いれば J_G に対する f_i の値が求まる。変数 J_G , J_L , dP/dz , α_G , f_i , f_w は、独立ではなく式(1)と(2)で関連付けられているため、CCFL特性、 α_G もしくは δ , f_w , f_i を簡潔な相関式で表すのは難しい。これらの相関式を使用する際には、検証データが対象とする条件に近い相関式を選定する必要がある。本報では高粘性液が J_L , dP/dz , α_G , f_i , f_w に及ぼす影響を調べた。既存のCCFL相関式では不確かさが大きくなるため、 μ_G/μ_L を含む式(7)を作成した。液膜が遷移域から乱流域では f_w の既存相関式を使用できるが、層流液膜では不確かさが大きくなるため μ_G/μ_L を含む式(9)と(10)を作成した。図12に示したように、SFでの δ には既存相関式(13)を使用できることを確認した。RFとSFに対する f_i の既存相関式(14)と(15)は、図13に示したように、 f_i の測定値と顕著な相違はないが、液粘性の影響を的確に反映していない。しかし、 f_i への影響因子は複雑であり、高粘性が f_i に及ぼす影響の定量評価は今後の課題である。

6. まとめ

本研究では、原子炉の事故時における配管系での流動特性を対象とし、気液対向流条件における鉛直管内での流動状態に関する相関式の不確かさの縮小を目標とした。本報告では、上下端ラウンドで直径40mmの鉛直管を対象に気相に空気、液相に高粘性液としてグリセリン水溶液(40wt%, 60wt%)を用いて気液対向流実験を行い、流動特性を観察し、CCFL特性および圧力勾配と液相体積率を測定した。流動特性としてはSF, TRに加え、擾乱波が管内で同時多発的に発生するRF-IIが見られた。測定値の検討結果より以下の結論を得た。

気液粘性比を用いて従来相関式を修正した上下端ラウンドに対するCCFL相関式を作成した。

直径40mmの鉛直管における層流液膜を対象に気液粘性比を用いた壁面摩擦係数の相関式を作成した。標準偏差は49%と大きくなったが、圧力勾配データを用いた液相体積率や界面摩擦係数の予測での不確かさへの影響は大きくないことを確認した。

上端フラッディングによるsmooth filmでの液膜厚さは既存相関式が適用できることを確認した。界面摩擦係数の測定値は従来相関式と顕著な相違はないが、既存相関式での液粘性の影響は測定値と傾向が異なっていた。

記号

a	定数 (-)
C	定数 (-)
D	管直径 (m)
D^*	無次元直径 (-)
dH	圧力差測定の間隔 (m)
dP/dz	圧力勾配 (Pa/m)
$(dP/dz)^*$	無次元圧力勾配 (-)
f_i	界面摩擦係数 (-)
f_w	壁面摩擦係数 (-)
g	重力加速度 (m/s ²)
h_{ul}	上部タンク水位 (m)
H^*	無次元体積流束 (-)
J	体積流束 (m/s)
J^*	Wallis パラメータ (-)
K^*	Kutateladze パラメータ (-)
L_v	代表長さ (m)
m	勾配 (-)
n	定数 (-)
P	圧力 (Pa)
R	曲率半径 (m)
Re_L	液相レイノルズ数 (-)
s	標準偏差 (-)
w	代表長さ (m)
z	鉛直方向座標 (m)

ギリシャ記号

α	体積率 (-)
β	定数 (-)
δ	液膜厚さ (m)
δ_f	自由落下液膜厚さ (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

<i>cal</i>	計算値
<i>exp</i>	測定値
<i>G</i>	気相
<i>L</i>	液相

引用文献

- Wallis, G. B., One-Dimensional Two-Phase Flow, 315-345, McGraw-Hill, New York (1969).
- 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).
- Wallis, G. B. and Kuo, J. T., The Behavior of Gas-Liquid Interfaces in Vertical Tubes, Int. J. Multiph. Flow, Vol. 2, 521-536 (1976).
- Bharathan, D., Wallis, G. B. and Richter, H. J., Air-Water Countercurrent Annular Flow in Vertical Tubes, EPRI NP-786, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California (1978).
- Bharathan, D., Wallis, G. B. and Richter, H. J., Air-Water Countercurrent Annular Flow, EPRI NP-1165, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California (1979).
- Bharathan, D. and Wallis, G. B., Air-Water Countercurrent Annular Flow, Int. J. Multiph. Flow, Vol. 9(4), 349-366 (1983).
- Goda, R., Hayashi, K., Murase, M., Hosokawa, S. and Tomiyama, A., Experimental Study on Interfacial and Wall Friction Factors under Counter-Current Flow Limitation in Vertical Pipes with Sharp-Edged Lower Ends, Nucl. Eng. Des., Vol. 353, 110223, 11 pages (2019).
- 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, Nucl. Technol., Vol. 206(3), 389-400 (2020).
- Takaki, T., Goda, R., Hayashi, K., Murase, M. and Tomiyama, A., Flow Characteristics in Vertical Circular Pipes with the Square Top End under Flooding Conditions, Nucl. Eng. Des., Vol. 371, 110951, 9 pages (2021).
- Doi, T., Futatsugi, T., Murase, M., Hayashi, K., Hosokawa, S. and Tomiyama, A., Countercurrent Flow Limitation at the Junction between the Surge Line and the Pressurizer of a PWR, Sci. Technol. Nucl. Installations, Vol. 2012, ID754724, 9 pages (2012).
- Yu, J., Zhang, D., Shi, L., Wang, Z., Yan, S., Dong, B., Tian, W., Su, G. and Qiu, S., Experimental Investigation of Air-Water CCFL in the Pressurizer Surge Line of AP1000, Nucl. Technol. Vol. 196, 614-640 (2016).
- Yu, J., Zhang, D., Shi, L., Wang, Z., Tian, W., Su, G. and Qiu, S., Experimental Research on the Characteristics of Steam-Water Counter-Current Flow in the Pressurizer Surge Line Assembly, Exp. Therm. Fluid Sci. Vol. 96, 180-191 (2018).
- 高木俊弥, 合田頼人, 栗本遼, 林公祐, 村瀬道雄, 富山明男, 鉛直管上端フラッシングでの流動特性に対する上部タンク水位の影響, 混相流, Vol. 35(3), 463-472 (2021).
- 高木俊弥, 村瀬道雄, 鉛直管内での落下液膜に対する壁面摩擦係数相関式の検証, INSS JOURNAL, Vol. 29, 205-216 (2022).
- Goda, R., Kurimoto, R., Hayashi, K., Murase, M., and Tomiyama, A., Effect of Fluid Properties on Interfacial and Wall Friction Factors under Counter-Current Flow Limitation in a Vertical Pipe with Sharp-Edged Lower End, Nucl. Eng. Des., Vol. 373, 111020, 10 pages (2021).
- 高木俊弥, 山下誠希, 栗本遼, 林公祐, 村瀬道雄, 富山明男, フラッシング条件における鉛直管での壁面摩擦係数とボイド率, 混相流, Vol. 36(4), 440-451 (2022).
- 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 Transf., Vol. 24 (8), 1381-1395 (1981).
- 山本泰功, 村瀬道雄, 林公祐, 細川茂雄, 富山明男, 鉛直管内における気液対向流制限, 混相流, Vol. 30(4), 392-401 (2016).
- 村瀬道雄, 楠木貴世志, 山本泰功, 合田頼人, 林公祐, 細川茂雄, 富山明男, 鉛直管での気液対向流制限に対する流体物性値の影響, 混相流, Vol. 31(2),

152-161 (2017).

- (20) 佐野直樹, 合田頼人, 林公祐, 村瀬道雄, 富山明男,
鉛直管内でのフラッディング状態における管内流動特性, 混相流, Vol. 35(4), 533-542 (2021).
- (21) Kusunoki, T., Murase, M., Fujii, Y., Nozue, T., Hayashi, K., Hosokawa, S. Tomiyama, A., Effects of Fluid Properties on CCFL Characteristics at a Vertical Pipe Lower End, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 52(6), 887-896 (2015).
- (22) Takaki, T., Murase, M., Hayashi, K. and Tomiyama, A., Void Fraction and Interfacial Friction in Vertical Circular Pipes with the Square Top End Under Flooding Conditions, Nuclear Technol., Vol. 208(3), 503-519 (2022).
- (23) 佐野直樹, 高木俊弥, 西田浩二, 村瀬道雄, 合田頼人, 富山明男, 下端フラッディング状態での鉛直円管内における界面摩擦係数, 混相流, Vol. 34(1), 82-92 (2020).

統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (実機条件に対する不確かさ解析のベイズ推定)

Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation (Bayesian inference for uncertainty analysis of PWRs)

木下 郁男 (Ikuro Kinoshita) *1

要約 加圧水型原子炉の小破断冷却材喪失事故を対象とした最適評価コード RELAP5 による統計的安全評価に対して、確率的プログラミング言語 Stan を用いて代替統計モデルによる燃料被覆管最高温度のベイズ推定を行った。代替統計モデルによる 95% 値の評価精度について、破断口径が 1 インチ、3 インチ、5 インチの場合に対して、学習データのサンプリングを変更して統計的に検討した。各破断口径に対して、適応的サンプリングを適用することによって、代替統計モデルによる 95% 値の評価は、RELAP5 計算の 95% 値とよく一致し、順序統計法よりも精度が良く、変動が小さいことを確認した。また、代替統計モデルによる 95%/95% 値の評価は、RELAP5 計算の 95% 値よりも大きく安全側の評価を与えることを確認した。一方、その変動の範囲は、3 インチ破断では順序統計法の変動の範囲に含まれるが、1 インチ破断と 5 インチ破断では、順序統計法による変動の範囲に含まれず、保守的な評価となった。代替統計モデルをより汎化性能の良いものにすれば、すべての破断サイズに対して、95%/95% 値は RELAP5 計算の 95% 値よりも安全側で、かつ順序統計法と比較して過度の保守性を排した評価になると考えられる。

キーワード 統計的安全評価、代替統計モデル、不確かさ解析、ベイズ推定、適応的サンプリング

Abstract The present paper discusses Bayesian modeling and inference using the probabilistic programming language Stan for the RELAP5 uncertainty analysis of fuel peak cladding temperature during a small break LOCA scenario in PWRs. For the break sizes of 1, 3 and 5 inches, the accuracy of the 95% value estimated by Bayesian modeling was examined statistically by changing the sampling of the training data sets. By repeating adaptive sampling for each break size, it was confirmed that the 95% value estimated by Bayesian modeling was almost the same as the 95% value calculated by the RELAP5 code, and more accurate and less variability than the order statistics. The 95%/95% value evaluated by Bayesian inference gave a safe side evaluation compared with the 95% value of the RELAP5 code. The range of variation of the 95%/95% value was included in the range of variation of the order statistics for the 3 inch break, but was not included in the range of variation of the order statistics for the 1 inch break and 5 inch break, resulting in an overly conservative evaluation. If the surrogate model used in Bayesian inference had better generalization performance, the 95%/95% value estimated by Bayesian inference for each break size would be on the safe side of the 95% value from the RELAP5 code and would give an assessment excluding excess conservativeness compared with the order statistics.

Keywords Best estimate plus uncertainty (BEPU), Statistical surrogate model, Uncertainty analysis, Bayesian inference, Adaptive sampling

1. 緒言

大規模で複雑な人工物システムである原子力プラントの安全性について十分な精度での議論を行うためには、詳細な核熱水力計算モデルを実装した最適評価コードによるシミュレーションが不可欠である。最適評価コードは、原子力プラントを階層分解して要素ごとに物理現象をモデル化し、それに対応する検証実験に基づいてモデルの不

確かさを定量化する。統計的安全評価手法 (Best Estimate Plus Uncertainty, BEPU) ⁽¹⁾ は、これらの不確かさをモンテカルロ・サンプリングにより統合し、コード全体の不確かさを評価する。本手法の適用により、最適評価結果に対する不確かさが定量的に評価され、過度の保守性を排した信頼性の高い評価結果を得ることができる。統計的安全評価手法は、米国、韓国、スペインなどの国で規制に採用されており、日本でも採用が検討されている。日本では、日本

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準」が2008年に策定され、2021年に本手法の最新知見を反映した改訂版⁽²⁾が発行された。

統計的安全評価では、最適評価コードを用いた多数回のモンテカルロ計算により統計的安全評価値を求める。最適評価コードは計算コストが大きいため、これを実施可能な計算時間で行うためには、最適評価コードよりも計算コストの小さな代替統計モデル⁽³⁾の適用が有効である。代替統計モデルは、計算コードの入力と計算結果との間の関係を近似するモデルである。一般に、パラメータを含んだ形式で定式化され、各パラメータはデータに適合するように定められる。統計的安全評価に代替統計モデルを適用するにあたっては、最適評価コードを用いた多数回のモンテカルロ計算の一部を実施して、これらを学習データとしてモデルを構築する。したがって、学習データ以外のデータに対する代替統計モデルの計算精度（汎化性能）の確認が必要である。特に、統計的安全評価において重要な95%累積確率値（以下95%値とも言う）に対する代替統計モデルの計算精度の評価が必要である。

2020年の本誌論文⁽⁴⁾では、日本原子力研究開発機構のROSA計画大型非常試験装置（LSTF）における小破断LOCA（冷却材喪失事故）模擬実験を対象に、代替統計モデルによる不確かさ解析において、交差検証法を適用することにより95%値の計算精度を推定できることを示した。

2021年の本誌論文⁽⁵⁾では、実機プラントにおける小破断LOCA事象を対象に、代替統計モデルによる不確かさ解析における95%値の計算精度の向上のために、適応的サンプリング法が有効であること、交差検証法を適用することにより95%値の計算精度を推定できることを示した。

2022年の本誌論文⁽⁶⁾では、2020年の本誌論文で実施したROSA/LSTFにおける小破断LOCA模擬実験の不確かさ解析を対象に、不確かさ解析の代替統計モデルに対してベイズ推定⁽⁷⁾⁽⁸⁾を適用した。ベイズ推定により、95%値の計算精度をベイズ予測区間として定量的に、順序統計法⁽⁹⁾よりも精度良く評価できることを示した。

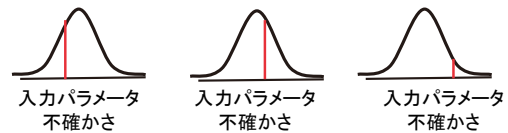
本論文では、2021年の本誌論文で実施した実機プラントにおける小破断LOCA事象を対象に、不確かさ解析の代替統計モデルに対してベイズ推定を適用する。これにより、95%値の計算精度について、ベイズ予測区間を用いて定量的な検討を行う。

2. 統計的安全評価と代替統計モデル

統計的安全評価手法⁽¹⁾⁽²⁾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、それから、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。

①入力パラメータの不確かさの特定と定量化



赤線が入力パラメータのサンプリング

②入力パラメータの不確かさの組合せ 最適評価コードによる解析

③解析結果に対する不確かさ評価

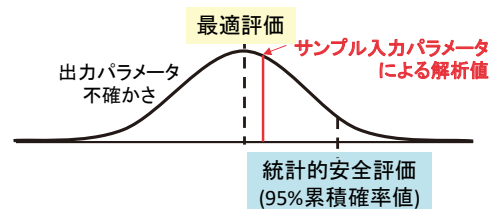


図1 統計的安全評価手法における不確かさ評価

図1に、統計的安全評価における不確かさ評価の概要を示す。統計的安全評価は以下の手順で実施する。①最適評価コードの入力パラメータの不確かさを特定し、確率分布として定量化する。②入力パラメータの不確かさ分布からサンプリングを行って最適評価コードによる解析を行い（図中の赤字で示す）、これらの解析結果を集計して出力パラメータの不確かさ分布を求める。③出力パラメータの不確かさ分布から統計的安全評価値を求める。通常、統計的安全評価値は95%累積確率値で与えられる。

統計的安全評価においては、95%累積確率値は最適評価コードの直接計算で得られた確率分布から直接評価するのが厳密であるが、これでは計算コストが大きくなる。計算コストを削減するために、順序統計法や代替統計モデルを適用して95%累積確率値の評価が行われている。

順序統計法は、統計理論から所定の確信度を有する評価を得るために必要なサンプル数（解析ケース数）を定めて不確かさを評価する方法である。解析ケース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。必要なサンプル数はWilksの式⁽¹⁰⁾で与えられ、安全評価パラメータのサンプルを大きい順に並べた場合、95%信頼水準で95%累積確率値が上位1位、2位、3位、4位、5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、181 サンプルである。順序統計法は、不確かさパラメータの数に依存せずに適用できる頑健性があるが、解析ケースの選択結果に依存して評価バラツキがあり、5%の確率で95%累積確率値を非安全側に評価する可能性がある。

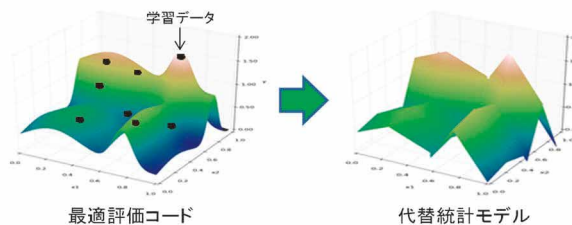


図2 代替統計モデル

本研究では、95%累積確率値の評価に対する代替統計モデルの適用性を検討している。代替統計モデルは、最適評価コードの入力と出力を近似するように少数のサンプル（学習データ）から学習されたモデルである。図2に、代替統計モデルの概念図を示す。代替統計モデルは最適評価コードよりも計算コストが小さいため多数回の計算が可能であり、これから得られる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。

一方、代替統計モデルを統計的安全評価に適用するにあたっては、学習データ以外のデータに対するモデルの汎化性能の確認が必要である。すなわち、最適評価コードを用いた95%累積確率値に対する代替統計モデルを用いた95%累積確率値の計算精度の確認が必要である。本研究では、2020年および2021年の本誌論文⁽⁴⁾⁽⁵⁾において、代替統計モデルによる95%累積確率値の計算精度は、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示した。

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について定量的な評価を行うために、代替統計モデルにベイズ推定を適用し、95%累積確率値のベイズ予測区間を評価する。

ベイズ統計学の方法では、代替統計モデルに使用されるパラメータを確率変数として扱い、不確かさを考慮した予測を行う。一般に、代替統計モデルは特定のパラメータ θ からどのようにしてデータ Y が発生するかを表現する確率分布 $p(Y|\theta)$ としてモデル化される。ベイズ推定は、データ Y に基づきパラメータ θ の確率分布 $P(\theta|Y)$ を推定する手続きであり、以下のベイズの定理に基づいて計算される。

$$P(\theta|Y) = \frac{p(Y|\theta)p(\theta)}{p(Y)}$$

ここで $p(\theta)$ を事前分布、 $P(\theta|Y)$ を事後分布という。また、データ Y が与えられたときの、新たなデータ y^* が従う確率分布は、 $p(y^*|\theta)$ を $p(\theta|Y)$ で重みづけした積分として、次式で計算される。

$$P(y^*|Y) = \int p(y^*|\theta)p(\theta|Y)d\theta$$

この $P(y^*|Y)$ を y^* の予測分布という。ここで、事後分布 $p(\theta|Y)$ は一般に解析的に求めることができないため、マルコフ連鎖モンテカルロ法（MCMC法）により $p(Y|\theta)p(\theta)$ に従う乱数を発生させて数値的に計算することが行われる。本研究では、確率的プログラミング言語Stan⁽¹¹⁾を用いて、事後分布の推定を行う。

本研究では、95%累積確率値の予測分布を用いて、95%累積確率値の評価の不確かさを検討する。2022年の本誌論文⁽⁶⁾では、ROSA/LSTFにおける小破断LOCA実験の不確かさ解析にベイズ推定を適用し、95%値の計算精度をベイズ予測区間として定量的に、順序統計法よりも精度良く評価できることを示した。本論文では、実機プラントにおける小破断LOCA事象を対象に、不確かさ解析の代替統計モデルに対してベイズ推定を適用し、これにより、95%値の計算精度について定量的な検討を行う。

3. RELAP5コードによる不確かさ解析

3.1 対象事象

対象事象は4ループ加圧水型軽水炉（PWR）における小破断LOCA時高圧注入系不動作事象とした。PWRプラントの小破断LOCA時には1次系が高圧状態で冷却材が喪失していくため、高圧注入系の作動に失敗すると蓄圧注入系による注水が遅れ、炉心損傷に至る可能性がある。このためアクシデントマネジメント策として蒸気発生器を利用した2次側強制減圧操作が行われる。

表1に、不確かさ解析のベースケースとして設定した主要な解析条件を示す。破断口位置は、加圧器接続ループの低温側配管とし、破断差サイズは1, 3, 5インチとした。また、2次側強制減圧の条件は、炉心出口温度が350°Cに達してから2分後（運転員操作遅れを考慮）に主蒸気逃がし弁を全開にするものとした。ROSA/LSTFにおける小破断LOCA実験では、2次側強制減圧の操作は破断後600秒

表1 主要解析条件

項目	解析条件
破断場所	加圧器接続低温側配管
破断サイズ	1, 3, 5 インチ
初期炉出力	定格
原子炉トリップ	加圧器圧力低
タービントリップ	原子炉トリップと同時
安全注入信号	加圧器圧力低
主給水	原子炉トリップと同時に停止
補助給水	破断 60 秒後, 全ループ給水
主蒸気逃がし弁	自動作動
高压注入	不作動
蓄圧注入	全ループ作動
低压注入	全ループ作動
2 次系強制冷却	炉心出口温度 $\geq 350^{\circ}\text{C}$ 到達後, 遅れ時間 2 分で主蒸気逃し弁を全開

と決まっていた。しかし、本論文の解析条件では、破断口径の違いによって 2 次側強制減圧の開始時刻が変化し、事故の事象進展も変わってくる。

3.2 燃料被覆管最高温度の不確かさ解析

最適評価コード RELAP5/MOD3⁽¹²⁾を使用して、3.1 節の解析条件をベースケースとし、RELAP5/MOD3 コードの計算モデルの不確かさを变化させた統計解析を実施した⁽¹³⁾。概要を以下に示す。

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。安全評価パラメータは PCT である。表 2 に、不確かさを考慮する重要現象とそれに対応する RELAP5 コードの計算モデル、および定量化した入力パラメータの不確かさを示す。

入力パラメータの不確かさ分布から、ランダム・サンプリング法により 1024 ケースのパラメータの組み合わせをサンプリングし、各破断口径に対して解析を実施した。1024 ケースの解析結果を集計し、PCT の 95%累積確率値は一定値に収束することを確認した。

表 3 に、PCT の不確かさの統計値を示す。5%累積確率値および 95%累積確率値は、以後、単に 5%値あるいは 95%値とも言う。

図 3 に、全 1024 ケースに対する PCT 不確かさのヒストグラムを示す。ROSA/LSTF における小破断 LOCA 実験の

表2 重要現象と入力パラメータの不確かさ

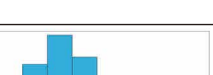
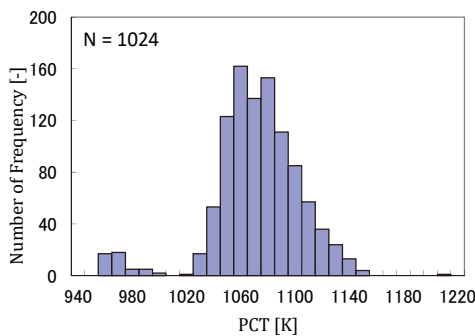
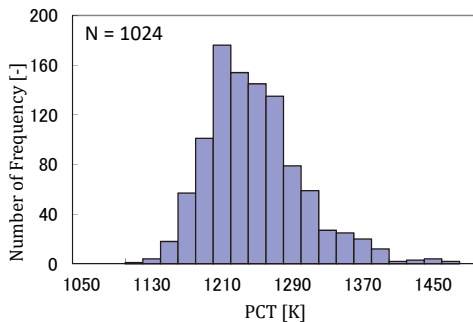
重要現象	RELAP5 モデル	不確かさパラメータ	最小	最大	ヒストグラム
崩壊熱 ⁽¹⁴⁾	1979 年度版 ANS 標準データ	崩壊熱乗数	0.98	1.02	一様分布
被覆管酸化 ⁽¹⁴⁾	Cathcart 相関式	酸化膜厚さ乗数	0.91	1.16	
被覆管変形 ⁽¹⁴⁾	FRAP-T6 モデル	バースト温度乗数	0.86	1.07	
露出炉心熱伝達 ⁽¹⁵⁾	Dittus-Boelter 相関式	熱伝達係数乗数	0.58	1.88	
炉心内相間摩擦 ⁽¹⁶⁾⁽¹⁷⁾	EPRI 相関式	相間摩擦係数乗数	0.13	3.00	
伝熱管凝縮熱伝達 (層流) ⁽¹⁴⁾	Nusselt 相関式	熱伝達係数乗数	0.56	1.44	
伝熱管凝縮熱伝達 (乱流) ⁽¹⁴⁾	Shah 相関式	熱伝達係数乗数	0.64	1.66	
伝熱管入口 CCFL ⁽¹⁸⁾	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 ⁽¹⁹⁾	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 ⁽²⁰⁾	Kataoka-Ishii 相関式	相間摩擦係数乗数	0.58	1.60	

表3 PCTの不確かさの統計値

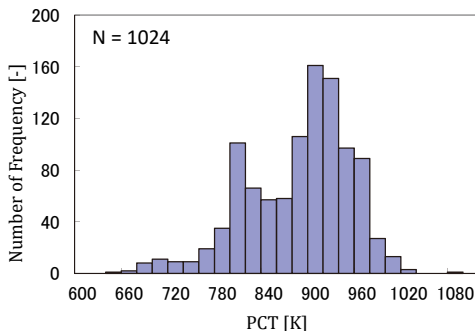
項目	破断口径		
	1 インチ	3 インチ	5 インチ
5%値	1024.7	1161.9	752.8
平均値	1067.1	1237.0	869.0
95%値	1116.4	1342.4	957.2
歪度	-0.90	0.85	-0.67
尖度	2.69	1.20	0.14



(a) 1 インチ破断



(b) 3 インチ破断



(c) 5 インチ破断

図3 PCTの不確かさのヒストグラム⁽¹³⁾

不確かさ解析では、PCT の分布は正規分布に近い分布となった。しかし、本論文で対象とする実機における不確かさ解析では、PCT の分布は正規分布とは異なる。

1 インチ破断では、1,000K 以下の低温領域で PCT の分布が分離している。しかし、これは 95%値の評価に大きな影響を及ぼさないと考えられる。3 インチ破断では、PCT の不確かさ分布は高温側で裾野の広い分布となっている。代替統計モデルを不確かさ解析に適用するにあたり、PCT の 95%値の計算精度に留意が必要である。5 インチ破断では、PCT の不確かさ分布に双峰性が確認できる。このピークの単純な分離は困難と考えられ、精度の良い代替統計モデルの構築において留意が必要である。

4. 不確かさ解析のベイズ推定

4.1 ベイズ推定の適用

本節では、3 節で説明した RELAP5 コードによる不確かさ解析を対象に、確率的プログラミング言語 Stan⁽¹¹⁾を用いて、不確かさ解析のベイズ推定を行う。

本研究では、2021 年の本誌論文⁽⁵⁾と同様に、10 変数 2 次多項式による線形回帰と、それと RELAP5 計算との誤差を評価するガウス過程回帰との和で表される代替統計モデルを構築した。学習データは、RELAP5 計算による 1024 のデータセットの中からランダム・サンプリングにより抽出し、学習データ数は、順序統計法と比較する目的で、93 サンプル、124 サンプル、153 サンプル、181 サンプルとした。テストデータは、RELAP5 計算による 1024 のデータセットの中から学習データとは別に無作為に選んだ 500 サンプルとした。テストデータの累積分布関数は、全データの累積分布関数とほぼ一致することを確認している。

上記の代替統計モデルを Stan により実装し、MCMC の実行を以下のように行った⁽²¹⁾⁽²²⁾。統計モデルの各パラメータの事前分布は、無情報事前分布(一様分布)で与えた。MCMC の繰り返し数およびバーンイン期間は 2500 および 1000 とし、マルコフ連鎖の数を 3 に指定した。MCMC の実行後には収束の判定指標である \hat{R} が 1.1 以下となることを確認した。

表 4 および図 4 に、学習データ数 93 および 181 の場合における代替統計モデル (Stan) による PCT のベイズ推定の結果を示す。

図 4 における青線は、各テストデータに対するベイズ推定による平均値についての累積分布関数である。図には、90%ベイズ予測区間も示している。破線は、各テストデータに対するベイズ推定による 5%点および 95%点についての累積分布関数である。赤線は、全 1024 データに対する RELAP5 計算値の累積分布関数であり、学習データを ×印で示している。

表4 代替統計モデルによるPCTのベイズ推定(ランダム・サンプリング)

破断口径	1 インチ		3 インチ		5 インチ	
	学習データ数	93	181	93	181	93
90%区間に含まれる割合 [%]	74.0	93.4	83.4	90.2	74.6	91.6
95%累積確率値 [K]	1192.4	1126.0	1337.8	1335.9	1012.6	957.9
95%/95%値 [K]	1272.1	1186.5	1480.3	1415.6	1105.7	1060.1

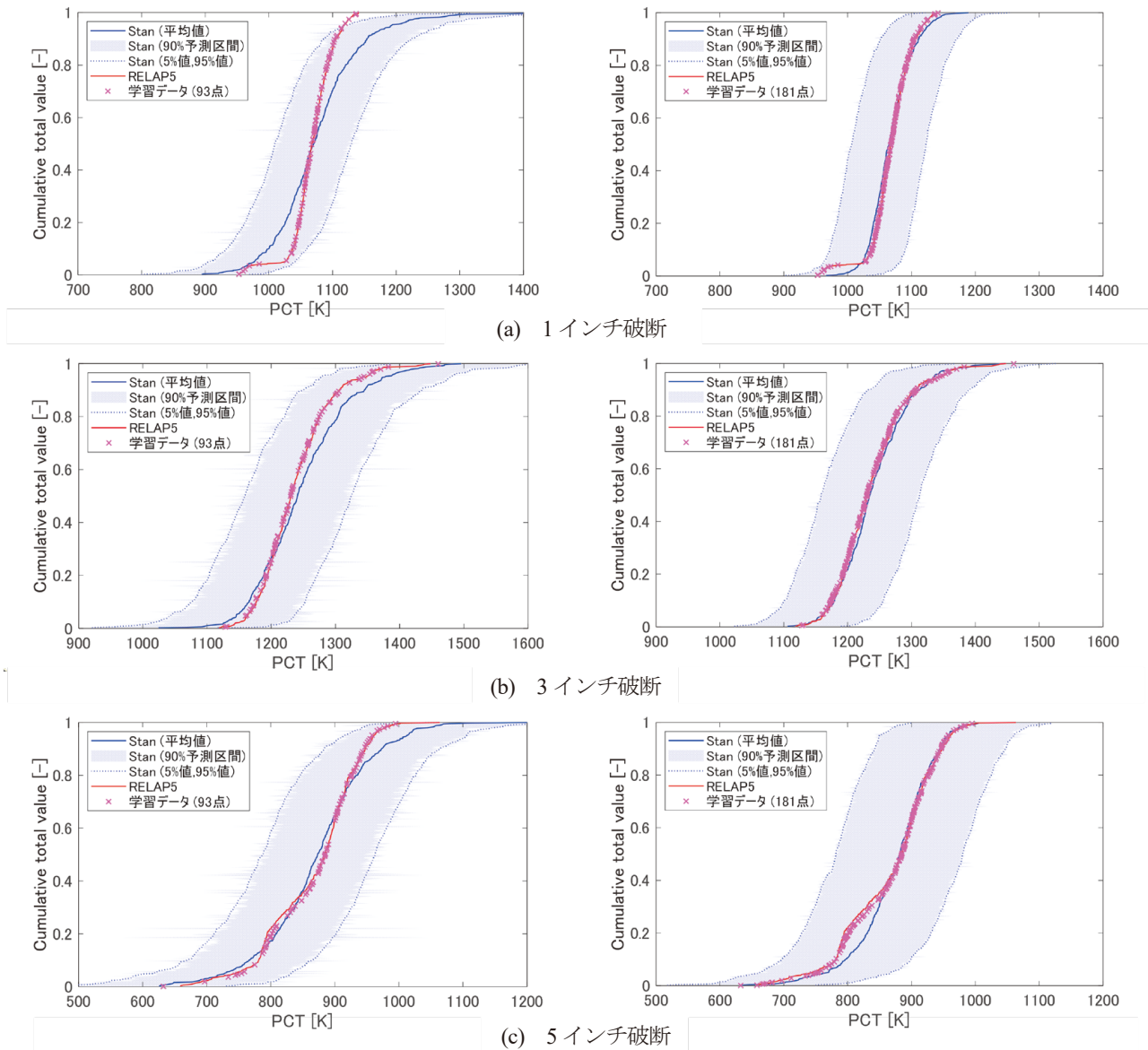
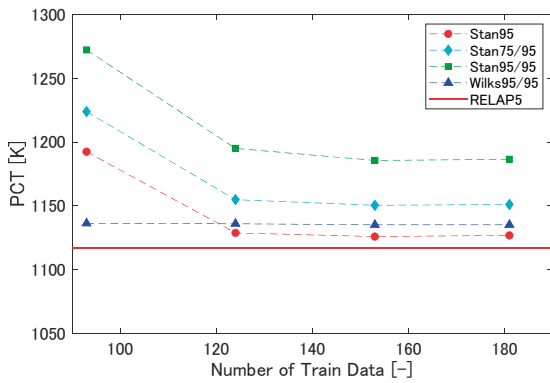


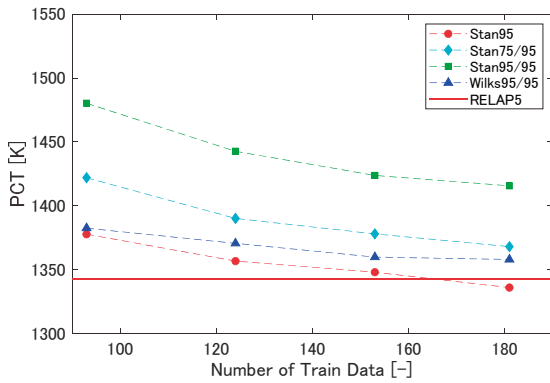
図4 PCTの累積分布関数(ランダム・サンプリング)

代替統計モデルによるPCTの累積分布関数(平均値)をRELAP5計算と比較すると、各破断サイズに対して、93サンプルの学習データでは、代替統計モデルによる計算結果はRELAP5計算と比較して95%値を過大評価した。一方、181の学習データでは、代替統計モデルによる計算結果はRELAP5計算とほぼ一致する結果が得られた。

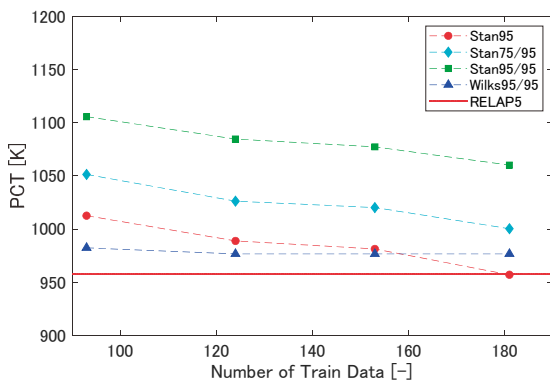
表4には、テストデータ(500サンプル)に対して、RELAP5計算結果が90%ベイズ予測区間に含まれる割合を示している。181サンプルの学習データでは、90%区間に含まれる割合が約90%となっており、代替統計モデルによるPCTの計算精度は、ベイズ予測区間によって定量的に評価できると言える。



(a) 1 インチ破断



(b) 3 インチ破断



(c) 5 インチ破断

図5 PCT 95%値の順序統計法との比較
(ランダム・サンプリング)

一方、ベイズ推定による 95%値と平均値の差異は、2022 年の本誌論文で評価した ROSA/LSTF 実験解析の場合は、約 25K であったのに対して、本論文の実機解析の場合は、1 インチ破断で約 60K、3 インチ破断で約 80K、5 インチ破断で約 100K と大きい。これは、実験解析よりも実機解析の方が不確かさ解析の複雑度が大きいと考えられる。

図4 から分かるように、90%ベイズ予測区間は、データ点ごとの変動が大きい。本研究では、各データのベイズ推

定による 95%点に関する 95%累積確率値を求め、これを 95%/95%値 (95/95 値とも記す) として不確かさの指標とした。また、75%点に関する 95%累積確率値を求め、これを 75%/95%値 (75/95 値とも記す) として 95%/95%値と平均値との中間の指標とした。

図5 に、PCT の 95%値について、学習データ数が 93 サンプル、124 サンプル、153 サンプル、181 サンプルの場合に対する代替統計モデルによる評価 (Stan95) と順序統計法による評価 (Wilks95/95) を比較して示す。赤線は、RELAP5 計算による 95%値である。

順序統計法による評価では、1 インチ破断と 5 インチ破断の場合、学習データが増加しても 95%値の評価に大きな変化はない。これは、図3 から分かるように、1 インチ破断と 5 インチ破断では、95%値の近傍での PCT の分布のバラツキが小さいためである。一方、代替統計モデルによる 95%値の評価は、学習データ数が多くなるにしたがって精度が向上している。3 インチ破断では、いずれの学習サンプル数についても、代替統計モデルの方が順序統計法よりも精度が良い。1 インチ破断では、124 サンプル以上で、5 インチ破断では 181 サンプルで、代替統計モデルの方が順序統計法よりも精度が良い。

代替統計モデルによる 95%/95%値 (Stan95/95)、および 75%/95%値 (Stan75/95) は、すべての破断サイズ、学習データ数に対して、順序統計法よりも高く評価した。

4.2 適応的サンプリングの適用

本節では、なるべく少ない学習データによって 95%累積確率値の評価精度の良い代替統計モデルを構築するた

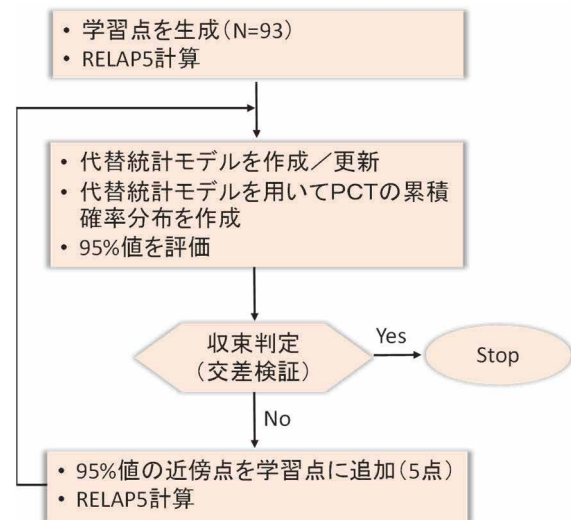
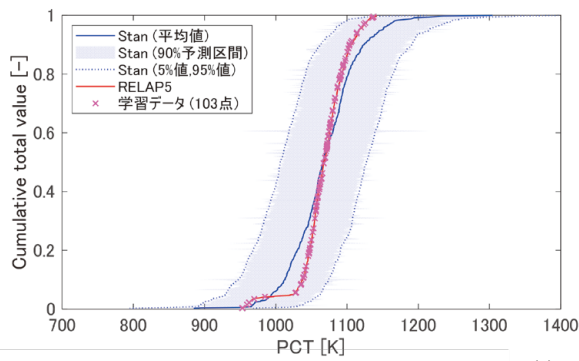


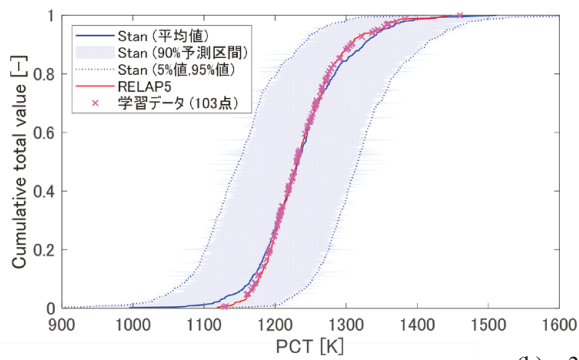
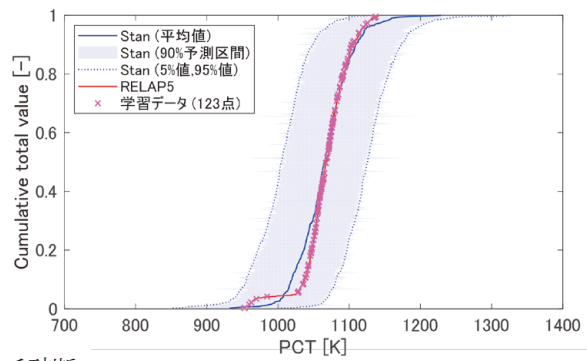
図6 95%値を目標値とした適応的サンプリング⁽⁵⁾

表 5 代替統計モデルによる PCT のベイズ推定 (適応的サンプリング)

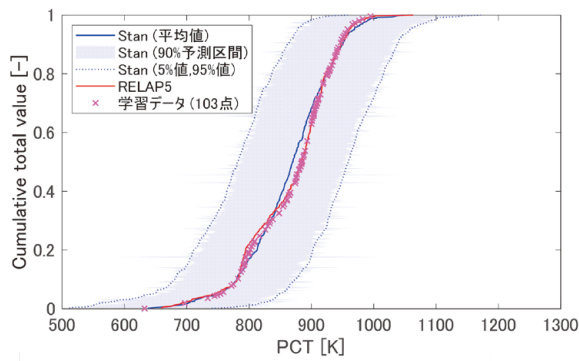
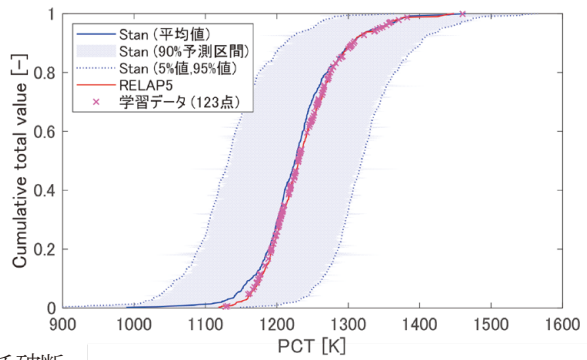
破断口径	1 インチ		3 インチ		5 インチ	
学習データ数	103	123	103	123	103	123
90%区間に含まれる割合 [%]	86.0	92.6	87.2	93.0	79.4	87.6
95%累積確率値 [K]	1149.7	1120.2	1351.4	1339.4	968.9	955.7
95%/95%値 [K]	1215.5	1184.8	1446.2	1431.3	1059.1	1057.8



(a) 1 インチ破断



(b) 3 インチ破断



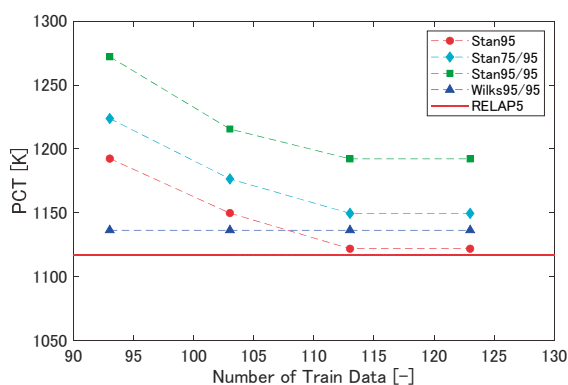
(c) 5 インチ破断

図 6 PCT の累積分布関数 (適応的サンプリング)

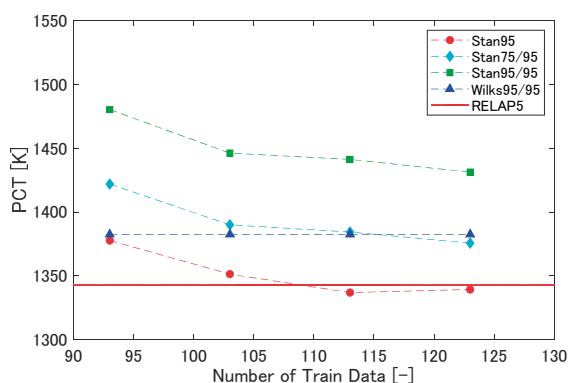
めに、適応的サンプリング⁹⁾を適用した。適応的サンプリングは代替統計モデルに特有のサンプリング手法であり、目標値に向けて、効率的に学習データを選択する。

図 6 に、95%値を目標値とした適応的サンプリングの手続きを示す。適用的サンプリングは以下の手順で行う。初めに、学習点を選択する。本論文では、93 個の学習点から

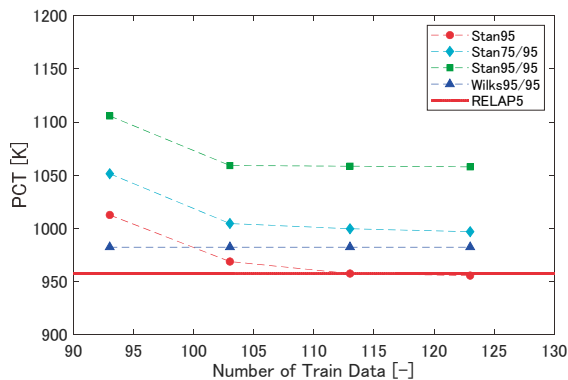
開始した。そして、これらを入力とした RELAP5 計算を行い、これらの結果を学習データとして代替統計モデルを構築する。次に、代替統計モデルを用いて不確かさ解析を行い、PCT の累積確率分布を求める。さらに、この 95%値に対応する入力点から最も近いサンプリング点(本論文では 5 点)を新たな学習点として選択する。そして、これら



(a) 1 インチ破断



(b) 3 インチ破断



(c) 5 インチ破断

図7 PCT 95%値の順序統計法との比較
(適応的サンプリング)

の学習点に対して RELAP5 計算を行い、これらの結果を学習データに追加して代替統計モデルを更新する。適応的サンプリングの手続きにより、RELAP5 コードによる 95% 値に近いデータが学習データに追加されることになり、代替統計モデルの 95% 値の計算精度が向上することが期待できる。

表 5 および図 6 に、適応的サンプリングを繰り返し適用した学習データ数 103 および 123 の場合における代替統計モデルによる PCT のベイズ推定の結果を示す。

表 4 および図 4 と比較して、適応的サンプリングによって、少ない学習データでも 95% 値の予測精度は向上し、学習データ数 123 の場合で、RELAP5 計算値とほぼ一致する結果が得られた。

図 7 に、PCT の 95% 値について、適応的サンプリングを繰り返して適用した学習データ数が 103 サンプル、113 サンプル、123 サンプルの場合に対する代替統計モデルによる評価 (Stan95) と順序統計法による評価 (Wilks95/95) を比較して示す。

順序統計法による評価では、これらのサンプル数に対して、93 サンプルの場合と変化はない。一方、代替統計モデルによる 95% 値の評価は、適応的サンプリングを繰り返すことにより精度が向上し、各破断サイズに対して、113 サンプルで RELAP5 計算とほぼ一致する結果が得られた。1 インチ破断では 113 サンプルで、5 インチ破断では 103 サンプルで、順序統計法よりも精度のよい評価結果が得られた。

ベイズ予測区間については、適応的サンプリングにより、95% 値を与える入力データの周辺を多くサンプリングすることで、95% 値のベイズ予測区間は小さくなることが期待されたが、適応的サンプリングを適用した場合でも、ランダム・サンプリングの場合と比べてベイズ予測区間に大きな変化はなかった。これは、入力データの空間は 10 次元と高次元であり、30 点程度の学習データの追加では、ベイズ予測区間に大きな影響を及ぼさなかったためと考えられる。

代替統計モデルによる 95%/95% 値 (Stan95/95)、および 75%/95% 値 (Stan75/95) の評価は、ベイズ予測区間の幅が大きいため、3 インチ破断の 123 サンプルにおける 75%/95% 値以外は、順序統計法による評価よりも高い結果となった。

4.3 順序統計法との比較

95% 累積確率値についての代替統計モデルによる評価と順序統計法による評価を厳密に比較するには、学習データのサンプリングを変化させた統計的な検討が必要である。本研究では、RELAP5 による不確かさ解析 (1024 サンプル) から、93 サンプルのデータセットを無作為に 100 ケースずつ抽出し、各々のケースに対して、順序統計法により PCT の 95% 信頼水準/95% 累積確率値を求めるとともに、代替統計モデルにより 95% 累積確率値を評価した。代替統計モデルによる評価では、各ケースの 93 サンプルのデータセットに対して、適応的サンプリングを繰り返し、93, 98, 103, 108, 113, 118, および 123 サンプルのデータセ

表 6 代替統計モデルによる PCT のベイズ推定 (100 ケースの集計)

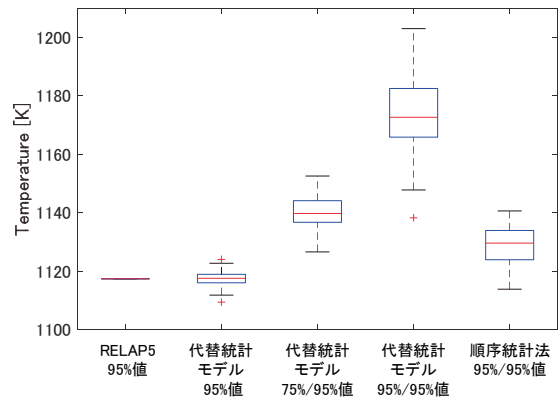
評価法	代替統計モデル			順序統計法
	95%値	75/95 値	95/95 値	95/95 値
1 インチ破断				
平均値 [K]	1117.5	1140.1	1173.9	1128.7
最大値 [K]	1124.1	1152.6	1203.0	1140.6
最小値 [K]	1109.4	1126.6	1138.3	1115.9
標準偏差 [K]	2.4	5.2	12.4	6.5
3 インチ破断				
平均値 [K]	1346.9	1380.9	1431.8	1381.8
最大値 [K]	1360.7	1397.4	1459.3	1460.0
最小値 [K]	1328.1	1360.4	1403.1	1318.4
標準偏差 [K]	5.2	7.2	11.2	32.2
5 インチ破断				
平均値 [K]	960.0	1000.1	1059.2	976.9
最大値 [K]	973.0	1019.5	1083.4	1002.2
最小値 [K]	944.9	984.9	1028.5	946.6
標準偏差 [K]	4.6	6.0	10.8	13.8

ットを用いた代替統計モデルによる 95%値が, RELAP5 計算による 95%値と差異が最小となる学習データ数を決定し, これを用いてベイズ推定を行った.

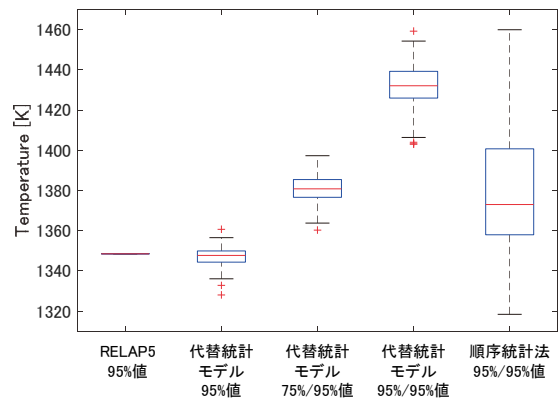
表 6 に, 無作為に抽出した 100 ケースのデータセットに対して, PCT の 95%値を代替統計モデルと順序統計法により評価した結果を比較して示す. 代替統計モデルについては, 75%/95%値および 95%/95%値の評価結果も併せて示している. 図 8 に, 100 ケースの解析結果を要約した箱ひげ図を示す. これには RELAP5 計算による 95%値も併せて示している.

順序統計法による 95%/95%値はサンプルケースごとの変動が大きい. 特に, 3 インチ破断のケースでは, 図 3 から分かるように, 95%値の近傍での PCT の分布のバラツキが大きいため, 標準偏差は 32.2 K と大きい. また, 順序統計法による 95%/95%値は, RELAP5 計算の 95%値よりも小さくなるケースがある. これは統計的に 5%の割合で生じる.

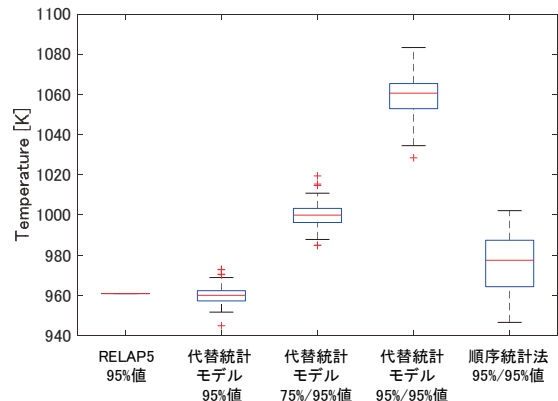
代替統計モデルによる 100 ケースの 95%値の平均値は, 1 インチ破断で 1117.5 K, 3 インチ破断で 1346.9 K, 5 インチ破断で 960.0 K であり, それぞれ RELAP5 計算による 95%値とよく一致する結果が得られた. また, 標準偏差はそれぞれ 2.4 K, 5.2 K, 4.6 K であり, 評価のバラツキは小さい. このように, 適応的サンプリングを適用することによって, 代替統計モデルによる 95%の評価は, 順序統計法よりも精度が良く, バラツキが小さい結果が得られた.



