

## 第14回 原子力機器健全性国際ワークショップ報告書

The 14th International Workshop  
on the Integrity of Nuclear Components

April 12~14, 2023

ANA Holiday Inn Kanazawa Sky

Kanazawa, Japan

2023年 4月

一般社団法人 日本溶接協会

原子力研究委員会





WorkShop 会場にて



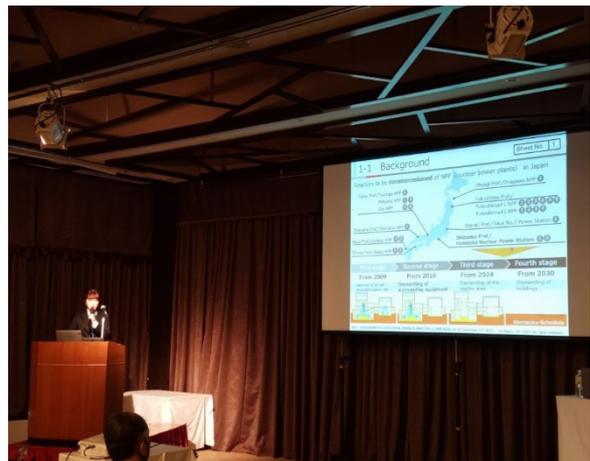
テクニカルツアー



ウェルカムパーティー



バンケット



ワークショップ会場



はじめに

本報告書は、2023年4月12～14日にかけて開催された、第14回 ASINCO (Asian Society for Integrity of Nuclear Components) ワークショップの概要をまとめたものである。ASINCO ワークショップは1996年5月5日に韓国太田にある韓国原子力研究所(KAERI)において日韓の研究者・技術者の協力の下はじめて開催された。第2回には台湾からの参加者を迎え、1998年4月20～21日にわたり東京大学山上会館で開催された。第3回は2000年10月11～12日に台湾桃園の台湾原子力研究所(INER)において日韓台の研究者・技術者の参加を得て開催された。第4回はASINCO主催のワークショップとして中国、インドからのゲストも迎え、2002年4月15～16日にわたり韓国済州島で開催された。第5回は再び開催地を日本に移し、2004年4月21～23日にわたり日本原子力研究所関西研究所で開催され、以降第6回が2006年4月に台湾最南端の懇丁で、第7回が2008年7月に韓国 Muju で、第8回が2010年4月に兵庫県の淡路夢舞台国際会議場で、第9回が2012年4月に台湾高雄で、第10回が2014年4月に韓国釜山で、第11回が2016年4月に長崎で、第12回が2016年4月に台湾花蓮で、二年に一度のペースで開催されてきた。当初、第13回 ASINCO ワークショップは2020年4月に韓国ソウルで開催の予定であったが、2019年末から猛威を振るったコロナウイルスの感染拡大のため国際的な往来がままならず、開催を一年延期することとした。2021年に入っても状況の改善の兆しが見えないことから、2021年1月に同ワークショップをオンラインで開催することが決定され、以降急ピッチでその準備が進められた。準備のための時間は十分とは言えなかったが、主催者である韓国をはじめとする関係各位の尽力により2021年4月21～22日に成功裡にワークショップを終えることができた。

これまでのワークショップで発表された論文については、Selected Paper が国際ジャーナルの特集号にまとめられて逐次発刊されており、前回第13回ワークショップの論文についても International Journal of Pressure Vessels and Piping の特集号として公刊済みである ([International Journal of Pressure Vessels and Piping | The 13th International Symposium on the Integrity of Nuclear Components | ScienceDirect.com by Elsevier](#))。

このたび開催された第14回ワークショップでは、国際社会の多くの国が早期にカーボンニュートラルを達成することを目指す中、原子力エネルギーをどのように位置付けるかという課題に焦点を当てて、「Role of Nuclear Power Towards Carbon Neutral」と題するキーノートセッションを企画し、相互理解の気運を醸成することを企図した。

(文責 三浦)



# *Program of Technical Sessions*

(Room : Top of Kanazawa, 18F)

**April 13 (Thursday), 2023**

8:00 - 8:30	<b>Registration</b>
8:30 - 8:40	<b>Opening Address</b> (Chair: M. Nakane) Dr. N. Miura (Chairman of ASINCO-14, CRIEPI, Japan) W. Mizunuma(Managing Director, JWES, Japan)
8:40 - 10:10	<b>Keynote Session</b> (Chair: N. Miura) <b>Theme : Role of Nuclear Power Towards Carbon Neutral</b>
K-1 8:40 - 9:10	<b>Role of Nuclear Power Towards Carbon Neutral in Korea</b> Y. H. Choi (Korea Institute of Nuclear safety, Korea)
K-2 9:10 - 9:40	<b>Carbon Neutrality and Current Status of Nuclear Power in Taiwan</b> C.C. Huang (INER, Atomic Energy Council, Taiwan)
K-3 9:40 - 10 :10	<b>Roles of Nuclear Energy towards “Society 5.0, Carbon Neutrality and Resilient” Society</b> S. Yoshimura (Atomic Energy Research Committee, The Japan Welding Engineering Society, Professor, The University of Tokyo)
10:10 - 10 :30	<b>Break (20 min.)</b>
10:30 - 12 :30	<b>Technical Session 1: Fracture Mechanics I</b> (Chair: Y. J. Kim(Korea) and Y. Wada(Japan))
1-1 10:30 - 10 :50	<b>Structural Integrity Analysis for Reactor Pressure Vessel Nozzles by XFEM</b> C.H. Lee, H.W. Chou and C.C. Huang(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
1-2 10:50 - 11 :10	<b>A New Design of Monte Carlo-Based Stochastic Framework for Probabilistic Fracture Mechanics Evaluation</b> C. Oh, S. Lee, Y.H. Choi and S.S. Kang (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)
1-3 11:10 - 11 :30	<b>Probabilistic fracture mechanics analyses of a reactor pressure vessel using the irradiation embrittlement evaluation based on the Bayesian nonparametric method</b> H. Takamizawa, K. Lu, and Y. Li (Japan Atomic Energy Agency, Japan)
1-4 11:30 - 11 :50	<b>Alloy 600 SCC and Repair of Small Diameter Adaptor</b> M.H. Boo, H.J. Lee, J.W. Lee and E.S. Yun (Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD, Korea)
1-5 11:50 - 12 :10	<b>Development of Creep Life Prediction and Creep Rupture Model for Alloy 690 Steam Generator Tube</b> J.M. Kim, S.M. Hong, M.C. Kim and J.Y. Kwon (Korea Atomic Energy Research Institute, Korea)
1-6 12:10 - 12 :30	<b>Preliminary Study for Steam Generator Tube Wear Estimation Considering Wear Coefficients and Vibration Works</b> H. Shin and Y.J. Oh(KEPCO E&C, Korea), J.P. Park, D. Kwon and C.B. Bahn (Pusan National University, Korea)
12:30 - 13:30	<b>Lunch (60 min.)</b>

13:30 - 15:30 **Technical Session 2: Fracture Mechanics II**

(Chair: J. S. Kim(Korea) and M. Mochizuki(Japan))

- 2-1 13:30 - 13:50 **Study on Fracture Assessment for BWR Reactor Internals Based on Material Properties of Simulating Irradiated Stainless Steels by GTN model**  
S. Yoshida, T. Ogawa, R. Sumiya, T. Hayashi, T. Saito, Y. Hattori and S. Sasaki(Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, Japan)
- 2-2 13:50 - 14:10 **Progresses Towards the Guidelines for Evaluating the Strength Against Local Ductile Fracture**  
Y. Takahashi (CRIEPI, chairman of SPN-II Subcommittee, JWES, Japan)
- 2-3 14:10 - 14:30 **Applicability Study on Failure Assessment Diagram of ASME Section XI - Appendix H for Ferritic Nuclear Piping**  
H.W. Chou, J.S. Yu and C.C. Huan (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
- 2-4 14:30 - 14:50 **Development of guideline for crack growth analysis method by reference stress - Activities of FDF-II Subcommittee, Atomic Energy Research Committee of JWES -**  
M. Takanashi(IHI Corporation, Japan), M. Itatani(Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, Japan), M. Nakane(Hitachi-GE Nuclear Energy), K. Hojo(Mitsubishi Heavy Industries, Japan), Y. Takahashi(CRIEPI, Japan) and H. Okada(Tokyo University of Science, Japan)
- 2-5 14:50 - 15:10 **A benchmark elastic-plastic FEM analysis of steel plate and cylinder with a surface flaw for the development of the reference stress method**  
S. Tanaka and T.T. Htut(Hiroshima University, Japan), K. Hojo(Mitsubishi Heavy Industries, Japan), Y. Wada, M. Obara and R. Yatsuzuka(Kindai University, Japan), H. Okada, T. Gouda, Y. Tonbe and T. Nagano(Tokyo University of Science, Japan)
- 2-6 15:10 - 15:30 **Very Low Cycle Fatigue Evaluation Methods and Experimental Validation using Piping Elbow Tests**  
Y.J. Kim, J.M. Lee, H.S. Song and K.C. Yoo (Korea University, Korea), J.W. Kim (Chosun University, Korea), N.C. Park (Yonsei University, Korea)