(a) 1 インチ破断



(b) 3 インチ破断



(c) 5 インチ破断

図 8 PCT 95%値の分布 (100 ケースの集計)

代替統計モデルによる 100 ケースの 95%/95%値は, RELAP5 計算の 95%値よりも大きく安全側の評価である. 一方, 100 ケースの変動の範囲は, 3 インチ破断では順序統計法の変動の範囲に含まれるが, 1 インチ破断と 5 インチ破断では, 順序統計法による変動の範囲に含まれず, 保守的な評価となった. 代替統計モデルによる 100 ケースの 75%/95%値は, 95%値と 95%/95%値とのほぼ中間の評価であり, RELAP5 計算の 95%値と比べて安全側の評価となっ

た。また、100ケースの平均値は、1インチ破断や5インチ破断の場合でも順序統計法による変動の範囲に含まれる結果となった。本研究では、代替統計モデルとして、2次多項式による線形回帰と誤差を評価するガウス過程回帰との和を使用した。より汎化性能の良い代替統計モデルを構築すれば、ベイズ予測区間を小さく評価することができ、すべての破断サイズに対して、95%/95%値をRELAP5計算よりも安全側かつ順序統計法と比較して過度の保守性を排した評価を与えると考えられる。

5. 結言

統計的安全評価では、安全解析コードを用いた多数回のモンテカルロ計算により統計的安全評価値を求める。これを実施可能な計算時間で行うためには、安全解析コードよりも計算コストの小さな代替統計モデルの適用が有効である。

本論文では、最適評価コード RELAP5 を用いた実機プラント小破断 LOCA 事象の統計的安全評価を対象に、確率的プログラミング言語 Stan を用いて代替統計モデルによるベイズ推定を行い、安全評価パラメータ (PCT) の評価結果を、RELAP5 による計算結果と比較検討した。

代替統計モデルによる 95%値の評価精度について、破断口径が1インチ、3インチ、5インチの場合に対して、学習データのサンプリングを変更して統計的に検討した。各破断口径に対して、適応的サンプリング適用することによって、代替統計モデルによる 95%値の評価は、RELAP5 計算の 95%値とよく一致し、順序統計法よりも精度が良く、変動が小さいことを確認した。また、代替統計モデルによる 95%/95%値の評価は、RELAP5 計算の 95%値よりも大きく安全側の評価を与えることを確認した。一方、その変動の範囲は、3インチ破断では順序統計法の変動の範囲に含まれるが、1インチ破断と5インチ破断では、順序統計法による変動の範囲に含まれず、保守的な評価となった。

今後の課題として、より汎化性能の良い代替統計モデルを構築することが望ましい。これにより、ベイズ予測区間を小さく評価することができ、すべての破断サイズに対して、95%/95%値は RELAP5 計算の 95%値よりも安全側で、かつ順序統計法と比較して過度の保守性を排した評価になると考えられる。

また、代替統計モデルの有効性が期待できる応用として、評価すべき安全評価パラメータが複数の場合への適用が考えられる。たとえば、LOCA 時の安全評価パラメータとして、PCT に加えて ECR (等価被覆酸化量) を評価す

る場合、順序統計法では、評価値の順位に対応する数値を PCT と ECR で割り振るため、評価値が1つの場合と比べて 95%/95%値の評価の変動が大きくなる。これに対して、代替統計モデルでは、PCT と ECR の2ケースの代替統計モデルを構築するため 95%値の評価精度は評価値が1つの場合と変わらない。一方で、適応的サンプリングの適用にあたっては、PCT と ECR の両方の 95%値の評価精度を向上するような学習データのサンプリングの検討が必要となる。

本研究は、原子力分野における DX (デジタルトランスフォーメーション) や AI 応用の研究の一例として位置づけることができる。実機プラント解析における不確かさには、本論文で扱った最適評価コードの不確かさ以外にも、事故時プラント条件の不確かさ、事故シナリオの不確かさ等がある。これらの不確かさをデータベースとして整備し、パラメータの感度解析を実施すれば、原子力プラントの更なる安全性向上のための事故対策の最適化が可能となる。代替統計モデルは、このような最適化を実用的なものにするために有効な技術であり、今後も研究を進展させることが必要であると考えられる。

引用文献

- (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:2021", AESJ-SC-S001:2021 (2021).
- (3) A.C. Davison, "Statistical Models," Cambridge University Press (2008).
- (4) 木下郁男, "統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (不確かさ解析への適用性に関する検討)," INSS JOURNAL, Vol.27, pp.219-230 (2020).
- (5) 木下郁男, "統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (実機条件の不確かさ解析に対する適用性の検討)," INSS JOURNAL, Vol.28, pp.151-162 (2021).
- (6) 木下郁男, "統計的安全評価における代替統計モデルの適用 (Stan による不確かさ解析のベイズ推定)," INSS JOURNAL, Vol.29, pp.217-228 (2022).

- (7) A. Gelman, J.B. Carlin, H.S. Stern, D.B. Dunson, A. Vehtari, D.B. Rubin, "Bayesian Data Analysis, Third edition," Chapman and Hall/CRC (2013).
- (8) 久保拓弥, "データ解析のための統計モデリング入門," 岩波書店 (2012).
- (9) S.S. Wilks, "Statistical Prediction with Special Reference to the Problem of Tolerance Limit," *Annals of Mathematical Statistics*, 13, pp.400-409 (1942).
- (10) A. Guba, M. Makai, P. Lenard, "Statistical Aspects of Best Estimate Method-I," *Reliability Engineering and System Safety*, 80, pp.217-232 (2003).
- (11) Stan Development Team, "Stan Modeling Language Users Guide and Reference Manual," Ver. 2.29, <https://mc-stan.org>, (2022).
- (12) The RELAP5 code development team, "RELAP5/MOD3 code manual," NUREG/CR-5535 (1995).
- (13) I. Kinoshita, M. Murase, "Uncertainty analysis of small break LOCA with HPI failure in PWRs: A comparison of uncertainty of quantification between Monte Carlo and Wilks' formula approach," *Proceedings of the ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU2018)*, BEPU2018-149, Lucca, Italy, May 13-19 (2018).
- (14) 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).
- (15) 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).
- (16) 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).
- (17) 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)
- (18) 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).
- (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).
- (20) 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).
- (21) 松浦健太郎, "Stan と R でベイズ統計モデリング," 共立出版 (2016).
- (22) 馬場真哉, "R と Stan ではじめるベイズ統計モデリングによるデータ分析入門," 講談社 (2019).

上下端がラウンドの鉛直管における気液対向流の数値計算

Numerical Simulation of Gas-Liquid Counter-Current Flow in a Vertical Pipe with Rounded Top and Bottom Ends

村瀬 道雄 (Michio Murase)*¹ 高木 俊弥 (Toshiya Takaki)*¹ 歌野原 陽一 (Yoichi Utanohara)*²

要約 数値流体力学 (CFD) コードを用いた数値計算は寸法や流体物性値が熱流体挙動に及ぼす影響を評価するのに有効な方法である。しかし、鉛直管における気液対向流挙動の数値計算に成功した事例は見当たらない。そこで、本報告では、CFD コード FLUENT を使用して直径 40 mm で上下端がラウンドの鉛直管を用いた空気と水での対向流実験データで検証解析を行い、CFD コードの気液対向流への適用性を評価した。実験では上端で水の落下が制限される気相体積流束 J_G が小さい条件に対し、落下水体積流束 J_L の計算値は測定値とよく一致したが、落下液膜の気液界面での数値拡散が大きく液相体積率 α_L を過大に計算した。これは、傾斜管では重力により気液界面での数値拡散が抑制されるが、鉛直管では数値拡散を抑制する力が作用しないことによる。 J_G が大きくなると、実験では水の落下が下端で制限されるが、計算では J_L の減少が大きく下端での落下水制限を再現できなかった。CFD コードを鉛直管での気液対向流の計算に適用するには技術課題が多いことを確認した。

キーワード 鉛直管, 気液対向流, 数値流体力学 (CFD), 落下水体積流束, ボイド率

Abstract Numerical simulation with computational fluid dynamics (CFD) codes is a useful approach to evaluate effects of scale and fluid properties on thermal-hydraulic behavior. However, accurate CFD results have not been obtained for gas-liquid counter-current flows in vertical pipes. In this report, therefore, we used the CFD code FLUENT to carry out numerical simulation for experiments of air-water counter-current flows in a vertical pipe with the 40 mm diameter and rounded top and bottom ends, and we evaluated applicability of the CFD code to counter-current flows. For a small value of the gas volumetric flux J_G where the falling liquid volumetric flux J_L was experimentally restricted at the top end (i.e. flooding there), the computed J_L value agreed well with the measured J_L value, but the computed liquid volume fraction α_L was larger than the measured α_L due to the numerical diffusion of the gas-liquid interface. This was due to there being no force to suppress the numerical diffusion in a vertical pipe, though gravitational force suppresses the numerical diffusion in an inclined pipe. In the region of large J_G , flooding experimentally occurred at the bottom end, but flooding at the bottom end was not numerically simulated. We confirmed that there are some technical issues when applying the CFD code to counter-current flows in a vertical pipe.

Keywords vertical pipe, gas-liquid counter-current flow, computational fluid dynamics (CFD), falling liquid volumetric flux, void fraction

1. はじめに

原子炉には大口径の高温・高圧配管があり、事故時には流量が低下し、配管の下方に気相空間が形成されると蒸気が上昇し凝縮水が重力落下する気液対向流が生じる場合がある。本研究の目的は、鉛直管での気液対向流における流動特性に関する相関式の不確かさを減少することである。本報告の目的は、鉛直管での気液対向流への数値流体力学 (CFD) コードの適用性を評価することである。

計算機と CFD 技術の発展は目覚ましく、大規模な

高温・高圧設備が多い原子炉では、CFD コードが熱流体挙動の詳細な評価に広く活用されている。しかし、気液二相流挙動は複雑であり、気液対向流に対しては主に実験的に評価⁽¹⁾⁻⁽³⁾されてきた。気液対向流では、水平管と傾斜管への CFD の適用例⁽³⁾は多いが、鉛直管への適用例は少ない。

事故解析では一次元気液二相流モデルが広く使用されており、壁面摩擦係数 f_w と界面摩擦係数 f_i の相関式を用いてボイド率 α_G と圧力勾配 dP/dz を計算する。炉心冷却に直接影響する気液対向流での落下水制限 (CCFL) に対する測定例⁽¹⁾⁻⁽³⁾は多いが、 α_G の測定例は

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現 公立小松大学

少ない。Bharathanら⁽⁴⁾⁽⁵⁾は、鉛直管での気液対向流の空気・水実験を行い、液膜厚さ δ を測定したが測定の不確かさが大きいため、 $f_w = 0$ と近似して下端フラッキングに対する f_i を求めて相関式を提案した。その後、鉛直管での気液対向流の流動特性に関する実験は行われていなかった。Godaら⁽⁶⁾⁽⁷⁾は、神戸大学の富山研究室で直径20 mmと40 mmの鉛直管を使用して空気と水での気液対向流実験を行い、CCFL特性および dP/dz と a_G を測定し、環状流モデルを用いて f_w と f_i を求め、 $f_w = 0$ の近似を用いると不確かさが大きくなることを明らかにした。著者ら⁽⁸⁾⁽¹⁰⁾は、神戸大学の富山研究室での実験に参加し、鉛直管の上下端の形状を変更してCCFL特性および dP/dz と a_G を測定し、環状流モデルを用いて f_w と f_i を求め、これらの相関式を提案した。 f_w と f_i の相関式の作成では、 dP/dz や δ の従来データおよび各種の従来相関式を参照するとともに、大口径の高温・高圧条件に適用しても工学的な非合理性が生じないように留意したが、大口径の高温・高圧条件に対する検証が十分とは言えない。

直径が約0.75 mの傾斜管と水平管で構成されるホットレグにおける気液対向流を対象とするCFD解析の事例^{(3), (11)-(12)}は多いが、鉛直管を対象とするCFD解析の事例⁽¹³⁾⁻⁽¹⁴⁾は少ない。著者らの研究グループでは、神戸大学の富山研究室で直径50 mmのホットレグモデルを用いて空気・水実験を行い、CFD解析モデルを検証し、CFD解析で直径0.75 mの高温・高圧条件でのCCFL特性を計算して相関式⁽¹²⁾を提案した。一方、直径が約0.3 mの鉛直管と微傾斜管で構成される加圧器サージ管に対するCFD解析⁽¹³⁾では、鉛直管上端から流入する液相体積流束 J_L を過小に計算するため、鉛直管の壁面からの給水を入力して微傾斜管での気液対向流挙動を計算した。また、蒸気発生器の伝熱管でのCCFL評価を目的とした上端がラウンドで下端がシャープエッジの鉛直管での気液対向流に対するCFD解析⁽¹⁴⁾では、上端から流入する J_L を過小に計算するため、鉛直管の壁面からの給水を入力して下端での J_L を計算した。このように、鉛直管でのCCFL特性に対しては、CFD解析による定量的な評価に成功していない。

本報告では、直径40 mmで上下端がラウンドの鉛直管を用いた空気と水での気液対向流実験⁽¹⁰⁾を対象に、CFDコードFLUENTを用いて流動特性を計算し、測定値と比較評価した。これまでのCFD解析⁽¹²⁾⁻⁽¹⁴⁾ではCCFL特性を評価したが、本報告では、CCFLおよび dP/dz と a_G を評価した。

2. 数値計算の例

2.1 ロッドバンドル

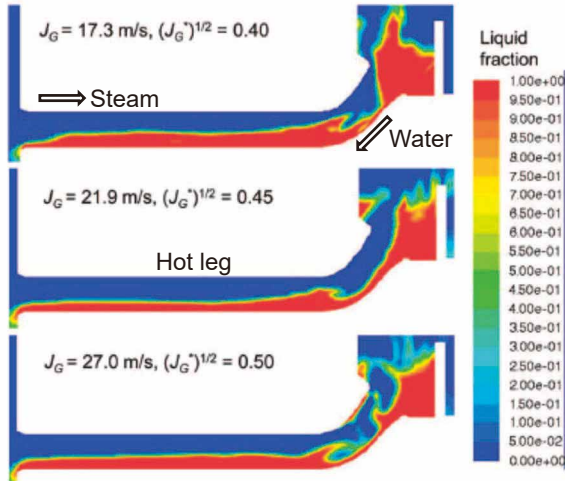
CFDコードFLUENTを用いて4×4ロッドバンドルにおける停滞水（液相体積流束 $J_L = 0$ ）での空気・水実験に対する数値計算⁽¹⁵⁾を実施し、 a_G の計算値と測定値を比較した。下部タンク、ロッドバンドル、上部タンクをモデル化して計算セルの総数62,500、二相流モデルにvolume of fluid (VOF) 法を、乱流モデルに標準k- ϵ を使用し、時間ステップ0.01~0.1 msで過渡計算した。計算で求めるのは a_G の時間平均値であるが、気液対向流では変動が大きく計算が不安定であるため、過渡計算にした。気相体積流束 J_G が小さい範囲では a_G の計算値は測定値と比較的によく一致したが、 J_G が大きい範囲では a_G の計算値は測定値より高くなった。この原因を検討した結果、上端でのフラッキングによりバンドル内に液相が供給されない（つまり、上端での $|J_L|$ を過小に計算した）ためと判断した。

2.2 傾斜管と水平管（ホットレグ）

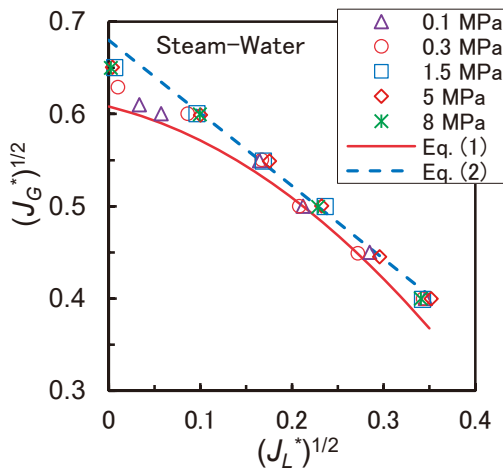
直径0.75 mの傾斜管と水平管で構成されるホットレグを対象とするCCFL評価では、神戸大学の富山研究室で実機の1/15縮小モデル（直径50 mm）での空気・水実験を行い、FLUENTを用いた実験解析と実規模解析を行った。下部タンク、ホットレグ、上部タンクをモデル化し、流路断面での計算セル数299で総数59,000、乱流モデルに標準k- ϵ を、二相流モデルに二流体モデルもしくはVOF法を使用し、時間ステップ0.1 msで過渡計算した。二流体モデルでは、界面摩擦の相関式を用いて気相と液相の速度を別々に計算するが、界面摩擦の相関式が計算結果に及ぼす影響は比較的小さかった。VOF法では、気相と液相の速度を同じとして計算するが、気液対向流では気液の分離が明確であるため、実規模計算では界面摩擦の相関式を必要としないVOF法を使用した。実規模計算では、空気・水実験装置に対する解析モデルを15倍して使用した。

直径0.75 mの実規模に対する計算結果⁽¹²⁾を図1に示す。流動状態の計算は、圧力 $P = 0.1$ MPa、温度 $T = 100$ °Cの飽和状態であり、蒸発や凝縮の相変化はない。液相の下流端で波が形成され、波は気相との界面摩擦で逆流しながら成長し、45° 曲り管の近傍でロールウェイ

ブになり傾斜管を吹上げる。計算結果は実験での観察結果によく類似している。 $P = 0.1 \sim 8 \text{ MPa}$ でパラメータ計算を行い、気相と液相のWallisパラメータ J_G^* と J_L^* で整理し、計算結果は $P < 0.3 \text{ MPa}$ での測定値から作成したEq. (1)と1.5 MPaに対するフィット式Eq. (2)の範囲に収まることを示した。図1に示す結果は、CFD解析で期待した結果が得られた場合である。



(a) 流動状態の計算結果 ($D = 0.75 \text{ m}$)



Eq. (1): $J_G^{*1/2} = 0.608 - 0.238 J_L^{*1/2} - 1.28 J_L^*$

Eq. (2): $J_G^{*1/2} + 0.79 J_L^{*1/2} = 0.68$

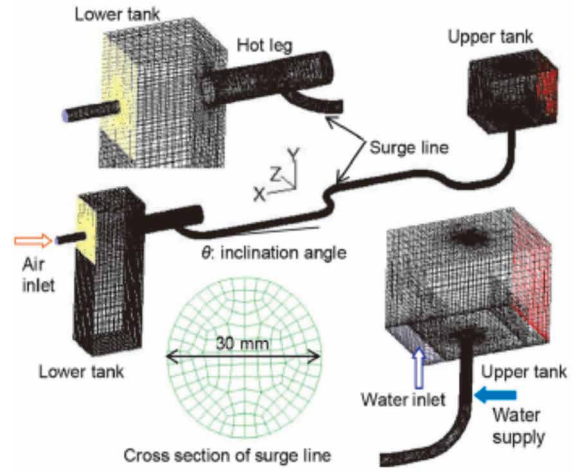
(b) CCFL特性の計算値 ($D = 0.75 \text{ m}$)

図1 実規模ホットレグに対する気液対向流の計算⁽¹²⁾

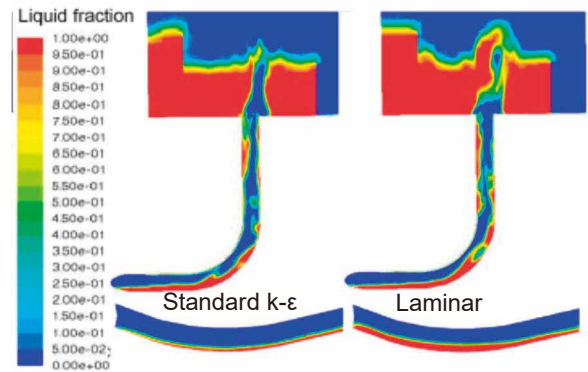
2.3 鉛直管と微傾斜管 (加圧器サージ管)

直径が約0.3 mの鉛直管と微傾斜管で構成される加圧器サージ管を対象とするCCFL評価では、神戸大学の富山研究室で実機の1/10縮小モデル (直径30 mm) での空気・水実験を行い、FLUENTを用いた実験解析

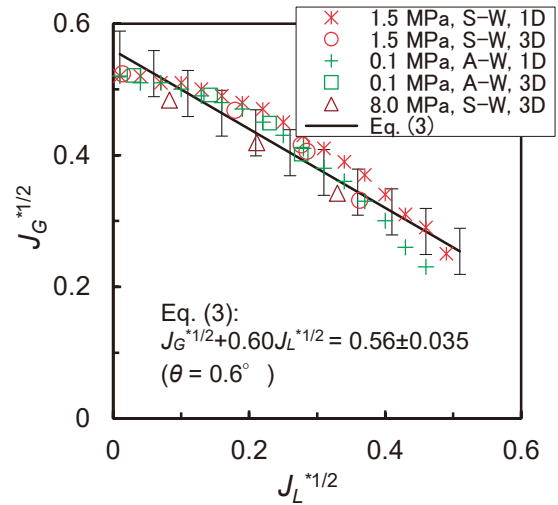
と実規模解析⁽¹³⁾を行った。実験装置に対する計算グリッドを図2の(a)に、実規模 ($D = 0.3 \text{ m}$) に対する流動状態の計算結果を図2の(b)に、CCFL特性の計算値を図2の(c)に示す。



(a) 実験装置に対する計算グリッド



(b) $D = 0.3 \text{ m}$, $J_G = 10 \text{ m/s}$ での流動状態



(c) CCFL特性の計算値 ($D = 0.3 \text{ m}$)

図2 加圧器サージ管に対する気液対向流の計算⁽¹³⁾

Eq. (3): $J_G^{*1/2} + 0.60 J_L^{*1/2} = 0.56 \pm 0.035$
($\theta = 0.6^\circ$)

微傾斜管の長さ L と直径 D の比は $L/D=63$ 、傾斜角は $\theta=0.6^\circ$ である。下部タンク、サージ管、上部タンクをモデル化し、流路断面での計算セル数142で総数128,000、二相流モデルにVOF法を使用し、時間ステップ0.01~0.1 msで過渡計算した。図2(a)に示すように、実験では水平管で下部タンクに空気を供給したが、計算が不安定になる頻度が多いため、計算では空気の流入面積を実験の10倍以上にして低速で流入させた。鉛直管の上端で水の落下が抑制されて J_L を過小に計算するため、図2(a)に示すように鉛直管の壁面から低速で給水して微傾斜管での気液対向流挙動を計算した。また、粘性流モデルに標準 $k-\epsilon$ 乱流モデルを使用すると J_L を過小に計算したことから、層流モデルを使用した。図2(b)に示すように、標準 $k-\epsilon$ では微傾斜管での水位が浅くなった。層流モデルでも、標準 $k-\epsilon$ を使用したホットレグ(図1(a)参照)と同様に、液相の下流端で波が形成され、波は逆流しながら成長して 90° エルボの近傍でロールウェイブになり、傾斜管を吹上げる様相が計算された。気液密度比が計算の安定性に影響し、大気圧の蒸気・水系では計算が不安定で時間ステップを0.01 msオーダーとし、計算が安定化する高圧では0.1 msにした。図2(c)に示すように、CCFL特性の三次元(3D)計算値は一次元(1D)層状流モデルによる計算値とほぼ一致した。気液二相流挙動の評価では不確かさが大きいので、異なる方法やモデルを用いて相互比較を行い、結果の不確かさを評価することが望ましい。

2.3 鉛直管(蒸気発生器の伝熱管)

蒸気発生器の伝熱管は直径が約20 mmの鉛直管であり、高温・高圧でのCCFL特性の測定値があるが、測定の不確かさが大きい。CFD解析⁽¹⁴⁾では、下部タンク、上端がラウンドで下端がシャープエッジの鉛直管、上部タンクをモデル化し、総セル数49,000とし、二相流モデルにVOF法を使用した。計算を安定化するために、気相の流入面積を広くし、流入速度 $J_{G,in}$ を小さくした。また、鉛直管の上端で落下水速度 J_L を過小に計算するため、鉛直管の壁面から給水して下端でのフラッディングを計算した。

蒸気・水の飽和条件で、気相速度 $J_G^{*1/2}=0.6$ における落下水速度 J_L への圧力の影響⁽¹⁶⁾を図3に示す。層流モデルを用いると、 J_L を過大に計算するが、明確な流体物性値の影響は表れていない。 J_L の計算値は、標準 $k-$

ϵ 乱流モデルより $k-\omega$ SSTの方が実験値に近い結果が得られた⁽¹⁴⁾。 $k-\omega$ SSTを用いると、 J_L の計算値は、 $P=7$ MPaでは実験値と一致したが、低圧では過大に評価した。このように、CFD解析は鉛直管における気液対向流での落下水速度を定量的に評価するに至っていない。

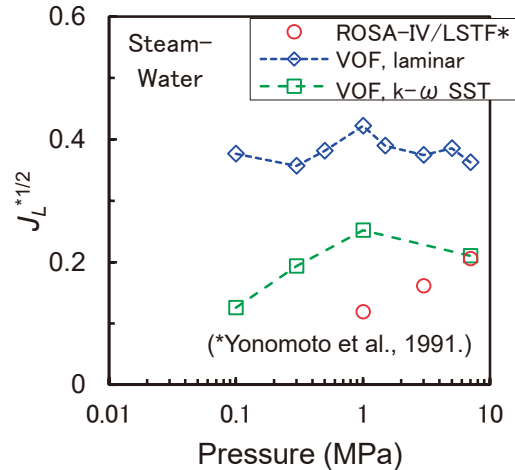


図3 鉛直管下端での落下水速度への圧力の影響⁽¹⁶⁾
(蒸気・水の飽和条件, $J_G^{*1/2}=0.6$)

3. 実験と計算の方法

3.1 実験装置と実験条件

気液対向流の空気・水実験の装置⁽¹⁰⁾を図4に示す。鉛直管の直径は $D=40$ mm、高さは $H=800$ mmであり、上下端は曲率 $R=D/2$ のラウンド形状である。圧縮機からの空気を下部タンクに、ポンプからの給水を上部タンクに供給し、鉛直管内に気液対向流を形成する。落下水体積流束 J_L は下部タンクの水位上昇率で測定され、圧力勾配 dP/dz は高さ640 mmでの差圧を1.0 kHzで50秒間収録した平均値が使用されている。ボイド率 α_G は、閉鎖速度1/30 sの遮断弁を用いた弁締切法で測定され、60回の測定値の平均値が使用されている。

実験では、気相体積流束 J_G を変数として $J_G=1.9\sim 9.5$ m/sの範囲で J_L および dP/dz と α_G が測定された。実験⁽¹⁰⁾での流動状態をtime-strip画像⁽¹⁷⁾で図5に示す。time-strip画像は、350 frame/sで撮影された高速度ビデオ画像から、鉛直管の軸中心部付近の画像を1-pixel幅で抽出して時系列に配置したもので、縦軸が軸方向位置 z を示し横軸が時間 t を示す。低 J_G (≤ 4.8 m/s)では、上端で J_L が制限され、管内にsmooth film (SF) が形成された。 J_G を増加すると、 5.1 m/s $\leq J_G\leq 6.4$ m/sでは下端

でも J_L が制限され、下端から擾乱波が発生する transition (TR) に移行した。 $J_G = 6.7 \text{ m/s}$ では、下端で

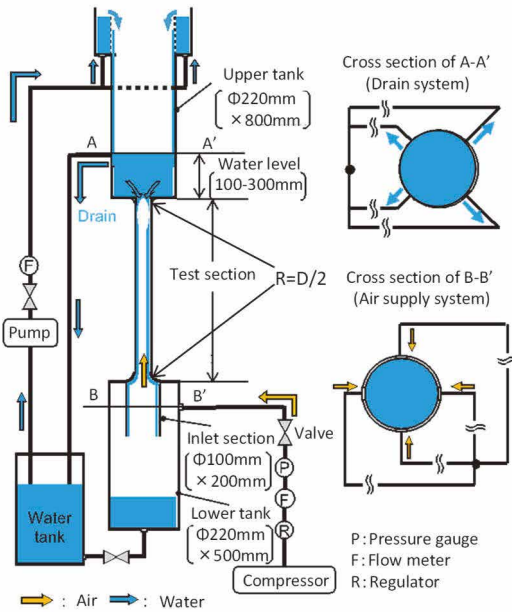


図4 鉛直管内気液対向流の実験装置⁽¹⁰⁾

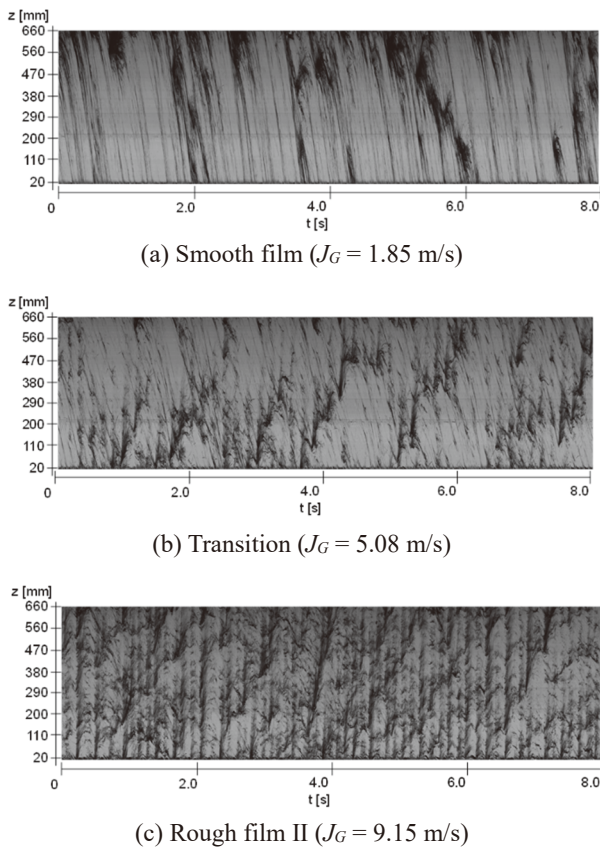


図5 流動状態のtime-strip画像⁽¹⁷⁾

発生した擾乱波が上部タンクに到達し, rough film I (RF-I) になった. さらに J_G を増加すると, $J_G \geq 7.2 \text{ m/s}$ では, 管内で擾乱波が発生するrough film II (RF-II) になった. SF, TR, RF-I, RF-II では, フラッディングが上端, 上端と下端, 下端, 管内で生じている.

CFD解析では, 代表的な流動状態として, $J_G = 3.8 \text{ m/s}$ のSFと $J_G = 6.7 \text{ m/s}$ のRF-Iを計算対象にした.

3.2 計算モデルと計算条件

計算メッシュを図6に示す. 直径 $D = 40 \text{ mm}$ と上下端ラウンド形状の曲率 $R = D/2$ は実験装置と同じであるが, 高さは $1,000 \text{ mm}$ である. 初期の計算メッシュの作成はアンシスジャパンに委託した. 計算負荷を小さくするためにセル数15万以下を目標とし, 156,000であった. 上部タンクで逆流が生じて計算が不安定化したため, 上部タンクの高さを延長しセル数198,000になった (図6 (a)参照). また, 気液界面での数値拡散を抑制するためにメッシュ寸法を小さくし, セル数367,000になった (図6 (b)参照). このため, セル数は図3に示した鉛直管の下端でのフラッディング計算の約7倍になり, 計算負荷が大きくなった.

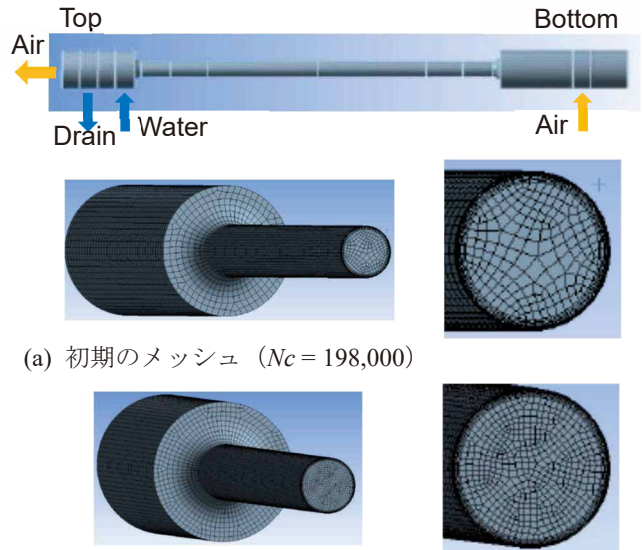


図6 計算メッシュ

計算条件を表1に示す. 流体は, 大気圧で $25 \text{ }^\circ\text{C}$ の空気と水である. 混相流モデルにはvolume of fluid (VOF) 法を使用し, 乱流モデルには図3の計算で J_L の計算値が測定値に最も近い $k-\omega$ SSTを使用した. 過渡計算と

し、計算の安定性により時間ステップを $\Delta t = 0.03 \sim 0.1$ msの範囲で変更した。計算条件は、SFの $J_G = 3.8$ m/sとRF-Iの $J_G = 6.7$ m/sにした。 $J_G = 6.7$ m/sのCase 2では J_L が上端で制限され下端での落下制限を再現できなかったため、Case 3では鉛直管の壁面から給水した。

表1 計算条件

ソフトウェア	アンシスFLUENT 2020 R2			
流体	室温室圧の空気と水			
二相流モデル	Volume of Fluid (VOF)			
乱流モデル	k- ω SST (低レイノルズ [*] 相関式)			
時間	過渡 ($\Delta t = 0.03 \sim 0.1$ ms)			
Case	1	2	3	
入口条件	J_G [m/s]	3.8	6.7	6.7
	流動状態	SF	RF-I	RF-I
	壁面給水	なし	なし	あり
出口条件	圧力一定 ($P_{out} = 0.1$ MPa)			

4. 結果

計算には一般的なデスクトップ計算機を使用し、4コアの並列演算にした。367,000セルのVOF法では計算は負荷が大きく、過渡1秒の計算に約10日を要した。このため、1ケースの計算時間を短くした。液相の落下速度が約0.3 m/sであることから、計算条件を設定もしくは変更してから液相が高さ1.0 mの鉛直管を通過する過渡時間を4秒とし、 J_L および dP/dz と a_G の時間平均値を4 s~6 sでの計算値から求めた。

セル数367,000、時間ステップ $\Delta t = 0.03 \sim 0.1$ msで6秒の計算を実行すると10万回を超える計算になり、計算値の容量が膨大になる。このため、計算結果を事前に計画した物理量に限定し、限られた回数 of 計算値を保存した。本研究では、水平断面平均速度 (J_G と J_L) および dP/dz と a_G のデジタル値の時間変化、および定期的な液相体積率 α_L の等値図と速度ベクトル図を保存した。このため、計算結果から評価できる事項は限定される。

4.1 上端フラッシング

鉛直管の上端で液相の落下が抑制される上端フラッシングにより管内にsmooth film (SF) が形成される $J_G = 3.8$ m/sでの流動状態を液相体積率で図7に示す。

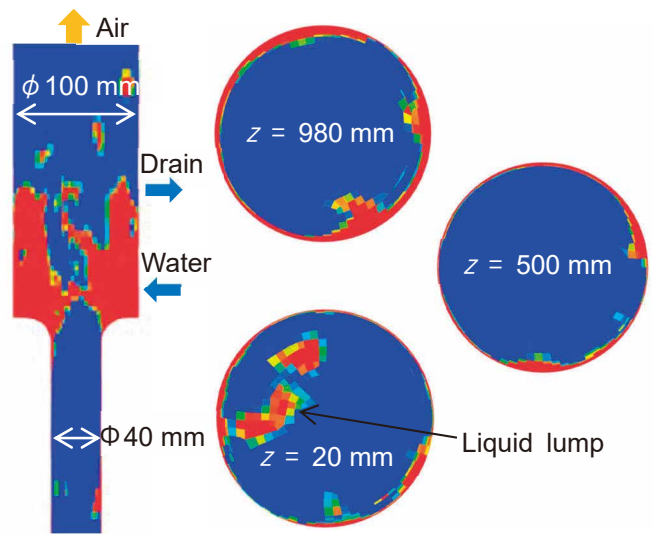


図7 液相体積率の等値図 ($J_G = 3.8$ m/s)

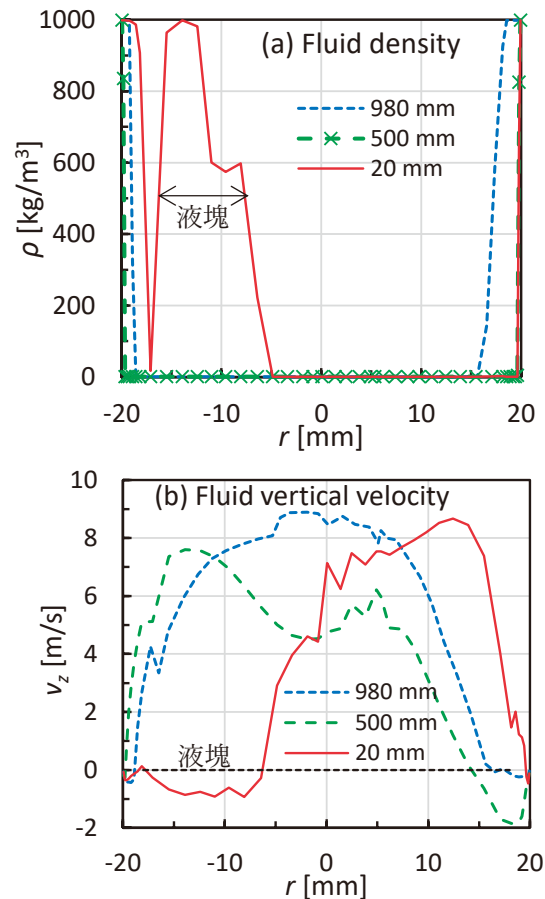


図8 密度と速度の半径方向分布 ($J_G = 3.8$ m/s)

瞬時値による液相体積率の等値図である。鉛直管の下端が $z = 0$ である。管内には薄い液膜が形成され、上端から液相が間歇的に流入するため、上部の $z = 980$ mmでは部分的に厚い液相が存在する。実験では $J_G = 3.8$ m/sで液滴は観察されておらず、 $z = 20$ mmに存在する

液塊は気液界面の数値拡散により形成されている。

流体密度と流体速度の半径方向分布を図8に示す。図8に示すのは、図7と同様に、瞬時値である。液相の密度は 998 kg/m^3 、気相の密度は 1.2 kg/m^3 であり、気相と液相の割合が50%ずつでは約 500 kg/m^3 になる。計算では、気相と液相の速度は同じで、一速度を求める。壁面 ($r = \pm 20 \text{ mm}$) では、約 $1,000 \text{ kg/m}^3$ であり、液膜が存在することを示す。液相の割合が多いと、密度が大きくなり、重力により下降し速度が負になる ($z = 20 \text{ mm}$ での液塊)。

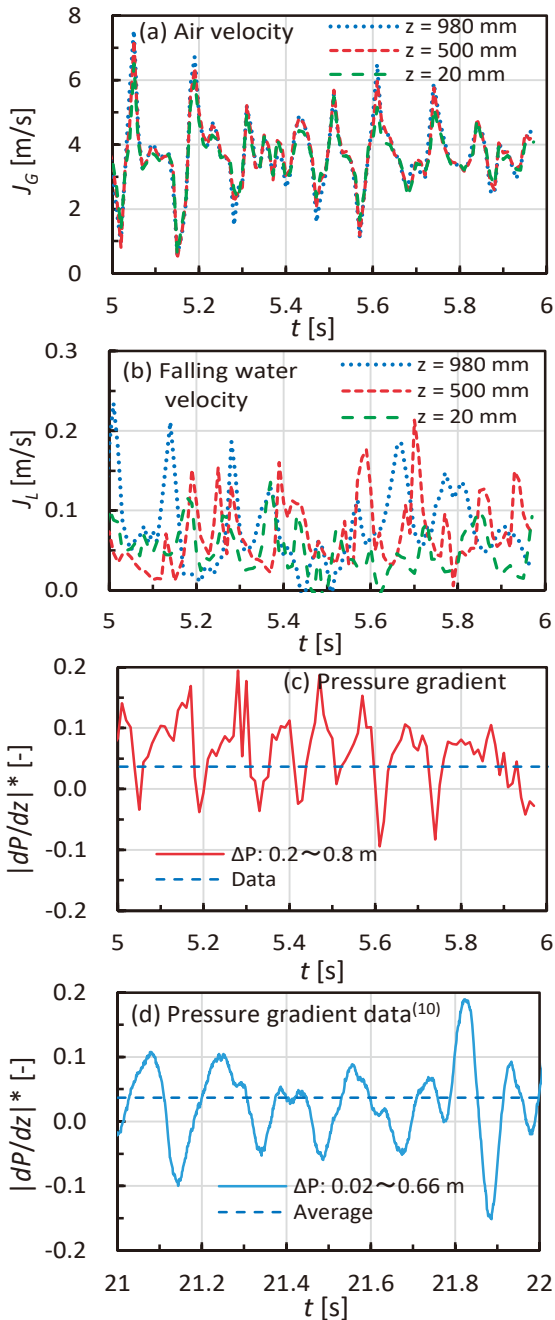


図9 流動特性の時間変化 ($J_G = 3.8 \text{ m/s}$)

流動特性の時間変化を図9に示す。計算は一速度であるが、気相と液相の質量流量を密度で除して J_G と J_L を求めた。気液対向流では、液相が間歇的に落下するため J_L の変動が大きい。図7に示したように上部タンクでの液相が気相の流動抵抗になり、 J_G の変動も大きい。 J_G は、上昇速度が大きいので、高さ方向位置で同位相になっている。液相は、下降速度が小さいため、高さ位置により変動が異なっている。圧力勾配 dP/dz は負であり、図には無次元圧力勾配 $|dP/dz|^* = |dP/dz| / \{(\rho_L - \rho_G)g\}$ を示す。圧力勾配の計算値(c)は、変動の周期と振幅が測定値(d)と比較的よく一致している。

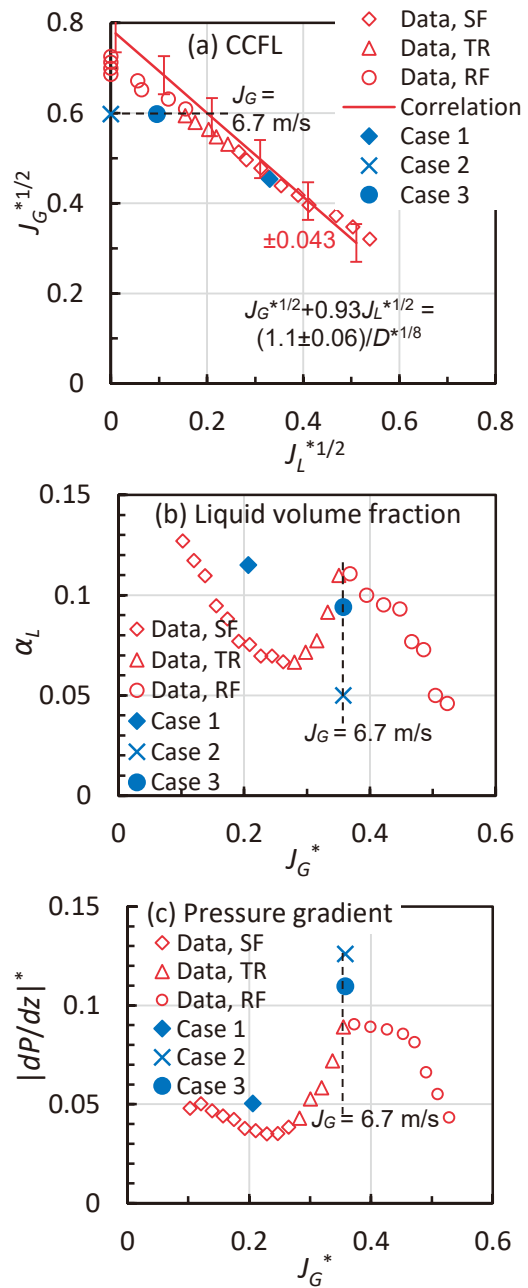


図10 時間平均の流動特性値

4.2 時間平均値

図7~9では、流れ場の特徴を把握するために、瞬時値と時間変動を示した。原子炉の事故解析では、準定常状態での時間平均値に基づく相関式が使用される。時間平均の流動特性値を図10に示す。

上端フラッシングにより管内にSFが形成される $J_G = 3.8 \text{ m/s}$ (Case 1) では、落下水速度 J_L の計算値は測定値⁽¹⁰⁾およびCCFL相関式⁽¹⁸⁾とよく一致した。 $|dP/dz|^*$ の計算値も測定値と比較的よく一致したが、計算では気液界面の数値拡散が大きく α_L を過大に評価した。

下端フラッシングにより管内にRFが形成される $J_G = 6.7 \text{ m/s}$ (Case 2) では、上端で $J_L \approx 0$ になり、 α_L を過小に評価し $|dP/dz|^*$ を過大に評価した。上端での J_L の過小評価対策として鉛直管の壁面から給水したCase 3では、 J_L , α_L , $|dP/dz|^*$ とも測定値に近づいた。Case 3では、実験での下端フラッシングSF-Iではなく管内フラッシングRF-IIになった。実験でSF-Iが観察されたのは $J_G = 6.7 \text{ m/s}$ だけであり、 $J_G \geq 7.2 \text{ m/s}$ ではRF-IIが観察されたことから、 $J_G = 6.7 \text{ m/s}$ でRF-IIとSF-Iの相違は重要でないと判断される。

4.3 管内フラッシング

Case 3 ($J_G = 6.7 \text{ m/s}$) での流動状態を液相体積率で図11に示す。計算では、鉛直管内で液相の落下が抑制

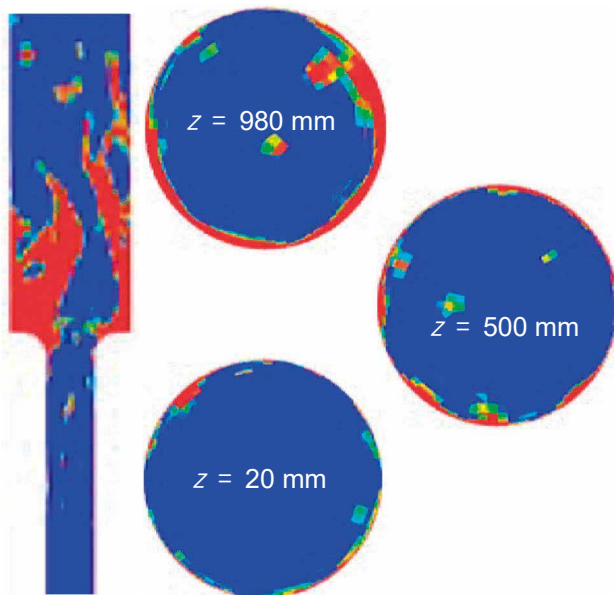


図11 液相体積率の等値図 (Case 3, $J_G = 6.7 \text{ m/s}$)

される管内フラッシングである。上部タンクでの気相コアは、大きく変動するが、鉛直管から上部タンクの上方に連通している。液相の落下は管内で制限されており、液膜厚さの高さ方向の変化は比較的小さい。

$J_G = 6.7 \text{ m/s}$ での流動特性値の時間変化を図12に示す。図11に示したように気相コアが鉛直管から上部タ

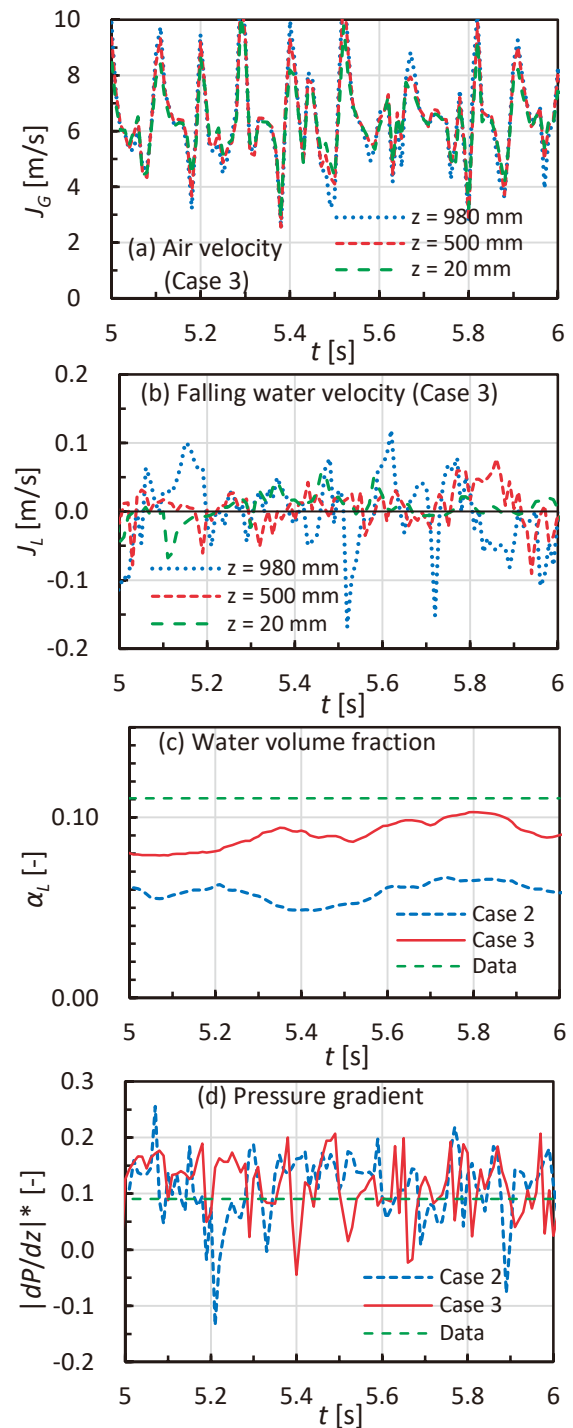


図12 流動特性の時間変化 ($J_G = 6.7 \text{ m/s}$)

ンクの上方に連通しているが、 J_G と $|dP/dz|^*$ の変動の振幅は気相が連通していないCase 1と顕著な相違はない。 $|dP/dz|^*$ と α_L の測定値は時間平均値を示す。 α_L は上部と下部の200 mmを除く高さ600 mmでの鉛直管体積に対する液相体積の割合であり、その変化は緩やかで周期が長い。

4.4 考察

鉛直管内での気液対向流に対するCFD解析における主要な技術課題は、気液界面での数値拡散の抑制と高 J_G における上端での落下水制限の緩和である。

気液界面での数値拡散を抑制できれば、 α_L の予測精度が向上し、流動状態が実験での観察結果に近づくと期待される。しかし、数値拡散の抑制は下端フラッディング発生条件の予測精度の向上に繋がらないと判断される。

下端フラッディングの発生を予測できない主要因は、高 J_G で上端での落下水量が急激に減少して下部に十分な液相が供給されないことによる。実験では、上端がシャープエッジで落下水量が抑制されると、下端フラッディングが生じにくくなる⁽⁸⁾。このため、本解析では上端をラウンド形状にしたが、高 J_G で落下水量を過小に計算した。この改善策が見当たらないことから、本解析では、Case 3で鉛直管の壁面から給水して管内フラッディングを計算した。管内フラッディングでは、下端フラッディングより波高が低い擾乱波が高頻度で発生するが、 α_L や dP/dz などの流動特性は下端フラッディングと顕著な相違はない。

5. まとめ

本報告では、鉛直管内での気液対向流に対するCFD解析の適用性を評価するために、直径40 mmで上下端がラウンドの鉛直管を用いた空気と水での気液対向流実験⁽¹⁰⁾を対象とし、CFDコードFLUENTを用いて流動特性を計算し、落下水体積流束 J_L (CCFL特性) および圧力勾配 dP/dz と液相体積率 α_L の計算値を測定値と比較評価した。

鉛直管の上端で液相の落下が抑制される上端フラッディングにより管内にsmooth film (SF) が形成される気相体積流束 $J_G = 3.8$ m/sに対するCFD解析では、 J_L の計算値は測定値とよく一致し、 dP/dz の計算値は測定値と比較的によく一致したが、気液界面の数値拡散が

大きく α_L を過大に評価した。

鉛直管の下端もしくは管内で液相の落下が抑制され管内にrough film (RF) が形成される $J_G = 6.7$ m/sに対するCFD解析では、上端で $J_L \approx 0$ になり、計算でRFを再現できなかった。上端での $J_L \approx 0$ の影響を回避するために鉛直管内に給水して計算すると、 J_L および dP/dz と α_L の計算値が測定値と比較的によく一致した。

以上より現状では、CFD解析により鉛直管内での気液対向流の流動特性を定量評価するのは難しく、気液界面での数値拡散の抑制と高 J_G での上端での落下水制限の緩和が重要であることを確認した。

謝辞

アンシスジャパン株式会社の喬 向宇 氏に、本報告で使用した初期の計算メッシュを作成していただいた。また、FLUENTの使用法について貴重な意見をいただいた。ここに謝意を表する。

記号

D	直径 (m)
D^*	無次元直径 (-)
dP/dz	圧力勾配 (Pa/m)
f_i	界面摩擦係数 (-)
f_w	壁面摩擦係数 (-)
g	重力加速度 (m/s ²)
J	体積流束 (m/s)
J^*	Wallis パラメータ (-)
L	長さ (m)
Nc	セル数 (-)
P	圧力 (Pa)
r	半径 (m)
t	時間 (s)
z	鉛直方向座標 (m)

ギリシャ文字

α_G	ボイド率 (-)
α_L	液相体積率 (-)
δ	液膜厚さ (m)

θ	傾斜角 (°)
ρ	密度 (kg/m ³)

添字

G	気相
L	液相
*	無次元量

文献

- (1) Wallis, G. B., One-Dimensional Two-Phase Flow, pp. 320-345, McGraw-Hill, New York (1969).
- (2) Bankoff, S. G., Lee, S. C., A Critical Review of the Flooding Literature, NUREG/CR-3060, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C. (1983).
- (3) Xhu, X, Wang, Z., Xu, C., Wang, N., Experimental Investigations and Numerical Studies of Countercurrent Flow Limitation in a Pressurized Water Reactor: A Review, *Energies*, Vol. 16, 1487, 43 pages (2023).
- (4) Bharathan, D., Wallis, G. B. and Richter, H. J., Air-Water Countercurrent Annular Flow in Vertical Tubes, EPRI NP-786, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California (1978).
- (5) Bharathan, D., Wallis, G. B., Air-Water Countercurrent Annular Flow, *Int. J. Multiphase Flow*, Vol. 9(4), pp. 349-366 (1983).
- (6) Goda, R., Hayashi, K., Murase, M., Hosokawa, S., Tomiyama, A., Experimental Study on Interfacial and Wall Friction Factors under Counter-Current Flow Limitation in Vertical Pipes with Sharp-Edged Lower Ends, *Nuclear Eng. Design*, Vol. 353, 110223, 11 pages (2019).
- (7) Goda, R., Kurimoto, R., Hayashi, K., Murase, M., and Tomiyama, A., Effect of Fluid Properties on Interfacial and Wall Friction Factors under Counter-Current Flow Limitation in a Vertical Pipe with Sharp-Edged Lower End, *Nuclear Eng. Design*, Vol. 373, 111020, 10 pages (2021).
- (8) Takaki, T., Goda, R., Hayashi, K., Murase, M. and Tomiyama, A., Flow Characteristics in Vertical Circular Pipes with the Square Top End under Flooding Conditions, *Nuclear Eng. Design*, Vol. 371, 110951, 9 pages (2021).
- (9) Takaki, T., Murase, M., Hayashi, K. and Tomiyama, A., Void Fraction and Interfacial Friction in Vertical Circular Pipes with the Square Top End under Flooding Conditions, *Nuclear Technology*, Vol. 208(3), pp. 503-519 (2022).
- (10) 高木俊弥, 山下誠希, 栗本遼, 林公祐, 村瀬道雄, 富山明男, フラッディング条件における鉛直管での壁面摩擦係数とボイド率, *混相流*, Vol. 36(4), pp. 440-451 (2022).
- (11) Höhne, T., Deendarlianto, Lucas, D., Numerical Simulations of Counter-Current Two-Phase Flow Experiments in a PWR Hot Leg Model Using an Interfacial Area Density Model, *Int. J. Heat Fluid Flow*, Vol. 32, pp. 1047-1056 (2011).
- (12) Murase, M., Tomiyama, A., Lucas, D., Kinoshita, I., Utanohara, Y., Yanagi, C., Correlation for Countercurrent Flow Limitation in a PWR Hot Leg, *J. Nuclear Science Technology*, Vol. 49, pp. 398-407 (2012).
- (13) Murase, M., Utanohara, Y., Kusunoki, T., Yamamoto, Y., Lucas, D., Tomiyama, A., Prediction of Countercurrent Flow Limitation and Its Uncertainty in Horizontal and Slightly Inclined Pipes, *Nuclear Technology*, Vol. 197(2), pp. 140-157 (2017).
- (14) 楠木貴世志, 村瀬道雄, 高田孝, 富山明男, 蒸気発生器U字管下部を模擬した鉛直管下端での気液対向流制限の数値シミュレーション, *混相流*, Vol. 28(3), pp. 345-354 (2014).
- (15) 村瀬道雄, 柳千裕, 歌野原陽一, 高田孝, 山口彰, 富山明男, 停滞水下4×4ロッドバンドル空気・水実験でのボイド率の数値計算, *混相流*, Vol. 28(1), pp. 55-61 (2014).
- (16) 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, *INSS Journal*, Vol. 24, C-3 (2017).
- (17) 高木俊弥, 村瀬道雄, 山下誠希, 栗本遼, 林公祐, 富山明男, フラッディング条件での鉛直管内流動特性への液粘性の影響 *INSS Journal*, Vol. 30 (2023).
- (18) 佐野直樹, 合田頼人, 林公祐, 村瀬道雄, 富山明男, 鉛直管内でのフラッディング状態における管内流動特性, *混相流*, Vol. 35(4), pp. 533-542 (2021).

自然対流における飽和蒸気と空気の混合気体からの壁面凝縮

Wall Condensation from Saturated Steam-Air Mixture in Natural Convection

村瀬 道雄 (Michio Murase)^{*1}

高木 俊弥 (Toshiya Takaki)^{*1}

鈴木 智教 (Tomonori Suzuki)^{*2}

歌野原 陽一 (Yoichi Utanohara)^{*3}

要約 本研究の目的は、原子炉の事故時における格納容器 (CV) 内での熱流体挙動を数値流体力学 (CFD) コードを用いて粗い計算セルで計算する際に、乱流層からバルクの広い範囲で適用できる凝縮熱流束 q_c の相関式を提供することである。これまでに、蒸気と空気の混合気体の強制対流を対象として、局所的に定義したレイノルズ数 Re_y とシャーウッド数 $Sh_y(Re_y)$ を用いることにより、従来の q_c の相関式を乱流層からバルクに適用できることを確認した。しかし、事故時における CV 内での流動は主に自然対流である。そこで、本報告では、強制対流に対する $Sh_y(Re_y)$ をグラスホフ数 Gr と $Sh(Gr)$ に変更して自然対流に対する q_c の相関式を求め、従来の自然対流凝縮データと比較した。その結果、求めた q_c の相関式は従来データの最小値とよく一致した。乱流層で壁面からの距離 y を減少すると、蒸気濃度が低下するため求めた q_c の相関式による計算値 $q_{c,cal}$ は減少する。そこで、 q_c の相関式を乱流層に適用するための修正式を求めた。

キーワード 格納容器, 平板, 自然対流, 飽和蒸気, 壁面凝縮

Abstract The final objective of our studies is to present a correlation for the condensation heat flux q_c , which can be applied to the wide region from the turbulent boundary layer to the bulk and can be used for coarse computation cells in CFD (computational fluid dynamics) analysis for thermal-hydraulic behavior in the containment vessel (CV) of nuclear reactors during accident conditions. Previously, we confirmed that existing q_c correlations for forced convection flows of steam and air mixtures could be used from the turbulent boundary layer to the bulk by using a locally defined correlation for the Sherwood number $Sh(Re_y)$, where Re_y is the Reynolds number. However, flow fields are mainly due to natural convection in the CV during accident conditions. In this study, therefore, we obtained a q_c correlation for natural convection flows by changing the $Sh(Re_y)$ correlation to the $Sh(Gr)$ correlation, where Gr is the Grashof number. We compared results computed using this q_c correlation for natural convection with existing experimental data. The q_c correlation provided results that agreed with most of the minimum values among the existing q_c data. When decreasing the distance y from the wall in the turbulent boundary layer, the $q_{c,cal}$ value computed with the q_c correlation decreased due to the decrease in steam concentration. Therefore, we derived a correction for y to allow application of the q_c correlation to the turbulent boundary layer.

Keywords containment vessel, flat plate, natural convection, saturated steam, wall condensation

1. はじめに

原子炉の安全設備の設計では、配管破断による冷却材喪失事故 (LOCA) などの設計基準事故を想定し、安全設備の性能評価が行われる。LOCA 時には、原子炉から高温の冷却材が格納容器 (CV) に流出し、蒸気が構造物表面で凝縮する。本研究は、原子炉事故時の CV 内構造物への凝縮伝熱に係わり、数値流体力学 (CFD) コードで使用する凝縮伝熱の相関式を提供することを目的とする。

非凝縮性気体 (空気もしくは窒素ガス) が存在する条件での凝縮伝熱について多くの研究が行われ、多くの凝縮伝

熱相関式が提案されている⁽¹⁻⁴⁾。原子炉の安全解析では、一領域モデルや複数区画の構造モデルで事故時における CV 内での熱流体挙動が評価されるが、密閉容器での自然対流凝縮実験に基づく伝熱相関式が用いられる。Corradini⁽⁵⁾は強制対流と自然対流での凝縮熱伝達率 h_c に対する無次元相関式を導出して従来データと比較し、Dehbi⁽⁶⁾は凝縮面での蒸気の濃度勾配に基づく凝縮熱流束 q_c の無次元式を作成して測定値から係数を求めた。しかし、Corradini と Dehbi による自然対流凝縮に対する相関式での計算値には大きな相違がある。

福島第一原子力発電所での事故以降、CFD コードを使

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現 MHI NS エンジニアリング

*3 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現 公立小松大学

用した実験解析⁽⁷⁻⁹⁾や凝縮伝熱モデルの改良⁽⁹⁻¹¹⁾が行なわれている。実験解析では粘性底層での蒸気の質量分率の勾配に基づく q_c の相関式が使用されるが、凝縮面に接する計算セルの幅を0.1 mmオーダーにする必要がある。また、CFD解析では壁面に接する計算セルでの物理量を用いて境界条件を与えるのが現実的である。したがって、本研究の目標は、凝縮面に接する計算セルを乱流境界層からバルクに設定し、この計算セルでの物理量を用いて q_c を求める相関式を提供することである。 q_c の相関式の乱流境界層への適用性を評価するには凝縮面からの距離 y に対する温度や蒸気濃度の分布が必要になるが、 y 方向分布の測定例は非常に少ない。Legay-Desesquelles and Prunet-Foch⁽¹²⁾およびKang and Kim⁽¹³⁾は、水平板上での蒸気と空気の混合気体の強制対流凝縮で y 方向温度分布を測定したが、後者は層流条件のみである。

著者らは、CFDを用いた凝縮伝熱解析の検証データの提供を主目的として、直径49.5 mmの伝熱管を用いて飽和蒸気と空気の混合気体の半径方向と流れ方向の温度分布を測定した⁽¹⁴⁾。また、従来の q_c の相関式^(15,16)において、バルクでの速度と代表長さで定義されたシャーウッド数 Sh を局所位置 y で定義した $Sh(y)$ に変更することにより、乱流境界層からバルクの広い範囲に適用できることを明らかにした⁽¹⁷⁾。平板に対しては、 Sh の相関式が円管と異なるため、Legay-Desesquelles and Prunet-Foch⁽¹²⁾による乱流条件での温度分布の測定値を用いて $Sh(y)$ の関数形を求めた⁽¹⁸⁾。これらの $Sh(y)$ の相関式は、CFDコードを用いた数値計算に適用できるが、強制対流凝縮に対する式である。一方、事故時におけるCV内での流動は主として自然対流である。Kelmら^(10,19)は、強制対流と自然対流との共存場における実験とCFD解析を行っているが、第三者が活用できる形で結果を公表していない。

本報告では、CFDコードを用いた数値計算において凝縮面に接する計算セルでの物理量を使用して q_c を求めて境界条件を与えるための相関式を対象にした。強制対流に対する q_c の相関式⁽¹⁸⁾において Sh の相関式(レイノルズ数 Re の関数)を自然対流の相関式(グラフホフ数 Gr の関数)に変更して自然対流に対する q_c の相関式を作成した。作成した q_c の相関式をDehbi⁽⁶⁾による自然対流に対する q_c の相関式と比較評価し、Tagami⁽²⁰⁾とFujiiら⁽²¹⁾による密閉容器での自然対流凝縮実験データを用いて検証した。

2. 凝縮伝熱の相関式

2.1 従来 of 相関式

従来研究による強制対流凝縮に対する相関式を表1に示す。多くの相関式が提案されており⁽¹⁻⁴⁾、本研究で比較評価に用いた相関式を表示した。強制対流凝縮には、Arakiら⁽¹⁵⁾による熱輸送と物質輸送の相似則に基づく相関式(2)とLiao and Vierow⁽¹⁶⁾による拡散層モデルに基づく相関式(3)~(6)を使用した。元の相関式はバルクと凝縮面の間で定義されているため、CFD解析で壁面に接する計算セルに適用できるように、式(2)と(3)では代表長さを伝熱面長さ L から壁面からの距離 y に変更し、シャーウッド数 Sh_y の代表長さ y を用いた相関式(7)を使用した。

従来研究による自然対流凝縮に対する相関式を表2に示す。自然対流では、Uchidaら⁽²²⁾やTagami⁽²⁰⁾による有次元の実験式(9)と(10)が使用されている。実験式(9)と(10)は、 h_c の測定値に対するフィット式であり、de la Rosaら⁽²⁾から引用した。自然対流凝縮に対する無次元相関式は比較的少ない。Corradini⁽⁵⁾は、速度と温度の分布関数および相似則を用いて、自然対流凝縮での q_c の相関式(12)および強制対流凝縮での q_c の相関式を導出した。Corradiniは、速度2 m/sを仮定した h_c の計算値がUchidaら⁽²²⁾とTagami⁽²⁰⁾による測定値にほぼ一致したとしている。自然対流凝縮の相関式(12)による計算値はTagamiによる測定値の約1/2と小さい。Dehbi⁽⁶⁾は、6種類の実験データを用いて係数1.33を求めて無次元式(14)を提案した。係数1.33の決定にUchidaらによる測定値は使用され、相対的に h_c が小さいTagamiによる測定値は使用されていない。Dehbiら⁽⁷⁾は、速度を変数にしたCFD解析を行い、Uchidaらによる h_c の測定値は速度1 m/sでの計算値に一致し、Tagamiによる h_c の測定値は速度0.1 m/sでの計算値に一致したとしている。

凝縮伝熱では、伝熱壁内の小さい温度差で q_c を測定する、小さい気体温度の相違が蒸気分圧と気相エンタルピーに大きく影響する、などにより q_c の測定値と相関式の不確かさが大きい。Arakiら⁽¹⁵⁾による相関式の h_c の測定値に対する標準偏差は $s = 34\%$ 、Liao and Vierow⁽¹⁶⁾による相関式は $s = 12 \sim 31\%$ 、Dehbi⁽⁶⁾による式(14)の不確かさ(2 s)は $\pm 30\%$ である。

表1 強制対流凝縮に対する従来の相関式

Araki et al. ^{(15)*}	
$h_c = \frac{q_c}{T - T_w}$	(1)
$q_c = D \frac{P M_s}{R T} \frac{Sh_y}{y} h_{fg} \ln \left(\frac{1 - W_{s,w}}{1 - W_s} \right)$	(2)
Liao and Vierow ^{(16)*}	
$h_c = \lambda_c \frac{Sh_y}{y}$	(3)
$\lambda_c = D \frac{\phi_2}{\phi_1} \frac{P M_s M_a}{R^2 T^3} h_{fg} h'_{fg}$	(4)
$\frac{1}{\phi_1} = \frac{X_{s,m}}{X_{a,w}} \theta_B, \phi_2 = \frac{M_{m,m}^2}{M_{m,b} M_{m,w}}$	(5)
$\theta_B = \frac{\ln(1+B)}{B}$	(6)
Murase et al. ⁽¹⁸⁾	
$Sh_y = 0.023 Re_y^{\frac{3}{4}} Sc^{\frac{1}{3}}$	(7)
$Re_y = \frac{u_y y}{\nu}$	(8)

*村瀬ら⁽¹⁸⁾により Sh/L を Sh_y/y に変更.

$B[-]$ はサクシオンパラメータ, $D[m^2/s]$ は拡散係数, $h_g[kJ/kg]$ は凝縮潜熱, $h'_g = h_g + cp(T_b - T_w)[kJ/kg]$ ($cp[kJ/kgK]$ は比熱), $M[kg/kmol]$ は分子量, $P[Pa]$ は圧力, $R[kJ/kmolK]$ は一般ガス定数, $Re[-]$ はレイノルズ数, $Sc[-]$ はシュミット数, $Sh[-]$ はシャーウッド数, $T[K]$ は温度, $u[m/s]$ は速度, $W[-]$ はモル分率, $X[-]$ は質量分率, $y[m]$ は壁面からの距離, $\theta_B[-]$ はサクシオン係数, $\lambda_c[kW/mK]$ は凝縮熱伝導率, $\nu[m^2/s]$ は動粘性係数, $\rho[kg/m^3]$ は密度.

添字: a は空気, b はバルク, m は平均もしくは混合気体, s は蒸気, w は壁面, y は壁面からの距離.

2.2 自然対流凝縮の相関式

本研究で使用する凝縮伝熱の相関式には, 従来研究による相関式を活用する. これは, 作成した相関式を検証できるデータが少ないことによる. ここでは, 強制対流凝縮に対する相関式(2)もしくは(3)を用いるが, これらに限定する必要はない. 式(2)もしくは(3)において, 強制対流凝縮に対する Sh_y/y を自然対流凝縮に対する Sh_L/L に変更すると, 式(16)と(17)が得られる.

表2 自然対流凝縮に対する従来の相関式

Uchida et al. ^{(22)*}	
$h_c = 380 \left(\frac{X_{s,b}}{X_{a,b}} \right)^{0.7} \left[\frac{W}{m^2K} \right]$	(9)
Tagami ^{(20)*}	
$h_c = 11.4 + 284 \left(\frac{W_{s,b}}{W_{a,b}} \right) \left[\frac{W}{m^2K} \right]$	(10)
Corradini ⁽⁵⁾	
$h_c = \frac{q_c}{T_b - T_w}$	(11)
$q_c = k(\rho_{s,b} - \rho_{s,w}) h'_{fg} \theta_B$	(12)
$k = 0.0188 Re_L^{\frac{3}{4}} Sc^{\frac{1}{3}} \frac{D}{\delta_L}$	(13)
$Re_L = \frac{\Gamma_L \delta_L}{\nu}$	
$\Gamma_L = \frac{1.185 Gr_L^{1/2} \nu}{(1 + 0.494 Pr^{2/3})^{1/2} L}$	
$\delta_L = \frac{0.565 L}{Gr_L^{0.1} Pr^{8/15} (1 + 0.494 Pr^{2/3})^{0.1}}$	

Dehbi⁽⁶⁾

$$q_c = 1.33 D \frac{\rho_w + \rho_b}{2} \frac{Sh}{L} h_{fg} \ln \left(\frac{1 - X_{s,w}}{1 - X_{s,b}} \right) \quad (14)$$

$$\frac{Sh}{L} = 0.13 \left\{ \rho g \frac{\rho_w - \rho_b}{\mu^2} Sc \right\}^{1/3} \quad (15)$$

*de la Rosa et al.⁽²⁾より.

記号と添字: 表1を参照.

$Gr[-]$ はグラスホフ数, $L[m]$ は伝熱面長さ, $Pr[-]$ はプラントル数, $\mu[Pa\cdot s]$ は粘性係数.

添字: L は長さ.

$$q_c = D \frac{P M_s}{R T} \frac{Sh_L}{L} h_{fg} \ln \left(\frac{1 - W_{s,w}}{1 - W_s} \right) \quad (16)$$

$$h_c = \lambda_c \frac{Sh_L}{L} \quad (17)$$

式(16)と(17)における Sh_L/L には, Dehbi⁽⁶⁾と同様に表2の式(15)を使用する. また, 式(17)の λ_c には表1の式(4)を使用する.

表3 式(16)と(17)の比較に使用する測定値

Reference	Convection	L or x [m]	P [MPa]	$u_{b,in}$ [m/s]	$X_{s,b}$ [-]	T_b [°C]	$T_b - T_w$ [°C]	q_c [kW/m ²]
Tagami ⁽²⁰⁾	Natural	$L = 0.3$	0.15~ 0.37	0	0.13~ 0.51	70~ 125	21~ 76	1.6~ 35
Legay-Desesquelles and Prunet-Foch ⁽¹²⁾	Forced	$x = 2.8$	0.1	5.35	0.45	85	5.1 20.9	4.8 13.3
Fujii et al. ⁽²¹⁾	Natural	$L = 0.67$	0.34 0.15	0	0.52 0.97	122 110	13.5 2.0	6.8 9.1

x [m]は入口からの距離, u [m/s]は速度. 添字: in は入口.

式(15)では, 乱流自然対流伝熱に対する相関式 $Nu = 0.13(GrPr)^{1/3}$ と相似則を使用している. 式(16)と(17)では, 伝熱面長さ L は消失し, 壁面からの距離 y も含まない. 式(16)において状態方程式 $P_s M_s / RT = \rho_s$ を使用すると, 式(16)は式(14)と類似していることが分かる.

2.3 相関式の検証方法

相関式(16)と(17)の妥当性の確認に使用した実験の条件を表3に示す. 比較評価に使用できる測定値は少ない. Tagami⁽²⁰⁾による実験は, 式(10)の作成に使用されたデータであり, 蒸気供給の影響が小さいとされている⁽⁷⁾. そこで, 式(16)と(17)をバルクと壁面の間に適用する場合の h_c を Tagami による h_c の測定値と比較した. 凝縮面の高さは $L = 0.3$ m で, $Gr_L = 0.16 \sim 4.2 \times 10^9$ であり遷移域から乱流の範囲である. Tagami による h_c の測定値は Corradini⁽⁵⁾から引用した.

相関式(16)と(17)の主目的は乱流境界層からバルクの広い範囲で使用することにある. したがって, これらの式の妥当性を確認するには乱流境界層からバルクでの温度分布が必要であるが, 壁面に垂直方向の温度分布データは少ない. そこで, 従来の相関式との相対関係により式(16)と(17)の妥当性を検討した. この比較には, 強制対流凝縮に対する Legay-Desesquelles and Prunet-Foch⁽¹²⁾による温度分布の測定値を使用した. 彼らの実験では, 水平矩形ダクトの底が凝縮面で蒸気と空気の混合気体を使用された. 大気圧条件で速度と温度を一定にして壁面温度が変更された. 入口速度は 5.35 m/s, 測定位置は $x = 2.8$ m, レイノルズ数は $Re_x = 7.3 \times 10^5$ である. q_c は測定されておらず, 表3の q_c は二次元解析による計算値である.

相関式(16)と(17)の乱流境界層からバルクへの適用性について, 自然対流凝縮に対する Fujii ら⁽²¹⁾による温度分布の測定値を使用して評価位置 y の影響について検討した.

Fujii らの実験では, 直径 0.2 m で高さ 1.2 m の円筒容器の底部にプールを設けて加熱器で蒸気を発生し, 円筒容器の中部から上部に扇状の外周プールを設け容器の内面で凝縮させた. 外周プールは大気開放で, プール水深は 0.67 m である. q_c は加熱器の加熱量から放熱量を減算して求められた. 温度分布が公開されている2ケースを使用した.

3. 相関式と測定値の比較

3.1 自然対流での凝縮熱伝達率

自然対流凝縮での熱伝達率 h_c の計算値 $h_{c,cal}$ と測定値 $h_{c,exp}$ の比較を図1に示す. 測定値には, 蒸気供給流れの影響が小さいとされている Tagami⁽²⁰⁾のデータを Corradini⁽⁵⁾から引用して使用した. Araki ら⁽¹⁵⁾と Liao and Vierow⁽¹⁶⁾による相関式(2)と(4)では, 凝縮面に向かう蒸気質量流束を拡散層で積分し, h_c を対数平均濃度の関数で表しており, 相関式(16)と(17)に反映されている. Corradini⁽⁵⁾による相関式(12)と Dehbi⁽⁶⁾による相関式(14)では, 拡散層での積分を実施せず, サクシオン係数 θ_B を用いて補正している.

相関式(12)は導出過程が他の相関式と異なり, 計算値 $h_{c,cal}$ は測定値 $h_{c,exp}$ の 60% と小さい. その他の相関式の導出過程は類似しているが, 相関式(14)では実験定数 1.33 を使用している. 相関式(14)による $h_{c,cal}$ は $h_{c,exp}$ の 1.33 倍で標準偏差 s の 2 倍は 0.15 であり, 実験定数 1.33 を 1.0 にすれば $h_{c,cal}$ は $h_{c,exp}$ とほぼ一致する.

Araki ら⁽¹⁵⁾の相似則に基づく相関式を元に作成した式(16)による $h_{c,cal}$ は, $h_{c,exp}$ の 0.97 倍で $2s = 0.13$ になった. つまり, 式(14)の係数 1.33 を 1.0 にすると, 式(16)とほぼ一致する. Liao and Vierow⁽¹⁶⁾の拡散層モデルに基づく相関式を元に作成した式(17)による $h_{c,cal}$ は, $h_{c,exp}$ の 1.11 倍で $2s = 0.11$ になった. なお, 実験式(10)での計算値は, 式(17)による $h_{c,cal}$ とほぼ一致し, $h_{c,exp}$ より若干大きくなった.

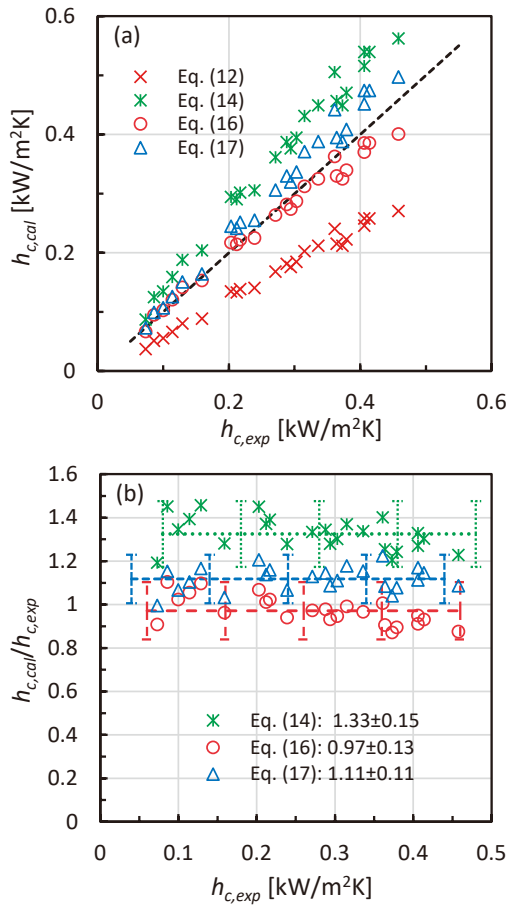


図1 Tagami⁽²⁰⁾による測定値 $h_{c,exp}$ と計算値 $h_{c,cal}$ の比較

従来研究による h_c の相関式の不確かさは 20~30% であり^(6,15,16), 本研究では相関式の不確かさ 20~30% 以下を目標としている. 作成した式(16)と(17) による $h_{c,cal}$ は, 蒸気供給流れの影響が小さいとされている Tagami による $h_{c,exp}$ と比較的良好に一致したことから, 式(16)と(17)は適切と判断される.

3.2 強制対流凝縮と自然対流凝縮の関係

相関式(16)と(17)の主な目的は乱流境界層からバルクの広い範囲で使用することであり, 相関式の乱流境界層への適用性を確認する必要がある. 確認に必要となる壁面からの距離 y に対する温度分布データは少ないため, ここでは強制対流凝縮に対する Legay-Desesquelles and Prunet-Foch⁽¹²⁾による温度分布の測定値を使用して局所での q_c の評価値と y の関係について検討した. q_c は測定されておらず, 二次元解析による計算値 $q_{c,cal}$ が評価に使用されている. なお, $q_{c,cal}$ は式(2)による計算値とよく一致する.

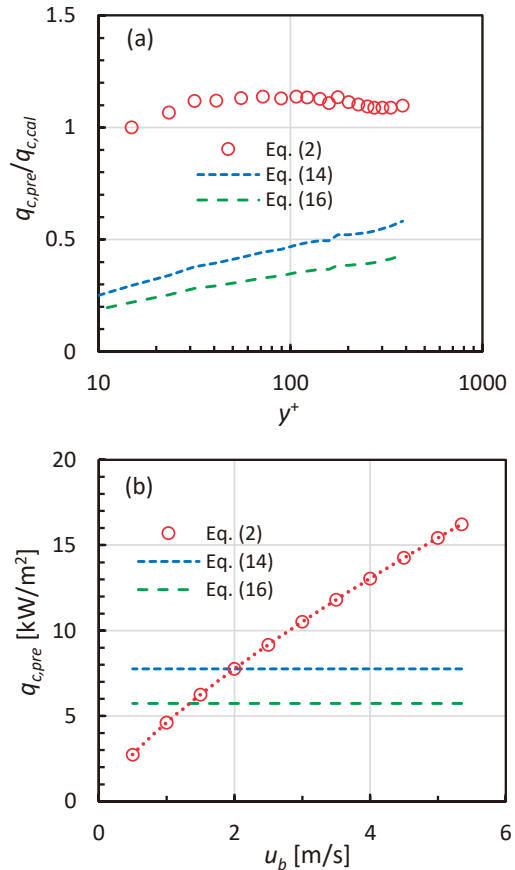


図2 Legay-Desesquelles and Prunet-Foch⁽¹²⁾による計算値 $q_{c,cal}$ と予測値 $q_{c,pre}$ の比較

バルクと壁面の温度差 $T_b - T_w = 20.9^\circ\text{C}$, $q_{c,cal} = 13.3 \text{ kW/m}^2$ に対する熱流束の予測値 $q_{c,pre}$ を図2に示す. 図2(a)の横軸の無次元距離 y^+ は次式で定義される.

$$y^+ = \frac{u_\tau y}{\nu}, u_\tau = \left(\frac{\tau_w}{\rho}\right)^{0.5} \quad (18)$$

u_τ は摩擦速度, τ_w は壁面摩擦応力である. 相関式(2)による $q_{c,pre}$ は, 乱流境界層 ($y^+ > 30$) でほぼ一定であり $q_{c,cal}$ の 1.11 倍である. つまり, 強制対流凝縮に対する相関式(2)は乱流境界層からバルクの広い範囲に適用できる. 一方, 相関式(14)と(16)では, y^+ の増加に伴って蒸気の質量分率 X_s とモル分率 W_s が増加するため $q_{c,pre}$ が増加する. 式(14)および(16)ともに乱流境界層 ($y^+ > 50$) では $q_{c,pre}$ の値はバルクでの値の 73% 以上である. 式(14)による $q_{c,pre}$ の値は式(17)による $q_{c,pre}$ の値の 1.35 倍であり, 図1に示した結果と同じである.

相関式(2)のバルク速度 u_b 依存性を図2(b)に示す. 強制対流凝縮に対する相関式(2)では, u_b の低下に伴って $q_{c,pre}$

の値が小さくなり、 $u_b < 2.0$ m/s で相関式(14)による $q_{c,pre}$ の値より小さくなり、 $u_b < 1.3$ m/s で相関式(16)による $q_{c,pre}$ の値より小さくなった。つまり、図 2(b)の結果は、強制対流凝縮で u_b が小さくなると、自然対流凝縮に移行することを示唆する。

図示しないが、 $T_b - T_w = 5.1$ °C、 $q_{c,cal} = 4.8$ kW/m² に対する予測値 $q_{c,pre}$ は、図 2 に示した結果と同様である。相関式(2)による $q_{c,pre}$ は、乱流境界層 ($y^+ > 30$) で $q_{c,cal}$ の 1.12 倍ではほぼ一定であり、相関式(14)と(16)では、 y^+ の増加に伴って $q_{c,pre}$ が増加する。式(14)および(16)ともに乱流境界層 ($y^+ > 50$) では $q_{c,pre}$ の値はバルクでの値の 67% 以上であり、式(14)による $q_{c,pre}$ の値は式(16)による $q_{c,pre}$ の値の 1.34 倍になった。相関式(2)では u_b の低下に伴って $q_{c,pre}$ の値が小さくなり、 $u_b < 1.3$ m/s で相関式(14)による $q_{c,pre}$ の値より小さくなり、 $u_b < 0.88$ m/s で相関式(16)による $q_{c,pre}$ の値より小さくなった。 $T_b - T_w$ が小さくなって q_c が小さくなると、自然対流が弱くなり、相関式(2)による $q_{c,pre}$ の値が相関式(14)や相関式(16)による $q_{c,pre}$ の値より小さくなる u_b が図 2 (b) より小さくなった。

3.3 乱流境界層への適用性

作成した相関式(16)と(17)の乱流境界層への適用性を確認するには凝縮面に垂直方向の温度分布データが必要である。密閉容器を用いた凝縮実験は多いが、温度分布の測定例は少ない。Fujii ら⁽²⁾が直径 0.2 m、高さ 1.2 m の密閉円筒を用いて行った凝縮実験における温度 T の分布を図 3 に示す。冷却部は大気開放で高さが 0.67 m の外周プールで水温 100 °C である。圧力 $P = 0.34$ MPa では、室温で大気圧の空気を円筒容器に封入して底部の水を加熱して蒸気を発生し、蒸気と空気の混合気体が生成された。凝縮面の外部の温度が 100 °C であり温度差 $T_b - T_w$ は比較的小さい。圧力 $P = 0.15$ MPa では、容器内の空気を排気して空気量を少なくしており、 $T_b - T_w = 2$ °C である。蒸気分圧比 P_s/P が大きく $T_b - T_w$ が小さいため、温度測定の小さな差が q_c の評価に大きく影響する。

相関式(14)および(16)と(17)を壁面からの距離 y の位置に適用した計算値 $q_{c,cal}$ を図 4 に示す。図 4 (a)に示す $P = 0.34$ MPa では、相関式(14)による $q_{c,cal}$ は相関式(16) による $q_{c,cal}$ の 1.40 倍と大きい。相関式(17)による $q_{c,cal}$ は相関式(16) による $q_{c,cal}$ の 1.03 倍で相互によく一致した。相関式(16) による $q_{c,cal}$ は、バルクでは測定値 $q_{c,exp}$ の 1.04 倍で標準偏差の 2 倍は $2s = 0.10$ である。全ての計算値は、 y が小さくなると P_s や X_s が小さくなるため $q_{c,cal}$ が小さくなる。

図 4(b)に示す $P = 0.15$ MPa では、相関式(14)による $q_{c,cal}$ は相関式(16) による $q_{c,cal}$ の 1.37 倍であり、相関式(17)による $q_{c,cal}$ は相関式(16) による $q_{c,cal}$ の 0.99 倍で相互によく一致した。相関式(16) による $q_{c,cal}$ は、バルクでは測定値 $q_{c,exp}$ の 0.98 倍で、 $2s = 0.18$ と標準偏差が大きい。

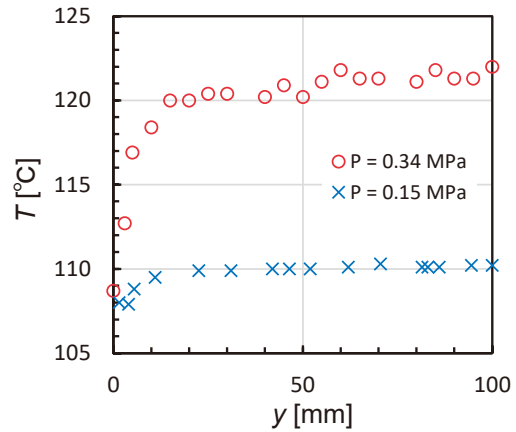


図 3 Fujii ら⁽²⁾による温度分布の測定値

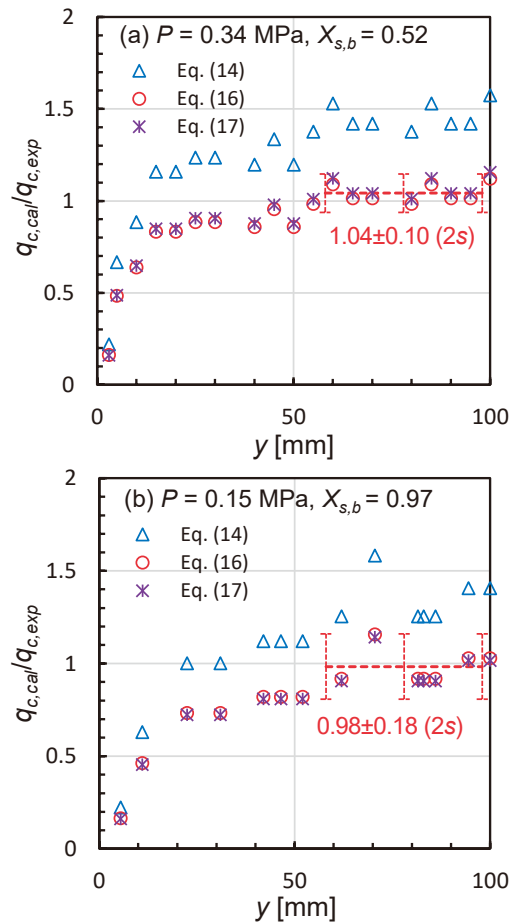


図 4 距離 y に対する熱流束の計算値 $q_{c,cal}$

図4は、相関式(16)と(17)による $q_{c,cal}$ はバルクでは $q_{c,exp}$ とよく一致するが、 y が小さくなると P_s や X_s が小さくなるため $q_{c,cal}$ が小さくなることを示す。つまり、相関式(16)と(17)はバルクには適用できるが、乱流境界層に適用するには y に対する補正が必要になる。

3.4 考察

図4は、相関式(16)と(17)はバルクには適用できるが、乱流境界層に適用するには y に対する補正が必要であることを示した。そこで、バルクでの計算値 $q_{c,b}$ に対する壁面からの距離 y での計算値 $q_{c,y}$ の比を図5に示す。 $q_{c,b}$ と $q_{c,y}$ の計算には相関式(16)を使用した。相関式(17)を使用しても顕著な相違はない。図3に示した自然対流凝縮⁽²¹⁾では温度分布の測定ケース数が少ない。一方、Tuji and Nagano⁽²³⁾は、空気単成分の自然対流と強制対流で温度分布に顕著な相違がないことを報告している。そこで、図2に示した強制対流凝縮での温度分布⁽¹²⁾に自然対流凝縮の相関式(16)を適用して求めた $q_{c,y}$ も表示した。自然対流凝縮温度分布では強制対流凝縮温度分布よりバラツキが大きいですが、 $q_{c,y}/q_{c,b}$ と y^+ の関係には顕著な相違はない。これは、自然対流凝縮と強制対流凝縮で温度分布に顕著な相違がないことを示唆する。

図5に示す結果を用いて、最小二乗法により $y^+ > 50$ に対する $q_{c,y}/q_{c,b}$ と y^+ の関係式を求めた。

$$\frac{q_{c,y}}{q_{c,b}} = \min(0.38 y^{+0.16}, 1.0) \quad (y^+ > 50) \quad (19)$$

式(19)には、 $q_{c,y}/q_{c,b} = 1.0$ の上限値を設けた。式(19)を用いると $y^+ = 50$ で $q_{c,y}/q_{c,b} = 0.71$ になる。相関式(16)による計算値を式(19)で補正した $q_{c,pre}$ を図6に示す。 $P = 0.34$ MPaの $y^+ > 50$ における $q_{c,pre}/q_{c,exp}$ の平均値は1.01、標準偏差の2倍は $2s = 0.14$ である。

CV規模を対象にしたCFD解析の例は少なく⁽²⁴⁾、CV解析で壁面凝縮モデルの詳細を記述した例は見当たらない。Liuら⁽²⁴⁾は、シビアアクシデント(SA)におけるCV内での水素挙動解析についてレビューしている。SA時のCV解析では、CV体積が6万~10万 m^3 、経過時間が数時間~数十時間を対象にするため、計算の総セル数は数百万、計算セル寸法は数cm~1mが使用されている。図5では $y = 30$ mmで $y^+ = 200$ であり、本研究では壁面に接する計算セルの y^+ は数百を想定している。式(19)を用いると、 $y^+ = 200$ では $q_{c,y}/q_{c,b} = 0.89$ になり、 $q_{c,y}$ に対する式(19)の影響は小さくなる。

本研究では、CFD解析で壁面に接する計算セルにおける物理量を用い、強制対流凝縮に対する相関式(2)もしくは(3)で熱流束 $q_{c,fe}$ もしくは熱伝達率 $h_{c,fe}$ を計算し、自然対流凝縮に対する相関式(16)もしくは(17)と補正式(19)で $q_{c,nc}$ もしくは $h_{c,nc}$ を計算し、これらの最大値で q_c もしくは h_c の境界条件を与えることを想定している。しかし、これらの相関式の作成や検証に用いた温度分布データは少なく、検証データの取得と相関式の信頼性の向上が望ましい。また、共存対流における強制対流凝縮と自然対流凝縮との関係を明らかにすることが望ましい。

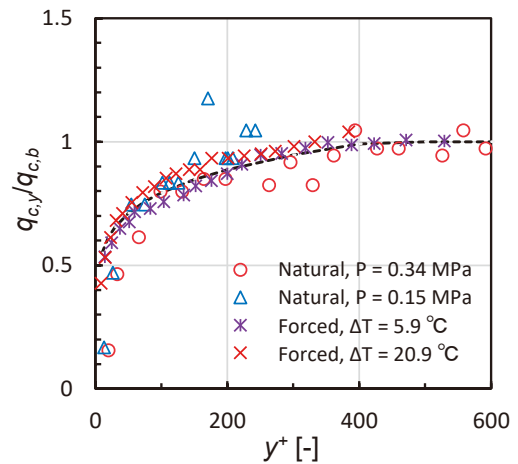


図5 無次元距離 y^+ に対する熱流束の計算値 $q_{c,y}$

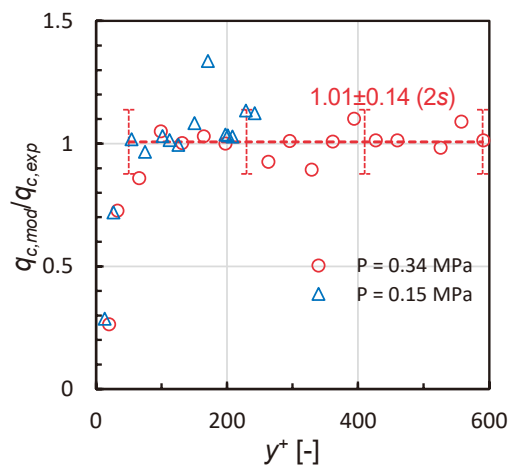


図6 式(19)で補正した熱流束の計算値 $q_{c,mod}$

4. おわりに

本研究では、CFDコードによる数値計算で凝縮面に接する計算セルにおける物理量を用いて凝縮熱流束 q_c を求めるための相関式を提供することを目的とした。本報告で

は、強制対流凝縮に対する $q_{c,fe}$ の相関式において Sh の相関式を自然対流の相関式に変更して $q_{c,nc}$ の相関式を作成した。これらの相関式には相似則に基づく式と拡散層モデルに基づく式を使用した。作成した $q_{c,nc}$ の相関式のバルクへの適用性を Tagami⁽²⁰⁾による測定値を用いて確認した。また、 $q_{c,nc}$ の相関式を Dehbi⁽⁶⁾による従来相関式と比較した。凝縮面に接する計算セルへの適用性評価には温度分布が必要であるが、測定例が少ないため強制対流凝縮における温度分布データの活用について検討した。また、Fujii⁽²¹⁾による温度分布データを用いて、作成した $q_{c,nc}$ の相関式の乱流境界層への適用性について検討した。得られた結果は以下の通りである。

- (1) バルクでの物理量を用いると、作成した $q_{c,nc}$ の相関式は測定値 $q_{c,exp}$ に対して、相似則に基づく相関式は平均値が 0.97 倍で標準偏差の 2 倍が $2s=0.13$ 、拡散層モデルに基づく相関式は平均値が 1.11 倍で $2s=0.11$ であり、 $q_{c,nc}$ の相関式は $q_{c,exp}$ と比較的良好に一致した。
- (2) バルクにおける物理量での計算値 $q_{c,b}$ に対する乱流境界層内の位置 y における物理量での計算値 $q_{c,y}$ の比は、 $y^+ > 50$ の範囲で強制対流凝縮と自然対流凝縮で顕著な相違がなかった。これは、強制対流凝縮と自然対流凝縮とで温度分布に顕著な相違がないことを示唆する。 $y^+ = 50$ での $q_{c,y}$ の値は $q_{c,b}$ の約 0.70 倍であった。
- (3) y^+ の累乗関数として $q_{c,b}$ に対する $q_{c,y}$ の補正式を作成した。作成した補正式を相似則に基づく $q_{c,nc}$ の相関式に適用すると、補正值 $q_{c,pre}$ は測定値 $q_{c,exp}$ に対して平均値が 1.01 倍、標準偏差の 2 倍が 0.14 であった。

今後の課題として、共存対流における強制対流凝縮と自然対流凝縮との関係を明らかにすることが望ましい。

記号

B	サクシオンパラメータ (-)
cp	比熱 (kJ/kg K)
D	拡散係数 (m ² /s)
Gr	グラスホフ数 (-)
g	重力加速度 (m/s ²)
h_c	凝縮熱伝達率 (kW/m ² K)
h_{fg}	凝縮潜熱 (kJ/kg)
h_{fg}'	$= h_{fg} + cp(T_b - T_w)$ (kJ/kg)
L	伝熱長さ (m)
M	分子量 (kg/kmol)
P	圧力 (Pa)
Pr	プラントル数 (-)
q_c	凝縮熱流束 (kW/m ²)

R	一般ガス定数 (kJ/kmol K)
Re	レイノルズ数 (-)
Sc	シュミット数 (-)
Sh	シャーウッド数 (-)
s	標準偏差 (-)
T	温度 (K)
u	速度 (m/s)
W	モル分率 (-)
X	質量分率 (-)
x	流れ方向位置 (m)
y	壁面からの距離 (m)
y^+	無次元距離 (-)

ギリシャ文字

θ_B	サクシオン係数 (-)
λ_c	凝縮熱伝達率 (kW/m K)
μ	粘性係数 (Pa s)
ν	動粘性係数 (m ² /s)
ρ	密度 (kg/m ³)
τ	せん断応力 (Pa)

添字

a	空気
b	バルク
cal	計算
exp	実験
fc	強制対流
in	入口
L	長さ
m	平均もしくは混合気体
mod	修正
nc	自然対流
pre	予測
s	蒸気
w	壁面
y	距離 y

引用文献

- (1) J. Green and K. Almenas, An Overview of the Primary Parameters and Methods for Determining Condensation Heat Transfer to Containment Structures, *Nuclear Safety*, Vol.37 (1996), pp.26-48.
- (2) J. C. de la Rosa, A. Escrivá, L. E. Herranz, T. Cicero and J. L. Muñoz-Cobo, Review on Condensation on the Containment Structure, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 51 (2009), pp.32-66.
- (3) J. Huang, J. Zhang and L. Wang, Review of Vapor Condensation Heat and Mass Transfer in the Presence of Non-Condensable Gas, *Applied Thermal Engineering*, Vol.89 (2015), pp.469-484.
- (4) M. K. Yadav, S. Khandekar and P. K. Sharma, An Integrated Approach to Steam Condensation Studies Inside Reactor Containments: A Review, *Nuclear Engineering and Design*, Vol.300 (2016), pp.181-209.
- (5) M. L. Corradini, Turbulent Condensation on a Cold Wall in the Presence of a Noncondensable Gas, *Nuclear Technology*, Vol.64 (1984), pp.186-195.
- (6) A. Dehbi, A Generalized Correlation for Steam Condensation Rates in the Presence of Air under Turbulent Free Convection, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol.86 (2015), pp.1-15.
- (7) A. Dehbi, F. Janasz and B. Bell, Prediction of Steam Condensation in the Presence of Noncondensable Gases using a CFD-based Approach, *Nuclear Engineering and Design*, Vol.258 (2013), pp.199-210.
- (8) L. Vyskocil, J. Schmid and J. Macek, CFD Simulation of Air-Steam Flow with Condensation, *Nuclear Engineering and Design*, Vol.279 (2014), pp.147-157.
- (9) E. Studer, D. Abdo, S. Benteboula, G. Bernard-Michel, B. Cariteau, N. Coulon, F. Dabbene, Ph. Debesse, S. Koudriakov, C. Ledier, J.-P. Magnaud, O. Norvez, J.-L. Widloecher, A. Beccantini, S. Gounand S. and J. Brinster, Challenges in Containment Thermal Hydraulics, *Nuclear Technology*, Vol.206 (2020), pp.1361-1373.
- (10) S. Kelm, H. Muller, A. Hundhausen, C. Druska, A. Kuhr and H.-J. Allelein, Development of a Multi-Dimensional Wall-Function Approach for Wall Condensation, *Nuclear Engineering and Design*, Vol.353 (2019), 110239.
- (11) G. Vijaya Kumar, L. M. F. Cammiade, S. Kelm, K. A. Prakash and W. Rohlf, Implementation of a CFD Model for Wall Condensation in the Presence of Non-Condensable Gas Mixtures, *Applied Thermal Engineering*, Vol.187 (2021), 116546.
- (12) F. Legay-Desesquelles and B. Prunet-Foch, Heat and Mass Transfer with Condensation in Laminar and Turbulent Boundary Layers along a Flat Plate, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol.29 (1986), pp.95-105.
- (13) H. C. Kang and M. H. Kim, Characteristics of Film Condensation of Supersaturated Steam-Air Mixture on a Flat Plate, *International Journal of Multiphase Flow*, Vol.22 (1999), pp.1601-1618.
- (14) M. Murase, Y. Utanohara, R. Goda, T. Shimamura, S. Hosokawa and A. Tomiyama, Measurements of Temperature Distributions and Condensation Heat Fluxes for Downward Flows of Steam-Air Mixture in a Circular Pipe, *Japanese Journal of Multiphase Flow*, Vol.33 (2019), pp. 405-416.
- (15) H. Araki, Y. Kataoka and M. Murase, Measurement of Condensation Heat Transfer Coefficient inside a Vertical Tube in the Presence of Noncondensable Gas, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol.32 (1995), pp.517-526.
- (16) Y. Liao and K. Vierow, A Generalized Diffusion Layer Model for Condensation of Vapor with Noncondensable Gases, *Transactions of ASME, Journal of Heat Transfer*, Vol.129 (2007), pp.988-994.
- (17) M. Murase, Y. Utanohara, S. Hosokawa and A. Tomiyama, Prediction Method of Condensation Heat Transfer from Steam-Air Mixture for CFD Application, *Japanese Journal of Multiphase Flow*, Vol.35 (2021), pp.453-462.
- (18) M. Murase, Y. Utanohara and A. Tomiyama, Prediction Method for Condensation Heat Transfer in the Presence of Non-condensable Gas for Computational Fluid Dynamics Applications, *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*, Vol.8 (2022), 031404.
- (19) S. Kelm, M. Kampili, X. Liu, A. George, D. Schumacher, C. Druska, S. Struth, A. Kuhr, L. Ramacher, H.-J. Allelein, K. A. Prakash, G. V. Kumar, L. M. F. Cammiade and R. Ji, The Tailored CFD Package ‘containmentFOAM’ for Analysis of Containment Atmosphere Mixing, H₂/CO Mitigation and Aerosol Transport, *Fluids*, Vol.6 (2021), 100.
- (20) T. Tagami, Interim Report on Safety Assessments and Facilities Establishment Project in Japan for Period Ending June 1965, No.1, Japanese Atomic Energy Research Agency (1965), (unpublished work).
- (21) T. Fujii, Y. Kataoka and M. Murase, Evaporation and Condensation Heat Transfer in a Suppression Chamber of

the Water Wall Type Passive Containment Cooling System, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol.33 (1996), pp.374-380.

- (22) H. Uchida, A. Oyama and Y. Togo, Evaluation of Post-Incident Cooling Systems of Light Water Reactors, *Peaceful Uses of Atomic Energy, Proceedings of the Third International Conference*, Vol.13 (1964), pp.93-103.
- (23) T. Tuji and Y. Nagano, Characteristics of a Turbulent Natural Convection Boundary Layer along a Vertical Flat Plate, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol.31 (1988), pp.1723-1734.
- (24) F. Liu, Z. Sun, M. Ding and H. Bian, Research Progress of Hydrogen Behaviors in Nuclear Power Plant Containment under Severe Accident Conditions, *International Journal of Hydrogen Energy*, Vol.46 (2021), pp.36477-36502.

GOTHIC コードによる平板への壁面凝縮実験の数値計算

Numerical Simulation with the GOTHIC Code for a Wall Condensation Experiment Using a Flat Plate

鈴木 智教 (Tomonori Suzuki) ^{*1}, 村瀬 道雄 (Michio Murase) ^{*2}, 高木 俊弥 (Toshiya Takaki) ^{*2}

要約 原子炉格納容器 (CV) 内の事故時熱流動に影響する主要物理現象の一つに壁面での凝縮がある。本研究では、事故時 CV 解析の専用コードである GOTHIC コードを用いて平板への凝縮熱伝達実験を対象として数値計算を実施し、凝縮熱伝達計算を適切に行うためのセル寸法について検討した。GOTHIC コードでは集中定数 (LP) モデルを用いる LP コードと数値流体力学 (CFD) コードの中間的な解像度のサブボリュームモデルが実装されており、ノードをグリッド分割して物理量の分布や流動を CFD のように計算できる。実験解析の結果、GOTHIC では、壁面に隣接するセルを乱流層に配置するのが適切であり、粘性底層などの極端に小さいセル寸法を設定しなければ安定した伝熱計算が可能であり、大規模設備である CV の解析に適していることを確認した。凝縮熱流束の計算値は従来相関式による計算値に比べて若干過小評価となった。このことから GOTHIC の凝縮熱伝達モデルはバルクでの使用を想定したモデルになっている可能性がある。

キーワード 格納容器, 事故条件, 凝縮熱伝達, 非凝縮性気体, 平板, GOTHIC

Abstract Wall condensation is one of the important physical phenomena that affect thermal hydraulics in a containment vessel (CV) of nuclear power plants during accident conditions. In this study, we carried out numerical simulation with the GOTHIC code for a heat transfer experiment on wall condensation using a flat plate, and we evaluated appropriate cell sizes for computation of condensation heat transfer. The sub-volume model, which is coarser than computational fluid dynamics (CFD) code and more detailed than the lumped parameter (LP) code with LP models, is implemented in the GOTHIC code, and distributions of physical quantities and flows can be computed like in CFD codes. From the simulation, we judged the sizes of computation cells within the turbulent layer were suitable in the GOTHIC code, and we carried out stable computations. We confirmed that the GOTHIC code was suitable for the analysis of thermal hydraulics in the CV with a huge volume. The computed condensation heat fluxes were a little smaller than those obtained with existing correlations. This suggested that the heat transfer model in the GOTHIC code may be used in the bulk.