15:30 - 15:50 **Break (20 min.)**

15:50 - 17:30 **Technical Session 3: Inspection, Risk & BDBE**

(Chair: K. C. Lan(Taiwan), and T. Yamada(Japan))

- 3-1 15:50 - 16:10 **Mitigation of failure consequences of BDBE for improving resilience of nuclear plants**  
Naoto Kasahara (The University of Tokyo, Japan)
- 3-2 16:10 - 16:30 **Study on Failure Probability of Spent Fuel Pool for Nuclear Power Plants under the Beyond Design Basis Earthquake**  
C.H. Chang<sup>a</sup>, C.L. Chung(Mechanical and System Engineering Project, INER, Taiwan), C.H. Chen(Nuclear Engineering Division, INER, Taiwan), H.W. Chou, C.C. Huang(Mechanical and System Engineering Project, INER, Taiwan)
- 3-3 16:30 - 16:50 **Probability Risk Assessment for Single RPV BMN Leakage of the Maanshan Nuclear Power Plant Based on MRP-206**  
C.H. Chen and C.C. Chao(Nuclear Engineering Division, INER, Taiwan)
- 3-4 16:50 - 17:10 **Development of Diagnosis of defects in Concrete Structures Using Digital Hammering Inspection and AI**  
T. Matsunaga, R. Ogawa and M. Sagisaka, Y. Isobe (Nuclear Fuel Industries, Ltd., Japan), S. Yoshimura and T. Yamada (The University of Tokyo, Japan)
- 3-5 17:10 - 17:30 **Preservice Inspection of the Surface Conditions of the Canisters Using Non-Destructive Testing Technique**  
H.M. Tung, K.J. Cheng, C.C. Lee, and D.D. Yu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

18:30 - 20:30 **Banquet (Room Hakusan, 10F)**

## April 14 (Friday), 2023

8:00 - 8:30 **Registration**

### 8:40 - 10:00 **Technical Session 4 : Decommission Management**

(Chair: H. W. Chou(Taiwan) and S. Okido(Japan))

4-1 8:40 - 9:00 **Segmentation of the Layers B, C, and D of TRR Removable Upper Bio-shield**

K.J. Cheng and C.C. Peng (INER, Taiwan)

4-2 9:00 - 9:20 **Development of Equipment for Reduction of Radioactive Waste in the Decommissioning Process at Nuclear Power Plants**

Y. Okada, T. Oohira, K. Nakashima, T. Yamazaki, K. Kawamata, K. Konoo, R. Moriguchi, K. Nishimura and K. Tamura (Hitachi Plant Construction, Ltd., Japan)

4-3 9:20 - 9:40 **The Proposed Technology Roadmap of Robotics in Nuclear Decommissioning**

K. Ting (Lunghwa Univ. of Sci. and Tech., Taiwan), P. Tsai (National Formosa University, Taiwan), X. Lin, Z. Shen, C. Tu and H. Zeng (Lunghwa Univ. of Sci. and Tech., Taiwan)

4-4 9:40 - 10:00 **Life Evaluation of Key Chip Component with Random Defects for Decommissioning Robots**

S.R. Lin (INER, Taiwan), W.F. Wu (National Taiwan University, Taiwan), H.W. Chou and C.C. Huang (INER, Taiwan)

10:00 - 10:20 **Break (20 min.)**

### 10:20 - 12:20 **Technical Session 5 : Materials & Fabrication**

(Chair: N. S. Huh(Korea) and K. Tsukimori(Japan))

5-1 10:20 - 10:40 **An Enhanced J-Estimation Scheme for Circumferential Surface Cracked Pipes Based on Energy Equivalence Assumption Considering Radial and Circumferential Direction Crack Growth**

S.H. Park and J.I. Kim (Doosan Enerbility Co., Ltd., Korea), S. Lee (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea), F.W. Brust (Engineering Mechanics Corporation of Columbus, USA), N.S. Huh (Seoul National University of Science and Technology, Korea) and J.S. Kim (Sejong University, Korea)

5-2 10:40 - 11:00 **Prediction of Charpy Absorbed Energy Using Approximation Curve Based on Neural Network**

H. Murakami, S. Okano and M. Mochizuki (Osaka University, Japan)

5-3 : 11:00 - 11:20 **A Comparative Study of Long-Term Thermal Ageing Behavior of E308 and ER316L Austenitic Stainless Steel Welds**

S. Mehboob (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea), B.S. Kong(Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea Institute of Nuclear Safety, Korea) and C. Jang (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea)

5-4 11:20 - 11:40 **A Feasible Study of the Thermal Embrittlement Effect on the Cast Austenitic Stainless Steel Piping at PWR Nuclear Power Plant in Taiwan**

T.L. Kuo, Y.C. Li, C.W. Fan and Y.M. Ho (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), Y.C. Hsieh and H.J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan)

5-5 11:40 - 12:00 **Integrity Assessment of RVIs Subjected to Multiple Age-Related Degradation Mechanisms**

J.M. Jyung, J.M. Sim and Y.S. Chang (Kyung Hee University, Korea) and S.J. Oh (Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD, Korea)

5-6 12:00 - 12:20 **Dynamic Strain Aging Phenomena and Tensile Response of Nickel-based Superalloy Haynes 282 at 400°C-600°C**

K.C. Lan (Institute of Nuclear Engineering and Science, Department of Engineering and System Science, National Tsing Hua University, Taiwan) and H.M. Tung (INER, Taiwan)

12:20 - 12:30 **Closing Address** (Chair: M. Nakane)

Dr. Naoki Miura (Chairman of ASINCO-14, CRIEPI, Japan)

Dr. Chin Cheng Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

12:30 - 13:30 **Lunch**

13:30 - **Adjourn**

## *Organizing Committee*

### **Chairman**

Dr. Naoki Miura (CRIEPI, Japan)

### **Senior Advisory Members**

Dr. Youn-Won Park (BEE Solutions, Korea)

Dr. Young-Hwan Choi (KINS, Korea)

Prof. Kuen Ting (Lunghwa Univ., Taiwan)

Prof. Genki Yagawa (NSRA, Japan)

Prof. Masanori Kikuchi (Tokyo Univ. of Science, Japan)

Prof. Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo, Japan)

### **Steering Committee Members**

Prof. Yoon-Suk Chang (Kyung Hee Univ., Korea)

Dr. Sangmin Lee (KINS, Korea)

Dr. Chin Cheng Huang (INER, Taiwan)

Dr. Li-Hua Wang (ITRI, Taiwan)

Dr. Jien Jong Chen (INER, Taiwan)

Dr. Hsoun-Wei Chou (INER, Taiwan)

Prof. Tomonori Yamada (University of Tokyo, Japan)

Dr. Motoki Nakane (Hitachi-GE Nuclear Energy, Japan)



## 目 次

1. ワークショップの全体概要	1
2. 原子力機器健全性国際ワークショップ概要	3
Keynote Session : Role of Nuclear Power Towards Carbon Neutral	3
Technical Session 1: Fracture Mechanics I	5
Technical Session 2: Fracture Mechanics II	9
Technical Session 3: Inspection, Risk & BDBE	13
Technical Session 4: Decommission Management	16
Technical Session 5 : Materials & Fabrication	18
3. テクニカルツアー	22
4. むすび	23
5. 発表論文	24



## 1. ワークショップの全体概要

韓国が取り纏めであった前回のASINCO-13は、COVID-19の影響で開催を1年後ろ倒しにしたうえ、感染のリスクを避けるため完全なバーチャルシンポジウムの形式で開催された。日本が主催国となった今回のASINCO-14は、COVID-19の感染拡大が落ち着き、海外からの渡航制限も解除されたことから、金沢のANAホリデイイン金沢スカイホテルにおいて完全対面で開催された。

ASINCO-14では、国際研究連絡小委員会・三浦主査が議長となり、ワークショップでは、Role of Nuclear Power Towards Carbon Neutralというテーマで、カーボンニュートラルに向けて原子力産業がどのように寄与するのかを紹介するKeynoteセッションを皮切りに、5件のテクニカルセッションがあった。

各セッションのタイトルは以下のとおりである。Keynoteセッションでは各国代表者による3件の講演がなされ、5件のテクニカルセッションでは合計27件の講演発表があった。内訳は日本から9件、韓国から8件、台湾から10件である。

セッション 1	: Keynote Session
セッション 2	: Fracture Mechanics I
セッション 3	: Fracture Mechanics II
セッション 4	: Inspection, Risk & BDBE
セッション 5	: Decommission Management
セッション 6	: Materials & Fabrication

日本からの発表者は、吉村(Keynote、東京大学)、笠原(東京大学)、高橋(電力中央研究所)、田中(広島大学)、村上(大阪大学)、高見澤(日本原子力研究開発機構)、高梨(IHI)、松永(原子燃料工業)、吉田(東芝ESS)、岡田(日立プラントコンストラクション)の10名である。

この他に、会議運営のサポート等として、企画検討会から山口(東京電力)、月森(福井大学)、望月(大阪大学)、山田(東京大学)、和田(近畿大学)、藤中(楠委員代理、日本原子力発電)、伊藤(東芝TSI)、松澤(三菱重工)、大城戸(日立GE)、増田(IHI)、金子・木口・佐々木(日本溶接協会)の13名が参加し、国際研究連絡小委員会から中根(日立GE)が参加した。また、Opening Remarksでのスピーカーとして水沼(日本溶接協会)が挨拶を行った。

さらに、聴講者として5名(岡田(東京理科大)、小川(東芝ESS)、森口・川名・木尾(日立プラントコンストラクション))の参加があった。

また、韓国からは14名、台湾からは8名の参加があり、いずれのセッションも50名程度が参加した。

テクニカルセッションでは、日本から溶接協会小委員会での取組みである延性破壊やデジタルハンマリング検査に関連する研究成果に加え、原子力発電所のBDBE時の損傷緩和やPFMによる圧力容器の脆性破壊評価、ニューラルネットワークを使ったシャルピー衝撃吸収値の予測、廃炉時の汚染廃棄物低減技術の研究について発表があった。韓国からは、ASINCOの特徴である破壊力学関連の研究の他に、SCCやクリープ、低サイクル疲労など様々な分野の研究紹介が行われた。台湾からは、XFEMや2パラメータ法を使った破壊力学関連の研究の他に、金山発電所等の廃炉に向けて、機器の解体や廃炉時に使用するロボット等についての発表があり、各国の原子力を取り巻く状況を反映した最新の研究発表が行われた。

ASINCO-14では、初日に対面でのWelcome Partyを開催し、再び旧交を深めることができたことや、座席をくじ引きで決めたことで接点の少ない参加者同士での人的交流を深めることができた。これが功を奏し、本ワークショップでは、冒頭のセッションからCOVID-19前のASINCOと変わらぬ雰囲気での発表が進み、発表直後から活発な質疑応答やコメント、意見交換が交わされた。また、コーヒブレイク中も、参加者の紹介や質疑、応答をする姿が見られ、参加者は本ワークショップを完全対面としたことのメリットを最大限享受できたものと言える。

クロージングセッションでは、三浦議長より金沢での開催が無事終了したことに対する各国の協力へのお礼と参加者への感謝の言葉が述べられた。さらに、台湾のDr. Chin-Cheng Huangより、2025年に台湾での開催を予定しているASINCO-15の計画が紹介され、候補地として台中あるいは台南を検討していること、2023年の夏ごろにはおおよその計画について連絡することが述べられ、ワークショップを閉会した。

なお、ワークショップ期間中にASINCO 運営委員会が開催され、講演のうち学術的価値の高い論文10件程度をInternational Journal of Pressure Vessels and Pipingの特集号として掲載することで、各国が投稿活動を推進することとした。

(文責 中根)

## 2. 原子力機器健全性国際ワークショップ概要

### **Keynote Session : Role of Nuclear Power Towards Carbon Neutral**

本セッションのテーマである「Role of Nuclear Power Towards Carbon Neutral」に関し、韓国、台湾、日本の代表から各国の状況について発表があった。

#### ***Role of Nuclear Power Towards Carbon Neutral in Korea***

Y. H. Choi (Korea Institute of Nuclear safety, Korea)

Yoon-Suk Chang (Kyung Hee University, Korea)氏が代理講演

韓国前政権では原子力の割合を徐々に減らし、設計寿命を超えた古いプラントの継続運転はしないとの方針で原子力発電をグリーンエネルギーと見なしていなかった。2022年5月に発足した韓国新政権は、電力ミックスにおける原子力発電の比率を高め、設計寿命を超えたプラントの継続運転実施等へ政策を変更した。改正 K タクソノミーでは新しいプラントへの投資、安全で廃棄物を最小限に抑える先端技術への R&D 投資等の制限付きで原子力発電をグリーンエネルギーに分類している。新規プラントの建設は再開見込みだが敷地の選定が課題である。

韓国政府は、カーボンニュートラルとエネルギー安全保障のための SMR の開発を支援予定である。改正 K タクソノミーでは EU とは異なり高レベル放射性廃棄物処分場のスケジューリングは無い。処分場を決定するのは周辺の住民の強力な反対が予想されるため困難である。設計寿命を超えた古いプラントの継続運転は、10年ごとの期間ごとに承認され、申請回数に制限はない。

#### ***Carbon Neutrality and Current Status of Nuclear Power in Taiwan***

C.C. Huang (INER, Atomic Energy Council, Taiwan)

カーボンニュートラルと台湾の原子力の現状が紹介された。台湾政府は、2021年にエネルギー転換の推進と温室効果ガス排出削減の両面から、2050年までにカーボンニュートラルを達成するという国家目標を発表した。国家戦略ではエネルギーを転換し発電の割合において天然ガスとグリーンエネルギーを増やす。原子力発電はまだ長期的なエネルギーミックスに含まれず、原子力発電所は、40年の運転免許が切れると廃炉になる。第3原子力発電所（マアンシャン）の2基はフル稼働中である。運転中の原子力発電所の原子力安全に配慮し、原子力バックエンドにより重点を置いていく。INERも技術的貢献を行っている。廃炉は3年の準備期間を経て25年かけて行われる。第1原子力発電所（チンシャン）の使用済み燃料プールは満杯になり、乾式貯蔵プロジェクトは地元政府と反核団体によってボイコットされた。民間・政府系機関は、ここ数年、SMR分野の研究を開始している。

(文責 山口)

### ***Roles of Nuclear Energy towards “Society 5.0, Carbon Neutrality & Resilient” Society***

S. Yoshimura (Atomic Energy Research Committee, The Japan Welding Engineering Society, Professor, The University of Tokyo)

昨今のウクライナ危機を経て、日本では、エネルギーの「S+3E（安全性+安定供給/経済効率性/環境適合）」を再構築する必要が生じている。また同時に、「Society 5.0（サイバー空間と現実空間の融合システムにより経済発展と社会的課題の解決を両立する人間中心の社会）」「カーボンニュートラル」「レジリエンスな社会（災害の予防/軽減/復旧力に優れた柔軟かつ強靱な社会）」の実現に向け、取り組みを加速すべき時期に来ている。

ここで、原子力発電はこれらの課題解決において大きな役割を果たすことが可能であり、また日本政府は 2030 年の原子力発電によるエネルギー比率を 20～22%に設定していることから、原子力発電は追い風を受けている状況である。ただし、一つの業界組織のみで課題解決に向けた議論を行うだけでは部分最適な結論しか導くことはできず、また全てを理解しているスーパーマンは存在しないため、原子力業界のみならず各業界/学術/技術分野が一同に集まり総合的に議論することが、将来の最適なエネルギーシステムの実現に向けて重要である。Hitachi-UTokyo Laboratory は、このような総合的な議論のプラットフォームを提供し、また議論をリードしている。

その他、日本学術会議によるカーボンニュートラル実現に向けた各課題分野への取り組み状況、日本における洋上風力発電の現状、日本における原発の運転期間の延長に向けた動き等について紹介があった。

(文責 増田)

## Technical Session 1 : Fracture Mechanics I

破壊力学に関する前半セッションとして、台湾から 1 件、韓国から 4 件、日本から 1 件の発表があった。

### *Structural Integrity Analysis for Reactor Pressure Vessel Nozzles by XFEM*

C.H. Lee, H.W. Chou and C.C. Huang (Mechanical and System Engineering Program, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan ROC.)