Keywords containment vessel, accident condition, condensation heat transfer, non-condensable gas, flat plate, GOTHIC

1. はじめに

原子炉格納容器 (CV) 内の事故時熱流動に影響する主要物理現象の一つに壁面での凝縮がある。原子力産業界では、Lumped Parameter (LP) コードを用いたノードジャンクションモデルでの CV 内熱流動評価が主流であり、大空間のバルクと壁面の間で定義された凝縮熱伝達相関式⁽¹⁾⁻⁽³⁾が使用される。最近では、数値流体力学 (CFD) コードを使った、より詳細な解像度の数値計算が行われており、実験解析には粘性底層での水蒸気濃度や気相密度の勾配に基づく凝縮熱伝達相関式⁽⁴⁾⁻⁽⁶⁾が広く使用されている。この相関式を用いるには壁面に接する計算セルの幅を 0.1 mm オーダーにする必要があり、数十 m 規模の CV 解析に適用するの

は現実的でない。実機 CV への CFD 解析の適用例⁽³⁾が報告されているが、壁面凝縮の取扱いに関する記述はなく、LP モデルに基づく凝縮熱伝達相関式⁽¹⁾⁻⁽²⁾が使用されていると推定され、その妥当性は確認されていない。そこで、原子力安全システム研究所 (INSS) では、粗い計算セルを用いた CFD 解析に適用できる凝縮熱伝達相関式の整備を目的として、強制対流凝縮を対象に LP モデルに基づく従来相関式を修正した凝縮熱流束の相関式⁽⁶⁾と壁関数に用いる蒸気濃度の対数則分布に対する相関式⁽⁷⁾を提案した。

一方、GOTHIC コード⁽⁸⁾⁻⁽⁹⁾の分布定数モデルは、LP コードと CFD コードの中間的な解像度の解析向けに米国の電力研究所 (EPRI) で開発された。GOTHIC コードでは、LP コードより詳細な解像度の解析を CFD

* 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 MHI NS エンジニアリング (株)

* 2 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

コードより低負荷で計算する。実機CVの解析を対象としており、壁面近傍での水蒸気濃度や気相密度の勾配など詳細な評価には適していないが、LPコードで使用されている各種の凝縮熱伝達相関式を選択使用できるようになっている。しかし、技術マニュアル⁹⁾には温度や蒸気濃度に関する壁面処理に関する記述はなく、壁面に接する計算セルの寸法が計算結果に及ぼす影響は明確でない。

本研究の目的は GOTHIC 分定数モデルを壁面凝縮計算に適用する際の適切な計算セル寸法を確認することである。本報告では、蒸気と空気の混合気体から水平平板に凝縮する際の温度分布測定実験¹⁰⁾を対象として、GOTHIC 分布定数モデルによる実験解析を行い、壁面に接するセル寸法が計算結果に及ぼす影響について検討した。

2. 実験と解析モデル

2.1 実験

壁面に接する計算セル寸法の妥当性を検証するには、凝縮面から主流（バルク）に至る境界層内での温度分布が必要になる。しかし、凝縮熱伝達実験では主流（バルク）での流れ方向の温度分布が測定され、境界層内温度分布の測定例は少ない。

本研究では、Legay-Desesquelles and Prunet-Foch¹⁰⁾による平板を用いた凝縮実験での温度分布を参照した。実験では、高温（100℃未満）の空気と飽和蒸気の混合気体を矩形流路へ流入させ、流入気体より低温にした床の平板で凝縮させた。実験装置は、幅0.4 m、高さ0.2 mの矩形断面流路であり、左右と天井の壁面は断熱されている。測定点は、流れ方向位置 $x=2.8$ mである。流入させる混合気体は層流から乱流まで流速と温度条件を変更して測定が行われており、流速は6 m/s未満、凝縮面と混合気体の温度差はおおよそ20℃未満の範囲で設定されている。原子炉格納容器内の事故時には、破断流や崩壊熱起因の上昇流により、ある程度大きな流速になると想定されるため、本研究では、乱流条件である混合気体温度85℃、流速5.35 m/s、凝縮面との温度差20.9℃の実験ケースを計算対象にした。

図1に乱流境界層での温度分布の測定値¹⁰⁾を示す。無次元温度を $(T-T_w)/(T_b-T_w)$ で表している（ T_b と T_w はバルクと壁面での温度）。バルクでの物理量は流速が $u_b=5.35$ m/s、温度が $T_b=85$ ℃であり、流れ方向位置は $x=2.8$ mである。バルクと凝縮面との温度差は、 ΔT

$= (T_b - T_w) = 20.9$ ℃である。凝縮熱流束 q_c や熱伝達率 h_c は、測定の不確かさが大きいと測定されておらず、二次元解析で求められた（ $q_c = 13.3$ kW/m²）。

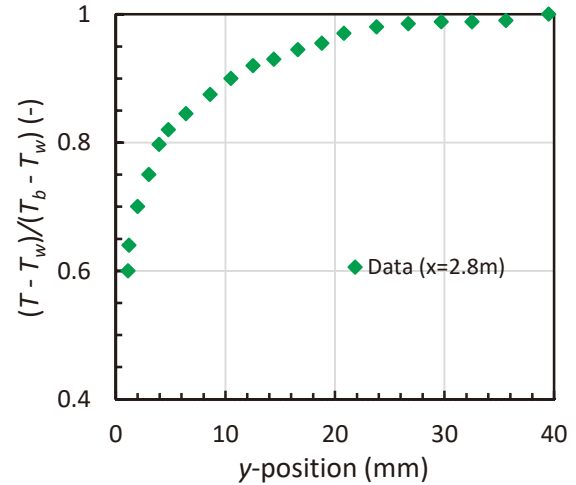


図1 乱流境界層での温度分布¹⁰⁾

2.2 解析モデル

GOTHICでの解析モデルの概要を図2に示す。Inlet flow boundaryで水蒸気と空気の混合気体を流入させ、微小体積であるVolume 1を通して拡散させた後、実験装置の矩形流路を模擬したVolume 2へ均一に混合気体を流入させた。なお、Volume 2は、表1に示すように、流れ方向 x と凝縮面に鉛直な方向 y に対して二次元分割しており、壁面に接する計算セルの寸法を変更した4ケースで計算を実施した。無次元距離は $y^+ = 0.6, 5.8, 29, 58$ であり、それぞれ粘性底層、粘性底層～遷移層、遷移層～乱流層、乱流層に対応する。Volume 2の床面には、温度64.1℃で一定にした熱構造材を配置して流体と伝熱させた。凝縮熱伝達モデルはGOTHICコードの標準的なモデルであるDLM (diffusion layer model)とした。Volume 2の x 方向長さは、測定位置 $x=2.8$ mよりも十分に長い5.0 mに設定した。流出側は測定部での流動に影響を与えないよう、比較的大きな体積のVolume 3で混合気体を均質化させた後、Outlet pressure boundaryに大気圧条件で流出させた。

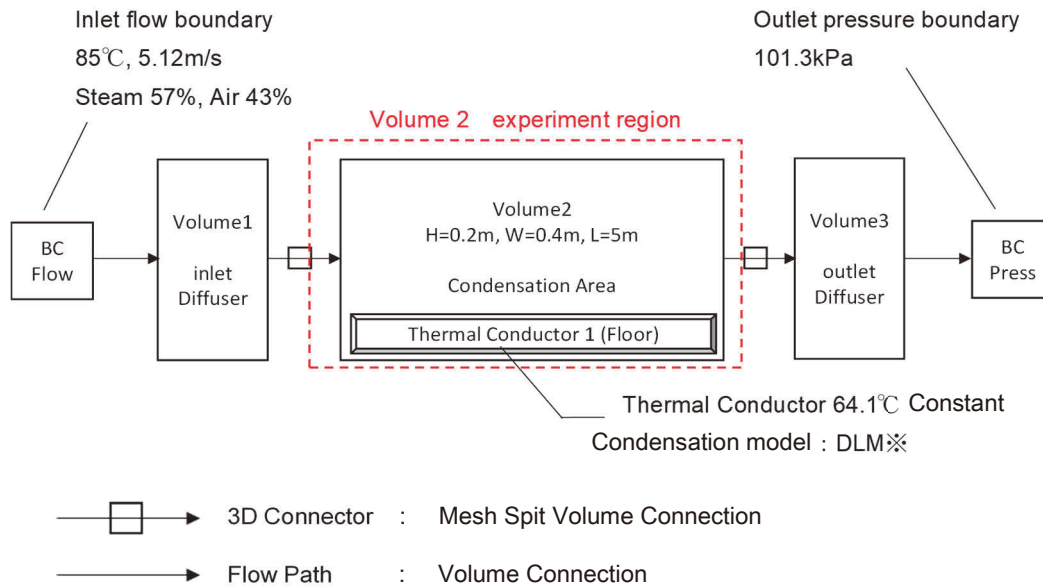


図2 GOTHICでの解析モデルの概要 (※DLM: diffusion layer model)

表1 Volume 2のセル寸法

ケース	Δx	Δy^*	Dimensionless distance of cell adjacent to wall y^+
Case 1	20 mm	0.1~20 mm	0.6 (Viscous sublayer)
Case 2	20 mm	1~20 mm	5.8 (Viscous sublayer ~ Transition sublayer)
Case 3	20 mm	5~20 mm	29 (Transition sublayer ~ Log-law region)
Case 4	20 mm	10~20 mm	58 (Log-law region)

※ 壁面に近づくほど小さくなるよう設定。

3. GOTHICコードによる計算結果

3.1 速度分布

速度境界層の厚さ δ_y を図3および図4に示す。 δ_y は速度がバルク速度の99%の位置で定義した。Correlationの線は、次の相関式(1)から計算した。

$$\delta_y = 0.37x(Re_x)^{1/5} \tag{1}$$

すべての解析ケースで $x = 3.0$ m付近から境界層の発達約80 mmで収束へ向かう傾向を示した。これは、流路の高さが200 mm (中央100 mm) であることによる。床側の速度境界層厚さは、壁近傍のセル幅が大きいケースほど、相関式よりも厚くなる傾向を示した。境界層が厚くなる要因として、凝縮による水蒸気減少に伴う速度低下が考えられるが、セル幅が大きいほど壁面から離れたセルの速度に影響している可能性がある。一方、天井側の速度境界層厚さについては、凝縮が生じる床面とは異なり、Case 1以外は相関式と良い一致を示した。Case 1については、床側よりも天井側の方が速度境界層が厚くなっている。

図5と図6に床面側と天井面側の x 方向の無次元速度分布を示す。比較として載せた壁関数 (図中のWall func) は次式(2)により計算した。

$$u^+ = \min(y^+, \frac{1}{k} \ln(y^+) + C) \tag{2}$$

$$k = 0.41, C = 5.5$$

床側では $y^+ > 15$ での速度分布は壁関数と比較的よく一致したが、粘性底層や遷移層では速度を過大評価する結果となった。Case 1では y^+ が小さくても壁面処理が行われているように推定される。天井側でもCase 1以外では、 $y^+ > 15$ での速度分布は壁関数と比較的よく一致したが、粘性底層や遷移層では速度を過大評価した。乱流層での速度分布は壁関数とよく一致するが、

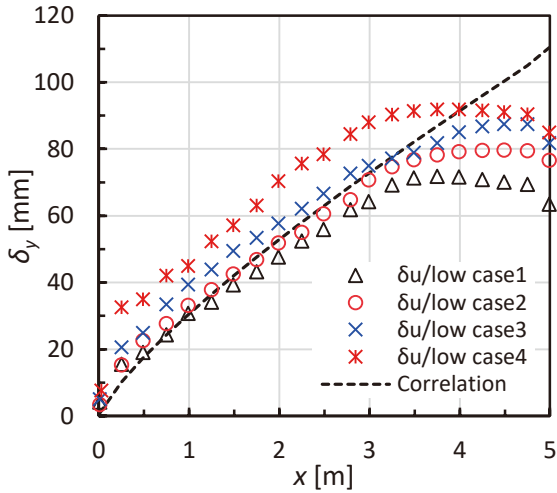


図3 速度境界層厚さ (床側)

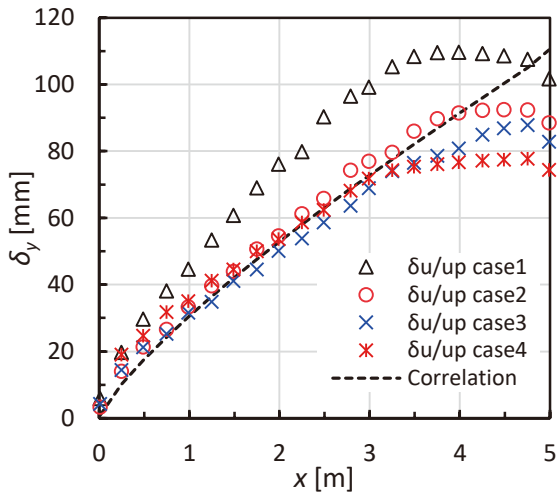


図4 速度境界層厚さ (天井側)

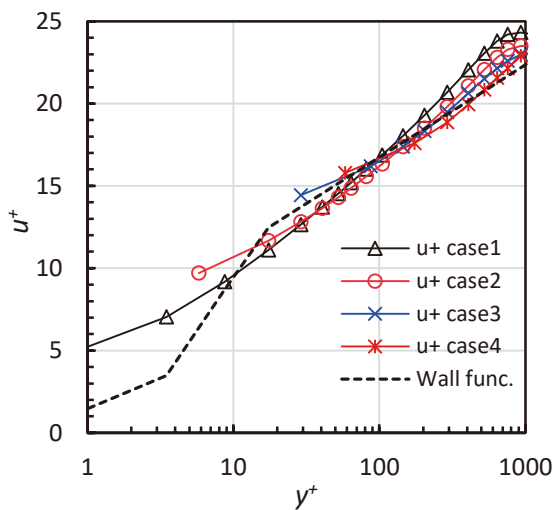


図5 無次元速度分布 (x = 2.8 m、床側)

粘性底層や遷移層では速度を過大評価することから壁面隣接セルは乱流層に配置するのが適切である。

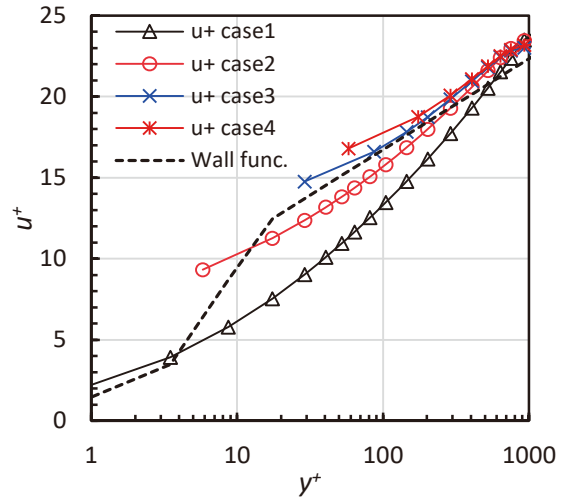


図6 無次元速度分布 (x = 2.8 m、天井側)

3.2 温度分布

図7に温度境界層の厚さ δ_T を示す。 δ_T は、温度差 $\Delta T = T - T_w$ がバルクと壁面の温度差 $\Delta T_{bw} = T_b - T_w = 20.9 \text{ }^\circ\text{C}$ の99%の位置で定義した。つまり、バルク温度と δ_T での温度との差は $0.21 \text{ }^\circ\text{C}$ である。比較として示した Correlation の線は、式(1)により計算した。Case 3 と Case 4 については、 $x = 5.0 \text{ m}$ までの全領域で相関式と比較的よく一致しており、境界層の発達も継続している。これは、速度境界層は天井側からも発達することに対し、温度境界層は床側からのみ発達することによる。Case 3 については、 $x = 3.0 \text{ m}$ までは、相関式とよい一致を示したが、それ以降は境界層の発達が緩やかになるが境界層の発達も継続する傾向を示した。Case 1 については、 $x = 2.5 \text{ m}$ 付近で平衡に達しており、速度境界層よりも収束が早まる傾向となった。実験での δ_T は、計算値の約 1/2 である。これは、バルクと δ_T での温度差が小さく測定の不確かさが大きいことによると推定される。

図8と図9に $x = 2.8 \text{ m}$ と 1.0 m での混合気体の温度分布を示す。 $x = 1.0 \text{ m}$ は、図7で δ_T の測定値が計算値と一致する位置である。比較として載せた Cal の線は Legay-Desesquelle and Prunet-Foch⁽¹⁰⁾による二次元解析で計算された温度である。計算値と測定値では温度の変化率 dT/dy が大きく異なり、計算では壁面近くの温度を過大に評価している。

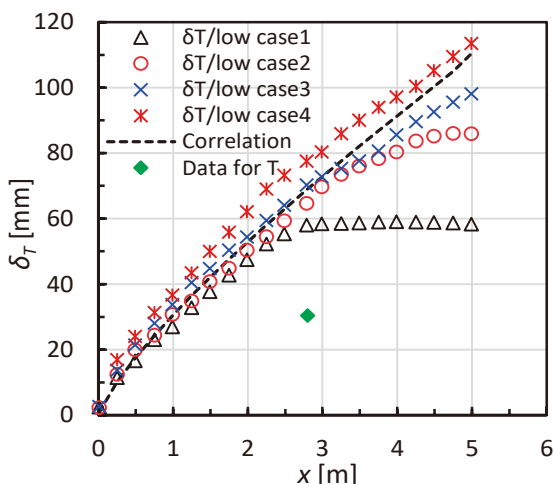


図7 温度境界層厚さ (床側)

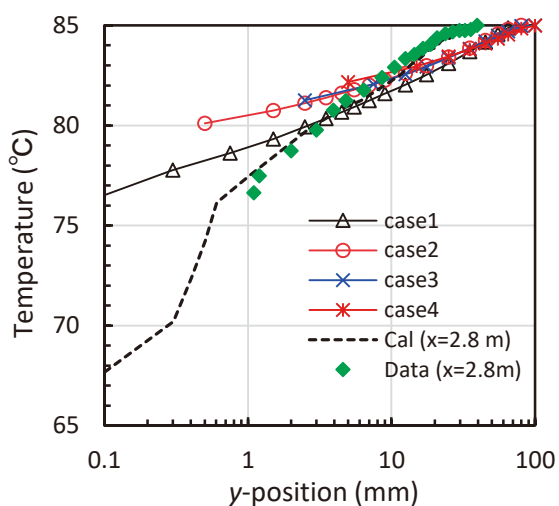


図8 混合気体の温度分布 (x = 2.8 m)

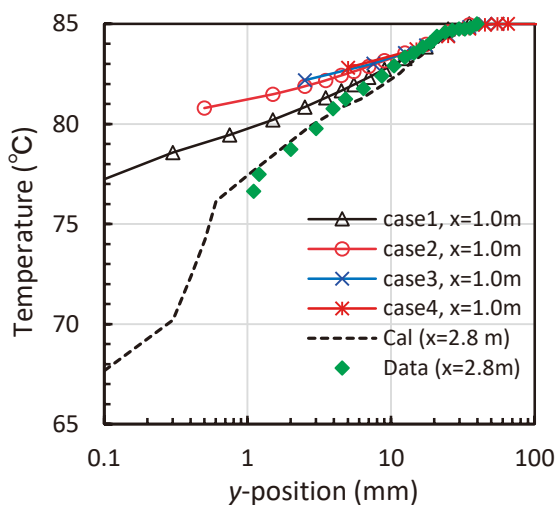


図9 混合気体の温度分布 (x = 1.0 m)

図8と図9に示す結果から、GOTHICは壁面近くの温度分布評価には適していないと判断される。

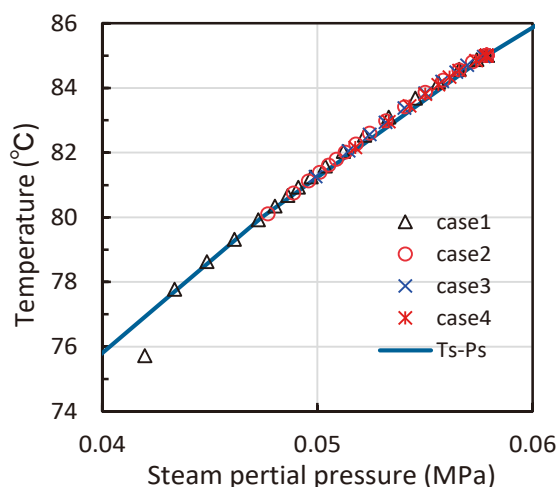


図10 気体温度と蒸気分圧の関係 (x = 2.8 m)

気体温度と蒸気分圧の関係を図10に示す。温度は計算値であり、蒸気分圧は蒸気質量分率の計算値から求めた。実線 T_s-P_s は飽和状態を示す。Case 1の壁面に接するセルでは飽和曲線より蒸気分圧が高く過飽和状態にあるが、その他は飽和状態である。

3.3 蒸気濃度の分布

図11と図12に $x = 2.8 \text{ m}$ と 1.0 m での蒸気質量分率 X_s の分布を示す。

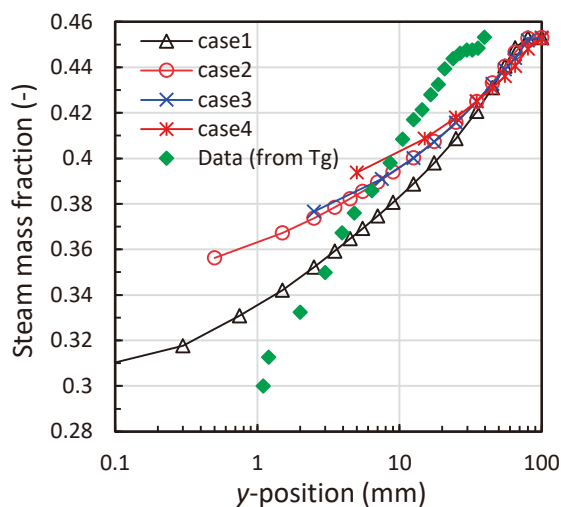


図11 蒸気質量分率の分布 (x = 2.8 m)

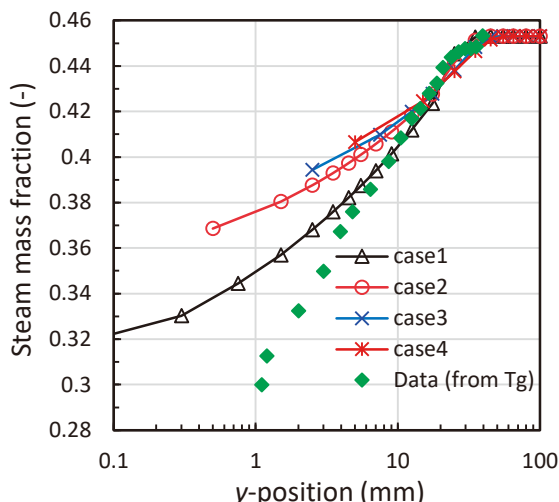


図12 蒸気質量分率の分布 (x = 1.0 m)

x = 1.0 m は、図7で δ_T の測定値が計算値と一致する位置である。Data は飽和状態を仮定して温度測定値から求めた。計算値と測定値では変化率 dX_s/dy が大きく異なり、図8および図9と同様に、計算では壁面近くの X_s を過大に評価している。

図11と図12に示す結果から、GOTHICは壁面近くの蒸気濃度分布の評価には適していないと判断される。

3.4 凝縮熱流束

図13にGOTHICコードで計算された、壁面での熱流束(対流熱流束を含む)を示す。Case1以外のケースは、熱流束の計算値に有意な差は生じなかった。Case1については、他のケースより熱流束が大きくなっており、壁面に接する計算セルの幅を過小にした影響と考えられる。粘性底層などの極端に小さいセル寸法を設定しなければ、安定した伝熱計算が可能であることを確認できた。熱流束の定量比較にArakiら⁽¹¹⁾による以下の相関式(3)および(4)を使用した。

$$q_c = D \frac{P M_s}{R T} \frac{Sh_x}{x} h_{fg} \ln \left(\frac{1 - W_{s,w}}{1 - W_{s,b}} \right) \quad (3)$$

$$Sh_x = 0.0926 Re_x^{4/5} Sc_x^{1/3} \quad (4)$$

Dは拡散係数、 h_{fg} は凝縮潜熱、 M_s は蒸気の分子量、Pは圧力、 q_c は凝縮熱流束、Rは一般ガス定数、Reはレイノルズ数、Scはシュミット数、Shはシャーウッド数、Tは温度、Wはモル分率である。相関式(3)は、熱

輸送と物質輸送の相似則に基づき、バルク(添字b)と壁面(添字w)の間で定義されている。図13では式(3)の計算にCase3での計算値を使用した。式(3)による q_c は、Case2~Case3での熱流束計算値qより大きい。

qと $q_{c,Araki}$ の比を図14に示す。凝縮開始点(x = 0)の近傍では計算が不安定で不確かさが大きい。x > 0.5 mでは $q/q_{c,Araki} = 0.7 \sim 0.9$ であり、GOTHICによるqは従来相関式による $q_{c,Araki}$ より小さい。これは、GOTHICではバルクと壁面の間で定義されたqの相関式が使用されており、本解析ではバルクより速度と蒸気濃度が低い乱流層に適用したことによると判断される。

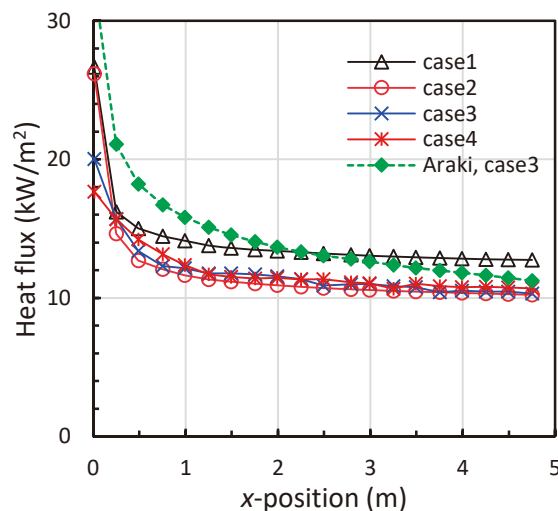


図13 壁面での熱流束(流れ方向の分布)

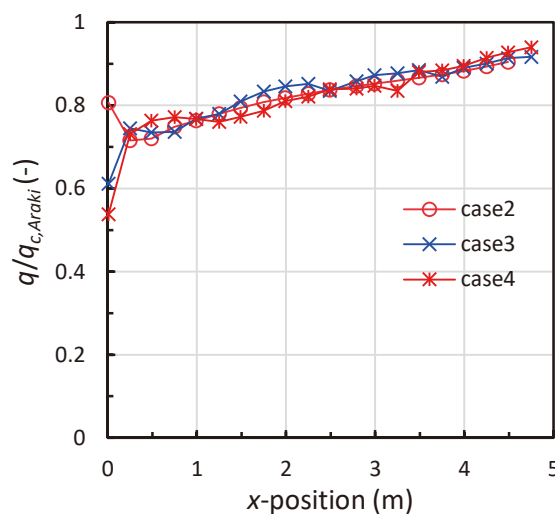


図14 熱流束qの計算値の比

GOTHICでは、壁面に接する計算セルをバルクに設定することを想定していると思われる。隣接セルをバルクに設定するには表1に示した本解析での Δy より大きなセル幅になり、流路高さが0.2 mの本解析対象ではセル数が過少になり計算が困難になる。

3.5 考察

GOTHICでは、図5と図6に示すように乱流領域の速度分布については、壁面に接する計算セルの幅が過小なCase 1を除いて対数則分布に近い結果が得られた。図8と図9および図11と図12に示す通り、壁面近傍の温度および蒸気質量分率は測定値よりも大きい結果となった。これらの結果より、壁面に隣接する計算セルは乱流層へ配置するのが適切であると考えられる。壁面に隣接する計算セルを粘性底層などの極端に小さいセル寸法に設定しなければ、安定した伝熱計算が可能であることを確認できた。しかし、図14に示す通り熱流束は過小評価となっていることから、GOTHICの凝縮熱伝達モデルはバルクへの適用を想定している可能性があると考えられる。

参考に、バルクで定義された相関式(3)と(4)を局所位置 y に適用した場合の熱流束評価値 $q_{c,y}$ を図15に示す。

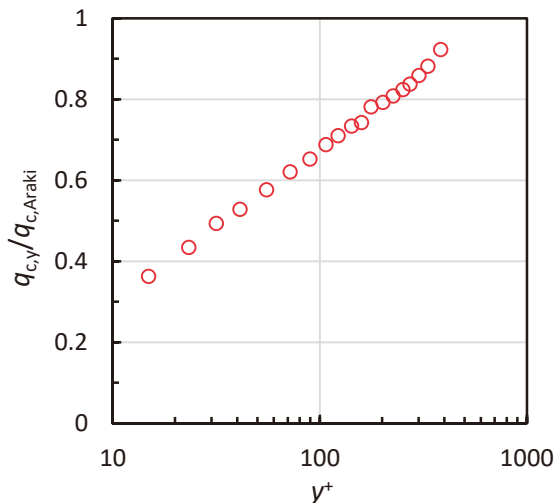


図15 バルク定義の相関式を局所に適用した場合の熱流束 $q_{c,y}$

$q_{c,y}$ の計算には、図5と図6に示した対数則相関式を用いて計算した速度、図8と図9に示した温度の測定値、および図11と図12に示した飽和温度を仮定して温度測定値から求めた蒸気濃度を使用した。このように、バ

ルクで定義された相関式を乱流層に適用すると、速度、温度、蒸気濃度が低下するため、 $q_{c,y}$ の評価値が大幅に低下することが分かる。このため、バルク定義の相関式を使用して凝縮熱伝達を適切に評価するためには、セル寸法を乱流層よりも大きくする必要がある。しかし、図14に示したようにGOTHICでは、計算セルを乱流層($y^+=5.8\sim 58$)に設定しても $q_{c,y}$ の評価値の低下が抑制されていることから、壁面処理により、 $q_{c,y}$ の低下をある程度抑制していると判断される。

4. まとめ

平板凝縮熱伝達試験を対象に、GOTHICによる熱流動解析を行い、速度分布、温度分布、蒸気濃度分布および凝縮熱流束への計算セル寸法の影響を評価した。

GOTHICでは、乱流領域の速度分布については、セル寸法が過小な場合を除いて対数則分布に近い結果が得られた。粘性底層から遷移層では速度、温度、蒸気質量分率を過大に計算した。GOTHICでは、壁面に隣接するセルを乱流層に配置するのが適切であると考えられる。

壁面での熱流束については、極端に小さいセル寸法を設定しなければ、安定した伝熱計算が可能であることを確認した。熱流束は従来の凝縮熱流束相関式に比べて過小評価となったことから、GOTHICの凝縮熱伝達モデルはバルクでの使用を想定したモデルとなっている可能性がある。したがって、凝縮熱伝達を適切に評価するには、セル寸法をさらに大きくする必要があると考えられる。

記号

D	拡散係数 (m ² /s)
h_{fg}	凝縮潜熱 (kJ/kg)
M	分子量 (kg/mol)
P	圧力 (Pa)
q	熱流束 (kW/m ²)
q_c	凝縮熱流束 (kW/m ²)
R	一般ガス定数 (kJ/mol K)
Re	レイノルズ数 (-)
Sc	シュミット数 (-)
Sh	シャーウッド数 (-)
T	温度 (°C)

u^+	無次元速度 (-)
W	質量分率 (-)
X	モル分率 (-)
x	流れ方向座標 (m)
y	壁面に垂直方向の座標 (m)
y^+	無次元距離 (-)

ギリシャ記号

Δx	x 方向の幅 (m)
Δy	y 方向の幅 (m)
δ_v	速度境界層の厚さ(m)
δ_T	温度境界層の厚さ(m)

添字

a	空気
b	バルク
s	蒸気
w	壁面

引用文献

- (1) J. C. de la Rosa, A. Escrivá, L. E. Herranz, T. Cicero and J. L. Muñoz-Cobo, Review on Condensation on the Containment Structure, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 51, pp. 32-66, 2009.
- (2) M. K. Yadav, S. Khandekar and P. K. Sharma, An Integrated Approach to Steam Condensation Studies Inside Reactor Containments: A Review, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 300, pp. 181-209, 2016.
- (3) F. Liu, Z. Sun, M. Ding and H. Bian, Research Progress of Hydrogen Behaviors in Nuclear Power Plant Containment under Severe Accident Conditions, *International Journal of Hydrogen Energy*, Vol. 46, pp. 36477-36502, 2021.
- (4) A. Dehbi, F. Janasz and B. Bell, Prediction of Steam Condensation in the Presence of Noncondensable Gases using a CFD-based Approach, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 258, pp. 199-210, 2013.
- (5) M. Punetha and S. Khandekar, A CFD based modelling approach for predicting steam condensation in the presence of non-condensable gases, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 324, pp. 280-296, 2017.
- (6) M. Murase, Y. Utanohara and A. Tomiyama, Prediction Method for Condensation Heat Transfer in the Presence of Non-condensable Gas for Computational Fluid Dynamics Applications, *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*, Vol. 8(3), 031404 (6 pages), 2022.
- (7) M. Murase, T. Suzuki, Y. Utanohara and T. Takaki, Dimensionless Profiles of Temperature and Steam Mass Fraction in Flows of Steam-Air Mixture on a Flat Plate, *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*, Vol. 9(1), 011401 (8 pages), 2023.
- (8) GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package: Qualification Report Version 8.1(QA), Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, CA, USA, 2014.
- (9) GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package: Technical Manual Version 8.1(QA), Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, CA, USA, 2014.
- (10) F. Legay-Desesquelles and B. Prunet-Foch, *Int. J. Heat Mass Transfer*. Vol. 29(1), pp. 95-105, 1986.
- (11) H. Araki, Y. Kataoka and M. Murase, Measurement of Condensation Heat Transfer Coefficient inside a Vertical Tube in the Presence of Noncondensable Gas, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 32(6), pp. 517-526 (1995).

オーステナイト系ステンレス鋼溶接熱影響部の 高温水中 SCC 進展挙動 -これまでの研究状況と今後の課題-

SCC growth behavior in weld HAZ of austenitic stainless steels
in a simulated PWR primary water
-Current research status and future program -

山田卓陽 (Takuyo Yamada) ^{*1}, 有岡孝司 (Koji Arioka) ^{*1}

要約 オーステナイト系ステンレス鋼の高温水中応力腐食割れは、冷間加工により硬化すると促進されることが知られている。溶接熱影響部も硬化する場合があるが、その硬化領域を対象とした SCC 進展挙動に関する報告例は少なく、この冷間加工ステンレス鋼と溶接熱影響部の硬化部の SCC 進展挙動の関係に関する議論は多くない。INSS では、この部位の高温水中 SCC 進展挙動について、2010 年頃より取り組んできた。本報告では、その SCC 進展挙動に関する研究成果を再整理して紹介するとともに、今後の課題を述べる。

ステンレス鋼溶接熱影響部の SCC 進展挙動は、同じ硬さの冷間加工材の SCC 進展速度、並びに温度依存性と類似の挙動を示した。このことから冷間加工材の SCC 進展挙動で溶接熱影響部硬化部の SCC 挙動を予測可能と考えられた。ただし、SCC 進展試験では配管溶接部初層部近傍や表面加工層部の SCC 挙動を直接評価することが困難である。この部位は、SCC 発生初期の挙動に大きくかわるため、今後微視的な評価やメカニズム検証などの SCC 挙動検討が、高い信頼性確保のために重要である。

キーワード ステンレス鋼溶接熱影響部 (HAZ)、高温水中応力腐食割れ (SCC)、SCC 進展速度、温度依存性、軽水炉 (LWR)、加圧水型原子炉 (PWR)

Abstract It is known that SCC growth rate of austenitic stainless steel (ASS) in high-temperature water is accelerated by hardening of cold-work (CW). The weld heat-affected-zone (HAZ) of the ASS is also hardened by deformation by weld shrinkage. However, only little have been reported on the SCC growth behavior in weld HAZ of the ASS in hydrogenated high-temperature water. There are not many discussions about the relationship between the SCC behavior of the both conditions. Since the 2000s, INSS has studied on the SCC growth behavior in the weld HAZ of the ASS. In this report, research results in INSS on the SCC growth behavior in weld HAZ are reviewed, and future subjects are described.

As a result, the SCC growth behavior in weld HAZ of ASS showed similar rate and temperature dependence on SCC of the cold-worked material with the same hardness. It was considered that the SCC growth behavior of the cold-worked material and the HAZ could be estimated by hardness. However, in the SCC growth test, it is difficult to directly evaluate the SCC behavior of the near the surface area, such as SCC initiated portion. In the future, it is important to study the SCC behavior from the viewpoint of microscopic evaluation and mechanism to ensure high reliability for light water reactor (LWR) for SCC evaluation.

Keywords stainless steel weld heat affected zone (HAZ), stress corrosion cracking (SCC) in high-temperature water, SCC growth rate, temperature dependence, light water reactor(LWR), pressurized water reactor (PWR)

1. はじめに

オーステナイト系ステンレス鋼は、軽水炉 (light water reactor, LWR) の配管材料などとして、沸騰水型原子炉 (boiling water reactor, BWR) や加圧水型原子炉 (pressurized water reactor, PWR) で広く使用されている。このオーステナイト系ステンレス鋼の実機における SCC 経験としては、

1970年代にBWRで報告された鋭敏化 (Cr炭化物の析出による粒界Cr濃度の低下) ステンレス鋼のSCC事例⁽¹⁾が知られており、その後その対策材として開発された低炭素ステンレス鋼においても、2000年代にBWRのシュラウドや再循環配管の溶接熱影響 (heat affected zone, HAZ) 部でのSCC事例が報告されている^(2,3)。この非鋭敏化低炭素ステンレス鋼のSCC事例では、材料因子として表面の強い加工や溶

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

接熱影響による硬化が影響したと考えられている^(2,3)。その後この非鋭敏化低炭素ステンレス鋼のSCC進展挙動に関する研究が精力的に行われ、BWRの通常水質(normal water chemistry, NWC)のような酸素を含む288°Cの高温純水中でのSCC進展速度データが取得・整備され^(4,6)、またHAZ部の硬化領域で、母材に比べてSCC進展が促進されることなども報告されている⁽⁴⁾。

PWRの1次冷却材環境下では、BWRのNWCのような酸素を含む高い腐食電位環境下と異なり、水素脱気により腐食電位が十分に下げられた環境となっており、このような低い腐食電位環境下においては、従来ステンレス鋼でSCCは起こらないとされてきた。事実、過去のPWRにおけるステンレス鋼のSCC事例は、照射の影響を受けたIASCC⁽⁷⁾や酸素滞留部など特殊な事例^(7,8)のものが主であった。しかし近年では、フランスにおける強い冷間加工を受けたtype 316L製のヒータシースのSCC事例⁽⁹⁾、冷間加工されたtype 316L製ボルトのSCC事例⁽¹⁰⁾、日本におけるセーフエンド配管(SUS316製)溶接熱影響部近傍の粒界割れ事例^(11,12)、スプレイ配管(SUS316製)溶接熱影響部のSCC事例⁽¹³⁾、フランスにおける安全注入系配管(type 316LN製)の溶接熱影響部のSCC事例⁽¹⁴⁾が報告され、いずれの場合も明瞭な鋭敏化は確認されておらず、SCCの材料因子としては表面などの強い加工や溶接熱影響による硬化などが影響したものと推定されている。

一方、実験室では、強い冷間加工を受けることにより、BWRの水素注入(hydrogen water chemistry, HWC)環境やPWRの1次冷却材のような低い腐食電位環境下においても、非鋭敏化オーステナイト系ステンレス鋼のSCCが進展し得ることが指摘され、加工を考慮した材料のSCC進展挙動に関する研究が実施されてきた⁽¹⁵⁻²⁵⁾。

INSSでも、このPWRにおける1次冷却材中の非鋭敏化オーステナイト系ステンレス鋼のSCC挙動に関して、冷間加工を考慮したステンレス鋼のSCC進展評価⁽²²⁻²⁵⁾、並びにHAZ部の硬化領域を対象としたSCC進展評価⁽²⁶⁻²⁸⁾などを、2010年代より実施してきた。本報告では、特にこれまで実施してきたHAZ部の硬化領域におけるSCC進展挙動の研究結果を中心に、既報の内容を改めて整理し取りまとめて紹介するとともに、最近の実機事例を考慮し今後の課題を述べる。

2. これまでの研究状況と今後の課題

オーステナイト系ステンレス鋼のHAZ部の硬化領域でのPWR1次冷却材環境下(低電位環境下)の実機事例については、前述のとおり限定的であったこともあり、研究例は多くない。INSSでは早くからこの問題に着目し、2種類の溶接材のHAZ部の硬化領域でのSCC進展評価を実施し報告してきた⁽²⁵⁻²⁷⁾。

本項では、これらの研究内容を、まず対象材料の製作履歴の観点で2.1と2.2項にまとめた。詳細は後述するが、前者(2.1項)はブロック状のステンレス鋼を用いた通常開先のTIG+SMAWによる溶接材で、後者は配管材を狭開先全層TIGで溶接したものである。本報告では、両者の結果を改めて再整理し、HAZ部の硬化傾向の比較と冷間加工度との関係(2.3項)、溶接線からの距離に応じたSCC進展挙動(2.4項)、SCC進展挙動のK依存性と冷間加工材との比較(2.5項)、SCC進展速度の温度依存性と冷間加工材との比較(2.6項)として再整理し紹介し、最後にSCC挙動に及ぼすその他の材料因子と今後の課題(2.7項)を述べる。

なお、INSSの冷間加工材及びHAZ部硬化領域のPWR1次冷却材環境下のSCC進展速度に関するデータ⁽²²⁻²⁸⁾は、米国電力研究所(EPRI)の技術報告書(MRP-458)⁽²⁹⁾において、他の研究者のデータとともに集約され、SCC進展速度線図が提案されている。

2.1 TIG+SMAW溶接材⁽²⁷⁾

ステンレス鋼溶接金属は、市販の316Lおよび308L組成の溶接棒を用い、それぞれSUS316とSUS304にV開先を施し、初層部を(tungsten inert gas, TIG)溶接、中間部は被覆アーク溶接(shielded metal arc welding, SMAW)による多層盛りで製作したものを基本素材とした。溶接完了時の外観を図1(a)に母材金属の化学組成を表1に示す。この溶接材は、ブロック状の母材を図のように拘束台上に固定した状態で溶接した。図1(b)に溶接マクロ組織とCT試験片採取位置、硬さ測定位置を示す。本溶接材は、溶接金属部初層部のSCC進展評価⁽³⁰⁾のために、ブロックの途中から開先加工を施して溶接したので、通常の配管突合せ溶接の場合に施工する内表面のシンニング加工はなく、また初層溶接部近傍の拘束条件や冷却過程も、実際の配管周方向溶接の条件とは厳密には異なるものと考えられる。なお、本溶接による硬化傾向については、2.3項にて紹介する。

SCC進展試験片は、図1(b)に示したように、溶接線から1および3mmの位置で、SCC進展方向が溶接線と平

行になるように採取し、SCC進展試験に供した。試験条件の詳細は、既報⁽²⁷⁾を参照されたい。SCC進展速度の詳細や比較については、2.4項以降で紹介する。

2.2 狭開先TIG溶接材⁽²⁸⁾

試験材（モックアップ材）の寸法図を図2(a)に示す。この溶接材は、配管材を狭開先TIG溶接したものである。母材はステンレス鋼 SUS F316であり、材料組成を表2に示す。図2(b)に溶接マクロ組織とCT試験片採取位置、硬さ測定位置を示す。図に示したように、SCC進展試験片は溶接線から1, 2, 3と4 mmの位置で、SCC進展方向が溶接線と平行になるように採取し、SCC進展試験に供した。試験条件の詳細は、既報⁽²⁸⁾を参照されたい。SCC進展速度の詳細や比較については、2.4項以降で紹介する。

2.3 HAZ部の硬化傾向の比較と冷間加工度との関係

図3と4にCT試験片採取位置近傍における硬化傾向を、溶接線からの距離に応じて示した。本報告の2種類の溶接材のHAZ部の硬化傾向は、10 mm程度の位置から溶接線に向かって次第に硬化する傾向を示し、両者ともに溶接時の熱歪みの影響で硬化したものと考えられる。図3のTIG+SMAWの硬化傾向は、図4の狭開先TIGの硬化傾向と明確な差はなく、類似していた。

図5には、HAZ部の硬化傾向を、SUS316とSUS304を同時にプロットし比較して示した。両者の硬化傾向に明瞭な差は見られなかった。

次に、溶接手順の異なるSUS316の硬化傾向を詳細に比較するために、溶接線から20mmまでの範囲の硬さを同一グラフにプロットして図5に示した。図から、溶接線から10 mmの位置から溶接線に向かって硬化する傾向は、TIG+SMAW（青丸）と狭開先TIG（黒丸）であまり変わらず、また溶接部近傍（1~4 mm）の範囲では、前者の最小値と最大値はHV (0.05) =215~238、後者はHV (0.05) =220~245の範囲であり、この範囲の硬さに明瞭な差はなかった。一方、10 mm以上離れた位置では、TIG+SMAW材でHV(0.05)=170前後、狭開先TIG材で概ねHV(0.05)=150程度と Δ HV=20程度の差があった。この位置の硬さは母材硬さに相当すると思われるので、母材の素材（SUS316とSUS316）硬さに差があったものと思われる。以上のように、母材硬さに若干の差はあるものの、溶接部近傍での硬化傾向に明瞭な差は見られなかった。

ここで両者の溶接方法などによる影響を考える。両者は、溶接方法（TIG+SMAWと全層TIG）、開先形状（通常開先と狭開先）も異なるが、ブロック状の母材を固定した溶接と、配管周方向溶接の違い及び板厚の違いもある。まず、開先形状の違いについては、通常開先に比べて狭開先による溶接の場合、その硬化傾向は、前者がより硬化し、後者は硬化が抑制され、また配管内表面側でより硬化すると報告されている⁽²⁾。板厚については、より大口径の肉厚配管ほど硬化する傾向が報告されている⁽¹²⁾。溶接手順の違いとしては、ブロック状の母材を固定した溶接と、配管周方向溶接の違いがある。ただし、本報告のブロック状の母材を用いた溶接手順では、母材を拘束台に固定して溶接したため、溶接時の変形を避けることができ、結果として溶接部近傍の熱歪みもある程度再現できたものと考えられる。また、本項で比較した硬さ測定位置は、CT試験片採取時の予亀裂先端近傍の位置に相当するようにしたため、配管肉厚方向内表面側から離れた位置となっており、また内表面からの距離も異なる。以上のように複数の因子が異なるため一概には結論付けられないが、溶接方法、開先形状、溶接手順、板厚などが異なるものの、結果としてこの位置の硬化傾向は類似の傾向となったものと考えられる。

ここで、HAZ部の硬化領域と冷間加工度との関係を考える。HAZ部の硬化領域の硬さは、測定場所によるバラツキも大きいことから、溶接線から4 mmまでの硬さ範囲を、INSSの冷間加工材で取得した硬さと冷間加工度との関係にプロットして図6に示す。図のように、2種の溶接材の同領域の硬さHV (0.05) =215~245をプロットすると、冷間加工度で5~9%相当と見積もられた。

2.4 溶接線からの距離に応じたSCC進展挙動（EPRによる鋭敏化評価とTEM/EDS分析結果との関係）

図7に溶接線からの距離に対するSCC進展速度を示した。HAZ部のSCC進展速度は、溶接線からの距離1~4 mmの位置にはあまり影響を受けず、同程度のSCC進展速度を示した。またSUS304とSUS316の鋼種間の差も明瞭でなく、さらにTIG+SMAWと狭開先TIGとの差も明瞭ではなかった。

鋭敏化（Cr炭化物の析出による粒界Cr濃度の低下）の状況把握のため、TIG+SMAW溶接材のSUS316およびSUS304のHAZ部で鋭敏化度（electric polarization reactivation, EPR）測定を実施したが有意なEPR値は検出されず、鋭敏化は検出されなかった。EPR測定による鋭敏化度評価より

も詳細な評価をするため、鋭敏化度測定後のマイクロ組織観察結果 (SUS304の例) を図8に示す。鋭敏化した溶接熱影響部や鋭敏化模擬材では、鋭敏化度測定後にマイクロ組織観察をすると、再活性化時の粒界溶出に起因する粒界の溝が観察されるが、そのような痕跡は観察されず、詳細マイクロ観察においても、鋭敏化の兆候は確認されなかった。

さらに、粒界のわずかな析出挙動や粒界組成の確認のために、狭開先TIGについては、透過電子顕微鏡 (transmission electron microscopy, TEM) 観察による評価を実施した⁽²⁸⁾。その結果によると、溶接線から1及び2 mmの位置の観察結果で、わずかにCr炭化物が検出されるケースがあり、またそれに伴うわずかな粒界Cr濃度の低下も確認され、わずかな鋭敏化の兆候が観察されている。ただし、図7に示したSCC進展速度は、溶接線からの距離に対して明瞭な差はなく、そのようなわずかな鋭敏化の兆候は、SCC進展にあまり影響しないものと考えられた。なお、実際のTEM観察結果⁽²⁸⁾については、既報を参照されたい。

図5に示したように、溶接線からの距離 1~4 mmの位置の範囲では、硬さにも大きな差がなかったため、SCC進展速度も同程度となったものと考えられる。

2.5 SCC進展速度のK依存性と冷間加工材との比較

図9に、HAZ部硬化領域のSCC進展速度の応力拡大係数 (K) 依存性を示す。明瞭なK依存性を議論するには、データ数が少ないが、 $K=30\sim 40 \text{ MPa} \cdot \text{m}^{1/2}$ の範囲のSCC進展速度は溶接線からの距離によらず、あまり変わらなかった。 $K=30 \text{ MPa} \cdot \text{m}^{1/2}$ 未満では急激にSCC進展速度が低下する傾向があるように見受けられるが、この点はさらに検証が必要である。なお、図には鋼種、溶接法と採取位置が識別できるようにプロットしたが、それぞれの差は明瞭ではなかった。

このHAZ部SCC進展速度を冷間加工材のK依存性と比較して図10に示した。冷間加工材のデータは全て黒色とし、加工度毎にマークを変更して示した。図から、HAZ部のSCC進展速度は、10%CW316(TS)材のSCC進展速度と近い値であることがわかった。

2.6 SCC進展速度の温度依存性と冷間加工材との比較

図11に、HAZ部硬化領域のSCC進展速度の温度依存性を示す。HAZ部のSCC進展速度の温度依存性は、250から

320°Cの範囲ではアレニウス型の温度依存性を示し、その後340°Cで抑制し、320°C近傍にピークを持つ温度依存性を示した。なお、この図でも鋼種、溶接法と採取位置が識別できるようにプロットしたが、それぞれの差は明瞭ではなかった。一部、低K値と示したデータ2点は、図9の低K値側で遅いSCC進展速度のデータと整合し、記載のとおりK値が低いためにSCC進展速度が遅くなったものと考えられる。

このHAZ部SCC進展速度を冷間加工材の温度依存性と比較して図12に示した。HAZ部のデータは、図11に示したものと同じであるが、前述のとおり溶接線からの距離に対する差が少ないことから、煩雑さを避けるため鋼種と溶接法のみ識別できるようにマークと色分けを変更した。冷間加工材のデータは、全て黒色とし、加工度毎にマークを変更して示した。図から、HAZ部のSCC進展速度は、ここでも10%CW316(TS)材のSCC進展速度と近い値であり、且つ温度依存性も、同加工材と類似の傾向であることが分かった。

2.7 SCC挙動に及ぼすその他の材料因子と今後の課題

ここでは、SCC挙動に及ぼす材料因子の観点で、ここまでの結果とその他の考慮すべき因子についてまとめる。

本報告で用いたTIG+SMAWと狭開先TIGのHAZ部には、図8や既報^(27,28)で示したように明確な鋭敏化 (Cr炭化物の析出と粒界Cr濃度の低下) は確認されなかった。SCCの影響因子の内の一つである鋭敏化の影響がほぼなかったため、硬さが同じ冷間加工材とある程度挙動が類似したものと推定される。なお、鋭敏化などの影響があった場合、PWR1次冷却材環境下における粒界炭化物の存在は、SCC進展をむしろ抑制することが報告されている^(22,31)。また、材料のCr濃度の影響のみで考えた場合、Cr濃度の低下自体は、PWR1次冷却材環境下においても、SCC進展速度の増加要因となり得る⁽²²⁾ことも報告されている。以上のように鋭敏化によって生じた変化を個別に考えた場合、SCC挙動に対する影響が異なるので、鋭敏化が関係する条件においては、Cr炭化物の影響とCr欠乏の影響の両者を考慮に入れる必要がある。

スプレイ配管 (SUS316製) 溶接熱影響部のSCC事例⁽¹³⁾では、溶接の初層部近傍でより大きな入熱などの影響で特異な硬さになったことが一因とされ、またSCC発生部位は溶接線に近接し、その内表面のシンニング加工による硬化は溶接熱影響により緩和していたことなどが報告されてい

る。この部位は、内表面のシンニング加工と溶接熱履歴の重畳によって、表面近傍の金属組織や応力分布は、より複雑であったと想定される。一方、BWRの再循環配管のSCC事例では、SCCの発生位置は溶接線に近いものもあるが、2~4.5 mm 離れた位置と報告^(2,3)されている。またPWRのセーフエンド配管の粒界割れ事例においても、溶接線から3~5 mm 離れた位置であったことが報告^(7,12)されており、SCC発生位置の観点では違いも見られる。SCCに及ぼす材料因子の観点では、硬さがひとつの重要な因子と考えられるものの、SCC発生位置との相関については疑問も残る。その点も考慮し、今後その他の材料因子の影響も考慮に入れつつ、より詳細な検討が望まれる。

スプレイ配管のSCC事例では、その後の類似箇所の検査プログラムでSCCは報告されていないが、フランスの安全注入系配管のSCC事例では、その後の検査プログラムで類似箇所のSCCが複数報告されており⁽⁴⁾、運転条件にもよるが、運転中わずかに存在する可能性のある酸素の影響や、熱成層に伴う変動荷重の影響の可能性などが指摘されている。これらの点についても国内外で今後より詳細な調査や検討がなされるものと思われる。本項では、材料因子について述べてきたが、材料因子はその応力条件や環境条件によってその効果が変わり得るので、その点も含めた材料因子の評価も重要である。

3. まとめ

ステンレス HAZ 部の硬化領域 (SUS316, SUS304) のPWR1 次冷却材模擬水中の SCC 挙動について、これまでの研究状況を改めて整理し、紹介した。主要な結論と今後の課題について以下に述べる。

- (1) ステンレス鋼 HAZ 部は溶接時の熱歪みなどにより硬化し、その硬化に伴いPWR1 次冷却材環境下でのSCC 進展が増加するものと考えられる。
- (2) 肉厚中間部の HAZ 部の硬化領域は、溶接線近傍に近づくにつれて硬化し、溶接線から 4 mm 程度までの範囲では HV(0.05)=215~245 程度であり、本報告の2種類の溶接材の硬化傾向に大きな違いはなかった。その硬さは冷間加工度 10%の SUS316 と同程度であり、SCC 進展速度も 10%CW316 と同程度であった。また、SCC 進展速度の温度依存性も、10%CW316 と類似の挙動を示した。以上から HAZ 部硬化領域のSCC 進展挙動は、硬さが同程度の冷間加工材のSCC

進展挙動を用いることによって、ある程度推測可能と考えられる。

- (3) 本報告で用いた SUS316 及び SUS304 と溶接条件の組み合わせでは、明瞭な熱鋭敏化を生じにくかった。また、わずかな粒界析出物と弱い Cr 欠乏が検出されるケースもあったが、SCC 進展速度に大きな影響はなかった。
- (4) スプレイ配管 (SUS316 製) 溶接熱影響部の SCC 事例では、溶接の初層部近傍でより大きな入熱などの影響で特異な硬さになったことが材料因子の一つとして指摘されている。今後、SCC 発生にかかる知見集約のためには、実機におけるこの部位の硬さ以外の影響因子の適切な評価と、特異な硬化が生じた理由の明確化などが重要と考えられる。

謝辞

本研究を遂行するにあたり、腐食試験等の実施にあたっては、(株)原子力安全システム研究所 材料グループ 村上公治氏、平尾充司氏 (現関電プラント)、高瀬亮人氏 (現東洋紡) の協力があつた。この場を借りて謝意を表す。

本報告の一部は PWR 電力 5 社委託による (社) 腐食防食協会の「オーステナイトステンレス鋼の粒界割れ発生メカニズムの究明に関する研究 (Step2)」の一環として実施され、INSS JOURNAL Vol19 (2012)にて報告済⁽²⁸⁾のものも引用し、再編集したものである。改めて関係各位に謝意を表す。

引用文献

- (1) 小若正倫, アグネ承風社, 新版 金属の腐食損傷と防食技術, ステンレス鋼の応力腐食割れ
- (2) 経済産業省 原子力安全・保安院, 「炉心シュラウドおよび原子炉再循環系配管の健全性評価について—検討結果の整理—」, 経済産業省白書・報告書, (2004) .
- (3) 鈴木俊一, “ 解説シリーズ 技術継承私塾, 低炭素ステンレス鋼の応力腐食割れについて”, 日本原子力学会誌, Vol64, No.4, pp.216-220 (2022)
- (4) S. Suzuki et.al. “Stress Corrosion Cracking in Low Carbon Stainless Steel Components in BWR”, E-Journal of Advanced Maintenance. Vol.1 (2009) 1 29.