この研究では、原子炉圧力容器の構造不連続部であるノズルの構造健全性解析に関して、XFEM を用いた亀裂進展解析について報告している。

原子炉圧力容器ノズルの構造健全性解析は、形状が不連続であるため、他の部位に比べて応力集中が大きく、重要な課題となっている。原子炉圧力容器ノズルの破壊力学解析では、通常、亀裂を仮定して応力拡大係数 (SIF) を評価する。しかし、RPV のノズルのような不連続な形状で亀裂が進展する場合の SIF については、これまであまり議論されていない。

本研究では、台湾の加圧水型原子炉 (PWR) のノズルコーナーに亀裂を想定し、ノズルコーナー先端から  $45^\circ$  の経路で深さ  $1/4$  と  $1/10$  の厚さの亀裂を対象に有限要素解析を行って SIF を算出するとともに、亀裂伝搬の挙動を解析した。また、形状が不連続な場合の破壊力学の計算を簡略化するために、拡張有限要素法 (XFEM) を用いた。RT<sub>NDT</sub> が異なる条件で解析を行い、RT<sub>NDT</sub> が不連続な形状を有する RPV のノズルにおける亀裂の伝搬に重要な役割を果たすことを明らかにしている。また、XFEM では、メッシュの大きさによって算出される SIF が異なることから、その影響について検討する必要があるとしている。

XFEM により得られた本結果は、RPV ノズルに発生した想定亀裂の構造健全性を評価する際の参考となる可能性があるとしている。

### *A New Design of Monte Carlo-Based Stochastic Framework for Probabilistic Fracture Mechanics Evaluation*

C. Oh, S. Lee, Y.H. Choi and S.S. Kang (Office of Nuclear Safety, Korea Institute of Nuclear Safety, Republic of Korea)

この研究では、Korea Institute of Nuclear Safety (KINS) において将来の規制要求を決定するために開発している確率論的破壊力学解析の枠組みにおける、各因子のサンプリングに関して、相間を有する複数の因子の確率分布をモデル化する手法や、サンプリングする手法について報告している。開発している PFM 解析の枠組みでは、単純サンプリングとラテン超方格法の 2 つのサンプリング法を用いることができる。ラテン超方格は単純サンプリ

ング法よりも少ないサンプリング数で精確な結果を示すことが知られており、サンプリング数が増えるとその優位性は失われるが、PFMのような複雑な分析に適している。本解析手法ではばらつきを低減する方法として重点サンプリング法を採用している。重点サンプリング法ではサンプリングを目的の分布に集中させることで効率を高めることができる。本研究では、単純重点サンプリング、多重重点サンプリング、Adaptive多重重点サンプリングを簡単な例題に適用し、単純なモンテカルロサンプリングに比べて少ないサンプリング数で低い破損確率を高い精度で求められることを確認し、これらが確率論的破壊力学解析に効果的で便利な機能であると報告している。

***Probabilistic fracture mechanics analyses of a reactor pressure vessel using the irradiation embrittlement evaluation based on the Bayesian nonparametric method***

H. Takamizawa, K. Lu, and Y. Li (Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency, Japan)

この研究では、確率論的破壊力学(PFM)に基づく原子炉压力容器(RPV)の構造健全性評価において、最も重要な経年劣化事象である照射脆化の予測に関して、機械学習に基づく新手法を適用した場合の破損確率への影響について報告している。RPVのPFM評価においては、脆化予測の平均値と不確実の両方を考慮する必要がある。一般的に脆化予測の不確実さは正規分布で与えられ、照射量や材料の化学成分に依らず、同じ不確実さが想定される。そこで、日本原子力研究開発機構では、機械学習とベイズ統計学に基づくベイズノンパラメトリック(BNP)法に基づく脆化予測法を開発し、PFM解析コードに導入した。BNP法は、実測データのばらつきが大きく、データ数が少ない場合に有意な不確実性を推定するため、データの希少性に応じた確率分布を予測し、より合理的な不確実性を与えることができる。高経年化した日本の加圧水型軽水炉を対象にBNP法で得られた脆化量とその確率分布を用いてPFM解析を行った結果、亀裂貫通頻度は日本の現行手法であるJEAC4201で脆化量を予測した場合より若干高くなった。しかし、その差はわずかであり、現行手法による脆化評価の妥当性が確認された。BNP法で得られた任意の確率分布をPFM解析コードに導入する方法は、他の評価要素にも適用可能であり、今後も、任意の確率分布の適用を含めて、最新の知見に基づいた評価手法を導入していくと報告している。

### ***Alloy 600 SCC and Repair of Small Diameter Adaptor***

M.H. Boo, H.J. Lee, J.W. Lee and E.S. Yun (Central Research Institute, Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD, Republic of Korea)

水位計と蒸気発生器の間に取り付けられた小口径管台で発生した漏洩に関する論文。水位計は 600 基合金製で溶金 82/182 溶金により J-weld にて SG 本体に溶接取付されている。亀裂の発生箇所は溶接部ではなく、600 基合金製の小口径管台母材である。亀裂の原因を調査するために、小口径管台を切断し、OM (光学顕微鏡) と SEM (走査型電子顕微鏡) で原因を観察した。小口径管台の表面観察を行ったところ、外面に 2 本の貫通亀裂が確認され、内面に 4 つの亀裂が観察された。亀裂表面と内面において IGSCC が発見された。クロムの減少は SEM-EDS では特定/確認できなかったが、亀裂箇所に硫黄(S)が確認された。小口径管台の内面に IGA の痕跡が見つかった。

小口径管台の補修方法として、ノズルの部分交換、漏れチューブの除去、ノズル全体の交換の 3 種類を検討したが、亀裂の入った小口径管台は、溶接後熱処理 (PWHT) を適用したノズル全体の交換によって修理された。

### ***Development of Creep Life Prediction and Creep Rupture Model for Alloy 690 Steam Generator Tube***

J.M. Kim, S.M. Hong, M.C. Kim and J.Y. Kwon (Materials Safety Technology Development Division, Korea Atomic Energy Research Institute, Republic of Korea)

本発表は、PWR の蒸気発生器伝熱管の破壊理学評価で重要なパラメータを最新の 690 合金ベースで見直した研究の成果発表である。外部電源喪失のようなシビアアクシデントを想定した場合、炉心が高温、高圧になることにより蒸気発生器伝熱管が損傷するリスクが増加し、万一、伝熱管が損傷すると、放射性物質が環境中への放出される危険性がある。この場合、伝熱管の構造健全性を評価する際、材料のクリープ特性は考慮されていない。これまで SGTR (蒸気発生器管破断)に関する解析や 600 基合金に関する多くの研究が行われ、NUREG で報告されているが、これらの多くは 600 基合金製の SG 伝熱管であるが、昨今の SG 伝熱管材料は耐食性の優れた 690 合金製に取替えられている。

そこで本研究では 690 合金製の SG 伝熱管材料を模擬した管状および棒状の試験片によるクリープ試験を多数実施した上で、690 合金製 SG 伝熱管に対する適切なクリープ寿命予測モデルとマスターカーブ法を提案した。更に、温度・圧力の運転条件を考慮して、亀裂を有する SG 伝熱管の破断試験を実施し、その結果を既存のクリープ破断モデルと比較検討した。その結果、690 合金製 SG 伝熱管材料の LMP (ラーソン・ミラー・パラメータ)と、クリープ破断モデルの応力修正係数も提案した。今回提案した LMP およびクリー

ブ破断モデルは、690 合金製 SG 伝熱管を使用する原子力発電所の重大事故の安全解析に役立つと思われる。

***Preliminary Study for Steam Generator Tube Wear Estimation  
Considering Wear Coefficients and Vibration Works***

H. Shin, Y.J. Oh

(Smart Convergence Research Department, KEPCO E&C, Republic of Korea)

J.P. Park, D. Kwon and C.B. Bahn

(School of Mechanical Engineering, Pusan National University, Republic of Korea)

原子力発電所の蒸気発生器 (SG) における重要な経年劣化要因の一つとして、流力弾性振動による SG 伝熱管と管支持板の間の摩耗がある。SG の運転管理要領(SGMP)において、伝熱管の減肉は基本的に運転年数に比例するとされている。SG 伝熱管の摩耗の進行の代表的なものとして Archard モデルがあり、体積摩耗率は振動の一次関数として表されている。Archard モデルは使いやすく、摩耗係数測定の実験のみならず実機の摩耗予測においても広く使用されている。しかし、摩耗のプロセスはそれほど単純ではなく線形では表せないはずである、なぜなら伝熱管は円筒であるが管支持板は平板であり、且つ、接触面は減肉により変化するからである。

そこで本研究では、摩耗で使われていた工学モデルと ISI で計測した伝熱管検査データとの間の相関を調べる第一ステップとして、摩耗の実験データを減肉の形成の非線形性を考慮して再解析した。更に、膨大な振動解析を行い、SG 伝熱管の非線形摩耗の予測解明を行ったものである。

(文責 高見澤、松澤)

## Technical Session 2 : Fracture Mechanics II

原子力発電所の構造物に対する破壊力学に関して、日本から 4 件、台湾から 1 件、韓国から 1 件の発表があった。

### *Study on Fracture Assessment for BWR Reactor Internals Based on Material Properties of Simulating Irradiated Stainless Steels by GTN Model*

S. Yoshida, T. Ogawa, R. Sumiya, T. Hayashi, T. Saito, Y. Hattori and S. Sasaki (Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, Japan)

沸騰水型原子炉 (BWR) の炉内構造物について、日本機械学会 (JSME) の耐用年数規定では、 $3.0 \times 10^{24}$  n/m<sup>2</sup> 以上の中性子照射量に対する線形弾性破壊力学 (LEFM) に基づく破壊評価方法が示されている。一方、オーステナイト系ステンレス鋼は、BWR 内装部品に想定されるフルエンスまで中性子を照射しても、延性・靱性を維持することが知られている。このような側面から、照射されたオーステナイト系ステンレス鋼の BWR 炉内構造物には、延性破壊の評価手法を適用することが望ましいと考えている。

本研究では、Gurson-Tvergaard- Needleman (GTN) モデルに基づく損傷力学解析の照射済オーステナイト系ステンレス鋼への適用性を検討するため、中性子照射脆化による破壊靱性値変化を模擬するための冷間加工 (冷間加工率 10%及び 50%) を施した SUS316L の試験片を使用して、引張試験及び破壊靱性試験を実施した。また、放電加工と疲労による半楕円形の表面亀裂を導入した試験片による破壊試験を実施した。これらの試験結果から、延性亀裂の進展による破壊モードの妥当性を強く表したことから、GTN モデルの適用が可能であることを示された。

前述で用いた試験片を 3次元有限要素でモデル化したものを使用して、GTN モデルによる FEM 破壊解析 (ABAQUS) を実施した結果より、 $1.5 \times 10^{25}$ n/m<sup>2</sup> の中性子照射を模擬した 50%冷間加工材の構造健全指標化で重要となる最大荷重は、約 5%の誤差で破壊試験結果を予測できることが分かった。この 5%という比較的小さな誤差は、中性子照射を受ける BWR 炉内構造物に対する延性破壊評価と GTN モデルの適用が可能であることを示唆している。一方で、荷重-ひび割れ開口変位 (CMOD) の関係や破壊挙動の再現性は十分と言えなかったため、今後 GTN モデルのパラメータ再調整等の更なる検討が必要である。

質疑応答においては、GTN モデルの荷重設定方法について等の質問があった。

### *Progresses Towards the Guidelines for Evaluating the Strength Against Local Ductile Fracture*

Y. Takahashi (Central Research Institute of Electric Power Industry, chairman of SPN-II Subcommittee, Atomic Energy Research Committee, Japan Welding Engineering Society, Japan)

原子力発電所において、設計を超える様々な荷重を受ける機器の極限強さを評価するためには、機器の延性破壊挙動を評価する必要がある、このような評価を非線形有限要素解析で行う場合、構成式と破壊推定法が重要な役割を果たす。本発表では、前述の認識のもと日本溶接協会の原子力研究委員会に設置された小委員会で取り組んでいる原子力発電所で使用される各種材料の構成式や破壊推定法を含むガイドラインの作成の取組について紹介する。

本研究において、有限要素法を用いた弾塑性解析における評価の信頼性を高めるために弾塑性構成方程式の開発を目的とし、原子力発電所で使用されるフェライト鋼、オーステナイト鋼、ニッケル基合金の材料を対象とし、平滑丸棒の一軸引張試験における全変形範囲について、真応力-真ひずみの関係を記述する式を開発した。また、延性破壊評価において、従来のマイクロボイドの発生、成長、合体を別々に記述する方程式を組み込んだ複雑な GTN モデルではなく、変形挙動に損傷の影響を取り入れ、局所破壊を予測するためのより簡便なアプローチを採用した。これらの手法は、2 種類の環状ノッチ付き丸棒、溝付き板材などの様々な試験片の変形・破壊の評価に適用することに成功した。

### ***Applicability Study on Failure Assessment Diagram of ASME Section XI -Appendix H for Ferritic Nuclear Piping***

H.W. Chou, J.S. Yu and C.C. Huan (Mechanical and System Engineering Program, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

原子力発電所の構造部材の破壊力学解析における、きずのある配管の構造健全性評価については、ASME Section XI Appendix C で規定されている評価手順にある線形弾性破壊力学、弾塑性破壊力学及び極限荷重解析の手法に加えて、2004 年以降の ASME Section XI Appendix H で、原子力配管のきずに対する代替安全評価法として破壊評価図(FAD: Failure Assessment Diagram)が導入され、広く用いられている。

本研究において、ASME コードで提案されている FAD 曲線のフェライト系配管への適用性を検討することを目的とし、有限要素法による弾塑性破壊力学解析を実施し、周方向きずを有するフェライト系配管の様々な荷重条件や形状条件を考慮した特定の J-based FAD 曲線を確立した。

作成した J-based FAD 曲線と ASME Section XI Appendix H で提案されている FAD とを比較することにより、配管の半径対厚さ比ときずの厚さが FAD の適用性に影響を与えるが、亀裂長さの影響は小さいことがわかった。さらに、母材と溶接材の材料特性の FAD への影響についても確認している。

本研究は、FAD を使用する際の参考となり、原子力発電所の配管の健全性を評価するのに役立つと考えられる。

### ***Development of guideline for crack growth analysis method by reference stress***

#### ***– Activities of FDF-II Subcommittee, Atomic Energy Research Committee of JWES –***

M. Takanashi<sup>a</sup>, M. Itatani<sup>b</sup>, M. Nakane<sup>c</sup>, K. Hojo<sup>d</sup>, Y. Takahashi<sup>e</sup> and H. Okada<sup>f</sup>

(<sup>a</sup> IHI Corporation, Japan, <sup>b</sup> Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, Japan

<sup>c</sup> Hitachi-GE Nuclear Energy, Japan, <sup>d</sup> Mitsubishi Heavy Industries, Japan, <sup>e</sup> Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan, <sup>f</sup> Tokyo University of Science, Japan)

日本溶接協会原子力研究委員会の下に組織された FDF-II (Low Cycle Fatigue and Ductile Fracture under Cyclic Loading) 小委員会の活動紹介に関する発表である。

FDF-II 小委員会では、巨大地震によって生じる静的破壊と繰返し荷重下での亀裂進展解析に対する評価手法の整備を進めてきた。その活動の一つとして小規模降伏条件を超えて線形破壊力学による亀裂進展解析法が適用できない条件を想定し、J積分範囲を用いた亀裂進展評価法ガイドライン(案)を作成した。

J積分は、弾塑性応力場における亀裂進展挙動を支配するパラメータであるが、その評価には有限要素解析 (FEA) が必要である。FDF-II 小委員会では、FEA によらない J 積分の簡易評価法として参照応力法に着目した。文献調査を実施し、代表的な構造物である表面亀裂付き平板、周方向貫通亀裂付き円筒、周方向表面亀裂付き円筒、軸方向表面亀裂付き円筒を対象に参照応力式を抽出した。FDF-II 小委員会では FEA も実施し、FEA による J 積分値と、参照応力式から推定した J 積分値を比較した。比較結果に基づき、最適な参照応力式を選定し、亀裂進展評価法ガイドライン(案)をまとめた。

### ***A benchmark elastic-plastic FEM analysis of steel plate and cylinder with a surface flaw for the development of the reference stress method***

S. Tanaka<sup>a</sup> and T.T. Htut<sup>a</sup>, K. Hojo<sup>b</sup>, Y. Wada<sup>c</sup>, M. Obara<sup>c</sup>, R. Yatsuzuka<sup>c</sup>, H. Okada<sup>d</sup>, T. Gouda<sup>d</sup>, Y. Tonbe<sup>d</sup> and T. Nagano<sup>d</sup> (<sup>a</sup> Hiroshima University, Japan, <sup>b</sup> Mitsubishi Heavy Industries, Japan, <sup>c</sup> Kindai University, Japan, <sup>d</sup> Tokyo University of Science, Japan)

前の発表の続きであり、FDF-II 小委員会の活動紹介である。文献調査より得られた参照応力式の妥当性を評価するために、複数機関でベンチマーク解析を行った。発表では表面亀裂付き平板の解析結果の紹介があった。平板の幅、板厚、亀裂のアスペクト比、構成則をパラメータとし、複数機関で J 積分値を比較したところ、要素分割やソルバーの違いにも関わらず、解析結果はよく一致した。また、参照応力式から得られた J 積分値も FEA による J 積分とよく一致し、J 積分の簡易評価法の妥当性が示された。

### ***Very Low Cycle Fatigue Evaluation Methods and Experimental Validation using Piping Elbow Tests***

Y. J. Kim<sup>a</sup>, J. M. Lee<sup>a</sup>, H. S. Song<sup>a</sup>, K. C. Yoo<sup>a</sup>, J. W. Kim<sup>b</sup> and N. C. Park<sup>c</sup>

(<sup>a</sup> Korea University, Republic of Korea, <sup>b</sup> Chosun University, Republic of Korea, <sup>c</sup> Yonsei

University, Republic of Korea)

本研究では、3つのひずみベースの疲労評価法を適用し、動的な繰返し荷重を受けるエルボ試験の破壊サイクルを予測した。塑性ひずみと応力三軸度を計算するために、動的有限要素解析を行い、エルボ試験のシミュレーションを行った。シミュレーション結果は、試験データと全体的に良い一致を示した。このシミュレーション結果をもとに、(1) ASME BPVC Code Case N-900 による評価、(2) ASME BPVC Sec.VIII Div.2 Part 5 による評価、および(3) ボイド成長/収縮モデルによる評価を行い、エルボ試験の疲労寿命を予測した。