- (5) (独)原子力安全基盤機構 平成19年度 原子力用ステンレス鋼の耐力腐食割れ実証に関する報告書 平成21年2月
- (6) (独)原子力安全基盤機構 平成20年度 低炭素ステンレス鋼の低き裂進展速度領域線図の検証に関する報告書 平成22年3月
- (7) Francois Cattant, HANDBOOK DESTRUCTIVE ASSAYS, EDF and MAI (2014).
- (8) G. O. Ilevbare, F. Cattant and N. K. Peat, Fontevraud 7, A115 T03, (2010).
- (9) T. Couvant, P. Moulart, L. Legras et al., PWSCC of austenitic stainless steels of heaters of pressurizers, Proc. Int. of Fontevraud 6, (2006).
- (10) IRSN Report DG/2013-00005-EN, p.29, "IRSN's Position on Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France, 2012"
- (11) T. Shoji, K. S. Lu, S. Hirano et al., Effects of Cold Work and Stress on Oxidation and SCC behavior of Stainless Steels in PWR Primary Water Environments, Proc. Int. Symp. Fontevraud 7, Sept. 26-30(2010).
- (12) N. Matsubara, T. Kobayashi, K. Fujimoto, Y. Nomura, N. Chigusa, S. Hirano, Fontevraud VII (2010).
- (13) ニューシア, "大飯発電所3号機 加圧器スプレイ配管溶接部における有意な指示", 2020-関西-M0003 Rev.6, 更新日 2022/07/27
- (14) ASN, <https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-phenomenon-detected-on-the-safety-injection-system-of-civaux-npp-reactor-1>, 公開日 2021/12/21
- (15) P.L. Andresen, T.M. Angeliu, W.R. Catlin, L.M. Young and R.M. Horn, Corrosion/2000, Paper No. 203 (2000).
- (16) P.L. Andresen, T.M. Angeliu and L.M. Young, Corrosion/2001, Paper No. 01228 (2001).
- (17) P.L. Andresen, Corrosion/2002, Paper No. 2509 (2002).
- (18) P.L. Andresen, L.M. Young, W.R. Catlin and R.M. Horn, Corrosion/2002, Paper No. 2511 (2002).
- (19) M.O. Speidel and R. Magdowski, Corrosion/2000, Paper No. 00222 (2000).
- (20) T. Shoji, G. Li, J. Kwon, S. Matsushima and Z. Lu, Proceedings of the Eleventh International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Stevenson, WA, pp. 834-844 (2003).
- (21) M.L. Castano Marin, M.S. Garcia Redondo, G. de Diego Velasco and D. Gomez Biceno, Proceedings of the Eleventh International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Stevenson, WA, pp. 845-854 (2003).
- (22) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi and G. Chiba, "Influence of Carbide Precipitation and Rolling Direction on Intergranular Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels in Hydrogenated High-Temperature Water", Corrosion, Vol. 62, No. 7, p. 568 (2006).
- (23) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi and G. Chiba, "Cold Work and Temperature Dependence of Stress Corrosion Crack Growth of Austenitic Stainless Steels in Hydrogenated and Oxygenated High-Temperature Water", Corrosion, Vol. 63, No. 12, p. 1114 (2007).
- (24) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi and T. Miyamoto, "Dependence of Stress Corrosion Cracking for Cold-Worked Stainless Steel on Temperature and Potential, and Role of Diffusion of Vacancies at Crack Tips", Corrosion, Vol. 64, No. 9, p. 691 (2008).
- (25) T. Terachi, T. Yamada, T. Miyamoto, K. Arioka, "SCC growth behaviors of austenitic stainless steels in simulated PWR primary water", Journal of Nuclear Materials 426 (2012) 59-70
- (26) T. Yamada, T. Terachi, T. Miyamoto and K. Arioka, "SCC growth behavior in weld heat-affected-zone of stainless steel in hydrogenated high-temperature water", 材料と環境 2010, A-201
- (27) 山田卓陽, 寺地巧, 宮本友樹, 有岡孝司, ステンレス鋼溶接熱影響部の水素添加高温水中 SCC 進展挙動, INSS Journal, Vol. 17, pp. 150-158, (2010).
- (28) 青木政徳, 寺地巧, 山田卓陽, 有岡孝司, "ステンレス鋼の溶接熱影響部での応力腐食割れ (SCC) 挙動の検討—溶接線からの距離による影響—, INSS Journal, Vol. 19, pp.118-130, (2012).
- (29) EPRI, 2022 technical report, Materials Reliability Program: Stress Corrosion Crack Growth Rates in Stainless Steels in PWR Environments (MRP-458).
- (30) 山田卓陽, 寺地巧, 宮本友樹, 有岡孝司, ステンレス鋼およびステンレス鋼溶接金属の高温水中応力腐食割れ挙動に及ぼす長時間熱時効の影響—これまでの研究状況と今後の課題, INSS Journal, Vol. 23, pp. 145-152, (2016).
- (31) T. Yamada, T. Terachi, K. Arioka, "Effect of Grain Boundary carbide on IGSCC growth of austenitic stainless steels in high-temperature pure water", Corrosion/2008, Paper No. 08596 (2008).

表1 母材金属の化学組成⁽²⁷⁾

	C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Mo	Fe
SUS316	0.047	0.44	1.42	0.024	0.0005	16.47	11.05	2.08	Bal.
SUS304	0.04	0.31	1.59	0.031	0.001	18.34	9.21	0.37	Bal.

表2 母材金属の化学組成⁽²⁸⁾

	C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Mo	N
SUSF316	0.05	0.52	1.81	0.023	<0.001	16.08	13.11	2.11	0.04

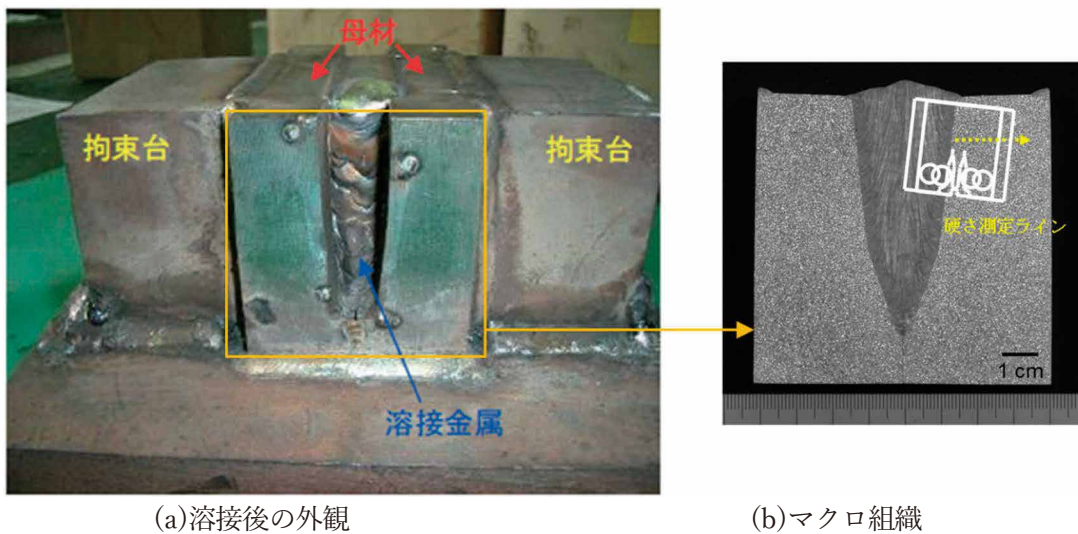


図1 (a)溶接状況の外観 (TIG+SMAW) と(b)溶接マクロ組織 (試験片採取位置と硬さ測定位置)

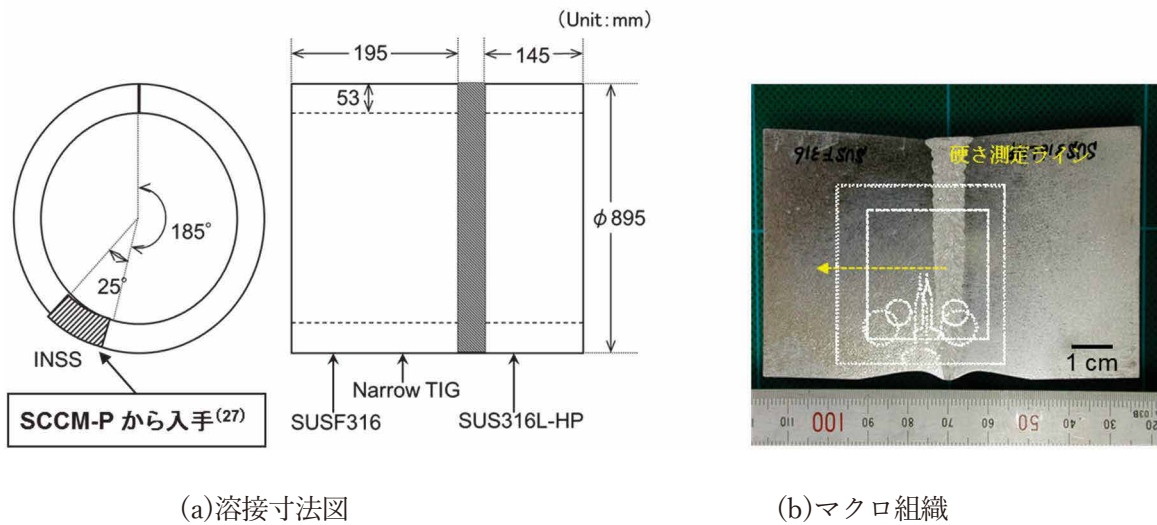


図2 (a)溶接寸法図と入手範囲 (狭開先 TIG) と(b)溶接マクロ組織 (試験片採取位置と硬さ測定位置)

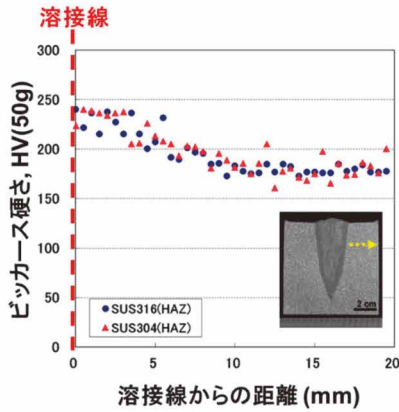


図3 溶接線からの距離に対する硬さ分布 (TIG+SMAW)

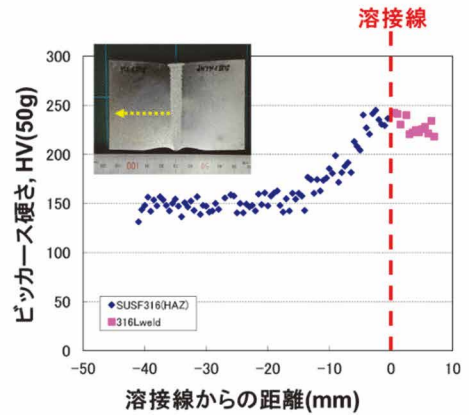


図4 溶接線からの距離に対する硬さ分布 (狭開先 TIG)

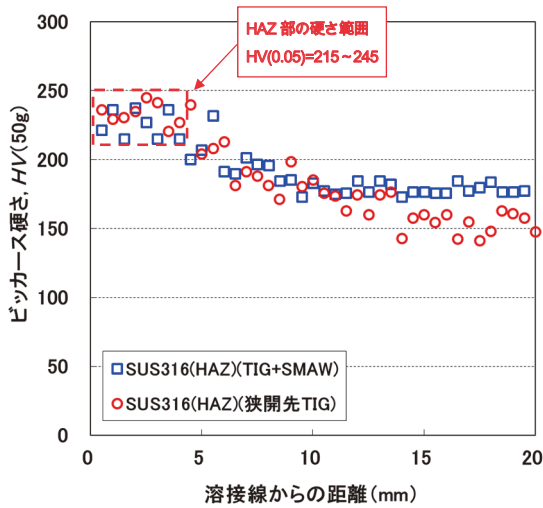


図5 溶接線からの距離に対する硬さ分布 (TIG+SMAW と狭開先 TIG の比較)

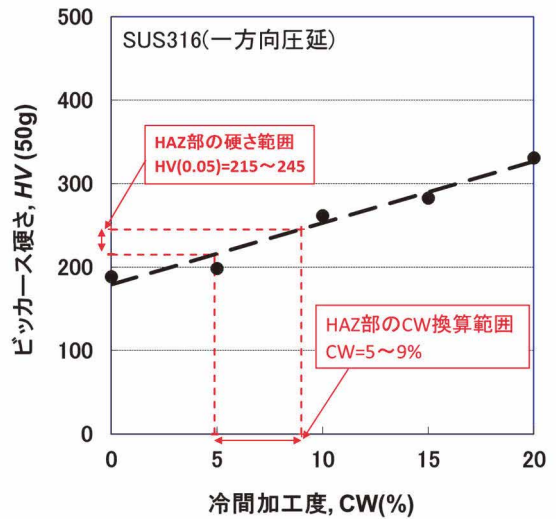


図6 硬さと冷間加工度の関係 (HAZ 部硬化領域の換算)

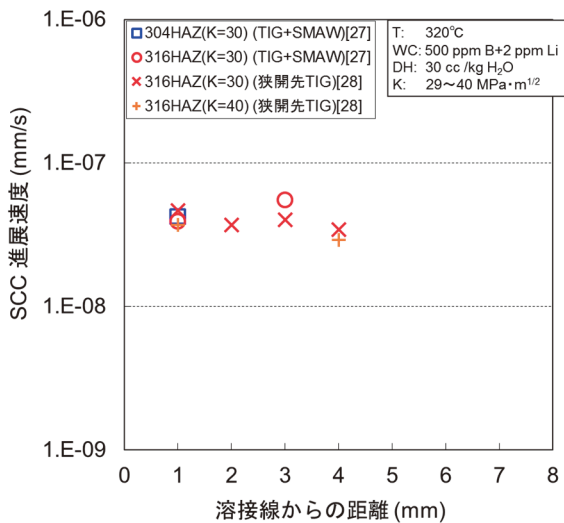


図7 溶接線からの距離に対する SCC 進展速度 (TIG+SMAW と狭開先 TIG)

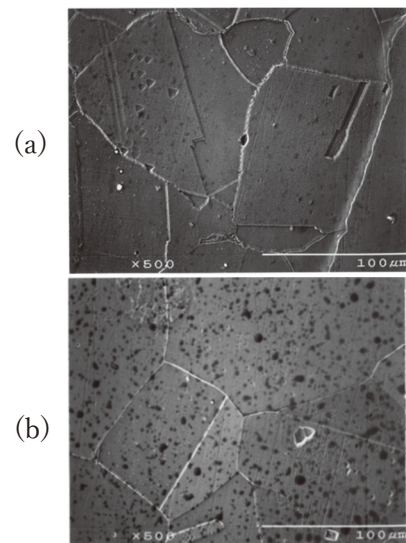


図8 EPR 測定後のマイクロ組織 (a)HAZ 1mm (b) 3mm

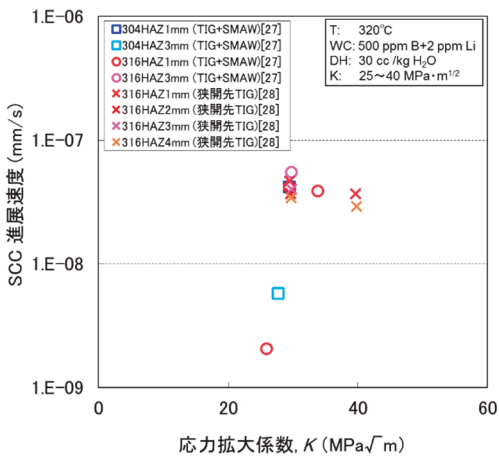


図9 HAZ部のSCC進展速度のK依存性

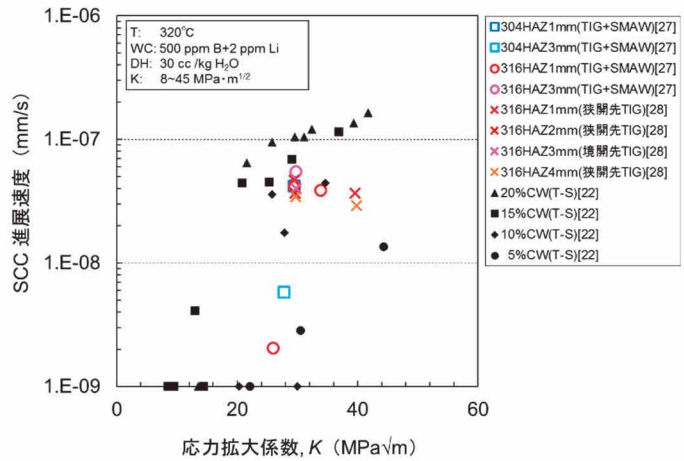


図10 HAZ部のSCC進展速度のK依存性
(冷間加工材との比較)

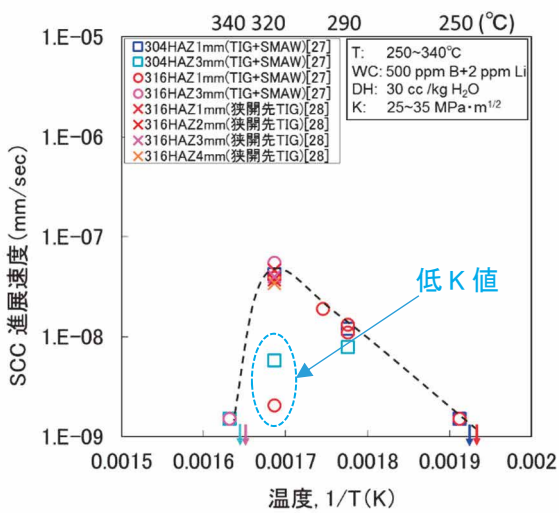


図11 HAZ部のSCC進展速度の温度依存性

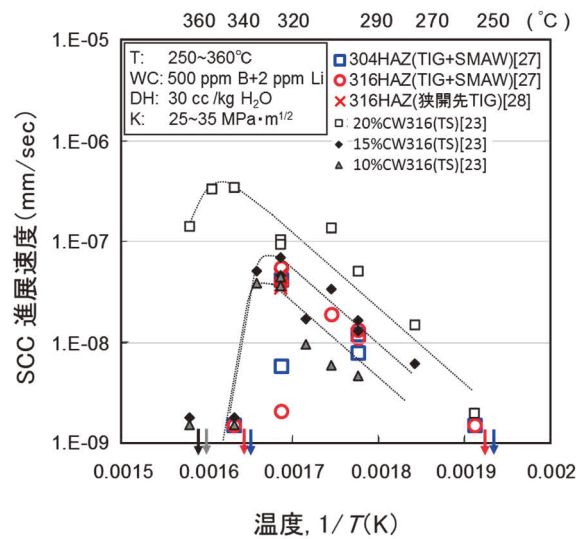


図12 HAZ部のSCC進展速度の温度依存性
(冷間加工材との比較)

働きがいのある会社で行われている取り組み ：テキストマイニングによる分類の試み

Actions to Make the Company a Great Place to work : Classification by Text Mining

後藤 学 (Manabu Goto) *1

要約 働きがいのある会社の取り組みに関する記述についてテキストマイニングを行い、取り組み内容の分類を試みた。共起ネットワークから得られた 13 のコミュニティを、(1) 制度整備に関する取り組み、(2) 人材育成に関する取り組み、(3) 意識共有に関する取り組み、(4) コミュニケーション活性化と一体感に関する取り組み、(5) 社会貢献に関する取り組み、の 5 つに整理した。各種取り組みに共通する要素としては、個々の社員の意志や考えを尊重した取り組みや、全社員の一体感を高める取り組みが多かった。

キーワード 働きがいのある職場, 取り組み, テキストマイニング

Abstract We conducted text mining on descriptions of the actions implemented by companies that are a great place to work, and we attempted to classify the contents. Thirteen communities were obtained from the co-occurrence network and their actions were organized into the following five categories: (1) actions related to reviewing the rules to make them easier to work with; (2) actions related to human resource development; (3) actions related to shared awareness; (4) actions related to communication activation and a sense of unity; and (5) actions related to social contribution. Common to all of these actions were respect for the will and ideas of individual employees and the enhancement of a sense of unity among all employees.

Keywords a great place to work, actions, text mining

1. 問題・目的

社員にとって「働きがいのある」会社では、どんな取り組みが行われているのだろうか。それは、多くの企業組織、経営者や企業人が持つ共通の関心事であろう。そこで本稿では、世の中で「働きがいのある会社」として高く評価されている職場がどのような取り組みをしているのか、その抽出・分類を試みた。こういった分類があることによって、他社ではどのような取り組みが多く行われているのか、自社で今後どのような取り組みが必要なのか、検討する手がかりになるものと考えられる。

働きがいは、SDGs (国際連合広報センター, 2019) の中で目標 8 「働きがいも経済成長も」として言及され、すべての人が「働きがいと十分な収入のある仕事 (decent work)」につくことが持続可能な社会にとって重要であることが謳われている。

社会心理学や産業・組織心理学では、働きがいは動機づけの文脈の中で注目されてきた。仕事への活動は、報酬や

圧力のような外界からの刺激や要請によって促進される (外発的動機づけ)。その一方で、仕事に取り組むことによってやりがいや喜びが得られ、より一層熱心に取り組むことでも活動は促進される (内発的動機づけ)。このように、働きがいがある状態には、待遇に恵まれ、働きやすい職場環境であることと、仕事に取り組むことそのものに魅力を感じていることが共に関連する。

本稿では「働きがいのある会社」とその取り組みとして、Great Place To Work® Institute Japan (GPTW Japan) の「働きがいのある会社」ランキング ベスト 100 の HP 掲載データを使用した (働きがいのある会社研究所, 2023)。Great Place To Work® (GPTW) は、世界約 100 カ国で「働きがいのある会社」を世界共通の基準で調査・分析し、各国の有カメディアでランキングを発表している。

GPTW では、「働きがい」を「働きやすさ」と「やりがい」の両方が兼ね備わった組織であると定義する (働きがいのある会社研究所, 2023)。そして、GPTW が定める全員型「働きがいのある会社」モデルに基づいて評価を行って

*1 (株) 原子力安全システム研究所 社会システム研究所

いる。このモデルでは、「働きがいのある会社」とは、マネジメントと従業員との間に信頼があり、一人ひとりの能力が会社全体のために最大限に生かされている会社を指す。そういった会社には、優れた価値観（バリュー）やリーダーシップがあり、イノベーションを通じて財務的な成長を果たすことができる。中でもマネジメントと従業員間の「信頼」は重要で、信頼を構成する5つの構成要素として「信用」「尊重」「公正」「誇り」「連帯感」があげられている。

GPTWによる「働きがいのある会社」調査は、働く人へのアンケートと、会社へのアンケートの2種類のアンケートで構成されている。信頼の5つの構成要素を測定する質問を中心に、自由記述や属性等に関する質問を追加した働く人への無記名アンケートと、企業文化や会社方針、人事施策（採用、経営層からの意見浸透、従業員からの意見聴取、人材育成、ダイバーシティ、ワークライフバランス、社会・地域貢献活動など）の具体的な取り組み内容をレポート形式で回答させる会社へのアンケートからなる。この2種類のアンケートが総合的に評価され、「働きがいのある会社」が選出される。

今回、著者が分類を試みたデータは、上記のアンケート結果によって選出されたベスト100各社が選んだ、一押し働きがいを高める取り組み（「イチオシ取り組み」）として、紹介されている記述である。多くの取り組みに関する記述が含まれるため、それを取り組み内容で分類できると望ましいと考えた。データの分類にあたっては、テキストマイニングによる分析を試みた。こういった分類作業では、大抵、KJ法（川喜田,2017）などの方法を用いて、親近感のあるものをまとめて分類することが定石である。しかしながら、今回のようにデータの件数が多く、1件（1社）のデータの中に複数の取り組みが記述されていれば、分類には相応の手間がかかる。また、分類の客観性を高めるためには、複数の者が分類内容を共有し合意を得る必要があり、相当なマンパワーを要する。テキストマイニングを活用することでこの種の分類・整理がどこまで効率的にできるのか、有効な分析ができるのか検討する。

2. 方法

2.1 分析対象

GPTW Japanが毎年認定・発表している、日本における「働きがいのある会社」ランキング ベスト100のサイトに掲載されている、各社の「施策名」と「イチオシ取り組み」を分析対象とした。施策名は各社30字程度、イチオ

シ取り組みは200字程度で、ランキングに選出された企業が作成した紹介文の形式で記述されたものであった。

2019年～2023年の5年間のランキングを対象としたところ、計660社分のテキストデータが得られた。各年度の内訳は、2023年版100社（15,40,45）、2022年版100社（15,40,45）、2021年版160社（25,65,70）、2020年版155社（25,65,65）、2019年版145社（25,60,60）であった（括弧内は、企業規模の部門別のデータ数を示す）。2021年度以前は100社以上の会社が選ばれているが、これは100社に限定せず一定水準を超えた企業が「働きがいのある会社」として選出されていたことによる。このランキングは、25人以上が在籍する法人企業によるエントリー方式で行われているため、各年度にランキングされる企業には重複があり、同一企業が複数回含まれていることも多い。「施策名とイチオシ取り組み」からなるテキストデータに加えて、年度（2019年～2023年）、企業規模（大規模部門、中規模部門、小規模部門）を外的変数として使用した。企業規模は、大中小の3部門で、大規模部門で社員数1,000人以上、中規模部門で100～999人、小規模部門で25～99人で区分された。

2.2 分析方法

テキストデータの分類を目的にテキストマイニングを行った。分析には、樋口（2020）のKH Coder3を用いた。分析を行う前に以下の前処理を行った。（1）以下の単語（バリュー、ミッション、ミーティング、ビジョン、ハッピー）は、出現頻度が多く、かつ、英語表記とカナ表記が混在していた。これらについては、英語表記をカナ表記に変換した。（2）複合語のうち、「従業員」（従業員）については、複合語の検出結果を参考に強制抽出した。

3. 結果

「施策名とイチオシ取り組み」からなる660件のテキストデータは、総抽出語数77,307、異なり語数4,985で、660件2,780文のテキストデータであった。

表1に、全テキストデータの出現回数上位50語の出現回数と文書数を示した。出現回数は、1件で抽出語が複数回使われた場合でも出現の度に都度カウントしている。文書数は、1件の中での重複使用はカウントしていない。

最も多く使用された語は「社員」で、出現回数949回であった。「社員」は660件の記述の中では415件（62.8%）で使用されていた。上位の語は、出現回数が多い語ほど文書数も多いが、「理念」「プロジェクト」「文化」のように

出現回数が多いものの文書数がそれほど多くない語も見られた。

表1 抽出語（上位50語）の出現回数と文書数

順位	抽出語	出現回数	文書数	順位	抽出語	出現回数	文書数
1	社員	949	415	26	チーム	121	92
2	会社	304	214	27	組織	120	87
3	制度	283	167	28	活動	119	73
4	働く	235	153	29	事業	119	75
5	行う	228	176	30	取り組み	117	102
6	成長	193	127	31	働きがい	117	92
7	社内	190	145	32	考える	115	91
8	環境	189	160	33	企業	114	79
9	実施	187	151	34	ビジョン	108	59
10	経営	183	121	35	参加	106	84
11	従業員	171	105	36	全員	106	90
12	実現	157	115	37	コミュニケーション	104	75
13	年	157	123	38	価値	104	82
14	共有	147	110	39	機会	104	95
15	仕事	147	106	40	表彰	104	61
16	理念	147	72	41	目指す	102	91
17	自分	141	109	42	業務	100	81
18	人	140	99	43	研修	99	61
19	当社	138	115	44	ワーク	97	69
20	プロジェクト	137	79	45	場	95	77
21	メンバー	133	90	46	評価	93	57
22	向上	128	101	47	推進	92	75
23	全社	128	99	48	採用	89	50
24	支援	127	85	49	キャリア	88	56
25	文化	124	76	50	大切	86	75

3.1 働きがいのある会社の取り組み分類

「施策名とイチオン取り組み」の全データについて共起ネットワーク分析を行った。最頻出語の「社員」は、取り組み内容と関係なく全体にわたって使用されていたことから、除外した上で分析した。

最小出現数50以上の語について共起ネットワークを作成した(図1)。共起度の高いまとまり(コミュニティ)が13抽出された(表2 2, 3列目)。ここから、語と語の結びつきの強さを基準に、共通する取り組みを読み取ることができた(同表4列目)。そこで、13のコミュニティをより上位の概念でまとめて、系統的に整理するため、取り組みの目的・意図の観点から、著者が5つに大分類した(同表1列目)。大分類は(1)制度整備に関する取り組み(C1, C4)、(2)人材育成に関する取り組み(C11)、(3)意識共有に関する取り組み(C3, C5, C8)、(4)コミュニケーション活性化と一体感に関する取り組み(C2, C7, C10)、(5)社会貢献に関する取り組み(C13)である。これ以外の3コミュニティ(C6, C9, C12)は取り組みの内容を示すものではなく、各種取り組み内容を説明する修飾語や、取り組みに関する記述を目的語にとった述語が抽出されており、「その他」と分類した。加えて、共起ネットワークから得られた、結びつきの強い語群を手がかりに、取り組みの具体的な内容について、以下のように解釈した。解釈にあたっては、共起ネットワークから得られる情報だけでなく、実際の記述内容を参照しながら検討した。表2に各コミュニティに含まれた語と、取り組みとして読み

取れること、実際の記述例をまとめた。実際の記述例には代表的な取り組みを掲載した。

制度整備に関する取り組みは、人事制度と働き方改革に関するトピックからなっていた。人事制度では、①社員の残した成果やプロセスが人事評価に反映されること、②会社に決められるのではなく、社員一人ひとりが主体的にキャリアを選択し、その選択を支持・尊重するような企業側の支援があることが働きがいのある職場に多く認められた。そういった制度があることによって、ビジョンの実現に向けて全社員が能力を発揮できる状態ができるものと推測される。

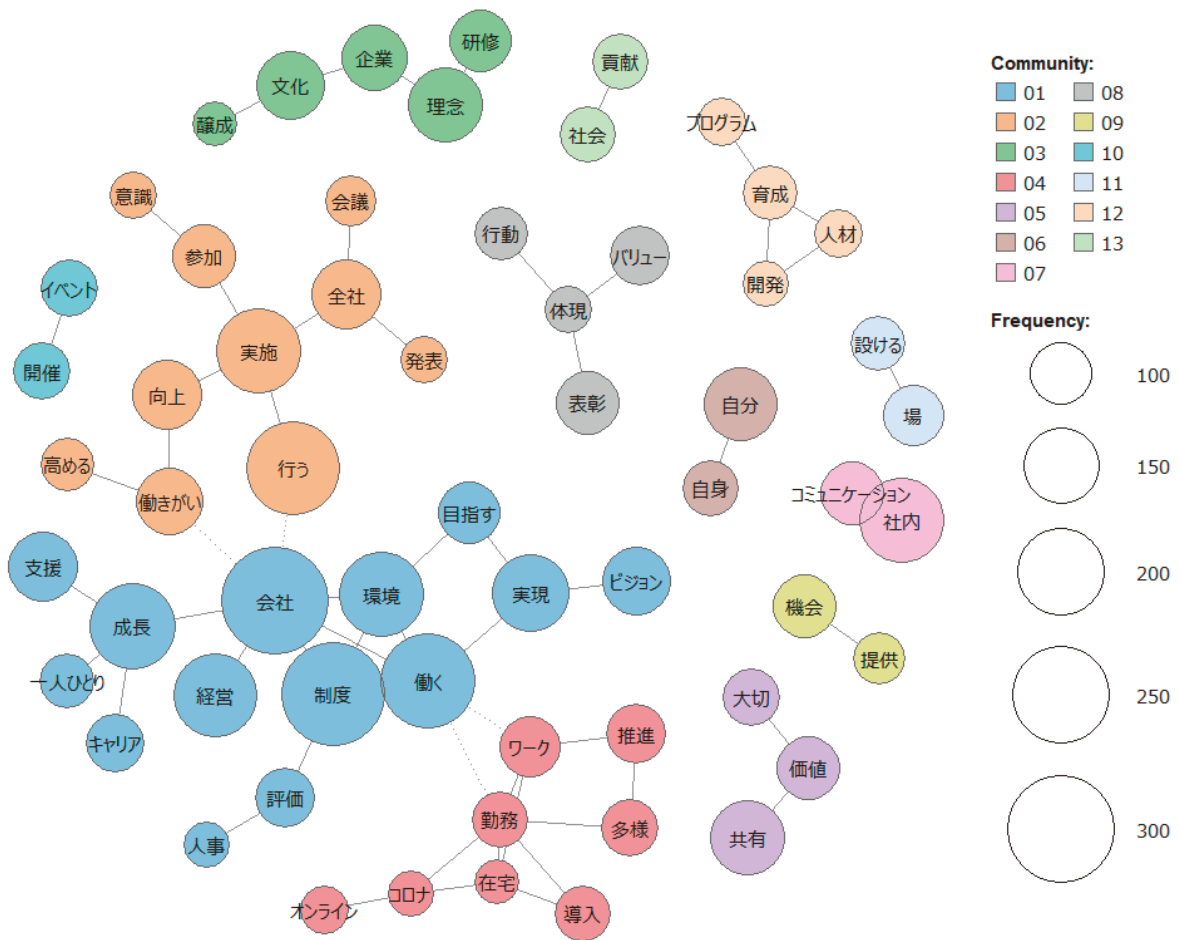
働き方改革では、①コロナ禍をきっかけとした在宅勤務やフレックス勤務の導入、②社員の希望に沿って職種やワークスタイル(時短勤務、時差勤務)を柔軟に選択・変更できること、③ダイバーシティを尊重し、多様な人材が等しく活躍できることが働きがいのある職場に多く認められた。

人材育成に関する取り組みとしては、個々のキャリアプランに即した人材育成はもちろん、入社したての社員に対して手厚いトレーニングプログラムが用意されているなどの工夫がなされているといった記述が目立った。

続いて、意識共有に関する取り組みは、理念や価値観の浸透・共有を目的に、①企業理念や経営理念など、企業の存在意義や目標を浸透させる取り組み、②社員としての判断基準や行動基準を共有させるための取り組みが働きがいのある職場に多く認められた。そして、③理念や価値を体現した社員を褒め表彰することで、他の社員の意識を高める取り組みが多く言及されていた。なお、「価値」と「バリュー」の語は、特定の会社や文脈によっては同義で用いられている場合もあったが、両者を同義語としてまとめなかったのには、「バリュー」と「体現」「表彰」の語の結びつきが強かったためである。

コミュニケーション活性化と一体感に関する取り組みは多様なものが記述されていた。①全社規模の会議、②コミュニケーション活性化を目的とした取り組み(例:ランチ会、クラブ活動、カフェスペースなど)、③社内イベント(例:運動会、社員旅行、レッスンやフォーラムなど)の開催が多く言及されていた。また、社員の家族と一緒に参加できるようなイベントについての言及が多いことが特徴的であった。

最後に、SDGsなどの社会貢献、地域貢献を目的とした取り組みについての記述がみられた。



Nodes 60 (114) , Edges 60 (6276) , Density .034, Min. Coef. .163

図1 「働きがいのある会社」の取り組みについての共起ネットワーク

3.2 年度別、企業規模別での検討

働きがいのある会社の取り組みが、年度や企業規模によって異なるのか検討するため、「抽出語×年度」と「抽出語×企業規模」の対応分析を行った。

抽出語×年度の分析の場合、2019年度の「プロジェクト」、2021年度、2022年度の「コロナ」「オンライン」、2023年度の「文化」「価値」の出現頻度は、他の年度と比して高かった。

「コロナ」と「オンライン」についてはコロナ禍の状況をふまえると、明らかにその年度に特有の使い方であったと考えられるが、「プロジェクト」や「文化」「価値」については、明確な理由を見出すことができなかった。

抽出語×企業規模では、特徴的な違いは見出せなかった。

4. 考察

働きがいのある会社で行われている取り組みに関する記述についてテキストマイニングを行い、取り組み内容の分類を試みた。共起ネットワークから得られた13のコミュニティを系統的に整理するため、筆者がより上位概念に分類し、

(1) 制度整備に関する取り組み、(2) 人材育成に関する取り組み、(3) 意識共有に関する取り組み、(4) コミュニケーション活性化と一体感に関する取り組み、(5) 社会貢献に関する取り組みを抽出できた。その上で、働きがいのある会社の典型的な取り組みに関する記述を整理した。働きがいのある会社にしかない要素とは何なのか、明確なことは現時点ではいえないが、個々の社員の意志や考えを尊重し、キャリアを自己決定させるような取り組みや、全社員の一体感を高めるような取り組みが多かったといえる。

テキストマイニングを用いることにより、1件ずつ読み込まずとも、語と語の結びつきによるまとまり(コミュニティ)

表2 「働きがいのある会社」の取り組みを構成する内容

大分類	コミュニティ	各コミュニティに含まれた単語	取り組みとして読み取れること	実際の記述例（一部編集して掲載）
制度整備	C1	会社、制度、環境、働く、経営、実現、目指す、ビジョン、評価、人事、経営、成長、支援、一人ひとり、キャリア	<ul style="list-style-type: none"> 人事評価制度 キャリア開発のための支援 ビジョンの実現に向けて全従業員が能力を発揮できる状態を目指す 	<ul style="list-style-type: none"> 年功序列ではなく、努力と成果が適正に評価される人事評価制度、賞与体系を採用している 社員ひとりひとりの意志を最優先に考えるキャリア開発制度 半年に1度の社内公募にて全社員が直属の上司への申告なしで、希望する部署へ挙手できる
	C4	勤務、在宅、コロナ、オンライン、ワーク、導入、推進、多様	<ul style="list-style-type: none"> 在宅勤務、リモートワーク、テレワークの導入 多様なワークスタイル、ワークライフの推進 多様な人材の尊重 	<ul style="list-style-type: none"> コロナ感染防止の対策として、在宅勤務と在宅手当、フレックス制度が導入された 多様なライフスタイルを尊重した新たな働き方制度 女性/障がい者/LGBT+/ワークライフ/インクルージョンの5つのカテゴリーで多様性の受容を推進している
人材育成	C11	人材、育成、開発、プログラム	人材育成、能力開発	<ul style="list-style-type: none"> 人材開発では、リーダー育成や成功体験の共有に注力し、独自開発プログラムのもと継続的な成長機会を提供している 社員それぞれの得意分野を社内講師としての立場で共有してもらい、それにより全社員の能力開発と、講師としてのプレゼンの質が高まり、双方が成長できる仕組みを作っている
意識共有	C3	企業、理念、文化、研修、醸成	研修等を通じ、企業理念・経営理念を浸透させる	<ul style="list-style-type: none"> 配属部門を超えて新入社員が一堂に会し、シニアリーダーから企業文化について直接学べる機会が基本理念の浸透に役立っている 企業理念と自身の仕事の結びつきの発表や、企業理念や社風に基づいた行動の実例発表を行い、常に全員で方向性が合った状態で業務に取り組めるようにしている
	C5	共有、価値、大切	価値（観）の共有	<ul style="list-style-type: none"> 弊社が大切にしている共通の価値観をまとめ、それをもとに拠点や部署を超えるメンバーがディスカッションを深め、普段の業務に落とし込んでいる 当社では、価値観の共有・意識の共有・情報の共有を行うために、週2回、社員全員が参加する全体会議を行っている
	C8	表彰、バリュー、体現、行動	MVV（ミッション、ビジョン、バリュー）を体現する人を表彰	<ul style="list-style-type: none"> バリューの体現度を人事評価の指標にも入れることで、より強くバリューを意識し、全社の一体感を醸成するような仕組みづくりを行っている 月に1回の全社ミーティングで、最もバリューを体現した仕事を行った社員に対し表彰を行っている
コミュニケーション活性化、一体感	C2	実施、行う、全社、参加、向上、働きがい、高める、会議、発表、意識	全員参加の場をつくり、働きがいを高める	<ul style="list-style-type: none"> 毎月の全社会議で前月に届いた顧客の声をスライドショーで紹介している 施策を実行するための全社的な応援もあり、新しい働きがい向上施策が次々に誕生している
	C7	社内、コミュニケーション	社内コミュニケーションの活性化	<ul style="list-style-type: none"> 全体集会、部門間の交流雑談会、女性社員の意見交換会などをオンラインで開催し、社内コミュニケーションを促進した 部門間や社員間のランチ、クラブ活動の補助などの社内コミュニケーション向上の取り組みを継続している フロアをカフェスペースにリニューアル。カフェスペースにしたことによりメンバー同士の距離が近くなり、社内コミュニケーションが活発になった
	C10	イベント、開催	社内イベントの開催	<ul style="list-style-type: none"> 経営幹部から従業員へ日頃の感謝（「ありがとう」）を直接伝える社内イベントが多数開催されている オンラインでヨガレッスンや、ハロウィンイベント、雑談会の開催などを行っている 年間30回の社内研修や方針発表会、社員旅行、フォーラムをはじめとした様々なイベントを企画・開催している
社会貢献	C13	社会、貢献	社会貢献活動、SDGs	<ul style="list-style-type: none"> 地域貢献プロジェクトは、ごみ拾いや職場体験、直売会など様々な活動を行った 環境問題等の社会貢献にも力を入れており、物流業界としてCO2削減などの様々な取り組みを行っている
その他	C6	自分、自身	自分自身	<ul style="list-style-type: none"> 毎月の社長との1on1ミーティングやフラットな組織構造により、誰でも経営に意見し、参加できる環境が整っているため、自分自身の会社であることを実感でき、働きがいを得ることができる
	C9	機会、提供	成長の機会や知る機会を提供する	<ul style="list-style-type: none"> 復職支援のため、育休中に就労機会を提供している 従業員が会社の重要な意思決定に参加できる機会を提供している
	C12	場、設ける	場を設ける	<ul style="list-style-type: none"> 全社集会・社内研修・交流の場などは、基本はリアルで集まりつつオンラインでも接続するハイブリッド運営を行い、新たな企業文化の醸成に挑戦している 社内有志のオンボーディングチームが、入社後トレーニング等のプログラムを作成・実施する他、積極的な交流の場づくりに励んでいる

を得ることができる。これは、KJ法（川喜田,2017）で言うところの第一段階（小グループ）のカテゴリー分けに近い状態の結果と言えるであろう。そこまでの作業自体については、筆者ひとりで短時間に進めることができた。ただ、その後、より上位のカテゴリーにまとめる段階については、筆者のテキストマイニングの技術では、典型的な取り組みを列挙できるような分類に持つていくことはできなかった。そのため、著者自身でデータを確認し、上位カテゴリーへの分類を行った。下位カテゴリーから上位カテゴリーまでを含めた階層的な分類については、クラスター分析等の適用も考えられたが、こちらも解釈可能な水準の結果を見出せなかった。今回のテキストマイニングによる分析の試みでは、処理しやすいデータの選定、データの前処理の方法、適切な分析方法の適用、結果の解釈の仕方などについて不十分なところが多く、まだ相当に工夫できる余地があったものと思われる。今後は、テキストマイニングによる更なる検討に加えて、KJ法での分類結果との比較を含めた検証を進めていきたい。

最後になるが、今回テキストマイニングを行ったGPTW Japanのデータだけでなく、同じような分析を適用できるデータは他にもあるであろうと思われる。同種の他のデータによる検討結果を蓄積していく必要がある。

引用文献

働きがいのある会社研究所（2023）. 2023年版 日本における「働きがいのある会社」ランキング ベスト 100 Retrieved September 15, 2023, from <https://hatarakigai.info/ranking/japan/2023.html>

樋口耕一(2020).『社会調査のための計量テキスト分析 — 内容分析の継承と発展を目指して— 第2版』ナカニシヤ出版

川喜田二郎（2017）. 発想法 中公新書

国際連合広報センター（2019）. SDGs（エス・ディー・ジーズ）とは？ 17の目標ごとの説明、事実と数字 Retrieved September 15, 2023, from https://www.unic.or.jp/news_press/features_backgrounders/31737/

新型コロナウイルス感染対策緩和段階における テレワークの状況

Status of Telework During the Mitigation Phase of COVID-19 Pandemic Infection Control

濱野 和佳 (Waka Hamano) *1 後藤 学 (Manabu Goto) *1

要約 新型コロナウイルス感染症対策に伴う行動制限が緩和されるにつれて、テレワークの定着状況がどのように推移しているか、各種継続調査の結果をもとに検討した。全国のテレワークの実施率は、第1回緊急事態宣言時に大きく高まったものの、解除後に低下し、それ以降は低下傾向が続いている。加えて、従業員のテレワーク継続意向と企業のテレワーク制度、ルールの変化を整理した。テレワークの継続を今後も希望しているテレワーカーは増えており、潜在的なテレワーク希望者も多くいることが推測されるが、テレワークを積極的に推進する企業は減ってきている。今後もテレワークを継続していく企業は、従業員がテレワークを気兼ねなく利用できるよう、望ましい働き方について話し合い調整することや、新しい働き方の方針を明確に意思表示し、従業員に繰り返し伝えることが必要であると考えられる。

キーワード テレワーク (在宅勤務), 制限緩和, 新型コロナウイルス

Abstract As behavioral restrictions associated with COVID-19 pandemic infection control are being eased, we examined changes in the penetration of teleworking using the results of various continuous surveys. The rate of telework implementation in Japan, increased significantly when the state of emergency was first declared, declined after the emergency was lifted, and has been in a continuous downward trend since then. In addition, we collected information on workers' intentions to continue teleworking and on changes in corporate teleworking systems and rules. Although we estimated that more teleworkers want to continue teleworking in the future and there are many potential new teleworkers, fewer and fewer companies are actively promoting telework. We considered that it will be necessary for companies that will continue teleworking in the future, discuss and coordinate preferred ways of working, and to clearly express their intentions regarding the new work policies and repeatedly communicate them to employees so that they can use the telework option without hesitation.

Keywords teleworking from home, relaxation of restrictions, COVID-19 pandemic

1. 問題・目的

2019 年末から世界中で猛威を振るった新型コロナウイルスの感染拡大を防止するため、各国で感染対策やワクチン接種などの対応が強化されてきた。イギリスでは2022年2月、アメリカでは2022年8月に新型コロナウイルス感染対策に伴う規制が撤廃され(東京新聞 Tokyo Web, 2023)、生活や経済活動はほぼコロナ禍前に戻った。日本においては、2021年11月に行動制限が一定程度緩和され(内閣官房, 2021)、2023年5月8日に新型コロナウイルスの感染症法上の位置付けが、季節性インフルエンザと同じ5類感染症に移行された。それに伴い、感染拡大防止策の指針とされた「新型コロナウイルス感染症対策の基本的対処方針」が廃止され(首相官邸, 2023a)、感染対策は個人・事業者の判断に任せられた。

後藤・濱野(2022)は2021年10月~2022年7月の間に実施された各種調査のテレワーク実施率とその推移を整理したが、それ以降も感染者数のピークは数回あり(厚生労働省, 2023)、その間に行動制限やその他感染対策が緩和されたことから、コロナ禍の間におけるテレワーク実施率の全容を把握できているとはいえない。そこで、本稿では、行動制限やその他感染対策の緩和が、テレワーク実施率の推移にどのように影響しているかを明らかにすることを第一の目的とする。

これまでの調査により、日本全体(全国平均)のテレワーク実施率と比較して、東京都のテレワーク実施率は相当に高いことがわかっている(パーソル総合研究所, 2020a; 大久保・NIRA, 2020)。東京都では、新型コロナウイルスの感染者数が多かったことや、大企業の本社が都内に集中し、テレワークを取り入れやす

*1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

い管理部門で働く人が多いこと、通勤時の混雑が激しく、通勤時間が長いことなどが影響していると考えられる。同様に、企業の業種や従業員規模という切り口で見ると、テレワーク実施率の高さと関連があることがわかっている（後藤・濱野, 2020）。行動制限やその他感染対策の緩和が、テレワーク実施率にどのように影響しているか、東京都、業種別ならびに従業員規模別で整理して、確認することを第二の目的とする。

テレワークの実施状況は、テレワーク実施率（ある時点でテレワークを実施しているかどうかの回答割合）という見方のほかに、テレワーク頻度（週単位でテレワークを何回しているか）で把握されている。テレワークが盛んに行われるということは、テレワーク利用者の割合が増えることと、個々のテレワーク機会が増えることの両方の意味を含む。コロナウイルス感染対策緩和段階において、テレワーク実施率だけでなく、テレワーク頻度がどのように変化するか確認することを第三の目的とする。

本田技研工業や楽天グループ、GMO インターネットグループなどは、2022年7月～本稿執筆時（2023年5月）の間に、在宅勤務中心から原則出社へと方針を切り替えた（TeleWorker, 2023）。ニュースイッチ（2023）の記事では、日本の大規模企業の「職場での感染対策やテレワーク制度の運用方針」がまとめられている。これによると、テレワーク制度そのものを廃止した企業はごく一部であり、ほとんどの企業ではテレワーク制度が完全になくなってはいない。しかしながら、回数制限を設けることや出社を原則とするなど、コロナ流行時と比べ積極的にテレワークを推進する企業は少なくなったと考えられる。

これまでのテレワークの状況、そして今後のテレワークの状況を推察するうえでは、企業が従業員のテレワークの活用を今後も歓迎するのか、企業が歓迎したくても歓迎できないとすればそれはなぜか、また個々の従業員がテレワークの活用を今後も望むのか、従業員が望むにしてもなぜ望み通りできないのか、などの構造的な問題や、組織・目的・規制などの問題に注目する必要がある。

後藤・濱野（2020）は、2020年3月から2020年4月の間に、テレワーク経験者を対象とした各種調査のテレワーク継続意向の割合は、約6割であることを示した。コロナ禍が3年あまり続く中でテレワークに慣れ、テレワークでもできることを多くの人々が体得できたと考えられる。企業が出社回帰の方針に変更し、テレワークを長く経験した人たちにも、出社回帰傾向が

見られるとすれば、テレワーク継続意向はどのように変化しているだろうか。そこで、本稿の第四の目的は2020年4月以降のテレワーク継続意向の状況を確認することである。

本稿では、「在宅勤務、モバイル勤務、サテライトオフィス勤務、リモートワーク」など、会社（職場）に出勤せずに勤務することをすべて含んで「テレワーク」と表記している。

2. 方法

目的として挙げた4点を検討するため、日本で新型コロナウイルスの流行が始まった2020年1月以降で、テレワークに関する調査を継続的に行っている各種調査結果を収集した。

後藤・濱野（2022）によると、第1回目の緊急事態宣言発出中にテレワーク実施率（調査時点において、全回答者のうち「テレワークを実施している」と回答した人の割合）がもっとも高まり、同宣言が解除された直後に急激に実施率が低下し、それ以降2022年7月までの実施率には大きな変化が見られていない。しかしながら、表1に示したように、政府は第4回目の緊急事態宣言の解除以降、2021年11月に基本的対処方針を緩和（出勤者数7割削減の解除）し、2023年5月に基本的対処方針が廃止されている。企業におけるテレワークの方針は「新型コロナウイルス感染症対策の基本的対処方針」や「緊急事態宣言」等に大きく影響されたと考えられるため、基本的対処方針の緩和や廃止される直近で実施率がどのように変化しているかをおさえる必要がある。そういった観点に立って、本稿では以下4時点の直近の調査における状況を整理した。

表1 新型コロナウイルス感染症対策の基本方針・緊急事態宣言等

年月日	基本的対処方針	緊急事態宣言他
2020.2.25	基本的対処方針制定	
① 2020.4.7		第1回緊急事態宣言（～2020.5.24）
2020.4.11		安倍首相、7都道府県の企業に「出勤者7割削減」を要請するよう関係省庁に指示
2020.5.4	「出勤者数の7割削減」制定	
② 2020.5.25		緊急事態宣言解除
2021.1.8		第2回緊急事態宣言（～2021.3.21）
2021.4.25		第3回緊急事態宣言（～2021.6.20）
2021.7.12		第4回緊急事態宣言（～2021.9.30）
③ 2021.11.19	「出勤者数の7割削減」「20時以降の不要不急の外出自粛」削除	
④ 2023.5.8	基本的対処方針廃止	

基本的対処方針については、首相官邸（2023b）
緊急事態宣言については、内閣官房（2023）を参照した。

① 企業に「出勤者数の7割削減」（内閣府, 2020）

の要請が発出され、多くの人がテレワークをすることとなった、第1回緊急事態宣言発出中の2020年4月7日～5月24日の間に調査されたもの。

- ② 第1回緊急事態宣言が解除された2020年5月25日以降の直近に調査されたもの。
- ③ 「出勤者数7割削減」の目標が解除された2021年11月19日以降の直近に調査されたもの。
- ④ 本稿執筆時の2023年5月直近に調査されたもの。

そして①～④の4時点のうち、3時点以上のデータが取得されている、以下の4つの調査を取り上げた。表2に調査の概要を示す。

表2 調査概要

調査主体	調査対象	調査対象者数	調査方法	調査期間
日本生産性本部	20歳以上の日本の企業・団体に雇用されている者	各回1,100名	株式会社マーケティングのモニター	2020年5月11日～2023年1月11日
パーソル総合研究所	全国の正規雇用就業者 20～59歳男女、勤務先従業員人数10人以上	各回平均21,173名	調査会社モニターを用いたインターネット定量調査	2020年3月9日～2022年7月18日
大久保敏弘・NIRA総合研究開発機構	全国の満15歳以上の就業者	各回平均10,400名	インターネット調査	2020年4月1日～2023年3月20日
東京都	都内企業（従業員30人以上）	—	—	2020年4月～2023年4月

3. テレワークをとりまく状況

3.1 テレワークの実施状況

テレワークの実施状況について、全国、東京都、業種別、従業員規模別で順に整理した。

3.1.1 全国の実施状況

2019年～2023年4月までの従業員のテレワーク実施率について、継続調査結果から推移状況を図示した(図1)。

日本生産性本部(2020a, 2020b, 2022, 2023)の「働く人の意識に関する調査」では、テレワークを行っていると回答した人の割合は、①31.5%、②20.2%、③18.5%、④16.8%であった。パーソル総合研究所(2020a, 2020b, 2022a, 2022b)の「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調査」では、①27.9%、②25.7%、③28.5%、④25.6%であった。同調査は、2022年7月以降の調査結果がないため、④の本稿執筆時直近の値は2022年7月に調査された値である。大久保敏弘・NIRA総合研究開発機構(2020, 2021, 2023)の「テレワークに関する就業者実態調査」では、①25%、②17%、③16%、④13%であった。

日本生産性本部と大久保・NIRAの調査では、第1回緊急事態宣言発出中のテレワーク実施率がもっと

も高く、同宣言の解除後からそれぞれ最後の調査まで、徐々に実施率が下がっている。これは、のちに緊急事態宣言やまん延防止等重点措置が発出されても、第1回緊急事態宣言発出中の実施率ほどに高まることはなかったことを示すものである。

一方で、パーソル総合研究所では、第1回緊急事態宣言発出中に実施率が一気に高くなり、解除後はわずかな低下しか認められず、テレワーク実施率は他調査よりもやや高かった。パーソル総合研究所と他の調査との間で実施率とその推移に違いがある理由として第一に考えられることは、全体集計の値に非正規雇用社員のデータが含まれているか否かという点である。パーソル総合研究所の調査結果は、調査したサンプルのうち、正規雇用社員による回答のみを集計した値が公表されているのに対し、日本生産性本部ならびに大久保・NIRAの結果は、非正規雇用社員による回答(全体の3～4割ほど)を含めた値となっている。パーソル総合研究所(2022b)が2022年7月13日～7月18日の間に行った、雇用形態別のテレワーク実施率の比較によると、正規雇用社員のテレワーク実施率が25.6%であったのに対し、非正規雇用社員は15.6%であり、両者には10%もの差があった。このことは正規雇用社員では、非正規雇用社員と比べてコロナ感染対策緩和段階中もテレワークを取得しやすい環境が維持されていたことなどが原因と推測される。

また、日本生産性本部と大久保・NIRAの間でも、全国の実施率について値に開きがみられる。その理由として考えられることは、日本生産性本部の調査対象者は、マーケティング会社のモニターから各回その都度選定されている(動向調査である)のに対し、大久保・NIRAは2020年1～3月に行われた、第1回の調査から毎回同じ人に回答してもらうパネル調査である点が大きく異なっている。

もちろん、各種調査による実施率の違いが上記で挙げた点だけで説明できるとは断言できない。その他に考えられることとしては、調査対象者を選定する際に回答者が勤めている企業の最低従業員数の条件を設けているか否かなどの要因も影響している可能性があり、いずれにしても慎重な解釈が必要と思われる。

3.1.2 東京都の実施状況

東京都のテレワーク実施率の変化について継続調査を行っている2つの調査の結果を図1に示した。

パーソル総合研究所の調査で、テレワークを実施している社員の割合は、①49.1%、②48.1%、③47.3%、

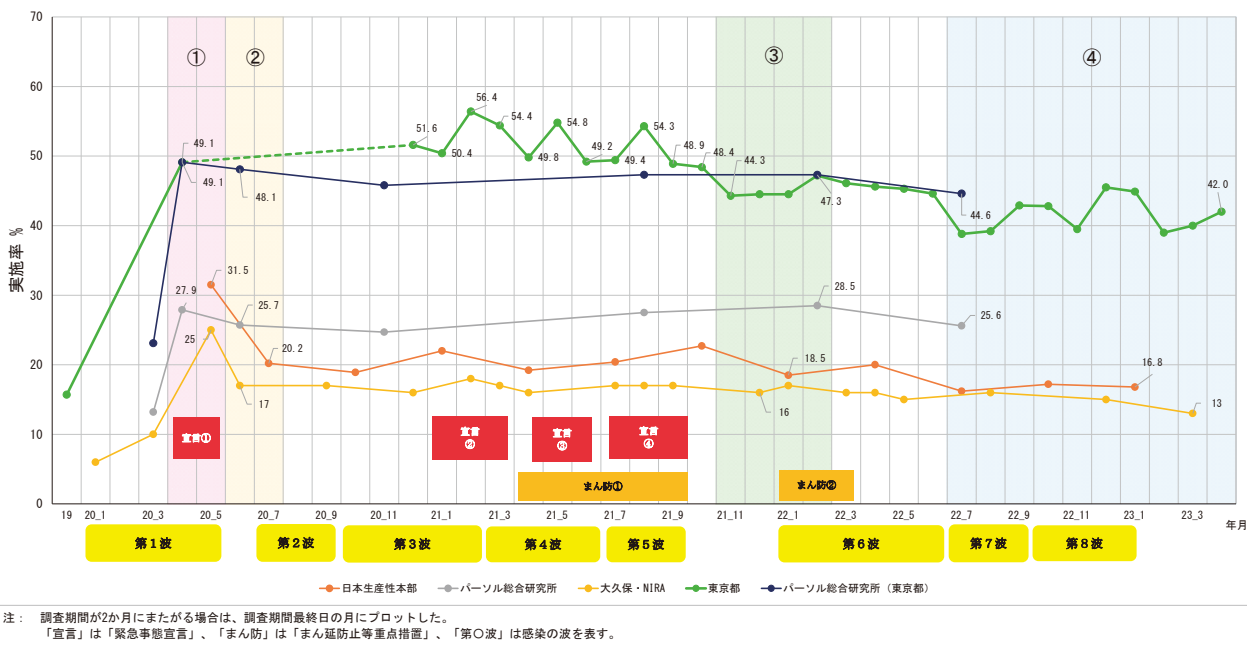


図1 コロナ禍の期間におけるテレワークの実施状況

④44.6%であった。いずれの時点でも40%台をキープしていた。東京都内ではコロナ感染対策緩和段階でも、テレワークが定着しているといえる。

東京都（2020, 2022, 2023）の調査では、テレワークを実施している社員の割合は、①49.1%、③44.3%、④42.0%であった。②の2020年5月～11月の間は調査を行っていないため実施率は不明であるが、2020年12月～2021年10月の間は、5割前後の社員がテレワークを行っていた。③の時期に実施率は44.3%まで低下したものの、その後も4割強の実施率を維持している。

東京都のテレワーク実施率は、全国の実施率とは異なり、第1回緊急事態宣言が解除されても急激に下がることはなく、本稿執筆時直近まで、40%台で推移していることがわかる。

3.1.3 業種別の実施状況

業種別にテレワーク実施率の継続調査を行っている2つの調査のうち、それぞれ実施率の高い上位3つの業種について図2、図3に示した。

パーソル総合研究所（2020a）の調査では、テレワーク実施率の高い業種は「情報通信業」「学術研究、専門・技術サービス業」「金融業、保険業」の順であり、どの業種も第1回緊急事態宣言が解除された②の

時期に実施率をもっとも高かった（図2）。3つの業種の中で実施率をもっとも低下した業種は「学術研究、専門・技術サービス業」で、②52.0%から④36.9%と、15.1%低下した。「情報通信業」「金融業、保険業」も④の時点では少し低下した。

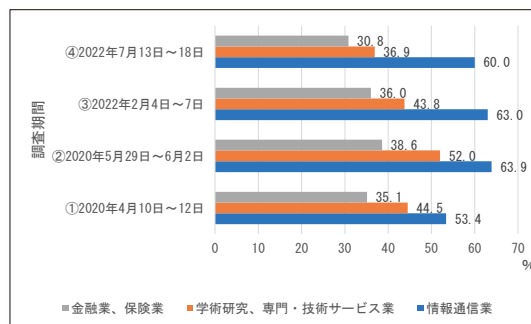


図2 業種別実施率（パーソル総合研究所）

大久保・NIRA（2020）の調査では、テレワーク実施率の高い業種は「情報通信業」「情報サービス・調査業」「金融・保険業」の順であり、どの業種も、①の時期に実施率をもっとも高く、④では約20ポイント前後低下した（図3）。

2つの調査の結果から、業種別ではもっとも実施率が高く、テレワークを行いやすい3業種であっても、時期を追うごとに実施率は低下してきていた。したが

って、出社復帰の傾向はどの業種においても認められるのではないかと推測される。

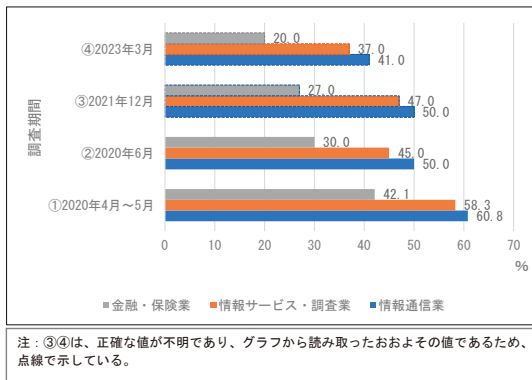


図3 業種別実施率（大久保・NIRA）

ただ、2つの調査では、同業種間であっても実施率とその推移に違いが見られるが、その理由として考えられることは、調査時期の違いである。①、②、④の時点の調査時期はパーソル総合研究所の方が早く、①ではパーソル総合研究所は第1回緊急事態宣言発出直後の調査であり、テレワークができる体制がまだ整っていなかった企業が多かったことが推測される。一方で大久保・NIRAは同宣言が発出されてしばらく経過したのちに調査したものであり、企業はテレワークの体制を整えることができたため、実施率が高かった可能性がある。②では、パーソル総合研究所は第1回緊急事態宣言解除直後に調査されたものであり、大久保・NIRAは宣言が解除されてしばらく経過したのちの調査である。③では大久保・NIRAのほうが調査時期が早いですが、パーソル総合研究所では、コロナ感染者数の第6波の時期であったことや、まん延防止等重点措置が発出されていたことも影響を与えた可能性がある。

3.1.4 従業員規模別の実施状況

従業員規模別のテレワーク実施率の継続調査を行っている2つの調査の変化を図4、図5に示した。2つの調査ともに、従業員数の多い企業ほど実施率が高い傾向があり、1000人以上の企業と100人以下の企業では、実施率に2倍以上の差がある。

日本生産性本部の調査では、①と④を比較すると、従業員数1001名以上の企業の実施率は16.0ポイント、101～1000名の企業では19.8ポイント減少した(図4)。

①～③では、100名以下の企業と101～1000名の企業の間で実施率に差があったが、④の調査結果では実施率がほぼ同程度となった。中・小規模の企業では多くが出社に復帰し、大規模の企業との実施率の差が大きくなっていることがわかる。

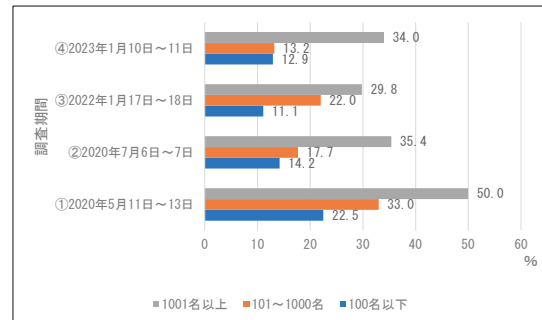


図4 従業員規模別実施率（日本生産性本部）

パーソル総合研究所の調査では、①～④を通じて、10000人以上の企業と100人未満の企業を比べると、2.5～3倍近くの差がある(図5)。実施率は①～④を通じて、大きな変化は認められなかった。

以上のことから、従業員規模別の実施率の変化は調査によって結果が異なっていた。パーソル総合研究所の調査で実施率が大きく低下していない点については、最新の調査データが2022年7月時点であるため、実施率の低下がまだ小さい段階である可能性がある。また、前述したように、集計結果が正規雇用社員のみであるため、実施率の変化が小さいことも考えられる。

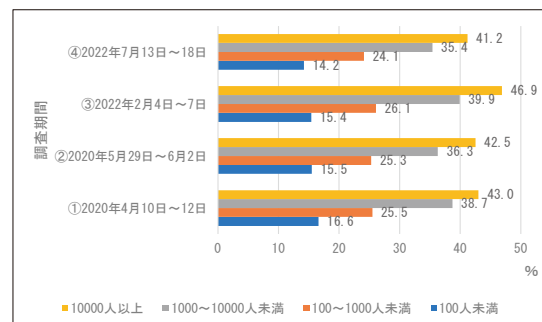


図5 従業員規模別実施率（パーソル総合研究所）

3.2 テレワーク利用頻度の状況

テレワークを行っている人のテレワーク利用頻度について継続調査を行っている2つの調査の変化を図6、図7に示した。

日本生産性本部の調査では、週当たりの出勤日数を質問しており、①の期間で「0～2日」と回答した人の割合は、69.4%、「3日以上」と回答した人は30.6%であった(図6)。第1回目の緊急事態宣言解除後は、「0～2日」と「3日以上」出勤する人の割合は、ほぼ半々であった。

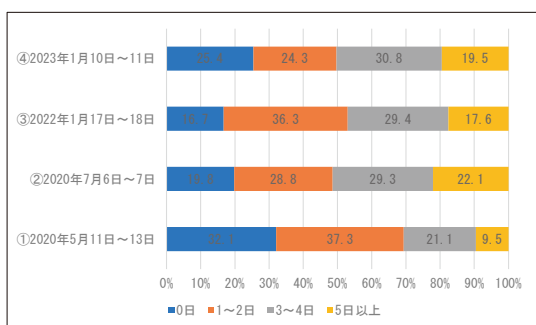


図6 週当たりの出勤日数 (日本生産性本部)

大久保・NIRAの調査では、週当たりのテレワーク利用頻度を質問しており、②の期間で「週に3日以上」テレワークを行った人の割合は62%、「0～2日」は38%であった(図7)。同調査は①の第1回緊急事態宣言中の調査結果はないため、②第1回緊急事態宣言解除後の2020年6月5日～18日に調査した値から示している。こちらの調査も、それ以降のテレワーク利用頻度の割合は、ほぼ半々であった。

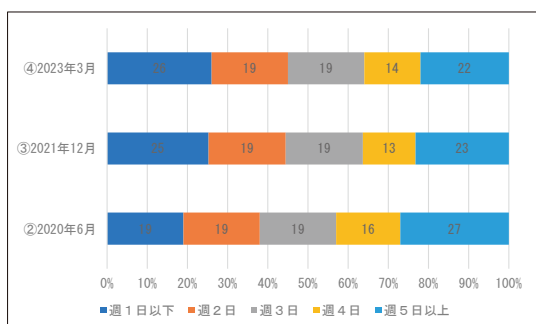


図7 週当たりの利用頻度 (大久保・NIRA)

テレワーク実施率に加えて、テレワーク利用頻度の変化について検討した。コロナウイルス感染対策の緩和が進むにつれて、テレワーク実施率はわずかながら減少する傾向が認められたが、週当たりの利用頻度/出勤日数については、この一年半ほどは大きな変化がないように見える。このことは、コロナ流行時と比べると、テレワークを活用する人は少なくなっているも

の、テレワークを活用している人だけに限れば、テレワーク頻度はそれほど減っているわけではないことを示していると思われる。

3.3 企業のテレワーク継続意向

次に、コロナ禍の間に企業と従業員のテレワーク継続意向はどのように変化していったのかを検討した。

パーソル総合研究所の調査では、従業員個人のテレワーク実施状況だけでなく、会社のテレワーク方針を継続的に聴取している(図8)。「テレワークが推奨されている、テレワークが命じられている」と回答した従業員の割合は、第1回緊急事態宣言発出中の40.7%をピークに、2022年7月の調査では33.3%に減少している。

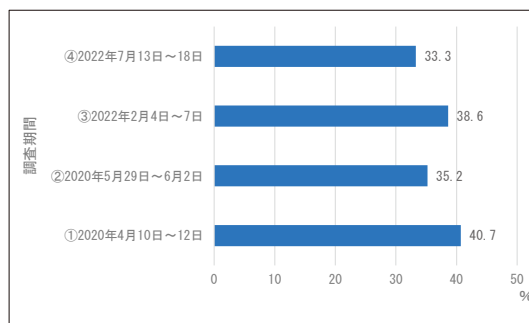


図8 企業の方針の変化 (パーソル総合研究所)

また、継続調査ではないが、帝国データバンク(2023)が2023年3月に全国の企業に行った調査では、新型コロナウイルスの感染症法上の分類が「2類」から「5類」へ移行が実施された場合、自社の働き方が新型コロナ前と比較してどの程度変化するか質問したところ、「半分以上異なる」と回答した企業の割合は15.5%、「2割程度異なる」と回答した企業は22.5%、「新型コロナ前と同じ状態(0%)」と回答した企業は39.1%であった。「2割程度異なる」と「新型コロナ前と同じ状態(0%)」を合わせると、6割以上の企業がコロナ禍前に近い働き方に戻ることがうかがえる。

このように、コロナ禍が収束するとともに、テレワークを実施していた企業であっても、出社する状態に戻っていき、テレワークが積極的に推奨される傾向ではなくなっている。

3.4 従業員のテレワーク継続意向

これに対し、従業員個々のテレワーク継続意向について継続調査を行っている2つの調査の結果を図9、図10に示した。

日本生産性本部の調査によると、テレワークを実施している人に「コロナ禍収束後もテレワークを行いたい」と質問したところ、「そう思う」「どちらかと言えばそう思う」と回答した人の割合は①62.7%、②75.6%、③80.4%、④84.9%であった(図9)。

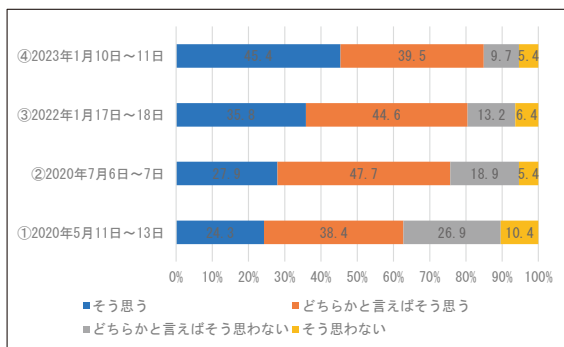


図9 継続意向 (日本生産性本部)

同じく、テレワークを実施している人に質問したパーソル総合研究所の調査によると、「今後もテレワークを続けたいですか。続けたくないですか」と質問したところ、「続けたい」「やや続けたい」と回答した人の割合は①53.2%、②69.3%、③80.2%、④80.9%であった(図10)。

どちらの調査も、回を重ねるたびに継続意向割合が高くなっており、直近では8割超の人が今後もテレワークの実施を希望していることがわかる。

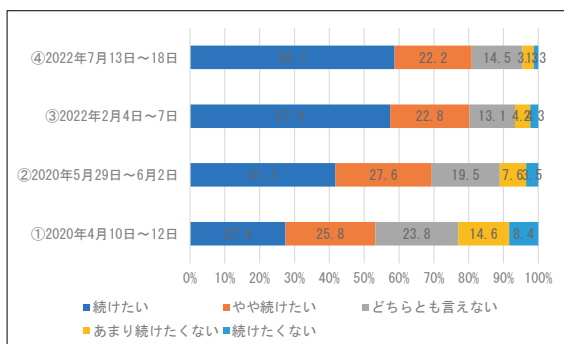


図10 継続意向 (パーソル総合研究所)

4. 考察

本稿では、新型コロナウイルス感染対策としての行動制限やその他感染対策の緩和に伴い、企業や従業員のテレワークの定着状況がどのように推移しているか、各種継続調査の結果から概観した。

4.1 各種テレワーク実施状況

全国の従業員のテレワーク実施率は、コロナ禍をきっかけに一気に高まり、第1回緊急事態宣言解除後には大きく低下し(大久保・NIRAと日本生産性本部)、その後も徐々に実施率が低下していた。緊急事態宣言は2021年9月30日までの間に4回発出され、まん延防止等重点措置は2022年3月21日まで、感染者数の波は2023年1月16日の第8波までであったが、テレワークの実施率は第1回緊急事態宣言発出中ほどには高まらなかった。

東京都の実施状況を調査した2つの調査の結果は、全国の実施状況と比べると、第1回緊急事態宣言が解除されても実施率が急激に低下せず、ほぼ横ばいが続いていた。①と④の下がり幅を比較すると、全国より小さいことから、東京都ではテレワークがある程度定着していることが推測される。

東京都が行った月1回の定例調査では、①の後に発出された緊急事態宣言やまん延防止等重点措置、そして感染者数の波に合わせて実施率が高くなっていった。特に第2回～第4回の緊急事態宣言発出中の実施率が高い。このことから、第1回の宣言時にはテレワークをする準備が間に合わなかった企業が、第2回目の宣言以降、準備が整ったことにより、実施率が高くなった可能性が考えられる。

業種別の実施状況は、どちらの調査でも情報通信業の実施率をもっとも高かった。リモート環境との親和性が高いことから、テレワークに適した業種だと思われる。しかし、その情報通信業でも実施率が低下していた。

従業員規模別の実施状況は、従業員の人数が多い企業ほど実施率が高く、人数が少ない企業との実施率の差が大きい。そして、日本生産性本部では、中規模企業の実施率の低下が大きく、直近の調査では

小規模企業の実施率と同程度となっていることから、中・小規模の企業では多くが出勤に回帰していることが示唆された。

これらの結果を総合すると、テレワーク実施率は全般的に低下してきている。東京都と正規雇用社員の調査については低下傾向がやや小さいものの、その他ではその傾向は変わらず、出勤に回帰する方向であることが認められる。

テレワーク利用頻度の状況は、全国の実施率と同様に、第1回緊急事態宣言発出中、宣言解除直後に利用頻度が多くなった。その後は出勤中心の人、テレワーク中心の人の割合は半々となっている。テレワーク実施率と比較すると、利用頻度の低下傾向は小さい。ただし、大久保・NIRAの2021年12月の調査以降では、「週に1回以下」と回答した人の割合は「週に2日」と回答した人より多かった。コロナウイルス感染対策緩和段階におけるテレワーク利用頻度は、週に1回もしくはそれを下回る程度で利用している人が多いことを示すデータといえる。

4.2 企業の意向と従業員の意向

4.1から明らかのように、コロナ流行時の初頭には、多くの従業員がテレワークを中心とした勤務を行っていたが、コロナ流行時の後半は徐々に出勤に回帰していった。この従業員の働き方の変化には、図8で認められるような企業の意向も影響していると思われる。テレワーク制度そのものは維持されたが、企業としてはテレワーク推奨に力を入れなくなっており（パーソル総合研究所, 2022b）、コロナ禍前の働き方に近い状態まで戻そうとする企業が6割程度にのぼっていた（帝国データバンク, 2023）。

IT企業大手のGMOが「原則出勤」の方針に変更した理由は、「社員間のコミュニケーションが不足することで業務のスピード感が下がる、新入社員の教育が円滑に進まないから（NHK 首都圏ナビ, 2023）」であった。また、楽天グループでは、「社内の意思疎通促進のため（日本経済新聞, 2021）」であり、ホンダでは「対面のコミュニケーションを活性化するとともに、イノベーションの創出を促すことが狙い（東洋経済 ONLINE, 2022）」であった。

これに対して、NTTは新型コロナウイルス収束後もテレワーク勤務を拡大すると発表している（日本

経済新聞, 2023）。同社でテレワークをする社員の3割超で生産性が向上したことや、社員の生活の質が高まったこと、社員の士気が高まり、優秀な人材の獲得につながったことなどの理由による。しかしNTTでも同様に、テレワーク拡大に伴い、チーム構築や社員教育などでコミュニケーションが不足しがちになる課題も出てきたことから、出勤する日をチームで統一するといった対策を講じている。

前述のように、多くの企業は、実際にテレワークを行ってみると、コミュニケーションが取りにくく、イノベーションが生まれにくいといった課題に直面した。Amazonのアンディ・ジャシーCEOは、「出勤して顔を合わせて働いた方がコラボレーション、イノベーション、会社のカルチャー的に良い」という理由を述べ（Amazon, 2023）、2023年5月1日より、最低週3日出社するように通達した。Amazonの例から推測されるように、テレワークをはじめたきっかけであるコロナ禍が落ち着くと、コミュニケーションやイノベーションに課題を感じた企業は、原則出勤方針に戻したのであろうと思われる。

その一方で、テレワーカーに質問した、テレワークの継続意向割合は、回を重ねるたびに高まり、直近の調査では8割超の人がテレワークを継続することに肯定的であった。テレワーク経験を通じて、通勤・移動時間の削減、自由時間の増加など、テレワークのメリット（後藤・濱野, 2020）を多くの人が享受したことが一つの要因として考えられる。反対に、残りの約2割の人はテレワークができる環境にあっても、テレワークを特に希望しない、もしくは出勤を希望していた。

また「テレワークを認められていない」「会社からの出勤指示等」を理由に、テレワークをこれまでに一度も行っていない人に対して「テレワークを認められれば実施したいか」を質問した調査（国土交通省, 2023）では、その割合は66.5%であった。会社からテレワークを認められておらず、現状テレワークができていない人も一定数いることをふまえると、潜在的なテレワーク希望者の存在が示唆される。その一方で、会社の意向とは関係なく、個人の意向としてテレワークを必要としないと考える人や、出勤を志向する人もおり、企業の意向と従業員個人の意向の組合せで考える必要がある。なお、各種調査におけるテレワーク継続意向に関する質問は、実際に「継続するか否か」を

問われたわけではなく、「継続したいか」を問われたものに過ぎない。実際には、継続を望んでいても、様々な事情で継続できないことがあるため、実施率とは切り離して考えるべきであろう。

このように、新型コロナウイルス感染対策緩和段階においては、企業のテレワーク継続意向は弱まっていたものの、従業員のテレワーク継続意向は横ばいか、むしろ強まっていることが調査結果からは確認できる。しかし、テレワークに関する企業の意向と従業員の意向が必ずしも一致していないことや、テレワークをする人が、出社している人に対して迷惑がかかるのではないかと危惧すること、出社している人と同じように上司から評価してもらえるかどうか不安に感じること、社内コミュニケーションに支障があることなど、理由は多岐にわたるが、コロナ禍収束後においては、テレワークを希望しているも、取得しにくくなっている従業員がいることが懸念される。

パーソル総合研究所(2022b)の調査によると、従業員がテレワークを実施していない理由として、「会社がテレワークに消極的で、実施しにくい」と回答した人の割合が10.6%であった。これは、「テレワークで行える業務ではない」44.3%、「テレワーク制度が整備されていない」30.8%という、そもそもテレワークを実施することが出来ない人の理由を除くと、「テレワークを行う場所がない」10.9%に続き2番目に多い理由であった。またそれに関連して、「上司がテレワークに消極的で、実施しにくい」5.2%、「会社から出社の方針が出たので、出社し始めた」3.0%、「同僚が出社し始めたので自分も出社し始めた」0.5%、という意見が少数ながらあった。このように、本当はテレワークをしたいけれども、会社や職場の上司が出社の方針を出している、周りを気にしてテレワークの実施を我慢する、周りの雰囲気流されて出社するといった同調圧力が働いている可能性がある。企業が「今後もテレワークを推進して行きたい」と考えているのであれば、従業員が「テレワークを実施しにくい」と感じることはないよう、企業や上司の方針をただ押し付けるのではなく、従業員のテレワークに対する考えや要望を把握し、企業と従業員が望ましい働き方を話し合い調整することが求められる。また、企業がテレワークの方針について明確に意思表示し、従業員に繰り返し伝えることも求められる。

5. 今後の課題

テレワークの実施状況に関する各種調査の課題を以下に示す。

新型コロナウイルスの感染対策が個人・事業者の判断に任せられ、基本的対処方針が緩和されたことで、テレワークの活用は減り、出社回帰の傾向が認められる。そのような中で新しい働き方としてのテレワークが、どの程度維持されるのか、今後も調査を継続する必要がある。

加えて、テレワークの導入に向けた政府や企業の力の入れ具合は、日本と欧米とで異なっているとの指摘もある(野村総合研究所, 2023)。また、テレワークの導入が企業・従業員に与えた影響、受け止めは、日本と欧米とで意味合いが異なるであろうと推測される(アドビ, 2021;アトランシアン, 2020)。今後は、日本とその他の国・地域とを比較することで、日本社会に特有の影響について明らかにすることが必要と思われる。

コロナ禍の収束に伴って、テレワークは必要な人が必要なときに取得するものとなった。ただ、従業員が取得したいときに自由に取得できるかは、職場の上司の態度・考え方や職場の雰囲気等に左右される。個人の希望が通りにくい職場、個人の意見を言い出しにくい職場(心理的安全性の低い職場)では、テレワークを自由に取得できないことが、本人の仕事へのモチベーションや職務満足、ひいては精神的健康にも影響しうる。今後は各従業員が自分の望むようにテレワークを活用できているのか、テレワークが活用できない職場にはどういった共通の問題や背景要因があるのかを明らかにしていく必要がある。

最後になるが、テレワークの実施により、仕事へのモチベーションや職務満足、精神的健康にどのような影響を与えるかを捉えるには、テレワークしている人としていない人を比較する視点(テレワークの個人間効果)だけでなく、ハイブリッドワーカーが、テレワークする日と出社する日にどのように過ごしているのかを比較する視点(テレワークの個人内効果)も必要と思われる(たとえば, Delanoëje & Verbruggen, 2020)。テレワークの日とそうでない日で働き方や生活パターンがどのように異なり、それぞれが日々の仕事のパフォーマンスやモチベーション、生活や人生の満足度にどのような影響を与えているのかを調査する必要があるであろう。

引用文献

※本文での言及がなく、図1の実施率のプロットのためだけに引用した調査については、紙幅の都合により引用文献に含めていない。図1には調査主体と調査時期を明示してある。

アドビ (2021) . 未来の働き方に関する調査を7カ国で実施. アドビ. Retrieved (2023年8月17日) from https://www.adobe.com/jp/news-room/news/202109/20210916_survey-on-the-future-of-work.html

Amazon (2023) . Andy Jassyからのオフィス復帰計画に関する最新情報. Amazon. Retrieved (2023年8月4日) from <https://www.aboutamazon.com/news/company-news/andy-jassy-update-on-amazon-return-to-office>

アトランシアン (2020) . 世界のリモートワーク事情と日本にとっての最適解とは?. アトランシアン. Retrieved (2023年8月17日) from <https://www.atlassian.com/ja/blog/new-research-covid-19-remote-work-impact>

Delanoeije, J. & Verbruggen, M. (2020) . Between-person and within-person effects of telework: a quasi-field experiment *European Journal of Work and Organizational Psychology*, 29, 795-808.

後藤学・濱野和佳 (2020) . 新型コロナウイルス感染症流行下でのテレワークの実態に関する調査動向 *INSS JOURNAL*, 27, 252-274.

後藤学・濱野和佳 (2022) . 新型コロナ感染症流行下でのテレワークの実態に関する調査動向 (2) - テレワークからハイブリッドワークへ *INSS JOURNAL*, 29, 236-246.

国土交通省 (2023) . 令和4年度テレワーク人口実態調査. 国土交通省. Retrieved (2023年6月12日) from <https://www.mlit.go.jp/toshi/daisei/content/001598926.pdf>

厚生労働省 (2023) . 「新型コロナウイルス感染症のこれまでの疫学と今後想定される伝播動態」に関連する図. 厚生労働省. Retrieved (2023年6月12日) from <https://www.mhlw.go.jp/content/10900000/001088930.pdf>

内閣府 (2020) . 出勤者7割削減を実現するための要請について (協力依頼) . 内閣府NPOホームページ. Retrieved (2023年6月12日) from <https://www.npo-homepage.go.jp/uploads/syukkinnasakugenn.pdf>

pdf

内閣官房 (2021) . 国民の仕事や生活の安定・安心を支える日常生活の回復. 内閣官房. Retrieved (2023年6月12日) from <https://corona.go.jp/package/>

内閣官房 (2023) . 緊急事態宣言. 内閣官房. Retrieved (2023年6月13日) from <https://corona.go.jp/emergency/>

NHK首都圏ナビ (2023) . コロナ5類 リモートワーク・在宅勤務から出社に回帰の動きも. NHK. Retrieved (2023年6月12日) from <https://www.nhk.or.jp/shutoken/newsup/20230515c.html>

日本経済新聞 (2021) . 楽天, 原則週4日出社 今月から1日増. 日本経済新聞. Retrieved (2023年6月12日) from <https://www.nikkei.com/article/DGKKZO77185950R01C21A1TEB000/>

日本経済新聞 (2023) . NTT, テレワーク拡大. 日本経済新聞, 2023年6月20日 (日刊), p.2

日本生産性本部 (2020a) . 新型コロナウイルスの感染拡大が働く人の意識に及ぼす調査. 日本生産性本部. Retrieved (2023年6月13日) from <https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/5f4748ac202c5f1d5086b0a8c85dec2b.pdf>

日本生産性本部 (2020b) . 第2回働く人の意識に関する調査. 日本生産性本部. Retrieved (2023年6月13日) from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/attachment1_20200721.pdf

日本生産性本部 (2022) . 第8回働く人の意識に関する調査. 日本生産性本部. Retrieved (2023年6月13日) from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/8th_workers_report.pdf

日本生産性本部 (2023) . 第12回働く人の意識に関する調査. 日本生産性本部. Retrieved (2023年6月12日) from https://www.jpc-net.jp/research/assets/pdf/12th_workers_report.pdf

野村総合研究所 (2023) . 2022年の日米欧のテレワーク状況と将来展望. 野村総合研究所. Retrieved (2023年8月16日) from https://www.nri.com/jp/knowledge/report/lst/2023/cc/0228_1

ニュースイッチ (2023) . 【一覧表】「マスク」「テレワーク」どうする?…コロナ「5類」移行, 企業それぞれの選択. ニュースイッチ. Retrieved (2023年6月12日) from <https://newsitch.jp/p/36911>

- 大久保敏弘・NIRA総合研究開発機構（2020）．第2回テレワークに関する就業者実態調査報告書．NIRA総合研究開発機構．Retrieved（2023年6月13日） from https://www.nira.or.jp/paper/NIRA_Report_20200805.pdf
- 大久保敏弘・NIRA総合研究開発機構（2021）．第3回テレワークに関する就業者実態調査報告書．NIRA総合研究開発機構．Retrieved（2023年6月13日） from https://www.nira.or.jp/paper/NIRA_Report_20210208.pdf
- 大久保敏弘・NIRA総合研究開発機構（2023）．第9回テレワークに関する就業者実態調査（速報）．NIRA総合研究開発機構．Retrieved（2023年6月12日） from <https://www.nira.or.jp/paper/report032304.pdf>
- パーソル総合研究所（2020a）．新型コロナウイルス対策によるテレワークへの影響に関する緊急調査．パーソル総合研究所．Retrieved（2023年6月13日） from <https://rc.persol-group.co.jp/thinktank/assets/telework.pdf>
- パーソル総合研究所（2020b）．第三回新型コロナウイルス対策によるテレワークへの影響に関する緊急調査．パーソル総合研究所．Retrieved（2023年6月13日） from <https://rc.persol-group.co.jp/thinktank/assets/telework-survey3.pdf>
- パーソル総合研究所（2022a）．第六回・新型コロナウイルス対策によるテレワークへの影響に関する調査．パーソル総合研究所．Retrieved（2023年6月13日） from <https://rc.persol-group.co.jp/thinktank/assets/telework-survey6.pdf>
- パーソル総合研究所（2022b）．第七回・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調査．パーソル総合研究所．Retrieved（2023年6月12日） from <https://rc.persol-group.co.jp/thinktank/assets/telework-survey7.pdf>
- 首相官邸（2023a）．新型コロナウイルス感染症対策の基本的対処方針の撤廃について．首相官邸．Retrieved（2023年6月13日） from https://www.kantei.go.jp/jp/singi/novel_coronavirus/th_siryou/kihon_r_050427.pdf
- 首相官邸（2023b）．新型コロナウイルス感染症対策本部．首相官邸．Retrieved（2023年6月13日） from https://www.kantei.go.jp/jp/singi/novel_coronavirus/taisaku_honbu.html
- 帝国データバンク（2023）．新型コロナ「5類」移行時の働き方の変化に関する実態調査．帝国データバンク．Retrieved（2023年6月12日） from <https://www.tdb.co.jp/report/watching/press/pdf/p230408.pdf>
- Teleworker（2023）．テレワークの縮小・廃止が進む！国内外の企業の動きとオフィス回帰の要因とは．Teleworker．Retrieved（2023年6月13日） from <https://teleworker.site/articles/9826>
- 東京新聞 TOKYO Web（2023）．「ウィズコロナ」へ…規制撤廃をどう進めている？アメリカ、イギリス、韓国では．東京新聞 TOKYO Web．Retrieved（2023年6月12日） from <https://www.tokyo-np.co.jp/article/228745>
- 東京都（2020）．テレワーク「導入率」緊急調査結果調査結果．東京都．Retrieved（2023年6月15日） from <https://www.metro.tokyo.lg.jp/tosei/hodohappyo/press/2020/05/12/documents/10.pdf>
- 東京都（2022）．テレワーク実施率調査結果．東京都．Retrieved（2023年6月14日） from <https://www.metro.tokyo.lg.jp/tosei/hodohappyo/press/2022/01/07/06.html>
- 東京都（2023）．テレワーク実施率調査結果．東京都．Retrieved（2023年6月12日） from <https://www.metro.tokyo.lg.jp/tosei/hodohappyo/press/2023/05/15/10.html>
- 東洋経済ONLINE（2022）．ホンダがテレワークやめ原則出社に踏み切る真意．東洋経済ONLINE．Retrieved（2023年6月30日） from <https://toyokeizai.net/articles/-/589390?display=b>

福島第一発電所事故後の原子力発電に対する海外世論の動向（6）

Trends in Public Opinion concerning Nuclear Power Generation in the United States and Europe after the Fukushima Daiichi Power Plant Accident (6)

大磯眞一 (Shinichi Oiso) *1

要約 福島第一発電所事故後 12 年における米欧の一部の国の原子力発電に関する既存の世論調査結果について調査し、海外での原子力発電に対する世論動向を分析した。米国においては、2022 年時点で、人々の原子力発電に対する支持は高いとする調査もある。一方、欧州における世論調査結果については、英国、スウェーデン、チェコにおいて支持が不支持を上回っている。チェコでは 2022 年に支持率が急上昇した。

キーワード 福島第一発電所事故、米欧、原子力発電、世論、動向

Abstract The author surveyed the results of American and European opinion research about nuclear power generation around twelve years after the Fukushima Daiichi Power Plant accident and analyzed current public opinion trends toward nuclear power generation in some countries in the United States and Europe. In the United States, one survey indicates that people's support for nuclear power is high as of 2022. Among people in the UK, Sweden and Czech, it was found that the positive attitude towards nuclear power plants has continued to be held. In the Czech Republic, support soared in 2022.

Keywords Fukushima Daiichi Power Plant accident, the United States and Europe, nuclear power generation, public opinion, trend

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日に起きた福島第一発電所の事故後の、米欧における原子力世論の動向について、INSS Journal vol. 29, 2022 に、「福島第一発電所事故後の原子力発電に対する海外世論の動向（5）」として、その 3 年前の INSS Journal vol. 26, 2019 に、「福島第一発電所事故後の原子力発電に対する海外世論の動向（4）」として掲載した。本稿は、その後公表されたデータに基づき、6 番目の続編として作成したものである。

2. 目的

本調査の目的は、第一に、米欧における原子力に関する既存の世論調査結果の分析を通して、福島第一発電所事故後、とくに 2022 年 2 月のロシアによるウクライナ侵攻後の海外における原子力に対する意識の変化を明らかにすることである。第二に、世論調査の結果を時系列的に分析し、至近の変化の背景を知ることである。

3. 方法および結果

3. 1. 米国における原子力発電に対する世論（Bisconti Research および Reuters/Ipsos の世論調査）

図 1 に Bisconti Research 調査（回答者数：各回約 1,000 名）による「米国における原子力利用への賛否の推移」を示している。

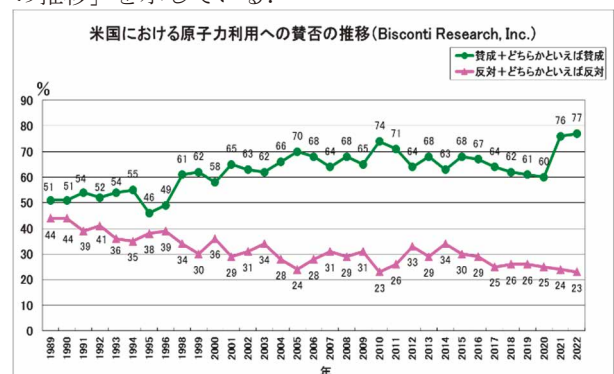


図1 Bisconti Research 調査

その結果、2021 年 5 月に 76%だった原子力利用への賛成率（「賛成」＋「どちらかといえば賛成」）は、2022 年 5 月の調査では 77%となっている。一方、反対率（「反対」＋「どちらかといえば反対」）は、2021 年 5 月には 24%であったが、2022 年 5 月の調査では 23%となっている。このように 2021 年から 2022 年にかけて有意な差はない。米国はエネルギー自給率

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 社会システム研究所

100%を達成（2019年）していることなどから、ロシアによるウクライナ侵攻が、2022年時点では原子力支持率に大きな影響を及ぼしていない可能性がある。なお、2021年5月および2022年5月の調査では、賛成、反対合わせて100%となるように、無回答者は母数から除かれている。それ以前は、無回答者も母数に含まれていた。

一方、Reuters/Ipsos 調査（回答者数：1,004名）では、図2に示す通り2022年6月に米国での原子力発電への賛成が45%となっており、Bisconti Research 調査と結果が異なる。この理由については考察で検討する。

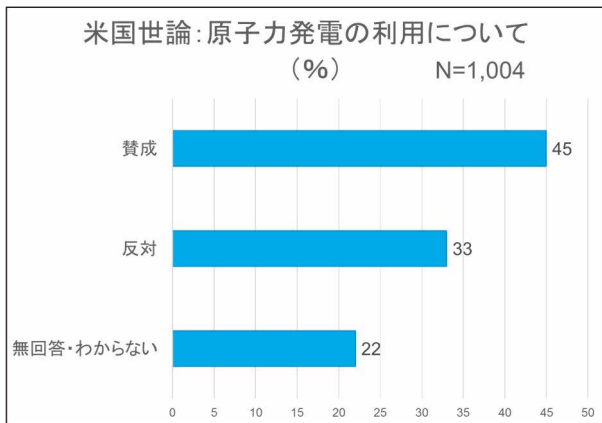


図2 Reuters/Ipsos 調査 (2022.6 実施)

3. 2. 英国における原子力発電に対する世論

英国ビジネス・エネルギー・産業戦略省 (Department for Business, Energy & Industrial Strategy, 略称 BEIS) では、福島第一発電所事故後、たびたび調査（回答者数：各回約2,000名）を実施している。

図3に BEIS 調査による「英国における原子力発電への支持の推移」を示している。

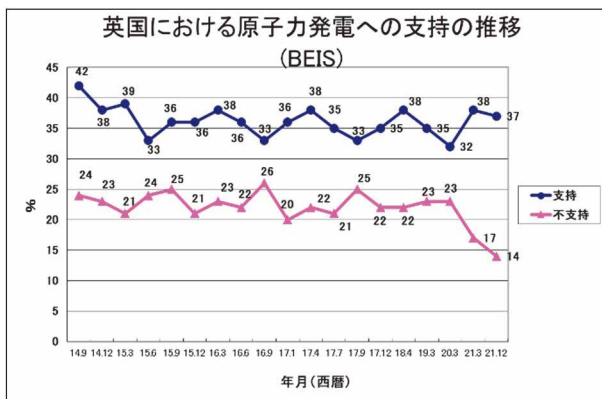


図3 BEIS 調査

その結果、2021年3月には38%だった支持率（「強く支持」＋「支持」）が、2021年12月に37%となっている。不支持率（「強く反対」＋「不支持」）は、2021年12月に14%となっている。中立は28%、わからない

は21%である。

2022年以降の原子力発電に関する BEIS 調査のデータは、調査を実施したかどうかを含めて公表されていない。

なお、2021～2022年に行われた原子力世論調査として、英国の調査会社 YouGov による調査（回答者数：各回1,651～1,812名）がある（図4）。

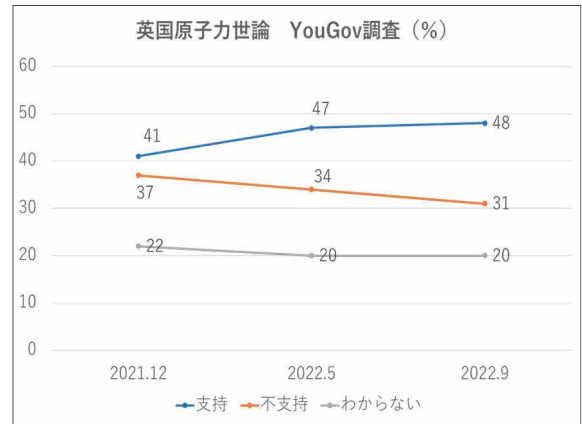


図4 YouGov 調査

これによると、2021年12月には41%だった支持率が、2022年9月には48%まで増加している。なお、BEIS調査とYouGov調査は、同じ2021年12月のデータを含んでおり、後ほど考察において比較分析する。

3. 3. スウェーデンの原子力世論推移

スウェーデンの原子力調査機関AnalysgruppenがNovus社に依頼して、インターネット調査（回答者数：各回約1,000名）を実施した。それによると、図5に示す通り、2022年3月、調査回答者の56%は「原子力発電を継続し、必要があれば新設する」と回答した（2018年は28%）。また、28%が「原子力利用を継続するが、新設は行わない」と回答した。合わせて84%が原子力発電を支持した。2018年頃以降、またとくに21年から22年に賛否が急速に変動していることが注目される理由については、考察で述べる。

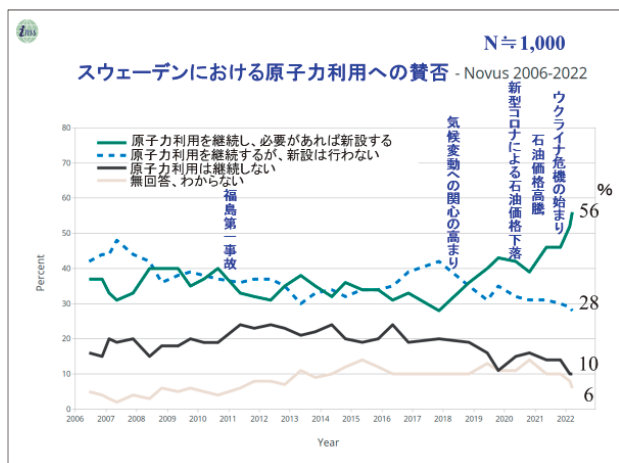


図5 Novus調査

査の結果に比べると大幅に低い数値になっている。

両調査の間で結果が大きく異なる理由については、Reuters/Ipsos調査では、わからないという選択肢があること、無回答も母数に含めていること、Bisconti Researchは原子力発電に関する設問の中で賛否を聞いている一方、Reuters/Ipsosは環境問題に関する設問の中で賛否を聞いており、質問のコンテキストが異なっていることが挙げられる。なお、INSS Journal vol.29, 2022「福島第一発電所事故後の原子力発電に対する海外世論の動向（5）」で示したgallup調査でも、2022年に賛成が51%と反対をわずかに上回る程度であり、Reuters/Ipsos調査の方が、米国世論の現状をより正確に表している可能性もある。

3. 4. チェコの世論調査結果

チェコについては、Public Opinion Research Centre, Institute of Sociology, Czech Academy of Science（チェコ科学アカデミー社会学研究所世論調査センター）の2012年以降の調査結果が公表されている。2022年6月の調査結果（回答者数：821名）では、「原子力発電を増やすべき」が56%、「現状維持」が24%、「減らすべき」が9%となっている（図6）。「原子力発電を増やすべき」が、2021年の32%から大幅に増加している。

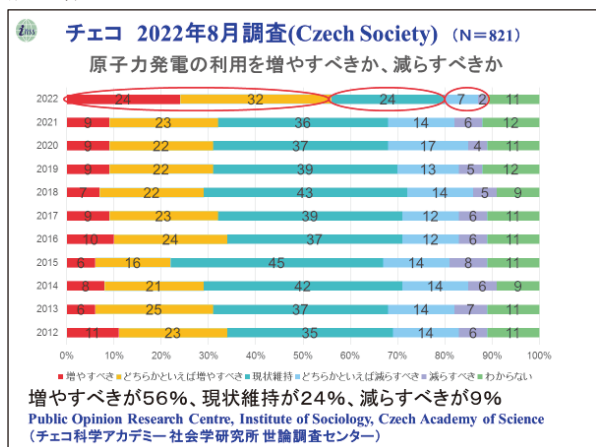


図6 Czech Academy of Science 調査

4. 2. 英国の世論

BEIS 調査によると、英国の原子力発電に対する世論は、支持が不支持を上回って推移している。原子力が気候変動戦略で役割を果たすべきとする人は、英国で多い（海外電力調査会，2021）。また、2015年のSDGs採択、パリ協定採択（COP21）などを経て、英国でも気候変動に強い関心が持たれていると考えられる。2019年6月に英国は、2050年までに温室効果ガスを1990年比で100%削減する目標を法制化した。

なお、YouGov 調査によると、2021年12月の支持率41%が、2022年9月には48%に7ポイント増加している。また、不支持率は同期間に、37%から31%まで6ポイント減少している。筆者の見解では、ロシアによるウクライナ侵攻の開始が2022年2月なので、それによるエネルギー安全保障上の問題の影響が大きいと考えられる。英国政府は2022年4月に、ネットゼロとエネルギー安全保障の両立および推進を目指す「エネルギー安全保障戦略」を発表した。同戦略では、原子力を「信頼性が高く、大規模発電が実証された唯一の低炭素電源」と位置づけており、これまでよりも意欲的な原子力推進目標を掲げている（MRI Research Associates, 2023）。

また、BEIS 調査とYouGov 調査は同じ2021年12月に調査を実施しており、両者を比較すると、支持率はBEIS 調査37%、YouGov 調査41%と大差ないが、不支持率はBEIS 調査14%、YouGov 調査37%と大きく差がある。「わからない」は、BEIS 調査21%、YouGov 調査22%でほぼ同じある。不支持率で大きく差がある理由としては、BEIS 調査では「中立」という選択肢があり28%となっているが、YouGov 調査にはそのよう

4. 考察

4. 1. 米国の世論

Bisconti Research調査による2022年の原子力発電への賛成比率は、77%となっている。Bisconti Researchによると、気候変動対策やエネルギーへの関心の高まりなどで支持が増加しているとしている。一方、Reuters/Ipsos調査では、2022年に原子力への賛成が45%となっており、Bisconti Research調

な選択肢はないことが挙げられる。BEIS 調査で「中立」を選んだ層には、どちらかといえば不支持という人が多い可能性がある。

4. 3. スウェーデンの世論

スウェーデンで 2022 年に原子力発電の支持率が 84%まで上がっていること、とくに新設支持が 56%に上っていることについては、2021 年に支持率が 71%、新設支持が 40%だったことを考えると、ロシアのウクライナ侵攻が理由として考えられる。スウェーデンはロシアから距離が近く、NATO への加盟を申請しているなど、安全保障上の問題が大きい。また、2022 年からエネルギー資源価格が高騰しており、スウェーデンに限らず比較的成本の安定している原子力発電への期待は、欧州でますます高まっているものと考えられる（三好範英，2023）。なお、支持率の高まりは、すでに 2018 年頃からみられており、これは気候変動への関心が高まってきた時期と一致する。また、エネルギー自給率の高いスウェーデンの場合、エネルギー需給よりは気候変動が重要なファクターとなっていることが明らかであり、米国や英国とは異なる経緯をたどっていると考えられる。

4. 4. チェコの世論

チェコにおいては、2021 年時点で、「現状維持」を支持する人（36%）が最も多く、次いで「増やすべき」とする人の合計（32%）が多くなっていたが、2022 年は、「増やすべき」とする人が計 56%と過半数を占めた。同国では計 6 基のロシア型加圧水型原子炉（VVER）が稼働している。チェコの電力生産の約 35%を原子力発電でまかなっており、ロシアのウクライナ侵攻で天然ガス供給に不安が高まる中、安定電源である原子力発電が改めて評価されていると考えられる。

「増やすべき」、「現状維持」、「減らすべき」が、2021 年には 32:36:20 となっていたのが、2022 年には 56:24:9 という、かなり極端な数字になっていることについては、東欧諸国の一員であるチェコにおいて、それだけロシアによるウクライナ侵攻の影響は大きかったことが考えられる。

5. おわりに

本調査では、福島第一発電所事故から12年というタイミングで、再び海外の世論調査に的を絞って情報収集を行った。それにより、限られた国についてはあるが、同発電所事故後の海外における原子力に対する意識の変化の一部を明らかにしようとした。

2022年度に調査が行われた国については、とくに欧州で、ロシアのウクライナ侵攻の影響による原子力発電への支持率増加が顕著であった。なお、地球温暖化問題への関心も、ウクライナ侵攻ほど急激なインパクトではないが、とくに欧州では重要なファクターだと思われる。

引用文献

- (1) INSS Journal vol.29, 2022 大磯眞一 「福島第一発電所事故後の原子力発電に対する海外世論の動向（5）」
- (2) INSS Journal vol.26, 2019 大磯眞一 「福島第一発電所事故後の原子力発電に対する海外世論の動向（4）」
- (3) Public Opinion and Communications about Nuclear Energy Lessons from 40 Years of Research <https://www.bisconti.com/>
(2023年5月19日アクセス)
- (4) Forty-five percent of Americans support nuclear power energy plants
A recent Reuters/Ipsos poll finds two in five Americans say they are familiar with nuclear power energy plants.
<https://www.ipsos.com/en-us/news-polls/fifty-five-percent-americans-support-nuclear-power-energy-plants>
(2023年5月25日アクセス)
- (5) BEIS Public Attitudes Tracker: Autumn 2022 <https://www.gov.uk/government/statistics/beis-public-attitudes-tracker-autumn-2022>
(2023年5月24日アクセス)
- (6) Britons are becoming more positive towards nuclear energy
<https://yougov.co.uk/topics/politics/articles-reports/2022/10/04/britons-are-becoming-more->

[positive-towards-nuclear](#)

(2023年4月28日アクセス)

(7) More than half want to build new reactors if needed

<https://www.analys.se/engelska/opinion-polls/>

(2023年5月29日アクセス)

(8) Czech Public Opinion on Nuclear Energy - Autumn 2022

<https://cvvm.soc.cas.cz/en/press-releases/other/ecology/5630-czech-public-opinion-on-nuclear-energy-autumn-2022>

(2023年5月26日アクセス)

(9) [英国] 世論調査, 英国人の65%は原子力が気候変動戦略で役割を果たすべき 海外電力関連 トピックス情報 2021年11月2日 電気事業連合会 情報提供: 一般社団法人海外電力調査会

https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_tops/pics/1260606_4115.html

(2023年5月26日アクセス)

(10) 2022年度英国原子力政策の総括～エネルギー安全保障戦略の策定と2度の首相交代を経た今後の展望～ 海外電力関連 トピックス情報 2023年4月25日 電気事業連合会 情報提供: MRI Research Associates

https://www.fepc.or.jp/library/kaigai/kaigai_tops/pics/1261164_4115.html

(2023年6月26日アクセス)

(11) 欧州の環境・エネルギー事情「懸念漂うドイツの脱原発完了」2023年4月28日, 三好範英

<https://ieei.or.jp/2023/04/special201704041/>

(2023年6月23日アクセス)

エネルギー・環境問題の視点を取り入れた デジタル教材の制作について（1）

The production of digital teaching materials incorporating
the perspective of energy and environmental issues (1)

西野 加奈江 (Kanae Nishino) ※¹ 大磯 眞一 (Shinichi Oiso) ※¹

中川 幸二 (Koji Nakagawa) ※¹ 高木 利恵子 (Rieko Takaki) ※²

要約 社会システム研究所 社会意識・エネルギー問題研究プロジェクトでは、エネルギー環境教育の普及促進に取り組んでいる。2021年度に行った「学校現場におけるエネルギー環境教育の実践および認知度に関するアンケート」調査において、エネルギー環境教育に関するオンラインで期待する支援として「短い時間の動画コンテンツ」が最も多かったこと、新型コロナ拡大以降、学校現場においてGIGAスクール構想によりICT環境の整備が急速に進んだことから、2022年度のエネルギー環境教育関西ワークショップ研究会でデジタル教材制作に取り組むこととした。有志メンバーによるデジタル教材制作ワーキングを結成し、2つのデジタル教材を完成させた。

キーワード エネルギー環境教育, デジタル教材, GIGAスクール構想

Abstract The Research Project for Social Awareness and Energy Issues, Institute of Social Research is trying to disseminate information and promote learning about energy and environmental education. In the 2021 "Questionnaire Survey on the Practice and Awareness of Energy and Environmental Education at Schools," the "short-time video content" was given by respondents to the survey as the most desirable online support for learning about energy and environmental issues. Since the development of the ICT environment at schools has progressed rapidly due to the GIGA school concept, in 2022, we decided to work on the production of digital teaching materials as participants in the energy and environmental education Kansai workshop study group. Volunteer members formed a working group to produce digital teaching materials and preparation of materials for two digital teaching projects was completed.