Code Case N-900 による評価方法は、3つの方法の中で最も保守的な結果を与えた。Sec.VIII Div.2 Part 5 は、Code Case N-900 と比較すると予測結果は改善されたが、非常に保守的な結果となった。ボイド成長・収縮モデルは、Sec.VIII Div.2 Part 5 よりも正確な予測結果を与えたが、依然として保守的な結果となった。

(文責 藤中、高梨)

## Technical Session 3 : Inspection, Risk & BDBE

原子力発電所の検査、リスク及び設計基準外事象に関して、台湾から 3 件、日本から 2 件の発表があった。

### *Mitigation of failure consequences of BDBE for improving resilience of nuclear plants*

Naoto Kasahara <sup>a</sup>

<sup>a</sup> School of Engineering, The University of Tokyo, Japan

この研究では、設計基準外事象 (BDBE) において、致命的な故障を起こさずに故障の影響を低減する受動的な安全構造を提案している。この受動的な安全構造は、安全への影響が少ない故障モード (変形・小規模のき裂など) を先行させることで、荷重とエネルギーを低減させ、安全機能を喪失するような壊滅的な故障モード (崩壊、破損など) への影響を低減する。

受動的な安全構造の次世代高速炉への応用に関して、設計を上回る高温事故、地震の 2 つの事例の検証試験結果が示されている。まず、高温事故に関しては、高速炉容器において高温条件下ではクリープ変形が先行破壊モードとなり、円筒壁から下部ヘッドに応力が再分配される。下部ヘッドが壊れることなく耐荷重を維持できれば容器は冷却水を長時間維持可能である。この点について座屈試験により下部ヘッドの耐荷重を確認し、高温事故における受動安全型原子炉容器のシナリオを検証している。次に、地震に関しては、原子炉容器の座屈や配管の支持部破壊が先行破壊モードとなり、損傷による形状・拘束条件の変化に伴う固有振動数の低下から、地震荷重の伝達が低減されれば、安定して冷却水を維持することができる。この点について振動試験により、地震荷重の伝達の低減と試験対象の挙動が安定していることを確認し、受動安全型原子炉容器及び配管のシナリオを検証している。

### *Study on Failure Probability of Spent Fuel Pool for Nuclear Power Plants under the Beyond Design Basis Earthquake*

C.H. Chang <sup>a</sup>, C.L. Chung <sup>a</sup>, C.H. Chen <sup>b</sup>, H.W. Chou <sup>a</sup> and C.C. Huang <sup>a</sup>

<sup>a</sup> Mechanical and System Engineering Project, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan, R.O.C.

<sup>b</sup> Nuclear Engineering Division, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan, R.O.C

この研究では、鋼材の破損基準についてこれまでの格納容器解析を参照し、構造解析と確率解析の手法を組み合わせ設計基準越え地震 (BDBE) 下の使用済み燃料プールの破損確率を推定している。また、構造内応答スペクトル (ISRS) の違い、ライナーやコンクリート材料の不確かさ、コンクリート構造の強度や剛性の低下を考慮し、実験計画法 (DOE)、回帰分析、分散分析 (ANOVA) により材料不確かさが塑性ひずみに及ぼす影響について検討している。

BDBE 下での SFP の脆弱性評価では、ライナーの破損確率は 0.33% と低く、この破損確

率は、BDBE 下において、応力状態、解析モデル、材料特性、腐食劣化によるロックダウン要因を考慮した破損基準でも、SFP が依然として高い安全マージンを有することを示している。一方、DOE と ANOVA から、コンクリートの材料不確かさがライナーの有効塑性ひずみに最も大きな影響を与え、ライナーとコンクリートの材料特性の間に非線形性の高い相互作用があると述べている。また、ひび割れによる剛性低下は構造物への地震荷重を大きくし、破壊リスクを上昇させる可能性があると述べている。

### ***Probability Risk Assessment for Single RPV BMN Leakage of the Maanshan Nuclear Power Plant Based on MRP-206***

C.H. Chen <sup>a</sup> and C.C. Chao <sup>a</sup>

<sup>a</sup> Nuclear Engineering Division, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan, R.O.C.

2003 年 4 月にサウス・テキサス・プロジェクト発電所 1 号機 (STP-1) で原子炉圧力容器 (RPV) 底部取付ノズル (BMN) の漏れが発見されて以降、原子力規制委員会 (NRC) と業界は BMN 漏れの問題を検討するための検査を活発に実施し、電力研究所 (EPRI) もライセンス保有者に対して少なくとも 10 年に一度は超音波検査を実施するよう勧告する文書 MRP2004-04 を出している。また 2009 年、EPRI は BMN 検査とリスク評価に関するガイドライン MRP-206 を発行している。このような背景の中、台湾では、馬鞍山原子力発電所 (MNPP) が BMN 超音波検査に直面し、免除申請の準備を進めている。この論文では、MRP-206 に基づき、供用期間中検査 (ISI) を実施せずに、単一の BMN 漏洩の炉心損傷頻度 (CDF) 増分に対処した事例が紹介されている。評価結果については、CDF の増加は約  $1.55E-08/\text{yr}$  であり、非常に小さなリスク変化に相当することが示されている。さらに、BMN イベントの発生頻度については、汎用データが十分保守的でない可能性を考慮した分析を、イベントツリーについては、HHSI または LHSI システムが、RWST から水を取るだけでなく、長期熱除去段階において再循環散布から水を取ることができるため、モデルが過度に保守的にならない可能性を考慮した分析を実施している。結果はそれぞれ  $3.30.E-08/\text{yr}$  と  $2.06E-10/\text{yr}$  であり、どちらも「非常に小さな変化」の定義を満たしていると述べられている。

### ***Development of Diagnosis of defects in Concrete Structures Using Digital Hammering Inspection and AI***

T. Matsunaga <sup>a</sup>, R. Ogawa <sup>a</sup>, M. Sagisaka <sup>a</sup>, Y. Isobe<sup>a</sup>, S. Yoshimura<sup>b</sup> and T. Yamada<sup>b</sup>

<sup>a</sup> Nuclear Fuel Industries, Ltd., Japan

<sup>b</sup> Department of Systems Innovation, School of Engineering, The University of Tokyo, Japan

この論文ではコンクリート構造物の内部空洞を非破壊で検査することを目的とした、センサを用いた打音検査手法 (デジタル打音検査) について述べられている。コンクリート構造物の内部空洞をデジタル打音検査にて評価する場合、内部空洞のあるコンクリートと

そのデジタル打音検査した結果の網羅的なデータベースが必要となる。筆者らは先行研究において内部空洞のあるコンクリートとそのデジタル打音検査結果の対応を実験及びFEM解析により明らかにし、内部空洞のサイズや位置から、コンクリート表面で得られるデジタル打音検査結果を出力する順解析モデルを構築している。本論文では、この順解析モデルで作成したデータベースを機械学習の学習データとして、デジタル打音検査結果からコンクリートの内部空洞を定量評価する逆解析モデルを構築し、評価精度並びにこのデータベースを用いたアプローチの有効性を示している。具体的には、画像認識分野で広く利用されている畳み込みニューラルネットワーク（CNN）を用い、コンクリート表面で実施したデジタル打音検査の結果のマップを入力し、コンクリート内部の空洞位置とサイズを出力するモデルを作成し、結果を検証している。

### ***Preservice Inspection of the Surface Conditions of the Canisters Using Non-Destructive Testing Technique***

H.M. Tung <sup>a</sup>, K.J. Cheng <sup>a</sup>, C.C. Lee <sup>a</sup>, and D.D. Yu <sup>a</sup>

<sup>a</sup> Institute of Nuclear Energy Research, Longtan, Taoyuan, Taiwan, R.O.C.

2025年非核祖国政策に基づき、台湾の3つの原子力発電所はすべて2025年以降廃炉段階に入り、「原子炉施設規制法」により、原子力施設は廃炉後25年以内に解体しなければならない。しかし、台湾では、高レベル放射性廃棄物処分施設の建設見通しが立っていない現状にある。そのため、使用済み燃料は原子力発電所が解体される前にすべて乾式貯蔵システムに移送されることになる。さらに、規制当局は、乾式貯蔵施設の運営許可更新申請において、乾式貯蔵システムの検査を含めるべきと宣言している。

乾式貯蔵システムに必要な検査や関連基準等が記載されたガイドライン Code Case N-860 (N-860)が2020年に発行されており、そのガイドラインに基づいた評価のためのベースライン情報として、キャニスターの使用前検査（PSI）が推奨されており、その検査を実行するための外観検査（VT）が提案されている。本論文では、使用済み燃料を装填する前のキャニスターの表面状態収集のための外観検査手法について提案している。

開発した画像取得、処理、きず検出を含む独自の自動外観検査技術については、今後、人工知能技術を使用した自動補助欠陥識別システムを開発する計画であると述べられている。

（文責 山田、松永）

## Technical Session 4 : Decommission Management

原子力発電所の廃止措置に関して、台湾から 3 件、日本から 1 件の発表があった。

### *Segmentation of the Layers B, C, and D of TRR Removable Upper Bio-shield*

K.J. Cheng<sup>\*a</sup> and C.C. Peng<sup>a</sup>

(<sup>a</sup> Engineering Technology and Facility Operation Division, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan, R.O.C.)

原子力研究所 (INER) が所有する台湾研究炉 (TRR) は、2004 年に廃炉段階に入り、原子炉容器の廃棄物解体が進められている。第一段階は、原子炉容器の上部バイオシールド層 B、C および D を分割し、低レベル放射性廃棄物 (LLW) の指定容器へ収容することである。しかし、バイオシールド層にはわずかな汚染が残っていたため、個人被ばくや環境汚染に対する十分な計画および準備が必要となった。

本報告では、この分割作業の計画および使用された関連装置の設計、分割作業の結果を紹介している。切断方法はダイヤモンドワイヤーソーが採用され、切断パラメータと切断レイアウトが決定された。さらに、バイオシールド層を設置し切断するためのプラットフォームが開発された。2021 年に実作業が完了し、分割された部品は、保管要件を満たすために製作された INER-LRW-C1 LLW Container (C1 コンテナ) 合計 24 個に収められたことを報告した。

### *Development of Equipment for Reduction of Radioactive Waste in the Decommissioning Process at Nuclear Power Plants*

Y. Okada<sup>\*a</sup>, T. Oohira<sup>a</sup>, K. Nakashima<sup>a</sup>, T. Yamazaki<sup>a</sup>, K. Kawamata<sup>a</sup>, K. Konoo<sup>a</sup>,

R. Moriguchi<sup>a</sup>, K. Nishimura<sup>a</sup> and K. Tamura<sup>a</sup>

(<sup>a</sup> Hitachi Plant Construction, Ltd., Japan)

原子力発電所の廃止措置では、解体に伴い多量の廃棄物が発生する。その中には放射性物質の濃度が低い、クリアランス物も含まれる。クリアランス物は搬出するまでに長期間かかり、多くの保管場所が必要なため、クリアランス物の低減が課題となっている。

本報告では、この課題に対して、クリアランス物表面の汚染部位を分離し、残った部位を「NR : Non Radioactive waste」として処理することを検討した。NR ガイドラインに則った汚染部位の切削分離工法を考案し、汚染された切屑の再付着防止機能を有し、鋼板の形状に合わせて切削できる分離装置を開発した。また、日本で廃炉が進められている浜岡原子力発電所 1,2 号機の排気筒解体工事へ本装置を適用し、分離作業を無事完了した。その結果、クリアランス物約 321ton の 91 % を NR 化し、発電所内のクリアランス物を低減させた。

### ***The Proposed Technology Roadmap of Robotics in Nuclear Decommissioning***

K. Ting <sup>\*a</sup>, P. Tsai <sup>b</sup>, X. Lin <sup>c</sup>, Z. Shen <sup>c</sup>, C. Tu <sup>c</sup> and H. Zeng <sup>c</sup>

(<sup>a</sup> Department of Chemical and Materials Engineering, Lunghwa Univ. of Sci. and Tech., Taiwan, <sup>b</sup> Department of Business Administration, National Formosa University, Taiwan, <sup>c</sup> Department of Mechanical Engineering, Lunghwa Univ. of Sci. and Tech., Taiwan)

廃炉市場は世界的に拡大しており、2040年には約400基のプラントが廃止されると予想されている。スリーマイル事故を皮切りにロボットが原子力分野で活用され始めたが、原子力特有の保守的な規制により、保守分野へのロボットの適用範囲は限定的である。廃炉分野はロボットを活用する良い機会であり、英国では既に多額の予算を投じて議論が始まっている。

本報では、台湾の原子力プラントの廃炉作業へのロボット適用性に関する技術マップを作成した。台湾では、製造や物流など他の分野で既にロボティクスの実績がある。それらを基に、今後数年間に開発が期待されるロボットの製品や技術、また、それに必要な開発技術のニーズを把握することが出来る技術マップとしたことで、廃炉に参画する企業に方向性を示すことができると紹介している。

### ***Life Evaluation of Key Chip Component with Random Defects for Decommissioning Robots***

S.R. Lin <sup>a</sup>, W.F. Wu <sup>b</sup>, H.W. Chou <sup>\*a</sup> and C.C. Huang <sup>a</sup>

(<sup>a</sup> Mechanical and System Engineering Program/ Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan, R.O.C., <sup>b</sup> Department of Mechanical Engineering and Institute of Industrial Engineering, National Taiwan University, Taiwan, R.O.C.)

廃炉ロボットに求められる主な機能は、オペレータが作業できないような高線量環境下で現場の実態を調査する事である。高線量下において、期待する機能を正常に実行できるかは廃炉工程上重要であり、その鍵となるのが半導体素子である。

本報では、ファンアウト・ウェハー・レベル・パッケージング (FO-WLP) を対象に、製造時の仮想欠陥をボールグリッドアレイ (BGA) のハンダに想定し、熱サイクルによる疲労に起因する寿命評価を実施した。既往知見では、単一欠陥、欠陥位置を限定して評価していたが、本報ではFO-WLP全体をモデル化、欠陥サイズ、分布を任意に設定して評価している。評価結果は、既往評価よりわずかに保守的な結果であり、半導体素子の疲労寿命を評価することが可能であるとしている。

(文責 岡田、大城戸)

## Technical Session 5 : Materials & Fabrication

原子炉構造物の健全性評価および時効劣化に関連して、韓国から 3 件、台湾から 2 件、日本から 1 件の発表があった。

### *An Enhanced J-Estimation Scheme for Circumferential Surface Cracked Pipes Based on Energy Equivalence Assumption Considering Radial and Circumferential Direction Crack Growth*

S.H. Park and J.I. Kim (Doosan Enerbility Co., Ltd., Korea), S. Lee (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea), F.W. Brust (Engineering Mechanics Corporation of Columbus, USA), N.S. Huh (Seoul National University of Science and Technology, Korea) and J.S. Kim (Sejong University, Korea)

本研究では、エネルギー等価仮定に基づいて、曲げモーメントを受ける円周方向表面亀裂を有する配管の弾塑性 J 推定スキームを提案している。配管の表面亀裂部分について、同等の剛性を持つように板厚を減じた配管部分に置き換え、半径方向と円周方向の両方の亀裂進展を考慮した J 積分解を導出するとともに、既存の J 推定方式で考慮されていない円周方向の表面亀裂を有する溶接配管に対する J 推定スキームを提示した。提案した手法の有効性と精度を確認するために、表面亀裂を有する配管の形状変数と歪み硬化について曲げモーメントに応じた J 積分を算出し、FE 解析の結果と比較した。

その結果、表面亀裂を有する均質な配管の場合、提案手法は FE 結果を保守側に良くシミュレートした。一方、同じ条件下で、既存の J 推定手法では、FE 結果よりも J 積分を非保守側に計算した。比較による検討から、周方向表面亀裂の弾塑性 J 積分解を導くためには、半径方向の亀裂進展だけでなく、周方向の亀裂進展も考慮する必要があることが確認された。また、表面亀裂を有する溶接配管の場合、負荷モーメントが限界モーメント以下であれば、提案した J 推定スキームは FE 結果を保守側に予測したが、適用モーメントが限界モーメントより大きい場合、提案した J 推定スキームは J 積分を FE 結果より小さく予測する場があった。

### *Prediction of Charpy Absorbed Energy Using Approximation Curve Based on Neural Network*

H. Murakami, S. Okano and M. Mochizuki (Osaka University, Japan)

本研究では、様々な材料の靱性を予測・評価するために、ニューラルネットワークを用いて構造用鋼のシャルピー吸収エネルギーの予測モデルを開発している。機械学習モデルの予測精度を向上させるために、実験値を直接使わず、実験値に基づく吸収エネルギーの近似曲線から得られたデータを使用した。

開発した吸収エネルギーの予測モデルは、試験データに対して良好な予測精度を示し、構造用鋼の吸収エネルギーが化学組成、温度、試験片切断方向の関数として推定できることが示された。また、提案モデルで得られた吸収エネルギーと化学組成の関係を調べたところ、従来の知見と概ね一致しており、開発したモデルは、指導で使用されていない材料 SS400 に対しても良好な予測精度を示し、未知の材料に対する吸収エネルギーの予測に有効であることが示された。このように、近似曲線に基づくデータを利用する本研究の提案手法を用いることで、測定データ数を増やすことなく、予測精度を向上させることが可能である。

### ***A Comparative Study of Long-Term Thermal Ageing Behavior of E308 and ER316L Austenitic Stainless Steel Welds***

S. Mehboob (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea), B.S. Kong (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea Institute of Nuclear Safety, Korea) and C. Jang (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea)