Keywords energy and environmental education, digital teaching materials, GIGA (Global and Innovation Gateway for All) School Concept

1. はじめに

社会システム研究所 社会意識・エネルギー問題研究プロジェクトは、京都教育大学 山下宏文 名誉教授が代表を務める「エネルギー環境教育関西ワークショップ研究会（以下、関西WS）」の事務局を務めている。関西WSは、関西地域および福井県の教職員を中心に、エネルギー環境教育に関する実践、普及促進を進める自主研究会で、本活動を母体として関西地域（福井県を含む）エネルギー環境教育の普及促進の取り組みを進めているところである。

2021年度に関西WSと共同で、近畿および福井県の学校を対象に、学校現場でのエネルギー環境教育の認知度および実践状況に関するアンケート調査を行った。その調査の中で、エネルギー環境教育を行う場合に「オンラインで受けられる支援」として、どのようなものを期待するかを聞いたところ、「10～15分の映像コンテンツ」という回答が、小学校77%、中学校82%、高等学校87%、校種全体で80%と高くなった。折しも、本調査前に新型コロナウイルス感染症（以下、新型コロナ）が拡大し、学校現場ではGIGAスクール構想^{※3}が急速に進んだことがその背景にあると考えられる。

※1 (株)原子力安全システム研究所 社会システム研究所

※2 エネルギー広報企画舎

※3 2019年12月に文部科学省が発表した教育改革案。「Global and Innovation Gateway for All」の略で、児童・生徒1人1台の学習用端末の配付やネットワーク環境の整備を行い、個別に最適化された教育の実現を目指す。

また、2021年10月に関西WSで開催したエネルギー環境教育シンポジウム「GIGA スクールに対応したエネルギー環境教育のあり方」においても、GIGA スクール構想はエネルギー環境教育との親和性が高いということが示された。

社会には正解のない課題が多くあり、エネルギー問題もそのひとつである。そういった課題には社会全体としての最適解が求められる。これからの教育では、最適解に向かう力（思考・判断・選択・行動）を培っていくことが望ましい。

GIGA スクール構想においては、ICT（Information and Communication Technology）の活用により、調べ学習や表現・制作、情報モラル教育などの学習が充実し、学びの深化、転換につながる事が示唆されている。多岐にわたるエネルギー問題についても、最適解となり得るものを自ら考えたり、意思表示をしたり、他者と共有したりする際に、ICT を活用する新しい教育が効果を発揮する可能性がある。

関西WSでは、この機会をエネルギー環境教育普及の好機と捉え、エネルギー・環境問題の視点を取り入れたデジタル教材の制作に取り組むことにした。

2. 進め方

2022年度第1回（4月）の関西WSの会合（以下、全体会）にてデジタル教材の制作に取り組むことを提案し、活動メンバーを募った。これに賛同する会員が12名集まったので「デジタル教材制作ワーキンググループ（以下、制作WG）」を結成した。

集まったメンバーの中からまとめ役として、学校現場のICT環境や情報教育に精通している2名にリーダーを依頼し、制作WGを進めることとした。

また、教材制作の主体は事務局ではなく、制作WGメンバーとし、教員目線で、授業で使いやすい教材について検討し、制作していくこととした。

3. 制作WGの活動と方向性

制作WGは、月1回開催している全体会の終了後に行い、2022年5月より活動を開始、2023年1月まで全8回の会合を開催した。

デジタル教材の制作に当たり、第1回（5月）および第2回（6月）の制作WGにおいて、メンバー自身が、どのような教材であれば授業で使ってみたいか、どのような教材を制作したいかなど自由に話し合った。共通していたのは「関西WSならではのものを作りたい」、「多くの学校で使ってもらいたい」ということであり、それらを踏まえ、方向性として次の5点を整理した。

- (1) PBL（Project Based Learning）課題解決型とする
- (2) 答えのない問いに対し、学習者自身が調べ、アウトプットする→コンテンツで作成するのは「問い」
- (3) 教科・学年を限定せず汎用性の高いものとする
- (4) 短時間の動画コンテンツとする（5～10分程度）
- (5) 初心者の教員でも利用できるものとする→授業案もあわせて作成する

また、制作する内容については、経済産業省資源エネルギー庁のエネルギー教育「4つの視点^{*4}」をそれぞれ大きなテーマとした。

- A：エネルギーの安定供給の確保
- B：地球温暖化問題とエネルギー問題
- C：多様なエネルギー源とその特徴
- D：省エネルギーに向けた取組

AからDのテーマについて1教材ずつ制作することを決定し、メンバーは制作したいテーマを選択してグループワークを進めていくこととした。

4. 制作コンテンツ

第6回の制作WG（11月）において、各グループの進捗状況を確認し、2022年度に制作するコンテンツとして、A：エネルギーの安定供給の確保（以下、Aグループ）とB：地球温暖化問題とエネルギー問題（以下、Bグループ）をテーマとするグループに決定した。コンテンツ内容は次のとおり。

*4 経済産業省資源エネルギー庁がエネルギー教育を進めるにあたって留意すべき視点（課題）として示しているもの。SDGsエネルギー学習推進ベースキャンプ（<https://energy-kyoiku.meti.go.jp/about/>）より

4.1 動画コンテンツ「11%のくらしってどう？」

A グループは、約4分の動画コンテンツ「11%のくらしってどう？」を考案した(図1)。



図1 動画コンテンツ

内容は、日本のエネルギー自給率11.3%(2020年度)並みの生活になると私たちの生活はどうかを、子どもたちがイメージしやすい身近なもので示している。例えば、「照明が11%しかつかない」「冷蔵庫が11%しか使えない」「東京-新大阪間の新幹線の本数が11%」「動画サイトが11%の時間しか見られない」「ガスを使用する調理時の火力が11%」等である(図2)。そこで日本はエネルギー資源を輸入に頼っていることに気づいた上で、日本を含めた主な国のエネルギー自給率を世界地図上で比較し、今の生活を続けるにはどうすればよいかを問う内容となっている。



図2 動画コンテンツ 11%のくらしのイメージ

動画の中で11%という数字を主に時間に例えているのは、子どもたちが11%という数字をイメージしやすいようにしていること、動画を見た後で「他にもこういうこともあるのではないか?」といったことも自分たちで考えてもらいたいとの考えからである。

エネルギー環境教育の中でも「エネルギーの安定供給の確保」の視点は、ほかの視点と比べると扱いが難しいとされているが、本教材は学習の導入部分に使える教材となっているので、入口で悩んでいた教員の助けとなる可能性がある。

4.2 WEBコンテンツ「地球を守れ!性格テスト」

B グループは、WEBコンテンツ「地球を守れ!性格テスト」を考案した(図3)。

「性格テスト」と表題に入れることで、「自分のことであれば知りたい」という気持ちを刺激し、楽しみながら取組んでもらいたいというメンバーの思いが込められている。



図3 WEBコンテンツ 開始画面

内容は、まず言語情報のみで「地球を守るためにいちばん話を聞いてみたいのはだれ」かを、4人のなかから選択する(図4)。



図4 WEBコンテンツ 選択画面

選択により画面が進むと自分のタイプが表示される。4つのタイプは「科学者(地球温暖化の原因)」「経営者(技術開発)」「気象予報士(環境)」「政治家(対策)」の

それぞれの専門家に分かれており、自分がどのようなタイプか、そして、その専門家の言っていることは「正しいのか」を問うている。その問いに対して、学習者は自分たちで調べ学習をし、意見交流や議論につなげることを目的としている。

なお、それぞれの専門家が言っていることには、正確ではない情報が少しずつ混入している。専門家といえども必ずしも正しいことを言っているとは限らない。ひとつの情報だけを信じるのではなく、さまざまな視点から見るのが大事であり、本教材の活用を通して情報リテラシー能力の向上・育成につなげる、ICT教材のひとつとなることを期待している。

エネルギー・環境問題をICT教育で使える教材の内容に取入れることで、エネルギー環境教育に馴染みのない教員にも知ってもらい、ICT教育の視点からエネルギー環境教育の普及を目指したものとなっている。

5. 完成教材と今後の展開

完成した2つの教材は、原子力安全システム研究所（INSS）のホームページ上で公開しており、自由に活用できるようになっているので、教育関係者のみならず、多くの方にご覧いただき、エネルギー問題について考える機会としていただきたい。

<http://www.inss.co.jp/news/6908.html>

また、関西WSのホームページからでも先の公開先に移行することができる。

<https://kansai-ws22.1web.jp/89452.html>

今後は、関西WS会員を中心に授業実践に取り組み、事例を積み上げるとともに、教材に改善点があれば修正を加えていくことにしている。

また、日本エネルギー環境教育学会の全国大会等で本教材を広く紹介し、教材の普及も目指していく。

2023年度は、4つの視点から C:多様なエネルギー源とその特徴 と D:省エネルギーに向けた取組 をテーマとする教材制作に取り組むべく、すでに活動を開始している。学習者がエネルギー問題を楽しく、自分ごととして学ぶことができる教材を、制作WGのメンバーとともに制作したい。

謝辞

制作WGのリーダーとして活動をまとめていただいた、滋賀大学教育学部附属中学校 副校長（前大津市立石

山中学校 教頭）河野卓也先生、八尾市教育委員会事務局 教育センター 指導主事 山野元気先生、メンバーとして活動に取り組んでいただいた関西WS代表 京都教育大学 名誉教授 山下宏文先生をはじめとするメンバーのみなさまに御礼を申し上げます。

参考文献

- エネルギー環境教育関西ワークショップ（2022）. エネルギー環境教育ブックレット13 GIGA スクールに対応したエネルギー環境教育のあり方
経済産業省資源エネルギー庁ホームページ. 広報パンフレット. 日本のエネルギー2022
<https://www.enecho.meti.go.jp/about/pamphlet/>
SDGs エネルギー学習推進ベースキャンプ. このサイトの使い方. エネルギー教育の課題【4つの視点】
<https://energy-kyoiku.meti.go.jp/about/>
文部科学省ホームページ. GIGA スクール構想の実現について
https://www.mext.go.jp/a_menu/other/index_00001.htm

米国の原子力発電所周辺地域の暴風雨等による被害状況調査

Investigation of Damages by Deadly Weather Conditions to Areas of Surrounding NPPs in USA

須山 健 (Takeshi Suyama) *1

要約 地球の気候変動により台風、竜巻、強風などによる暴風雨（暴風雪）の規模は年々増大の傾向であり、今後も増大することが予想される。日本の原子力発電所では原子力規制委員会の「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に基づき、例えば風速 100m/s の強風および竜巻による飛来物を受けても原子力発電所の安全性に影響がないことを確認している。しかし原子力発電所の安全性を確保しても、発電所周辺に暴風雨等が直撃すると居住地域や生活基盤に影響が出て、発電所で働く人やその家族の生活に支障をきたし、原子力発電所の運営にも影響を与える可能性がある。そこで、今後わが国でも台風、竜巻、強風などの規模が増大すると仮定して、それらの規模が日本より大きく、災害の状況が比較的詳しく公表される米国を対象として、その原子力発電所付近の被害状況を調査することにより、今後の気候変動による我が国の原子力発電所周辺への影響を、より現実的に調べることにした。

調査対象は、最近米国で発生したハリケーン 2 事象、竜巻 2 事象、デレーチョ 1 事象、冬の嵐 1 事象およびノーイースター 1 事象として、これらの公開情報を調査した。結果として、米国並みの大規模なハリケーンや竜巻等が我が国の原子力発電所周辺に直ちにすることは考えにくいだが、これらの公開情報は、我が国の原子力発電所周辺の被害状況を今後の気候変動に備えて想像する手段として有効であることが確認できた。

キーワード 暴風雨, ハリケーン, 竜巻, 居住地域

Abstract The scale of deadly weather conditions such as heavy rain storms, snow storms, cyclones, tornados and strong winds caused by climate change on earth is increasing yearly and it is expected to continue to increase. Japanese nuclear power plants (NPPs) are designed to survive assumed wind speeds of 100 m/s by typhoons, tornados, etc. to satisfy the Japanese Nuclear Regulation Authority's Guideline for evaluation of influence by tornados, and the safety of NPPs is expected. But even though their safety is assured, if deadly weather conditions hit areas surrounding NPPs directly, residential areas and infrastructures are influenced. The dairy life of employees of NPPs and their families could be threatened, and operation of NPPs could be influenced.

To prepare for dealing with the increase in scale of deadly weather conditions in Japan, this paper investigated the situation in the USA. The USA was chosen because detailed information about damages caused by storms, tornados, etc. is available in open records and the scale of the damages is relatively greater than in Japan. By using the information from the USA, it was expected that the influence on areas surrounding Japanese NPPs due to climate change can be predicted more realistically.

Information about recent US weather events, two hurricanes, two tornados, one derecho, one winter storm, and one nor'easter were chosen as targets. Information collection like this investigation was concluded to be an effective means to imagine damages to areas surrounding Japanese NPPs in preparation for the future climate change, even though it cannot be considered that such deadly weather conditions will soon come to Japan.

Keywords deadly storm, hurricane, tornado, residential areas

1. はじめに

地球の気候変動により台風、竜巻、強風などによる暴風雨（暴風雪）の規模は年々増大の傾向であり、今後も増大

することが予想される。日本の原子力発電所では原子力規制委員会の「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」⁽¹⁾に基づき、例えば風速 100m/s の強風および竜巻による飛来物を受けても原子力発電所の安全性に影響がないことを確

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

認している。しかし原子力発電所の安全性を確保しても、発電所周辺に暴風雨等が直撃すると居住地域や生活基盤に影響が出て、発電所で働く人やその家族の生活に支障をきたし、原子力発電所の運営にも影響を与える可能性がある。

そこで、今後わが国でも台風、竜巻、強風などの規模が増大すると仮定して、それらの規模が日本より大きく、災害の状況が比較的詳しく公表される米国を対象として、その原子力発電所付近の被害状況を調査することにより、今後の気候変動による我が国の原子力発電所周辺への影響を、より現実的に調べることにする。

調査対象は最近米国で発生したハリケーン2事象、竜巻2事象、デレーチョ1事象、冬の嵐1事象、ノーイスター1事象とした。

2. 台風、ハリケーン

2.1 我が国の原子力発電所周辺の風速

我が国の原子力発電所のうち、いくつかの発電所周辺における2023年5月10日時点での過去の最大瞬間風速は、気象庁の公表した数値によれば以下の表1のとおりである⁽²⁾。

ここで、最大瞬間風速は「風速計の測定値(0.25秒間隔)を3秒間平均した値(測定値12個の平均値)の最大値」と定義される⁽³⁾。

表1 発電所周辺における過去の最大瞬間風速

観測地点(読み仮名)	風速 ^(*)	発生日時
北海道 神恵内(カモイ)	34.2	2012年12月6日
北海道 余市(ヨイ)	32.0	2018年9月5日
北海道 共和(キョウ)	35.6	2016年3月1日
北海道 寿都(スツ)	53.2	1954年9月26日
福井県 敦賀(ツルガ)	47.9	2018年9月4日
福井県 美浜(ミハマ)	35.4	2016年4月7日
福井県 小浜(オハマ)	38.8	2017年10月23日
京都府 舞鶴(マイヅル)	51.9	2004年10月20日
愛媛県 長浜(ナガハマ)	30.4	2022年3月26日
愛媛県 大洲(オス)	26.2	2020年3月19日
愛媛県 宇和(ウ)	30.2 ^(*)	2020年1月27日
長崎県 松浦(マツウラ)	35.0	2020年9月7日
佐賀県 唐津(カツ)	44.1	2022年9月18日
佐賀県 伊万里(イマリ)	34.4	2020年9月2日
鹿児島県 阿久根(アクネ)	54.0	1965年8月6日

鹿児島県 川内(セグアイ)	45.0	2015年8月25日
鹿児島県 東市来(ヒガシイキ)	36.8	2015年8月25日

^(*) 風速は最大瞬間風速、単位はm/s。

⁽²⁾ 宇和よりも原子力発電所からさらに約20km離れた宇和島では、1964年9月25日に台風として観測史上第7位の72.3m/sを記録⁽⁴⁾したが、発電所付近から遠いと考慮して除外した。

最大瞬間風速については、表1の17地点のうち2地点を除いて21世紀の記録、8地点がデータを確認した2023年5月10日から5年以内の記録である。

また、表1の17地点のうち11地点が40m/s未満、3地点が40m/s台、3地点が50m/s台であり、最大は54.0m/sである。

2.2 米国のハリケーンの風速の考え方

米国のハリケーンは、台風やサイクロンと現象としては同じものであるが、北東太平洋または北大西洋で発生した時にはハリケーン、北太平洋で発生した時には台風、北インド洋で発生した時にはサイクロンと呼ばれ、発生地域により名称が異なり、局所的に発生する激しい風のうず巻きである竜巻とは区別される⁽⁵⁾。

ハリケーン等の風速については、米国気象学会(AMS, American Meteorological Society)によれば、通常1分間の平均で表される⁽⁶⁾が、20秒未満の最大瞬間風速をgustと記載して用いることもある⁽⁷⁾。風速の測定方法や測定間隔について、日米の相違は確認できていないが、仮に同じ測定方法かつ同じ測定間隔の風速データの1分間平均とその1分間の中の3秒間の平均を比較する場合は、3秒間の平均風速の最大値が1分間の平均風速以上となる。

この理由としては、背理法を用いるのがわかりやすい。特定の観測期間においてある1分間の区間を抽出し、その1分間の風速を3秒ごとに20等分したとすると、20個の3秒間平均風速を加算して20で割った値が1分間の平均風速となる。しかし3秒間の平均風速の最大値が1分間の平均風速よりも小さい場合は、最大値以外の3秒間の平均風速はすべて1分間の平均風速より小さくなり、20個の3秒間平均風速を加算して20で割った値も元の1分間の平均風速より小さくなり矛盾する。したがって、3秒間の平均風速の最大値が1分間の平均風速を下回ることはない。

なお、1分間の風速が一定であったり、3秒ごとの風速20個分がすべて正弦波の1周期であったりする時は、3秒

間の平均風速の最大値が 1 分間の平均風速と同じ値になる。

2.3 2021年のハリケーンアイダによる被害

2021年8月26日に発生したハリケーンアイダは、8月29日にルイジアナ州に上陸し、上陸後の最大風速(1分間平均)は150mph (miles per hour) (67m/s)を記録し⁽⁸⁾、その影響でルイジアナ州にあるウォーターフォード原子力発電所3号機が外部電源を喪失した⁽⁹⁾。これにより、周辺地域を含めて人体や環境への影響が生じたという報告は確認できていない。この時のウォーターフォード原子力発電所付近の被害状況を調査した結果を以下に記述する。

ウォーターフォード発電所はルイジアナ州の南側、ミシシッピ川沿いのメキシコ湾に近いところに立地し、セントチャールズ郡(パリッシュ)キロナにある。東側へ数十km離れたところにはニューオーリンズがあり、発電所の周辺は平坦な地形で海拔は15m未満である⁽¹⁰⁾。ハリケーンアイダの進路と風速については、米国の雑誌The Advocateによれば、地図で見る限りハリケーンがウォーターフォード発電所から10km以内に接近⁽¹¹⁾しており、周辺のgust風速(20秒未満の最大瞬間風速)は122mph (54.5m/s)~138mph (61.7m/s)を記録している。

被害状況については、前述のThe Advocateによれば、ポートフォーションに上陸する際のgust風速(20秒未満の最大瞬間風速)は172mph (76.9m/s)であり、米国CNNの動画⁽¹²⁾から上陸時の強風の凄まじさと、この強風により歩行も困難である様子がわかる。セントチャールズにおけるハリケーン通過時の動画は発見できなかったが、ハリケーンの通過から72時間後の被害状況では、家屋の著しい損傷や大木の倒壊を確認できた⁽¹³⁾。セントチャールズから南に約40km離れたラックポートの動画では住宅の屋根が剥がれたり、電柱が倒れたりする様子が撮影されており⁽¹⁴⁾、セントチャールズでも同程度の状況であったと推定される。

2.4 2022年のハリケーンイアンによる被害

2022年9月23日に発生したハリケーンイアンは、9月28日にフロリダ州に上陸し、上陸後の最大風速(1分間の平均)は160mph (71.5m/s)を記録した⁽¹⁵⁾。フロリダ州のセントルーシー原子力発電所への影響や周辺地域を含めて人体や環境への影響が生じたという報告は、公表された情報からは確認できていない。この時のセントルーシー原子力発電所付近の被害状況を調査した結果を以下に記述す

る。

セントルーシー発電所はフロリダ州南東部のセントルーシー郡ポートセントルーシーにあり、フロリダ半島から幅数km程度の海を隔てたバリアー島(Barrier island, 細長く狭い主に砂や礫でできた島)であるノースハッチンソン島およびサウスハッチンソン島のうちノースハッチンソン島にある⁽¹⁶⁾。発電所の周辺は平坦な地形で海拔は20m未満である⁽¹⁷⁾。ハリケーンイアンの進路と風速については、FOX35(フロリダ州オーランドにあるテレビ局)の提供する動画⁽¹⁸⁾によれば、9月28日(水)のPM8:00に125mph (55.9m/s)であった風速は12時間後にはさらに70mph (31.3m/s)まで低下しており、ハリケーン中心部はポートセントルーシーから150km程度またはそれ以上離れていることから、セントルーシー発電所は強風の直撃は受けなかったと考えられる。これらの風速は、動画の音声から20秒未満の最大瞬間風速(gust)と推定される。

別の動画では、西側に上陸した際の海岸付近の強風の様子⁽¹⁹⁾、浸水の様子⁽²⁰⁾、ハリケーン通過後のボートの陸への乗り上げ、木々の倒壊、家屋や道路の損壊⁽²¹⁾が確認できる。セントルーシー郡を含むフロリダ州東海岸のトレジャーコーストの新聞TC Palmでは、ポートセントルーシーから約10km北側のフォートピアースにおいてボートが沈んでいる様子などを示しており⁽²²⁾、ポートセントルーシーにおいても想像以上の強風であったと推定される。Yahooでは、ハリケーン通過後のセントルーシー郡の木々の倒壊、道路標識の損傷、道路の浸水の様子などを写真で示している⁽²³⁾。

2.5 米国のハリケーンから得た知見

ハリケーンアイダとハリケーンイアンの被害状況の記録からだけでは、それぞれの被害状況の全貌を把握することは容易ではないが、被害状況の記録を多く集めることにより、被害の全貌をより正確に想像することが可能となる。

このような大規模のハリケーンが我が国の原子力発電所周辺に直ちにすることは考えにくい、今後の気候変動に備えて、この規模の暴風雨に見舞われた場合に、我が国の原子力発電所周辺に実際に存在する木々、家屋、電線などがどのようなようになるのかあらかじめ想像しておくことはリスク管理として有効である。

3. 竜巻

3.1 藤田スケールについて

竜巻等の強さについては、建物等の被害状況から風速を

推定し、風速によって竜巻の規模を示す「藤田スケール」が用いられているため、藤田スケールの変遷等を理解することが重要である。これらは、「日本版改良藤田スケールに関するガイドライン（平成27年12月）」（以下、「藤田スケールガイドライン」という。）⁽²⁴⁾に詳しく記載されており、以下にその概要を示す。

「藤田スケールガイドライン」の p.3「表1」においては、Fujita(1971)により考案された、竜巻やダウンバーストなどの風速を、建築物等の被害状況から推定する「藤田スケール」に対して、日本向けに解説を加えた「藤田スケール（藤田1973）」が示されている。以下の表2に「藤田スケール（藤田1973）」の階級と風速を示す。

表2 「藤田スケール（藤田1973）」の階級と風速

階級	風速
F0	17~32m/s (約15秒間の平均)
F1	33~49m/s (約10秒間の平均)
F2	50~69m/s (約7秒間の平均)
F3	70~92m/s (約5秒間の平均)
F4	93~116m/s (約4秒間の平均)
F5	117~142m/s (約3秒間の平均)

「藤田スケールガイドライン」p.4によれば、「藤田スケール（藤田1973）」は「被害状況と風速の対応が十分に検証されていない」などの課題があったため、米国では2006年に「改良藤田スケール」（Enhanced Fujita scale, 以下「EFスケール」という。）が策定され(McDonald and Mehta 2006), 2007年から米国気象局により運用されている。EFスケールを表3に示す⁽²⁵⁾。

表3 「EFスケール」の階級と風速

階級	風速 (3秒間の平均)
EF0	65~85mph (29.1m/s~38.0m/s)
EF1	86~110mph (38.4m/s~49.2m/s)
EF2	111~135mph (49.6m/s~60.4m/s)
EF3	136~165mph (60.8m/s~73.8m/s)
EF4	166~200mph (74.2m/s~89.4m/s)
EF5	200mph 超過 (89.4m/s 超過)

「藤田スケールガイドライン」p.7によれば、日本国内で発生する竜巻等突風の強さをよりの確に把握できるようにするため、米国のEFスケールを参考にしつつ、最新の風工学の知見を取り入れて日本版改良藤田スケール（Japanese Enhanced Fujita scale, 以下「JEFスケール」という。）が策定された。また、「藤田スケールガイドライン」p.9によれば、JEFスケールの階級と風速の対応については、藤田スケール（藤田1973）とJEFスケールの統計的な継続性を持たせるため、現象のスケールの評価結果が両スケールでできる限り同じ階級となるように決定された。「藤田スケールガイドライン」p.10およびp.11の表3に示す「JEFスケール」と風速の関係を表4に示す。

表4 「JEFスケール」の階級と風速

階級	風速 (3秒間の平均)
JEF0	25m/s~38m/s
JEF1	39m/s~52m/s
JEF2	53m/s~66m/s
JEF3	67m/s~80m/s
JEF4	81m/s~94m/s
JEF5	95m/s

藤田スケール、EFスケール、JEFスケールの統計的な継続性については、「藤田スケールガイドライン」の付録C「日本版改良藤田スケールの階級と風速の対応の決定方法」において示されている。

3.2 竜巻の規模について日米の比較

「藤田スケールガイドライン」の p.3, p.4によれば、我が国で確認された竜巻の最大のスケールはF3 (=JEF3) であり、スケールが特定できなかった現象を除いて2007年から2014年に発生が確認された竜巻等突風は、F3が1件、F2が5件、F1が97件、F0が379件、F0未満が172件である。「日本版改良藤田スケール導入後の評価状況」⁽²⁶⁾の p.5によれば、2016年4月から2022年12月の「突風発生確認数」は、JEF3が1件、JEF2が10件、JEF1が70件、JEF0が211件、JEF0未満が5件、不明が95件である。

米国で過去に発生した竜巻は、EF5相当については気象庁が2件（1925年3月18日に、ミズーリ州、イリノイ州、インディアナ州の3州にまたがって移動した竜巻、および2011年5月22日に、ミズーリ州で発生した竜巻）を掲載⁽²⁷⁾している。EF4については、2020年1月1日から2023年5月10日までに、2020年に6件、2021年に4件、

2022年に4件、2023年に2件発生している⁽²⁸⁾。EF3相当以上については、アリゾナ大学の資料によれば2005年から2021年において年ごとに発生件数のばらつきはあるものの、年平均31.6件発生しているとしている⁽²⁹⁾。

以上から、日米で国土の面積に大きな差はあるものの、我が国では今までJEF4相当以上の竜巻を確認した例はなく、JEF3相当についても2007年から2014年に1件、2016年4月から2022年12月に1件であることから、発生している竜巻の規模は米国の方が大きいと考えられる。

竜巻の発生確認数については、気象庁のホームページによれば、「日本では、平均して年に25個程度、竜巻の発生が確認されています(2007~2015年、海上竜巻を除く)。米国では、年平均で約1,300個(2004~2006年の統計)もの竜巻が確認されていますが、単位面積に換算すると日本での竜巻の発生確認数は米国の半分程度で決して少ないとは言えません。」とのことである⁽³⁰⁾。

3.3 日本の原子力発電所で想定する竜巻

日本の原子力発電所では原子力規制委員会の「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」⁽¹⁾に基づき、表2に示す「藤田1973」のF3の風速(70~92m/s)から、例えば風速100m/sの強風および竜巻を想定し、竜巻による飛来物を受けても原子力発電所の安全性に影響がないことを確認しているが、100m/sを想定する場合は、JEF5に相当する非常に保守的な風速を想定していることになる。

3.4 2021年12月10日の竜巻による被害

2021年12月10日深夜から11日未明にかけて、米国の中部・南部を複数の竜巻が襲った。ケンタッキー州など少なくとも8州で、50以上の竜巻が確認され、米国で発生した竜巻のうち、2023年5月10日時点でその10年以内に発生した竜巻では最大規模と考えられる⁽³¹⁾。この竜巻を含めて、米国で2020年1月1日から2023年5月10日までに発生したEF4の竜巻⁽²⁸⁾の地区名とその地区から最も近い位置にある原子力発電所の距離を地図上で確認したが、少なくとも40~50km以上は離れているものと考えられる。この竜巻による原子力発電所への公表された影響は確認できなかった。竜巻は局所的な現象であるため、原子力発電所から40~50km以上離れた地点を通過する竜巻が原子力発電所の周辺に影響を与えることは考えにくい。

竜巻後の被害状況としては、家屋やその他の建物の大破、大きく変形した自動車、電柱の倒壊、倒木、横転した列車

などを撮影した記録はある⁽³²⁾が、夜間に発生したため見通しが悪いこともあり、竜巻による強風をリアルタイムで撮影した記録は確認できなかった。

3.5 2023年3月下旬の竜巻による被害

2023年5月10日時点で最も至近に発生したEF4の2件の竜巻のうち、2023年3月24日に発生した竜巻は、ミシシッピ州の3地区でEF4規模が観測された⁽²⁸⁾。被害状況としては、夜間の発生ではあるが車中から強風や雷の様子を中継したり、家屋の大破、倒木、車の損傷を撮影したりした記録が確認できた⁽³³⁾⁽³⁴⁾。これ以外に校舎内に強風が浸入してきた時の動画も確認できた⁽³⁵⁾。

2023年3月31日に発生した竜巻は、アイオワ州の2地区でEF4規模が観測された⁽²⁸⁾。被害状況としては、日中の発生であるため見通しがよく、車中から遠方の竜巻を動画で中継したり⁽³⁶⁾、大破した家屋や車を撮影したり⁽³⁷⁾⁽³⁸⁾した記録が確認できた。

これらの竜巻による原子力発電所への影響について、公表された情報は確認できなかった。

3.6 米国の竜巻被害状況から得た知見

2021年12月10日および2023年3月下旬の被害状況の記録からだけでは、それぞれの竜巻の規模の大小関係を比較することは必ずしも容易ではないが、被害状況の記録を多く集めることにより、被害の大きさをより正確に想像することが可能となる。

このような大規模の竜巻が我が国の原子力発電所周辺に直ちに来ることは考えにくいだが、この規模であっても我が国の原子力発電所で想定している竜巻よりも規模は小さい。この規模の竜巻が発電所周辺の居住地域に來たととしても、被害がどれほど大きくなるのか、あらかじめ想像しておくことはリスク管理として有効である。

4 デレーチョ

4.1 デレーチョについて

デレーチョ(Derecho)は、真つすぐ1方向に進行し、240mile(386km)を超える範囲に渡って58mph(25.9m/s)以上のgust風速(20秒未満の最大瞬間風速)を有する現象と定義されている⁽³⁹⁾。

北米(米国、カナダ)における発生件数としては、2010年以上は毎年1件以上の発生が確認されており、最近では

2020年に7件、2021年に1件、2022年に4件、2023年（5月10日時点）に1件の発生が確認されている⁽⁴⁰⁾。次項では、2020年8月10日に発生したデレーチョに関して調査した結果を記載する。

4.2 2020年8月のデレーチョによる被害

2020年8月10日に発生したデレーチョはアイオワ州の中央部を通過して、東側に移動した⁽⁴¹⁾が、この日にアイオワ州のデュアンアーノルド原子力発電所では強風により外部電源が喪失した⁽⁴²⁾。周辺地域を含めて人体や環境への影響が生じたという報告は確認できていない。20秒未満の最大瞬間風速の最大値が観測された地点は、デュアンアーノルド発電所から20km弱離れたシーダーラピッツの140mph (62.6m/s)、2番目に大きな値を観測した地点は、シーダーラピッツの北東側に隣接して発電所から20km弱離れたマリオンの130mph (58.1m/s)と記録されており⁽⁴³⁾、居住地にハリケーン並みの強風が襲来している。強風による被害状況としては、トモロコシ畑の壊滅、家屋やその他施設の損傷、電波塔の倒壊などの写真、木が倒れるまでの動画⁽⁴⁴⁾、暴風雨の凄まじさを撮影した動画⁽⁴⁵⁾⁽⁴⁶⁾などが確認できた。暴風雨以外に直径1~2インチのひょうも降ったことが確認されている⁽⁴⁷⁾。

デレーチョという現象が我が国に発生することは極めて考えにくい、この規模の強風が原子力発電所周辺に来た場合に何が起こるのか、あらかじめ想像しておくことはリスク管理として有効である。

5 2022年12月の冬の嵐

米国では、冬季に雪や冷たい雨を伴う大規模な嵐が発生することがある。以下は、冬の嵐のうち2022年12月21日から26日にかけて米国の大多数の地域に影響を与えた⁽⁴⁸⁾冬の嵐を調査した結果を示す。

この冬の嵐によって、デビスベッセ原子力発電所は取水側の水位が低下したため一時的に原子炉の停止が必要な状態となり⁽⁴⁹⁾、セーラム原子力発電所2号機は蒸気発生器の差圧の異常により原子炉が自動トリップした⁽⁵⁰⁾。周辺地域を含めて人体や環境への影響が生じたという報告は確認できていない。

デビスベッセ原子力発電所は米国五大湖のうちエリー湖の西南側に位置し、オハイオ州のオタワ郡キャロルに属し、オークハーバーなどの居住地から北側に約10kmの距離にある。冬の嵐の状況としては、デビスベッセ発電所から西に約40km離れたトリードの動画が公表されて

おり、音声は聞こえないが嵐の激しさが伝わる⁽⁵¹⁾。この冬の嵐の20秒未満の最大瞬間風速は79mph (35.3m/s)⁽⁴⁸⁾と前述の2020年8月10日のデレーチョに比べて弱いが、冬季特有の吹雪により屋外は過酷な状況となっている。

なお、デビスベッセ発電所から東側に約400km離れておりエリー湖北東側に位置するクリスタルビーチでは、エリー湖岸にある家が湖の水を被った後に凍結して、家の湖側が非常に珍しい外観となっている⁽⁵²⁾。これとは別に、米国五大湖のうちミシガン湖では冬になるとパンケーキ形状の氷が形成されるようであり⁽⁵³⁾、我が国では見たこともない自然の風景が観察されている。

セーラム原子力発電所は、米国北東部のデラウェア湾の奥、デラウェア川の河口に位置し、ニュージャージー州のセーラム郡ローワーアロウエイズクリークに属し、デラウェア州と隣接する。セーラム原子力発電所の周辺地域の状況について、公表された写真や動画は確認できなかった。

このような大規模な冬の嵐が我が国の原子力発電所周辺に来ることは考えにくい、全米規模の冬の嵐であったため、ここに記載した地域以外の状況も見て、我が国の原子力発電所の周辺地域においても、冬季特有の厳しい自然現象を調べておくことはリスク管理として有効である。

6 2023年3月のノーイースター

米国国立気象局 (National Weather Service) によれば、ノーイースター (Nor'easter) とは米国東海岸の嵐で、名称は嵐が北東から吹いてくることに由来する⁽⁵⁴⁾。過去に大きな被害をもたらしたノーイースターとして、米国国立気象局は1888年3月の事例⁽⁵⁵⁾、1962年3月の事例⁽⁵⁶⁾、1978年2月の事例⁽⁵⁷⁾、1993年3月の事例⁽⁵⁸⁾および2015年1月の事例⁽⁵⁹⁾等を挙げている。以下では2023年3月13日に米国北東部で発生したノーイースター⁽⁶⁰⁾について調査した結果を示す。

このノーイースターによって、ヤンキーロウ原子力発電所 (2007年に廃止措置完了⁽⁶¹⁾) の使用済燃料貯蔵施設が大雪により外部電源を喪失し、一時的に通常の経路でアクセスできなくなった⁽⁶²⁾。周辺地域を含めて人体や環境への影響が生じたという報告は確認できていない。

ヤンキーロウ原子力発電所はマサチューセッツ州北西部のニューハンプシャー州 (北側) との境界近くに位置し、フランクリン郡ロウに属しており、ロウの居住地から北に約5kmの距離にある。ノーイースターの影響としては、積雪が多いところで43インチ (109cm)、20秒未満の最大瞬間風速は強いところで50mph (22.4m/s)であった⁽⁶³⁾。ロウでは35インチ (76cm) の積雪が確認されている⁽⁶⁴⁾。

なお、内陸では大雪が降った一方で、海岸では岸にぶつ

かった波が高くまで跳ね上がっており、海もかなり荒れていたことがわかる⁽⁶⁵⁾⁽⁶⁶⁾。

このノーイースターに関して、ヤンキーロウ原子力発電所付近の写真や動画は確認できなかったが、影響を受けた地域の写真は公表されており、吹雪の状況や倒木の状況⁽⁶⁷⁾が確認できる。

ノーイースターは米国特有の事象であるが、このような写真や動画だけ見ると我が国の原子力発電所周辺でもしばしば起こっているように見える一方で、大荒れの海はあまり見かけない状況であると考えられる。今後のリスク管理としては、ノーイースターと同様の吹雪や積雪が我が国の原子力発電所の周辺地域で起こった場合に、どのような被害が考えられるか、想像しておくことが有効である。

7 まとめ

今後わが国でも気候変動により台風、竜巻、強風などの規模が増大するものとして、それらの規模が日本より大きく、状況が比較的詳しく公表される米国を対象として、その原子力発電所付近の被害状況を調査した。調査対象は最近米国で発生したハリケーン2事象、竜巻2事象、デレーチョ1事象、冬の嵐1事象およびノーイースター1事象とした。

結果として、米国並みの大規模なハリケーンや竜巻等が我が国の原子力発電所周辺に直ちにすることは考えにくい、これらの公開情報の収集は、我が国の原子力発電所周辺の被害状況を、今後の気候変動に備えて想像するリスク管理として有効であることが確認できた。

各事象から得たリスク管理のための効果的な情報は以下のとおり。

- (1) ハリケーンからは、上陸時の強風の凄まじさ、詳細な経路と原子力発電所への接近状況、木々の倒壊や家屋の損壊、ボートの陸への乗り上げ。
- (2) 竜巻からは、大破した家屋や車、電柱の倒壊や倒木、遠方からの状況観察、付随する雷。
- (3) デレーチョからは、強風による農地、家屋、施設の損傷、倒木までの様子、大きなひょう。
- (4) 冬の嵐については、全米に渡る大規模な被害、吹雪の様子、湖岸の特異な風景。
- (5) ノーイースターからは、吹雪の状況、大雪の様子、海岸付近の大荒れの海。

謝辞

本資料の完成までに文書指導をいただいた方に、ここで謝意を表する。

引用文献

- (1) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（平成25年6月19日制定，令和元年9月6日改定）.
<https://www.nra.go.jp/data/000297056.pdf>
- (2) 気象庁，各観測地点の最大瞬間風速の最大値.
https://www.data.jma.go.jp/obd/stats/data/mdrr/wind_rct/alltable/gust00.html
- (3) 気象庁，最大瞬間風速の定義.
https://www.jma.go.jp/jma/kishou/known/yougo_hp/kaze.html
- (4) Wikipedia，1964年に愛媛県宇和島を直撃した台風20号.
<https://ja.wikipedia.org/wiki/%E6%98%AD%E5%92%8C39%E5%B9%B4%E5%8F%B0%E9%A2%A8%E7%AC%AC20%E5%8F%B7>
- (5) 気象庁，「台風，ハリケーン，サイクロン」の区別.
https://www.jma.go.jp/jma/kids/kids/faq/a3_12.html
- (6) 米国気象学会，ハリケーン等の風速が1分間の平均であること.
https://glossary.ametsoc.org/wiki/Sustained_wind_speed
- (7) 米国気象学会，「GUST」について.
<https://glossary.ametsoc.org/wiki/Gust>
- (8) Wikipedia，ハリケーンアイダについて.
https://en.wikipedia.org/wiki/Hurricane_Ida
- (9) 米国NRC，ハリケーンアイダによるウォーターフォード発電所の外部電源喪失，Event Number 55436.
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2021/20211026en.html#en55436>
- (10) topographic-map，ウォーターフォード原子力発電所付近の地形図.
<https://en-gb.topographic-map.com/map-rjbt/Louisiana/?center=29.99523%2C-90.46799&zoom=14&popup=29.9846%2C-90.50898>
- (11) The Advocate，ハリケーンアイダの進路と風速.
https://www.theadvocate.com/baton_rouge/news/article_0cc1dc86-0a90-11ec-827e-6342102b8d5d.html
- (12) CNN，ハリケーンアイダの上陸時の動画。

- <https://edition.cnn.com/2021/08/30/weather/hurricane-ida-monday/index.html>
- (13) You Tube, ハリケーンアイダ通過 72 時間後のセントチャールズでの被害状況.
https://www.youtube.com/watch?v=3quM_MTI1Rt8
- (14) You Tube, ハリケーンアイダによるラックポートでの被害状況の動画.
https://www.youtube.com/watch?v=f7HfJd_Ikja
- (15) Wikipedia, ハリケーンイアンについて.
https://en.wikipedia.org/wiki/Hurricane_Ian
- (16) Wikipedia, フロリダ州ハッチンソン島.
[https://en.wikipedia.org/wiki/Hutchinson_Island_\(Florida\)](https://en.wikipedia.org/wiki/Hutchinson_Island_(Florida))
- (17) topographic-map, セントルーシー原子力発電所付近の地形図.
<https://en-gb.topographic-map.com/map-5w818/Florida/?zoom=14¢er=27.35035%2C-80.27573>
- (18) FOX 35, ハリケーンイアンの風速の表示.
<https://www.fox35orlando.com/news/hurricane-ian-strengthens-into-major-category-3-storm-on-path-to-florida>
- (19) BBC, ハリケーンイアンがフロリダ半島西側に上陸した時の強風の動画など.
https://www.google.com/search?q=hurricane+ian+bbc&rlz=1C1GCEA_enJP922JP922&oq=hurricane+ian%E3%80%80bbc&aqs=chrome..69i57.8450j0j15&sourceid=chrome&ie=UTF-8#fpstate=ive&vld=cid:78bd7714,vid:Cz0P26imEXI
- (20) BBC, ハリケーンイアンがフロリダ半島西側に上陸した時の浸水の動画など.
https://www.google.com/search?q=hurricane+ian+bbc&rlz=1C1GCEA_enJP922JP922&oq=hurricane+ian%E3%80%80bbc&aqs=chrome..69i57.8450j0j15&sourceid=chrome&ie=UTF-8#fpstate=ive&vld=cid:0b821442,vid:peaduVRIZ-k
- (21) BBC, ハリケーンイアン通過後のフロリダ半島西側の被害状況として, ボートの陸への乗り上げ, 木々の倒壊, 家屋や道路の損壊など.
https://www.google.com/search?q=hurricane+ian+bbc&rlz=1C1GCEA_enJP922JP922&oq=hurricane+ian%E3%80%80bbc&aqs=chrome..69i57.8450j0j15&sourceid=chrome&ie=UTF-8#fpstate=ive&vld=cid:47a4327a,vid:LW9BL2tmmoY
- (22) TC Palm, ポートセントルーシーの近くでボートが沈んでいる様子など.
<https://www.tcpalm.com/story/weather/hurricanes/2022/09/29/florida-fl-hurricane-ian-september-29-2022-port-st-lucie-county-fort-pierce-tropical-storm-warning/10453641002/>
- (23) Yahoo!, ハリケーンイアン通過後のセントルーシーの被害状況.
<https://sports.yahoo.com/st-lucie-county-updates-hurricane-090403374.html>
- (24) 気象庁, 日本版改良藤田スケールに関するガイドライン (平成 27 年 12 月) .
https://www.data.jma.go.jp/obd/stats/data/bosai/tornado/kentoukai/kaigi/2015/1221_kentoukai/guideline.pdf
- (25) 米国国立気象局, 「改良藤田スケール」 (「Enhanced Fujita scale」=「EF スケール」) .
<https://www.weather.gov/oun/efscale>
- (26) 気象庁, 「竜巻等突風強さの評定に関する検討会 (第 12 回資料) 資料 2 「日本版改良藤田スケール導入後の評定状況」 .
https://www.data.jma.go.jp/obd/stats/data/bosai/tornado/kentoukai/kaigi/2023/0315_kentoukai/doc_2.pdf
- (27) 気象庁, 米国で発生した EF5 相当の竜巻の例.
<https://www.jma.go.jp/jma/kishou/known/toppuu/tornado1-3.html#:~:text=%E8%A8%98%E9%8C%B2%E4%B8%8A%E6%9C%80%E5%A4%A7%E3%81%AE%E4%BA,%E8%A8%98%E9%8C%B2%E3%81%8C%E6%AE%8B%E3%81%A3%E3%81%A6%E3%81%84%E3%81%BE%E3%81%99%E3%80%82>
- (28) Wikipedia, 米国で発生した EF4 の竜巻 (2020 年 1 月 1 日~2023 年 5 日 10 日) .
[https://en.wikipedia.org/wiki/List_of_F4_and_EF4_tornadoes_\(2020%E2%80%93present\)](https://en.wikipedia.org/wiki/List_of_F4_and_EF4_tornadoes_(2020%E2%80%93present))
- (29) アリゾナ大学資料, 米国で発生した EF3 相当以上の竜巻件数 (2005 年~2021 年) .
<http://www.atmo.arizona.edu/students/courselinks/fall16/atmo336s2/lectures/sec2/tornadoes.html>
- (30) 気象庁, 竜巻発生確認数の日米比較.
<https://www.jma.go.jp/jma/kishou/known/toppuu/tornado1-3.html#:~:text=%E8%A7%A3%E8%AA%AC%E3%81%97%E3%81%BE%E3%81%99%E3%80%82,%E7%99%BA%E7%94%9F%E7%A2%BA%E8%AA%8D%E>

- 6%95%B0,%E3%81%A8%E3%81%AF%E8%A8%80
%E3%81%88%E3%81%BE%E3%81%9B%E3%82%9
3%E3%80%82
- (31) Wikipedia, 2021年12月10日に発生した竜巻について.
<https://ja.wikipedia.org/wiki/2021%E5%B9%B412%E6%9C%88%E3%81%AE%E3%82%A2%E3%83%A1%E3%83%AA%E3%82%AB%E5%90%88%E8%A1%86%E5%9B%BD%E3%81%AE%E7%AB%9C%E5%B7%BB>
- (32) You Tube, 2021年12月10日に発生した竜巻の被害状況の例.
<https://www.youtube.com/watch?v=wsYu88vblwU>
- (33) Magnolia Tribune, 2023年3月24日に発生した竜巻の被害状況の例1
<https://magnoliatribune.com/2023/03/25/mississippi-tornado-carves-100-mile-path-destruction-23-dead/>
- (34) BBC, 2023年3月24日に発生した竜巻の被害状況の例2.
<https://www.bbc.com/news/in-pictures-65079578>
- (35) BBC, 2023年3月24日に発生した竜巻の被害状況の例3.
<https://www.bbc.com/news/world-us-canada-65078588>
- (36) You Tube, 2023年3月31日に発生した竜巻の被害状況の例1.
<https://www.youtube.com/watch?v=eVznrYmS6G8>
- (37) WDRB, 2023年3月31日に発生した竜巻の被害状況の例2.
https://www.wdrb.com/cars-damaged-from-tornado-in-coralville-iowa-3-31-23-ap-jpg/image_2da3ec04-d097-11ed-9e9c-1710cc5911c1.html
- (38) KWQC, 2023年3月31日に発生した竜巻の被害状況の例3.
<https://www.kwqc.com/2023/04/05/nws-confirms-least-23-tornadoes-march-31-storms/>
- (39) CNN, デレーチョについて.
<https://edition.cnn.com/2023/02/27/weather/derecho-damaging-wind-event-xpn/index.html>
- (40) Wikipedia, デレーチョの発生件数.
https://en.wikipedia.org/wiki/List_of_derecho_events
- (41) Wikipedia, 2020年8月10日に発生したデレーチョの移動経路.
https://en.wikipedia.org/wiki/August_2020_Midwest_derecho#/media/File:NWS-2020Aug10-Derecho-Radar-Map.png
- (42) 米国NRC, デレーチョによるデュアンアーノルド原子力発電所の外部電源喪失, Event Number 54826.
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2020/20200811en.html#en54826>
- (43) Wikipedia, 2020年8月10日に発生したデレーチョによる最高風速の記録など.
https://en.wikipedia.org/wiki/August_2020_Midwest_derecho
- (44) 米国国立気象局, アイオワ州シーダーラピッズで木が倒れるまでの動画.
https://www.weather.gov/dvn/summary_081020
- (45) You Tube, デレーチョによる強風の凄まじさを撮影した動画1
<https://www.youtube.com/watch?v=1U3OK9F5TH0>
- (46) You Tube, デレーチョによる強風の凄まじさを撮影した動画2
<https://www.youtube.com/watch?v=n-Z83cn9sck>
- (47) ArcGIS StoryMaps, デレーチョにより直径1~2インチのひょうが確認された例.
<https://storymaps.arcgis.com/stories/f98352e2153b4865b99ba53b86021b65>
- (48) Wikipedia, 2022年12月に発生した冬の嵐.
https://en.wikipedia.org/wiki/December_2022_North_American_winter_storm
- (49) 米国NRC, 冬の嵐によるデイビスバッセ発電所の取水側水位低下, Event Number 56284.
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2022/20221227en.html#en56284>
- (50) 米国NRC, 冬の嵐によるセーラム発電所の原子炉自動トリップ, Event Number 56286.
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2022/20221227en.html#en56286>
- (51) You Tube, オハイオ州トリードの冬の嵐.
<https://www.youtube.com/watch?v=9hFehzRvH9Q>
- (52) CNN, エリー湖岸で家が湖水を被り部分的に凍結.
<https://edition.cnn.com/2022/12/29/us/homes-ice-blizzard-lake-erie-climate/index.html>
- (53) You Tube, ミシガン湖に形成されるパンケーキ状の氷.