本研究では、E308（溶接法；SMAW）と ER316L（溶接法；GTAW）の 2 種類のオーステナイト系ステンレス鋼溶接部の組織変化と機械的性質に及ぼす熱時効の影響を比較、検討している。両材料には、軽水炉運転時の熱時効脆化を模擬して 400°C で 30,000 時間までの熱時効処理を施した。機械的性質の変化は、時効溶接部のナノピラー圧縮試験と引張試験を用いて評価した。

その結果、ER316L 溶接部では、熱時効初期にフェライトにスピノーダル分解によるナノスケールの相分離と G 相の形成が観察された。一方、E308 溶接部では、20,000 時間の熱時効までスピノーダル分解のみ観察された。しかし、30,000 時間熱時効の E308 溶接部では G 相も観察された。このように、熱時効によるスピノーダル分解と G 相の形成は、ER316L 溶接部の方が E308 溶接部よりはるかに速いことが示された。また、ER316L の Ni と Mo の添加は、相分離と G 相の形成の促進に寄与しており、このような組織変化は  $\delta$  フェライトの硬化に寄与し、オーステナイト系ステンレス鋼溶接部の強化につながるものである。

### ***A Feasible Study of the Thermal Embrittlement Effect on the Cast Austenitic Stainless Steel Piping at PWR Nuclear Power Plant in Taiwan***

T.L. Kuo, Y.C. Li, C.W. Fan and Y.M. Ho (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), Y.C. Hsieh and H.J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan)

本研究では、250°C を超える原子力構造物環境下において、鑄造オーステナイト系ステンレス鋼配管に熱脆化の懸念が指摘されていることから、台湾の PWR 原子力発電所の一次冷却水配管の熱脆化に関して検討した。

検討の結果、配管の図面や仕様書、品質文書などを調査し、台湾の PWR 原子力発電所では 1 号機、2 号機ともに 30 本の配管が鑄造オーステナイト系ステンレス鋼で構成されている

ることを確認している。さらに、熱脆化の懸念の高い配管に関しては飽和 J-R 曲線に基づいて、亀裂が 2.5mm 進展した時点での延性亀裂進展抵抗である  $J_{2.5}$  を計算した。その結果、1号機および2号機の鋳造オーステナイト系ステンレス鋼配管は、室温および 290~320°C の温度における飽和破壊靱性が、いずれも閾値である 255 kJ/m<sup>2</sup> より高い値であったため、この研究で対象とした鋳造オーステナイト系ステンレス鋼配管は熱脆化に至ることはない結論付けている。

### ***Integrity Assessment of RVIs Subjected to Multiple Age-Related Degradation Mechanisms***

J.M. Jyung, J.M. Sim and Y.S. Chang (Kyung Hee University, Korea) and S.J. Oh (Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD, Korea)

本研究では、高温・中性子照射環境に晒される原子炉炉内構造物 (RVI) の健全性評価手法として米国 EPRI などが開発されている材料信頼性評価プログラム (MRP) を派生させた手法により経年劣化のメカニズムについて検討している。著者らが開発したユーザーサブルーチンを用いて2つの代表的な PWR 炉型を対象として照射脆化や照射誘起クリープを考慮可能な有限要素解析を実施し、ガンマ線加熱による温度分布や、それに伴う応力やひずみの挙動を確認した。

ガンマ線加熱による熱伝導解析の結果、ケース3 (1000MWe の B 型炉のバッフルフォーマーボルト (BFB)) のアウトイン負荷パターンの燃料サイクル終了時で最高温度 465°C が算出された。また、最大累積中性子線量は、炉心に近い第5 バッフルにおいて 64dpa であった。その他の照射誘起クリープひずみ、ボイドひずみ、ミーゼス応力、IASCC 比の最大値に関してもケース3で最も大きな値が見受けられた。これは BFB が A 型炉の熔融炉心シュラウドアセンブリのシュラウドプレートよりも脆弱であることを意味している。検討結果より、照射の影響が応力とひずみと亀裂感度パラメータによって定量化できた。

### ***Dynamic Strain Aging Phenomena and Tensile Response of Nickel-based Superalloy Haynes 282 at 400° C-600° C***

K.C. Lan (Institute of Nuclear Engineering and Science, Department of Engineering and System Science, National Tsing Hua University, Taiwan) and H.M. Tung ( INER, Taiwan)

本研究では、米国ヘインズ・インターナショナル社が開発したニッケル基超合金 Haynes 282 (760°C、10万時間のクリープ実験で破壊強度 100MPa 超) に着目した検討を行っている。Haynes 282 は、その優れた高温性能により、先進超臨界圧石炭火力発電システムの構造材料の候補となっているものの、高温でのひずみ局在化を引き起こし、機械的特性を損なう可能性のある動的ひずみ時効が懸念されていることから、Haynes 282 が、高温において動的ひずみ時効現象が生じるかどうかについて検討するため、400°C、500°C、600°C の温度における引張試験を実施した。

その結果、ニッケル基超合金 Haynes 282 の 400°C、500°C、600°C における引張強度特性

として、引張強度は 1050 MPa 以上であり、破断ひずみは 25%以上であった。なお、室温における引張強度は 1217 MPa であった。破面観察の結果、400°C、500°C、600°Cにおいては延性破壊と脆性破壊が混在していることが確認された。400°Cと 500°Cの引張試験結果から、動的ひずみ時効の影響と考えられる鋸歯状の負荷現象が見られたが、600°Cでは見られなかった。

(文責 伊藤, 村上)

### 3. テクニカルツアー

ワークショップの前日となる2023年4月12(水)の午後、テクニカルツアーとして、金沢にある兼六園、国立工芸館、およびひがし茶屋街を訪問した。ツアーにはワークショップへの参加者の約8割にあたる40名が参加した。

桜の見頃を過ぎていたが、新緑の季節を迎えた兼六園の中を、園の特徴や歴史を織り交ぜたガイドに耳を傾けつつ散策した。散策の間も、5年ぶりに再会した参加者同士でコロナ禍での状況や近況を伝え合う姿が見られ、コミュニケーションの円滑化に繋がった。

また、国立工芸館では、アニメの人気キャラクターであるポケモンを題材にした展覧会が開催されており、人間国宝から注目の若手まで、多くのアーティストによるアイデアに富んだ作品を楽しむ機会を得た。世界的に有名なアニメであることもあって、海外からの参加者も興味深く作品を鑑賞すると共に、作品の写真は何枚も撮る参加者もいたようである。さらに、重要伝統的建造物群保存地区に指定されているひがし茶屋街では、金沢の伝統工芸である金箔貼り体験の他、石畳の道や昔ながらの情緒ある町家を見学し、200年前の江戸時代から続く日本の伝統文化の一端に触れる経験となった。

今回のテクニカルツアーでは、工芸館で最先端の文化と伝統工芸との融合を目の当たりにし、また細部までこだわった木虫籠(きむすこ)と呼ばれる狭い出格子が続く美しいひがし東茶街並みの見学を通じて、丁寧かつ緻密なモノづくりが古くから日本で行われてきたことが伺えた。また海外参加者には、こういった伝統文化の上に、低コスト/高品質を実現する現代日本の高度なモノづくりが築かれていることを理解頂けたのではないかと考える。

(文責 中根)

#### 4. むすび

前回の ASINCO ワークショップが一年延期の末オンラインで開催されたため、実に 5 年ぶりの対面開催を果たすことができた。原子力機器の健全性に関わる幅広い分野からキーノートセッションを含めて 30 件の講演発表があり、活発な議論が行われた。特に今回は日本溶接協会原子力研究委員会傘下の小委員会を通じて論文募集を行ったことを受けて、我が国からの講演発表は従来にも増して時宜を得た最新の課題にスポットを当てたものが多かったようである。日本からの講演者はいずれも周到な事前準備の下に講演発表に臨まれた様子がかがわれ、活発な質疑応答の呼び水になっていただけた。また、本会議のみならずウェルカムパーティーやバンケットの場において参加者のみなさんに積極的に交歓を図っていただき、国境と世代を超えた人的交流を大いに深めることができた。今回のワークショップで、Face to Face のコミュニケーションが研究開発活動の大きな原動力になることを改めて実感するとともに、胸襟を開いて率直な意見交換が行えるという ASINCO の伝統を今後とも継承していけるものと意を強くした次第である。

ワークショップに先立ち各国代表による運営委員会が開催され、本ワークショップで優れた講演をピックアップして International Journal of Pressure Vessels and Piping の特集号を組んで投稿すること、次回ワークショップを 2025 年に台湾で開催することが決定された。

最後に、産学官からの全ての参加者と発表者、およびワークショップの開催にあたり財政面および事務運営面から全面的に支援をいただいた日本溶接協会原子力研究委員会ならびに企画検討会の諸氏に心より感謝を申し上げる。

(文責 三浦)

## 5. 発表論文

発表論文の全文は CD-ROM に収めた。