- <https://www.youtube.com/watch?v=i1NdS0hbL0E>
- (54) 米国国立気象局, ノーイースターとは.
<https://www.weather.gov/safety/winter-noreaster>
- (55) Wikipedia, 1888年3月に発生したノーイースターについて.
https://en.wikipedia.org/wiki/Great_Blizzard_of_1888
- (56) Wikipedia, 1962年3月に発生したノーイースターについて.
https://en.wikipedia.org/wiki/Ash_Wednesday_Storm_of_1962
- (57) Wikipedia, 1978年2月に発生したノーイースターについて.
https://en.wikipedia.org/wiki/Northeastern_United_States_blizzard_of_1978
- (58) Wikipedia, 1993年3月に発生したノーイースターについて.
https://en.wikipedia.org/wiki/1993_Storm_of_the_Century
- (59) Wikipedia, 2015年1月に発生したノーイースターについて.
https://en.wikipedia.org/wiki/January_2015_North_American_blizzard
- (60) CNN, 2023年3月13日に米国北東部で発生したノーイースターについて.
<https://edition.cnn.com/2023/03/13/weather/noreaster-northeast-snow-monday-wxn/index.html>
- (61) Wikipedia, ヤンキーロー原子力発電所.
https://en.wikipedia.org/wiki/Yankee_Rowe_Nuclear_Power_Station
- (62) 米国NRC, ヤンキーロー原子力発電所の使用済燃料貯蔵施設の外部電源喪失等, Event Number 56410.
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2023/20230320en.html#en56410>
- (63) CNN, 2023年3月15日時点のノーイースターの状況
<https://edition.cnn.com/2023/03/15/weather/noreaster-northeast-snow-wednesday/index.html>
- (64) MassLive, 2023年3月15日時点のノーイースターによる積雪量.
<https://www.masslive.com/weather/2023/03/noreaster-snowfall-totals-see-how-much-snow-fell-in-massachusetts.html>
- (65) You Tube, ノーイースターにより海が荒れている様子を示す動画.
<https://www.youtube.com/watch?v=UxCRgARFWag>
- (66) BOSTON, 2023年3月14日時点のノーイースターの状況.
<https://www.boston.com/weather/weather/2023/03/14/photos-march-noreaster-sweeps-through-massachusetts/>
- (67) Weather Company, 2023年3月15日時点のノーイースターによる被害状況.
<https://weather.com/news/news/2023-03-14-winter-storm-sage-live-updates>

— 解説 —

シビアアクシデント時の炉心燃料損傷，リロケーション
に関する総合効果試験

Integral Effect Tests on Core Fuel Damage and Relocation under Severe Accident Conditions

西田 浩二 (Koji Nishida) *1

要約 本報告ではシビアアクシデント時の炉心燃料損傷，リロケーションに関する総合効果試験であるSFD試験1-4，LOFT試験LP-FP-2，Phebus試験FPT0について解説した。更に，それらの試験での被覆管温度，流路面積の測定値とMAAP5コードの計算値の比較について解説した。試験体系，熱水力条件の差により燃料被覆管の温度挙動は異なるが，被覆管温度の測定値はジルコニウム-水発熱反応により急激に上昇し，その後，燃料のリロケーション等の影響を受けて変化する共通点がある。リロケーション後の分析結果からは，発熱長下端近くでは融点が比較的低いジルカロイ燃料被覆管，制御材等がリロケーションし，その上方にウラン，ジルコニウム，酸素の混合物がリロケーションして流路面積が小さくなる共通点がある。MAAP5の計算値は被覆管温度の測定値を予測すると共に，これらの燃料のリロケーションを模擬し，流路面積の計算値は測定値の傾向を予測している。

キーワード シビアアクシデント，炉心燃料損傷，リロケーション，ジルコニウム-水発熱反応

Abstract This paper reviews the SFD test 1-4, the LOFT test LP-FP-2 and the Phebus test FPT0, which are integral effect tests for core fuel damage and relocation during severe accidents. Furthermore, a comparison of the measured cladding temperature and flow area in those tests with the calculated values of the MAAP5 code is discussed. Although the behavior of cladding temperature differs due to differences in test systems and thermal-hydraulic conditions, there is a common characteristic in the measured cladding temperature, which increases rapidly due to the Zirconium-water exothermic reaction and then changes under the influence of fuel material relocation and other factors. Furthermore, the results of the post-examination show that Zircaloy fuel cladding, control rods and other materials with relatively low melting points are relocated near the lower end of the heated length, while the U-Zr-O mixture is relocated above it, resulting in a smaller flow area. The MAAP5 can predict the cladding temperatures and simulate the relocation of these fuel materials, and the calculated flow areas can predict the trend of the measured values

Keywords severe accident, core fuel damage, relocation, Zirconium-water exothermic reaction

1. はじめに

1979年に起きた米国のスリーマイル島原子力発電所2号機(TMI-2)事故，1986年に起きた旧ソ連のチェルノブイリ原子力発電所事故により，1980～1990年代はシビアアクシデント(SA)への関心が高まり，SA研究が世界的に行われた。日本では旧日本原子力研究所及び旧原子力発電技術機構でSAの研究が実施されたが，1990年代後半からは軽水炉は実証された技術であり，SAの発生確率が低いという認識からSA研究が減少した。2011年3月に福島

第一原子力発電所でSAが起きた。福島第一原子力発電所の事故以降，国内外でSAの研究の重要性が再認識された。

SAの防止策，緩和策を検討するには，原子力プラントの特性を把握すると共に，SA時の現象を試験および解析結果等で理解することが重要である。

日本原子力学会「シビアアクシデント」研究専門委員会では，福島第一原子力発電所3号機を対象に事故進展解析の主に熱水力に関わる課題をPIRT(Phenomena Identification Ranking Table)で検討し，燃料集合体の溶融開

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

始から原子炉压力容器内の下部プレナムへのリロケーションの時間帯の解析結果が、原子炉压力容器の損傷以降の事故進展にも大きく影響すると報告⁽¹⁾している。

米国では、福島第一原子力発電所の SA 解析コードの結果を検討し、原子炉压力容器内での炉心損傷、炉心溶融物挙動に関する知識が不足していると報告⁽²⁾している。更に福島第一原子力発電所 1 号機を対象とした SA 解析コード MAAP と MELCOR の解析結果の差異と、炉心損傷、リロケーションに関連する解析モデルについても報告⁽³⁾している。

SA の社会的影響を考えると、原子炉压力容器内での炉心燃料損傷、リロケーションの緩和策の検討が望まれる。INSS では、総合効果試験の被覆管温度、リロケーションによる流路面積の変化を MAAP5 で検討すると共に、SA 時の炉心燃料損傷、リロケーションの解明を進めている。

本報告では SA 時の炉心燃料損傷、リロケーションに関する総合効果試験について解説する。更に総合効果試験における被覆管温度、流路面積の測定値と MAAP5 の計算値の比較についても解説する。

2. 炉心損傷に関する総合効果試験

2.1 総合効果試験の概要

米国 TMI-2 事故の当時、シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する総合効果試験データは少なかった。TMI-2 事故を契機として米国、欧州を中心に、SA の研究が本格的に開始され、炉心損傷、リロケーションを模擬した炉内試験、炉外試験が実施された。これらの試験の概要については西田⁽⁴⁾の報告がある。

TMI-2 事故後に実施された総合効果試験の中で、SFD 試験 1-4⁽⁵⁾、LOFT LP-FP-2 試験⁽⁶⁾⁽⁹⁾、Phebus 試験 FPT0⁽¹⁰⁾⁽¹³⁾と TMI-2 事故の条件比較を表 1 に示す。これらの試験装置は実機 TMI-2 と比較すると燃料棒が短尺で、燃料棒と制御棒の総本数が少なく、TMI-2 炉心と比較してサイズが小さい。更にシステム圧力条件は TMI-2 を包括しておらず、SA 解析コードをこれらの試験で検証した上で、実機炉心損傷、リロケーションについて明らかにする必要がある。

SFD (Severe Fuel Damage) 試験 1-4 は、米国のアイダホ国立工学研究所の PBF (Power Burst Facility) 炉を用いた SFD シリーズ試験の 4 回目の試験である。SFD 試験 1-4 の特徴は、PWR の小破断 LOCA に相当する高圧の約 7MPa で、TMI-2 事故の初期を模擬し、燃料集合体の損傷、リロケーションが比較小さい。

燃料集合体内には燃料棒 28 本、制御棒 4 本の 32 本が正方配置され、発熱長は短尺の 1m である。試験では出力を増大させて燃料集合体内で燃料損傷、リロケーションさせた。

システム圧力は TMI-2 事故時の圧力に近い高圧の約 7MPa であり、燃料被覆管のジルカロイ (Zry) 中のジルコニウム (Zr) と UO₂ ペレットの接触が維持されやすくなることから、UO₂ よりも融点の低い U-Zr-O 混合物が生成されやすいと考えられる。出力の増大により燃料集合体内の水位が低下し、蒸気の発生量が小さくなることから、蒸気と Zr との発熱反応が抑制される蒸気枯渇条件での燃料集合体損傷、リロケーションについての知見を得ることができる。

LOFT 試験 LP-FP-2 は、OECD/NEA 傘下で米国アイダホ国立工学研究所の試験炉で実施された LOFT シリーズ試験のうち、核分裂生成物 (FP: Fission Product) の発生・移行を解明するために実施された 2 回目の試験である。LOFT 試験 LP-FP-2 は LOFT シリーズ試験の中で最も炉心損傷の大きな試験であるが、LOFT シリーズ試験が主に LOCA 等を研究対象としていたことから、LOFT 試験 LP-FP-2 も SFD 試験 1-4 と同様に SA 初期の損傷、リロケーションを模擬した試験である。

LOFT 試験 LP-FP-2 の特徴は、PWR システムの原子炉压力容器、加圧器、蒸気発生器等を模擬した体系で、燃料集合体 9 体から成る炉心で SA 時の炉心損傷、リロケーションについて検討したことである。燃料棒の発熱長は短尺の 1.67m である。9 体の燃料集合体のうち、中央に配置する燃料集合体の周囲に断熱材を設置して周囲への放熱を抑制し、中央の燃料集合体の損傷、リロケーションを促進させた。

試験では定格圧力から原子炉容器内の冷却材を流出させ、沸騰遷移、燃料損傷、リロケーションを発生させる。そして炉心に注水して試験を終了させる。沸騰遷移発生後のシステム圧力は約 1.4MPa である。実機と比較して炉心サイズは小さいものの、崩壊熱による炉心の SA 事象を模擬している。沸騰遷移から再冠水時までの燃料損傷、リロケーションについて検討できること、更に PWR システムと同様な機器構成であることから、SA 時の炉心損傷、リロケーションに及ぼす機器、配管構成が及ぼす影響について検討することができる。

フランスの Phebus 試験 FPT0 は、Phebus FP シリーズ試験の 1 回目の試験である。1~4 回目までの試験 (燃料集合体の燃焼度、熱水力条件が異なる) では健全な燃料集合体、最後の 5 回目の試験ではデブリベッドの状態での試験が実施された。

Phebus FP 試験の主な目的は、核分裂生成物の発生・移行や格納容器内でのエアロゾルの付着挙動を解明することであるが、燃料集合体の被覆管温度、リロケーション後の軸方向の質量分布も明らかにされている。

Phebus 試験 FPT0 では、蒸気を燃料集合体の下方から供給している。燃料集合体には燃料棒が 20 本、制御棒が 1 本配置され、発熱長は 1m であり、試験体サイズは小さい。システム圧力は 0.2MPa と低いが、SA 晩期の溶融プールが形成される燃料集合体の損傷、リロケーションについての試験結果を与えている。

以上、SFD 試験 1-4、LOFT 試験 LP-FP-2、Phebus 試験 FPT0 試験の概要について報告した。以下では MAAP5 の概要とこれら総合効果試験の被覆管温度、流路面積の測定値と MAAP5 の計算値の比較について解説する。

表1 SA 時の燃料損傷、リロケーションに関する総合効果試験と TMI-2 の条件比較

Items	SFD 1-4	LOFT LP-FP-2	Phebus FPT0	TMI-2
Fuel Damage	Small	Small	Large	Large
Number of Rods*	32	1,408	21	38,825
Heated Length [m]	1	1.67	1	3.7
System Pressure [MPa]	7	1.4+	0.2	5+
Heated Method	Nuclear Reaction Heat	Decay Heat	Nuclear Reaction Heat	Decay Heat

*Rods: Fuel Rods + Control Rods

2.2 SA解析コードMAAP5の概要

MAAP5 は米国 EPRI が所有する SA 解析コードで、軽水炉の SA 時の炉心損傷、リロケーション、原子炉圧力容器の破損、格納容器の破損、水素発生、核分裂生成物の発生、移行、環境への放出を評価できる。本報告では、原子炉圧力容器内での炉心損傷、リロケーションを対象としており、関連する主な解析モデル⁽¹⁴⁾⁽¹⁵⁾を以下に示す。

炉心損傷、リロケーションに関わる重要な化学反応の一つにジルコニウム(Zr)-水発熱反応がある。この反応は被覆管温度が約 1500K 以上になると顕著になり、発熱を伴いながら高融点の ZrO₂ と水素が生成される。もう一つは、溶融 Zr と UO₂ が反応し、UO₂ よりも低融点で流動する U-

Zr-O 混合物を生成する反応である。MAAP5 にはこれらの化学反応モデルが組み込まれている。

MAAP5 では、重力による溶融物の下方向へのリロケーションを、液膜モデルと管内流モデルで計算⁽¹⁴⁾される。液膜モデルでは、計算ノード内の燃料棒等の燃料の外表面の溶融物のリロケーションを計算する。管内流モデルでは、ノード内を占める燃料の割合が大きい時、その隙間を通過する溶融物のリロケーションを計算する時に用いられる。更に、燃料棒等が Larson-Miller パラメータに基づき機械的に破損すると判定し、リロケーションするモデルも組み込まれている。SA 時には融点の低い Ag-In-Cd 制御材から溶融するが、MAAP5 では溶融した制御材がステンレス被覆管、ジルカロイ(Zry)案内管の温度が約 1500K までは管内に留まると仮定⁽¹⁵⁾されている。

2.3 SFD試験1-4

SFD 試験 1-4⁽⁶⁾の試験体の横断面を図 1 に示す。試験体は試験炉の炉内管(内径 155mm)の中央に設置され、試験炉の核加熱により燃料損傷、リロケーションさせる。試験部の中央部には燃料集合体を配置している。燃料集合体は 28 本の Zry 被覆管の燃料棒、4 本の Zry 制御棒案内管内の制御棒(ステンレス被覆管、Ag-In-Cd 制御材)および Zry ライナーをから構成される。燃料棒ピッチは 12.75mm である。燃料棒のうち 26 本は外径 9.5mm の照射燃料棒であり、2 本は外径 9.63mm の未照射燃料棒である。未照射燃料棒には、温度を測定するための熱電対が被覆管の内面と燃料棒の中央に取付けられている。制御棒案内管の外径は 12.24mm、内径は 11.43mm である。制御棒の外径は 9.7mm であり、4 本の制御棒のうち、1 本の制御棒にも熱電対が設けられている。

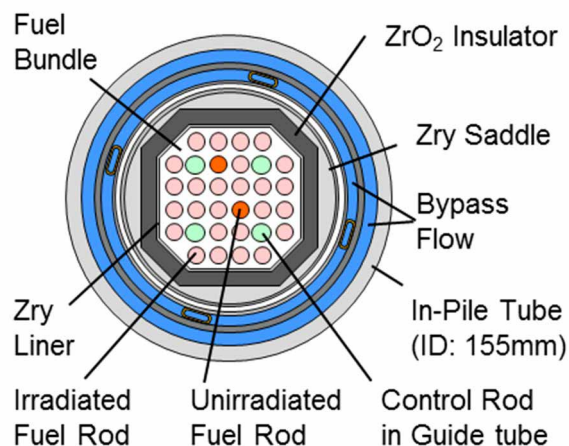


図1 SFD 試験 1-4 の試験体の横断面

試験はシステム圧力 7MPa で実施され、図 2 に示す様に燃料集合体の出力を増大させることで、燃料集合体の水位が低下する。これにより燃料棒の被覆管温度が上昇して燃料損傷、リロケーションが発生する。本試験は燃焼集合体への蒸気流量が少なく、所謂、蒸気枯渇条件での試験である。

MAAP5 の解析では、燃料集合体の半径方向を 1 ノード、発熱長方向を 10 ノードに分割した解析モデルを用いた。MAAP5 の計算では、燃料集合体を囲む ZrO₂ 断熱材、Zry サドル等の熱抵抗、燃料集合体からバイパス流(水)への漏れ熱を考慮している。

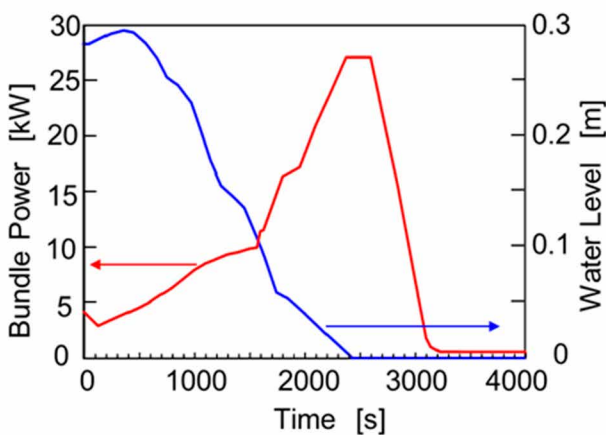


図 2 燃料集合体の出力と水位

燃料棒の発熱長は 1m であり、被覆管温度は高さ方向に 3 カ所で測定されている。発熱長上端に近い高さ 0.783m での被覆管温度の測定値と計算値を図 3 に示す。被覆管温度の測定値は約 1500K を超えると Zr-水発熱反応により急激に高くなり、約 2000K で熱電対が損傷することにより、指示値が消失している。

MAAP5 の被覆管温度の計算値には 2 つの条件について示している。計算値 I⁽¹⁶⁾は、Zr-水発熱反応の評価に Baker-Just 式⁽¹⁷⁾、燃料被覆管表面に向かう蒸気拡散速度は熱散率に等しいと仮定した(1)式⁽¹⁸⁾で評価した。

$$M_{H_2O} = \frac{D\rho Sh}{L} \left(\frac{1}{1-Y_{H_2O}} \right) \quad (1)$$

ここで D は蒸気拡散係数(m²/s)、 ρ は混合密度(kg/m³)、 Sh はシャーウッド数(-)、 L は特性距離(m)、 Y_{H_2O} は蒸気の質量率(-)である。

蒸気拡散係数 D は蒸気と水素の混合気体中の圧力と被覆管温度の影響を考慮した(2)式⁽¹⁹⁾で評価した。

$$D = 6.61 \times 10^{-4} \frac{T_g + 0.3(T_c - T_g)}{P} \quad (2)$$

ここで T_g はガス温度(K)、 T_c は燃料被覆管温度(K)、 P は圧力(Pa)である。

MAAP5 の計算値による被覆管温度は、1700K 付近から温度上昇が鈍化し、測定値と計算値との差が大きくなった。これは、燃料集合体の下部で、Zr-水発熱反応により水蒸気中の酸素が消費され、高さ 0.783m では高さでは発熱反応に寄与できる酸素が不足したためと考えられる。

(2)式は水蒸気と水素の混合気体容器中に Zr 小試験片を置いて得られた試験データから導出され、燃料被覆管表面で高さ方向の速度及び濃度境界層が発達した試験データから導かれた評価式ではない。今後、燃料集合体体系での発達した境界層でのデータが望まれる。

Nishida ら⁽²⁰⁾は燃料集合体での蒸気拡散が被覆管表面の水素の濃度境界層により抑制されると考え、拡散抑制係数 m を用いた(3)式を提案している。

$$M_{H_2O} = m \frac{D\rho Sh}{L} \left(\frac{1}{1-Y_{H_2O}} \right) \quad (3)$$

計算値 II⁽²⁰⁾は(3)式で拡散抑制係数を 0.1 とした時の被覆管温度を示している。蒸気拡散が被覆管表面の水素の濃度境界層により抑制されることを考慮することで、燃料集合体の高さ 0.783m での Zr-水発熱反応による被覆管温度の急上昇の MAAP5 による予測性を向上できることがわかった。尚、(3)式は燃料集合体の下部の被覆管温度の計算値にあまり影響を与えないことを確認している。

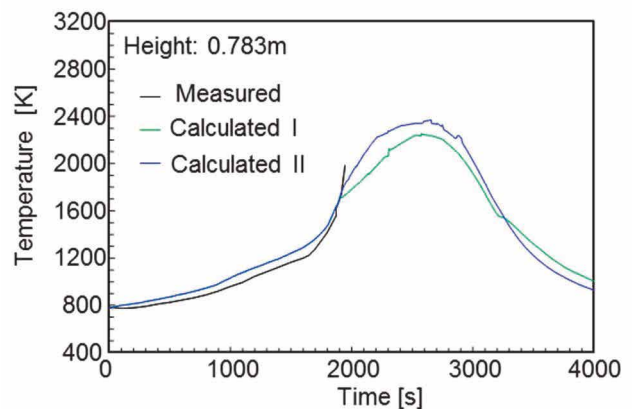


図 3 燃料被覆管温度の測定値と計算値の比較

流路面積の測定値と MAAP5 の計算値を図 4 に示す。測定値はリロケーション後に測定された局所の値である。計算値は 4000s の値であり、燃料棒の発熱長さ 1m を 10 ノードに分割したノード平均の値である。

流路面積の測定値は燃料損傷、リロケーションにより、一点鎖線で示す初期の流路面積より燃料集合体の下方で小さく、上方では発熱長上端に近づくほど大きくなっている。更に、リロケーション後の分析結果からは、高さ 0.1m 付近では融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等が主に占めている。また、高さ 0.3m 付近の流路面積が小さい高さでは U-Zr-O 混合物等がリロケーションしている。更に、燃料集合体の上方では燃料棒が機械的に破損して、 UO_2 の一部もリロケーションしていると報告⁽⁶⁾されている。

図中に示す流路面積の計算値 I、計算値 II は、燃料集合体の上部では初期値より余り大きくなっていない。これは MAAP5 の計算では機械的な損傷が生じていないためである。MAAP5 の流路面積の計算値は測定値と良く一致はしていないが、融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等が最下方までリロケーションし。その上方に U-Zr-O 混合物等がリロケーションする測定値の傾向を予測している。

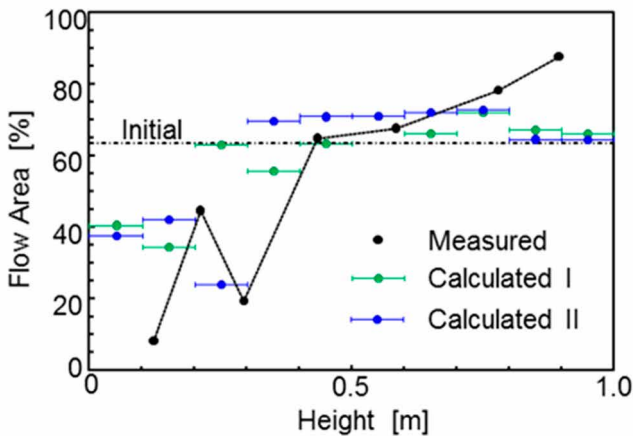


図 4 流路面積の測定値と計算値の比較

以上、圧力 7MPa、蒸気枯渇条件で実施された SFD 試験 1-4 の燃料被覆管温度、流路面積の測定値と MAAP5 解析から得られた知見について解説した。

被覆管温度の測定値は、約 1500K を超えると Zr-水発熱反応により急激に高くなる。発熱長上端近くの MAAP5 の被覆管温度の計算値は、燃料棒表面への蒸気拡散が水素の濃度境界層により抑制されると考えて Zr-水反応熱を計算することで、測定値に近い結果となった。

流路面積の測定値は燃燃料集合体の下方で小さく、上方では発熱長上端に近づくほど大きくなっている。更に、リロケーション後の試験分析結果からは、高さ 0.1m 付近では融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等が主にリロケーションし、その上方に U-Zr-O の混合物がリロケーションする。MAAP5 の計算では、これらの燃料のリロケーション、流路面積の測定値の傾向を予測している。

2.4 LOFT 試験 LP-FP-2

LOFT 試験 LP-FP-2⁽⁶⁾⁽⁹⁾の機器・システム構成を図 5 に示す。試験時には健全ループコールドレグ(ILCL: Intact Loop Cold Leg)破断ライン、低圧注水システム(LPIS: Low Pressure Injection System)ラインから原子炉圧力容器内の保有水をサプレッション容器に流出させさせる。更に、加圧器逃し弁(PORV: Power Operated Relief Valve)も用いて原子炉圧力容器内の保有水量を低下させ、沸騰遷移、炉心損傷、リロケーションを発生させる。

試験時の 1 次系圧力の変化を図 6 に示す。ILCP, LPIS, PORV から冷却材を流出させることで 1 次系の圧力は低下しており、被覆管最高温度を調整するために ILCP ラインの開閉操作を行っている。

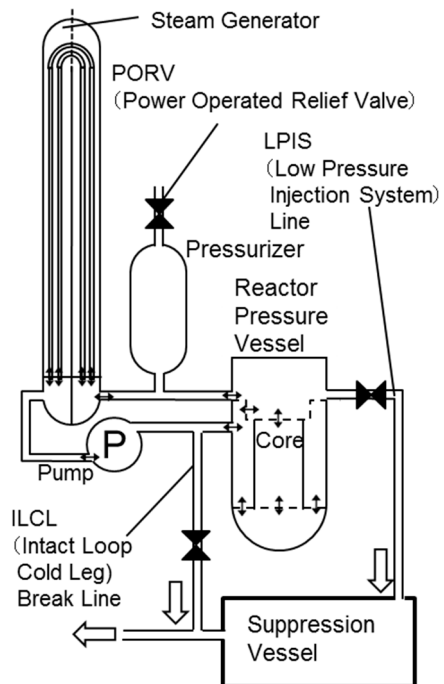


図 5 LOFT 試験 LP-FP-2 の試験装置の構成

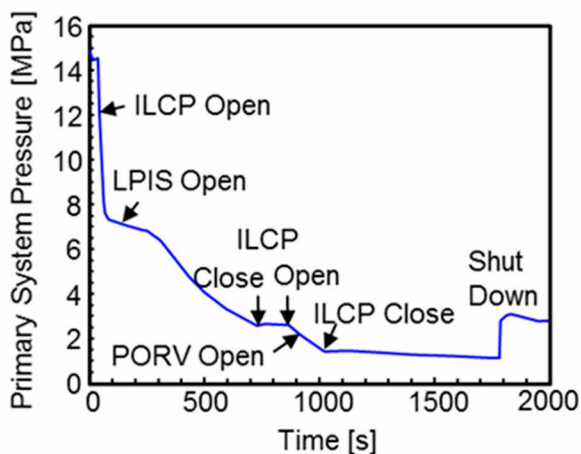


図6 1次系圧力の変化

LOFT 試験 LP-FP-2 における炉心の横断面を図 7 に示す。図中に示す中央燃料集合体は 11×11 配列であり、Zry 制御棒案内管(外径 13.84mm, 内径 12.98mm), ステンレス製被覆管(厚さ 0.51mm)を持つ Ag-In-Cd 制御棒(外径 10.7mm), 中性子計測管, Zry 被覆管(厚さ 0.67mm), および UO₂ 燃料棒(外径 10.7mm)から構成される。外周 2 層の燃料棒領域に ZrO₂ 断熱材を設けることにより、径方向の放熱を抑制して、中央燃料集合体の損傷、リロケーションを促進させる。

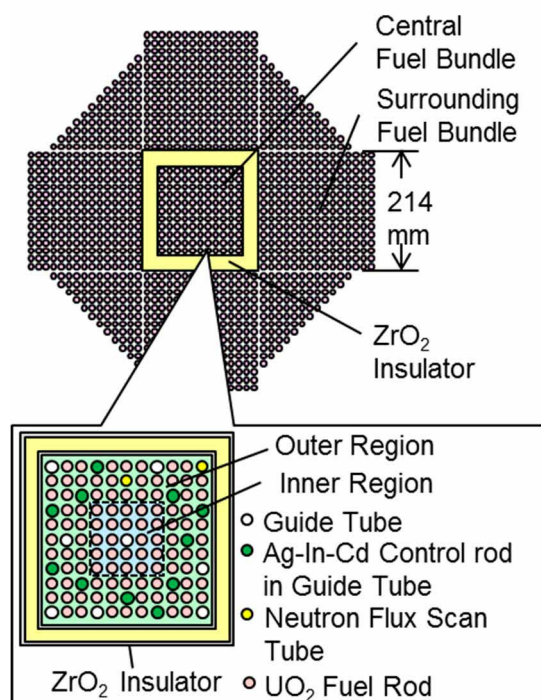


図7 炉心と中央燃料集合体の構成

周囲燃料体は、4 体の 15×15 配列の正方燃料集合体と 4 体の 12×12 配列の三角形の燃料集合体から構成される。燃料棒の発熱長は 1.68m であり、高さ 0.25m, 0.69m, 1.07m で熱電対により被覆管温度が計測された。

著者らが実施した LOFT 試験 LP-FP-2 の被覆管温度評価⁽²⁾に用いた MAAP5 解析モデルでは、中央燃料集合体を半径方向に 1 ノードで計算したが、本報告では、燃料集合体内での被覆管温度及びリロケーションの差を確認するために図 7 に示す様に中央領域と外側領域の 2 ノードとし、周囲燃料集合体 (8 体) に 1 ノードを与えた。軸方向は発熱長(1.68m)を 6 ノードに分割した。中央燃料集合体を囲う ZrO₂ 断熱材は BWR のチャンネルボックスのモデルを利用した。

中央燃料体の高さ 1.07m での被覆管温度の測定値と計算値の比較を図 8 に示す。被覆管温度の測定値は沸騰遷移後に上昇し、Zr-水発熱反応が顕著になる 1500K 付近から急激に高くなる。その後、被覆管温度の測定値は燃料のリロケーションにより変動し、再冠水時に Zr-水発熱反応が促進することにより被覆管温度は一時的に上昇し、リウエットして急低下する。

被覆管温度の MAAP5 の計算値は、内側領域と外側領域で大きな差はなく、沸騰遷移発生時刻、その後の被覆管温度の上昇を予測している。発熱反応による急激な温度上昇は測定値よりも若干遅く、燃料のリロケーションによる温度変動は小さいが、再冠水時の直前までの被覆管温度挙動をほぼ予測している。

MAAP5 には膜沸騰熱伝達、クエンチフロント、リウエットのモデルが組み込まれていない。本計算では注水流量を調整することで再冠水時の被覆管温度挙動を予測できるかを検討している。図 8 からわかる様に、冠水時の注水流量を調整することで、再冠水時の一時的な被覆管温度の急上昇、リウエット時の低下を予測できた。

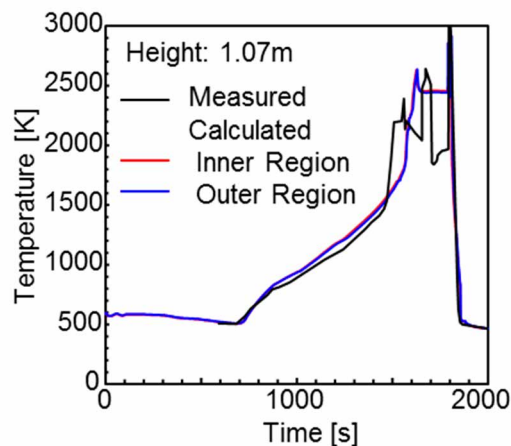


図8 燃料被覆管温度の測定値と計算値の比較

流路面積の測定値と MAAP5 の計算値との比較を図 9 に示す。測定値は燃料損傷、リロケーション後に測定された局所の値である。計算値は 2000s の値であり、燃料棒の発熱長さ 1.67m を 6 ノードに分割したノード平均の値である。

流路面積の測定値は燃料損傷、リロケーションにより、一点鎖線で示す初期の流路面積より燃料集合体の下方で小さく、上方では大きく、更に加熱長上端に向かうほど大きくなる。

高さ 0.2m 付近では、融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等が主にリロケーションしたことにより流路面積が小さくなっている。また、高さ 0.45m 付近では、U-Zr-O 混合物等がリロケーションしたことにより流路面積が小さくなっている。

図中に示す流路面積の MAAP5 の計算値は、最上端では燃料棒が機械的に損傷しないために流路面積の変化はあまりない。最上端の計算ノードを除くと、燃料集合体の下方で初期より小さく、上方で大きくなる傾向を予測している。更に、最下端の計算ノードには融点の低い Zry 燃料被覆管、制御材等が主にリロケーションし、下端から 2 番目の計算ノードには U-Zr-O 混合物等がリロケーションしており、燃料のリロケーションの挙動をほぼ予測している。

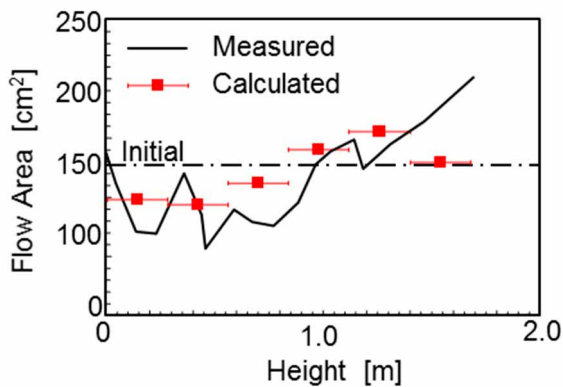


図 9 流路面積の測定値と計算値の比較

以上、PWR システム体系で SA 初期の炉心損傷、リロケーションを模擬した LOFT 試験 LP-FP-2 と MAAP5 解析から得られた知見について解説した。

被覆管温度の測定値は沸騰遷移後に上昇し、Zr-水発熱反応が顕著になる 1500K 付近から急激に高くなる。その後、被覆管温度の測定値は燃料のリロケーションにより変動し、再冠水時に被覆管の発熱反応が促進することにより被覆管温度は一時的に上昇し、リウエットすることで急激に

低下する。MAAP5 はこの時の被覆管温度の測定値をリウエットを除きほぼ予測している。

LOFT 試験 LP-FP-2 の流路面積の測定値は、SDF 試験 1-4 と同様に燃燃料集合体の下方で小さく、上方では発熱長上端に近づくほど大きくなっている。更に、燃料損傷、リロケーション後の分析結果からは、発熱長下端近くでは融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等が主に占めている。MAAP5 の流路面積の計算値は測定値の傾向を予測している。

2.5 Phebus試験FPT0

Phebus 試験 FPT0⁽¹⁰⁾⁽¹³⁾の試験体の横断面を図 10 示す。試験体は Phebus 試験炉の中央部に設置され、燃料集合体、断熱材、シュラウド等から構成される。燃料集合体には下方から蒸気が供給され、システム圧力は 0.2MPa である。燃料集合体には外径 9.5mm の燃料棒が 20 本、制御棒案内管(外径 12.1 mm, 内径 11.3 mm)の Ag-In-Cd 制御棒(外径 9.7 mm)が 1 本配置されている。燃料棒のピッチは 12.6mm である。燃料集合体は、保護層、内側と外側の断熱材、スリーブ、2つの隙間からなるシュラウドで囲まれた。蒸気が充満した隙間は、試験用バンドルからの熱損失低減の効果を高める。更に、シュラウドの周囲は圧力管で囲まれている。圧力管の外周面は、圧力管と炉内管の間で水によって冷却されている。

MAAP5 解析では、図に示す様に燃料集合体を半径方向に中央領域と外側領域の 2 ノードに分割し、発熱長は高さ方向に 10 ノードに分割した解析モデルを用いた。計算では、燃料集合体を囲むシュラウド等の熱抵抗、燃料集合体から炉内管と圧力管の間を流れる水への漏れ熱を考慮している。

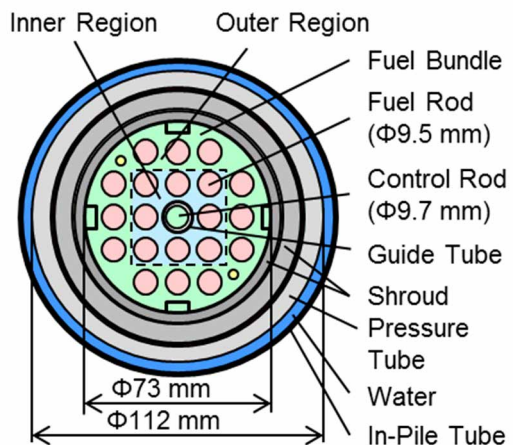


図 10 Phebus 試験体の横断面

Phebus 試験 FPT0 は、SA の燃料損傷、リロケーションの晩期を模擬した試験である。燃料集合体の出力と蒸気流量を図 11 に示す。試験開始から 10140s までは準備フェーズであり、計測系の校正等を実施した。10140s からが加熱フェーズであり、燃料体出力と蒸気流量を増大させる。このフェーズで、燃料損傷、リロケーションを促進させ、溶融プールを形成させる。

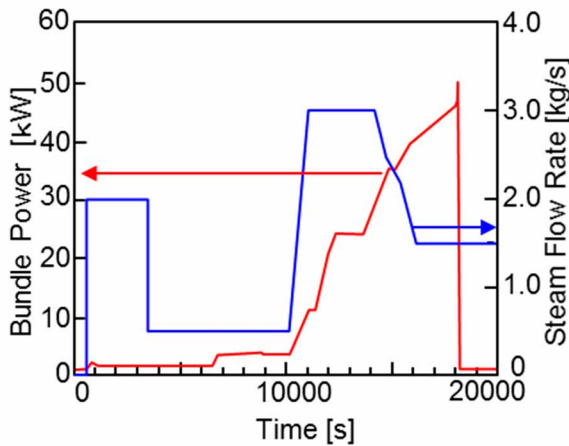


図 11 燃料集合体の出力と蒸気流量

高さ 0.8m における燃料集合体の内側領域の被覆管温度の測定値と MAAP5 の計算値との比較を図 12 に示す。加熱フェーズに入って燃料集合体の出力を増大させることにより被覆管温度は上昇する。更に蒸気流量の増大により Zr-水反応が促進されるために、被覆管温度の測定値は 1500K 付近から急上昇し、第 1 のピーク値に達する。溶融した高温の燃料がリロケーションすることにより、一旦は被覆管温度が若干低下するものの、蒸気流量を減少させながら出力を更の増大することにより、再び被覆管温度は上昇して第 2 のピーク値に達する。その後、リロケーションにより再び被覆管温度は低下し、ほぼ一定の被覆管温度を示した後、燃料集合体出力を急減することで急激に低下する。

図中には Zr-水発熱反応を Baker-Just 式⁽¹⁷⁾で評価した被覆管温度の計算値⁽²²⁾と Urbanic-Heidrick 式⁽²³⁾で評価した計算値を示している。Baker-Just 式は Zr-水反応を高温領域で過大評価することが知られており、燃料集合体の出力と蒸気流量の増大による最初の被覆管温度の第 1 のピーク値を Urbanic-Heidrick 式よりも過大評価した。両式による被覆管温度の計算値は測定値で見られる第 2 の急激な増大はみられない。MAAP5 の計算では、被覆管温度の第 1 のピークで Zr-水反応で Zr の消費量を過大評価し、

第 2 のピークでは反応に寄与できる Zr が不足するためと考える。

MAAP5 の計算値は第 1 ピークの被覆管温度の測定値を過大評価、第 2 ピークの被覆管温度の測定値を過大評価するが、燃料体出力の増大、蒸気流量の増大、減少時の被覆管温度の測定値をほぼ予測している

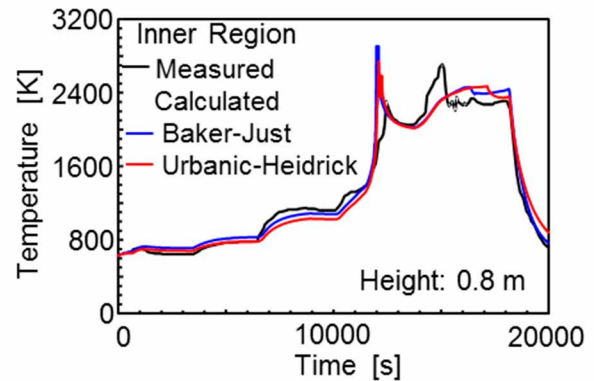


図 12 燃料被覆管温度の測定値と計算値の比較

Phebus 試験 FPT0 では、燃料損傷、リロケーション後の軸方向の質量分布の測定結果が示されているが、流路面積の分布は示されていない。本報告では Phebus 試験 FPT0 後に撮影された横断面写真⁽¹³⁾から流路面積を評価し、MAAP5 の計算値と比較する。写真は高さが異なる 5 横断面で撮影されている。燃料集合体の上方の 2 断面は流路と燃料材料の境界が明確でないことから、下方の 0.1~0.3m の 3 断面について比較する。

流路面積の写真⁽¹³⁾からの評価値(測定値)と MAAP5 の計算値との比較を図 13 に示す。高さ 0.1m, 0.2m では溶融プールが形成され、燃料集合体の横断面の大部分を燃料が閉めるために流路面積の測定値は小さくなる。その上方の 0.3m ではシュラウド壁近傍に燃料が残っているものの、燃料集合体の中央部は大きな空間が占めるために、流路面積の測定値は一点鎖線で示す初期値よりも大きくなっている。

図中には Zr-水発熱反応を Baker-Just 式、Urbanic-Heidrick 式で評価した流路面積の MAAP5 の計算値を示している。両計算は高さ 0.4m より下方で初期の流路面積より小さく、高さ 0.5m より上方で初期の流路面積が大きくなっている。溶融プールが形成されている高さから流路面積が急激に大きくなる高さは測定値が 0.2~0.3m であるのに対して、計算値では 0.4~0.5m であり、高さは若干異なるが、燃料集合体の下方で流路面積が小さくなる傾向を予測している。

Zr-水発熱反応を Baker-Just 式と Urbanic-Heidrick 式で評価した場合を比較すると、Urbanic-Heidrick 式の方が燃料集合体の上方と下方の流路面積差を大きく評価し、測定値に近い流路面積を予測することがわかる。

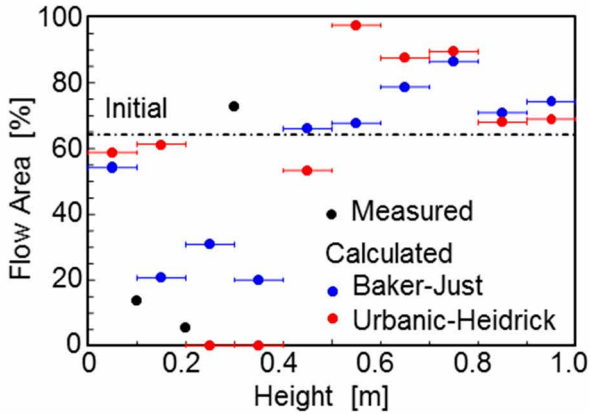


図 13 流路面積の測定値と計算値の比較

以上、SA 時の燃料損傷、リロケーションの晩期を模擬した Phebus 試験 FPT0 の被覆管温度、流路面積の測定値と MAAP5 の計算値の比較について解説した。

Phebus 試験 FPT0 の被覆管温度の測定値は、1500K 付近から急上昇し、燃料集合体の出力の増大、蒸気流量の増大、減少時の燃料のリロケーション等により変動する。MAAP5 の被覆管温度の計算値は測定値をほぼ予測している。

MAAP5 の流路面積の計算値は、溶融プールが形成されている高さから流路面積が急激に大きくなる高さの予測が若干異なるが、燃料集合体の下方で流路面積が小さくなる傾向を予測している。

3. おわり

本報告では SA 時の炉心燃料損傷、リロケーションに関する総合効果試験である SFD 試験 1-4、LOFT 試験 LP-FP-2、Phebus 試験 FPT0 について解説した。更に、それらの試験での被覆管温度、流路面積の測定値と MAAP5 の計算値の比較について解説した。主な知見を以下に示す。

- (1) SFD 試験 1-4 の被覆管温度の測定値は、約 1500K を超えると Zr-水発熱反応により急激に高くなる。発熱長上端近くの MAAP5 の被覆管温度の計算値は、燃料棒表面への蒸気拡散が水素の濃度境界層により抑制されると考えて Zr-水反応熱を計算することで、測定値に近い結果となった。流路面積の測定

値は燃料集合体の下方で小さく、上方では発熱長上端に近づくほど大きくなっている。更に、リロケーション後の分析結果からは、発熱長下端近くでは融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等がリロケーション、その上方に U-Zr-O 混合物がリロケーションして流路面積が小さくなる。MAAP5 の計算では、これらの燃料のリロケーションを模擬し、流路面積の計算値は測定値の傾向を予測している。

- (2) LOFT 試験 LP-FP-2 の被覆管温度の測定値は沸騰遷移後に上昇し、Zr-水発熱反応が顕著になる 1500K 付近から急激に高くなる。その後、被覆管温度の測定値は燃料のリロケーションにより変動し、再冠水時に Zr-水発熱反応が促進することにより被覆管温度は一時的に上昇し、リウエットすることで急激に低下する。MAAP5 はこの時の被覆管温度の測定値をほぼ予測している。流路面積の測定値は、SFD 試験 1-4 と同様に燃料集合体の下方で小さく、上方では発熱長上端に近づくほど大きくなっている。MAAP5 の流路面積の計算値は測定値の傾向を予測している。
- (3) Phebus 試験 FPT0 の被覆管温度の測定値は、1500K 付近から急上昇し、燃料集合体の出力の増大、蒸気流量の増大、減少時の燃料のリロケーション等により変動する。MAAP5 の被覆管温度の計算値は測定値をほぼ予測している。流路面積の MAAP5 の計算値は、溶融プールが形成されている高さから流路面積が急激に大きくなる高さの予測が若干異なるが、燃料集合体の下方で流路面積が小さくなる傾向を予測している。
- (4) SFD 試験 1-4、LOFT 試験 LP-FP-2、Phebus 試験 FPT0 の燃料被覆管の温度挙動は試験体系、熱水力条件の差により異なるが、被覆管温度の測定値は Zr-水発熱反応により急激に上昇し、その後、燃料のリロケーション等の影響を受けて変化する共通点がある。また、発熱長下端近くでは融点が比較的低い Zry 燃料被覆管、制御材等がリロケーション、その上方に U-Zr-O 混合物がリロケーションして流路面積が小さくなる。MAAP5 の計算値は被覆管温度の測定値を予測すると共に、これらの燃料のリロケーションを模擬し、流路面積の計算値は測定値の傾向を予測している。

引用文献

1.

- (1) 日本原子力学会 「シビアアクシデント評価」 研究専門委員会, シビアアクシデント評価に関する研究報告書, 平成 26 年 11 月.
- (2) Edited by Famer, M., Reactor Safety Gap Evaluation of Accident Tolerant Components and Severe Accident Analysis, ANL/NE-15/4 (2015).
- (3) Wachowiak, R., Modular Accident Analysis Program (MAAP) – MELCOR Crosswalk, Phase 1 Study, EPRI 3002004449 (2014).
- (4) 西田浩二, シビアアクシデント時の炉心損傷及びピロケーションに関する知見と今後の課題, INSS JOURNAL Vol. 26 2019 C-1 (2019).
- (5) Petit, D. A., et al., Power Burst Facility (PBF) Severe Fuel Test 1-4, Test Result Report, NUREG/CR-5163, EGG-2542 (1989).
- (6) P. Adams, et al, Quick-Look Report on OECD LOFT Experiment LPFP-2, OECD LOFT-T-3804(1985).
- (7) Fell, J., and Modro, S. M., An Account of the OECD LOFT Project, OECD LOFT-T-3907 (1990).
- (8) Pena, J. J., Enciso, S., Reventos, F., Thermal-Hydraulic Post-Test Analysis of OECD-LOFT LP-FP-2 Experiment, NUREG/IA-0049 ICSP-LP-FP-2 (1992).
- (9) Coryell, E. W., et al., Summary of Important Results and SCDAP/RELAP5 Analysis for OECD LOFT Experiment LP-FP-2, NUREG/CR-6160 NEACSNI-R(94)3 EGG-2721 (1994).
- (10) Mueller, K., et al., Final Interpretation Report of the PHEBUS test FPT0 (Bundle Aspects), EUR 23222 EN (2007).
- (11) Smit, S.-O., Sengpiel, W., Hering, W., Investigation of the Phebus FPT0 Bundle Degradation with SCDAP/RELAPS, FZKA 6083 (1998).
- (12) B. Clément, B., Hanniet-Girault, N., Repetto, G., Jacquemain, D., LWR Severe Accident Simulation: Synthesis of the Results and Interpretation of the First Phebus FP experiment FPT0, Nuclear Engineering and Design 226 (2003).
- (13) Barrachin, M., de Luze, O., Haste, T., Repetto, G., Late Phase Fuel Degradation in the Phébus FP Tests, Annals of Nuclear Energy 61 (2013).
- (14) Electric Power Research Institute, Use of Modular Accident Analysis Program (MAAP) in Support of Post-Fukushima Applications, 3002001785.
- (15) Paik, C.Y., Paul, M., Christopher, H., Wilson, L., Validation Status of MAAP5 Core Melt Progression Model, Proceeding of the ICONE22, Prague, Czech Republic, July 7-11 (2014).
- (16) Nishida, K., et al., Study on Fuel Damage Progression and Porosity in the SFD 1-4 Test, 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH 2019), Portland, OR, August 18-23 (2019).
- (17) Baker, L. and Just, L.C., Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures, III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction, ANL-6548(1962)
- (18) Spalding, D. B., Some Fundamentals of Combustion, Butterworth Scientific Publications (1955).
- (19) Reid, R. C., Sherwood, T. K., The Properties of Gas and Liquids, Their Estimation and Correlation, 2nd Ed., McGraw-Hill, New York (1966).
- (20) Nishida, K., Sano, N., Kusunoki, T., Murase, M., Evaluation of Temperature and Flow Area Variations through the Fuel Degradation and Relocation of the SFD Test 1-4, Nuclear Engineering and Design 392 (2022).
- (21) 西田浩二, 佐野直樹, 楠木貴世志, 村瀬 道雄, シビアアクシデント時の炉心燃料の被覆管温度挙動, INSS JOURNAL Vol. 29 2022 NT-11 (2022).
- (22) Nishida, K., Sano, N., Sakurai, S., Murase, M., Evaluation of Temperature and Flow Areas of the Phebus Test FPT0, Proceeding of ICAPP, 2023 23-27 April 2023, Gyeongju, Korea, 2023 1306 (2023).
- (23) Urbanic, V. F., Heidrick, T. R., High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam, Journal of Nuclear Materials, Volume 75, Issue 2 (1978).

編 集 委 員 会

編集委員長 松村 孝夫 (取締役社長・所長)

編集委員 沼田 晋一 (取締役・副所長)
小泉 潤二 (社会システム研究所長)
片岡 勲 (技術システム研究所長)
増井 和重 (管理部長)
後藤 昌美 (社会システム研究所 副所長)
中村 晶 (技術システム研究所 副所長)

編集委員会は論文を審査し掲載の可否を決定する。
編集委員会は論文審査に際し必要に応じて編集委員以外の専門家の意見を求めることができる。

編集事務局 〒919-1205 福井県三方郡美浜町佐田64号

(株)原子力安全システム研究所 管理部 総務課
TEL 0770-37-9100
FAX 0770-37-2008
URL <http://www.inss.co.jp>

INSS JOURNAL VOL.30 2023

2023年10月発行

© 2023 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

制 作 若越印刷(株)



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>