

第15回 原子力機器健全性国際ワークショップ報告書

The 15th International Workshop
on the Integrity of Nuclear Components

April 16~18, 2025
Hotel Tainan,
Tainan, Taiwan

2025年 6月

一般社団法人 日本溶接協会
原子力研究委員会



ワークショップ会場



テクニカルツアー



テクニカルツアー



バンケット



ワークショップ会場



日本からの参加者 懇親会

はじめに

本報告書は、2025年4月16～18日にかけて開催された、第15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回では台湾からの参加者を迎え、1998年4月に東京大学山上会館で開催された。第3回は2000年10月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月に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月に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2018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月に成功裡にワークショップを終えることができた。2023年4月には第14回のワークショップを実に5年ぶりの対面での開催を果たすことができた。

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14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。
(<https://www.sciencedirect.com/special-issue/10GB7JCBX5L>)

今般開催された第15回ワークショップでは、カーボンニュートラルに向けた国際的な取り組み、最先端の ICT の活用を視野に入れ、「Innovation, Envision and Future for Nuclear Power」をテーマに掲げて、基調講演3件を含む計31件の講演発表がなされた。

(文責 三浦)

Program of Technical Sessions

April 17 (Thursday), 2025

Room: [Internation Hall I \(7F\)](#)

	8:00-8:30	Registration
	8:30-8:40	Opening Address (Dr. Hsoun-Wei Chou, NARI, Taiwan)
	8:40-10:10	Keynote Session (Chair: Dr. Chin-Cheng Huang, NARI, Taiwan)
K-1	8:40-9:10	Revitalizing Korea's Nuclear Power: Challenges, Innovations and Future Prof. Yoon-Suk Chang (Department of Nuclear Engineering, Kyung Hee University, Korea)
K-2	9:10-9:40	Exploring the Technological Developments and Challenges of Nuclear Decommissioning from the Perspective of Industry 5.0 Emeritus Prof. Kuen Ting (Department of Mechanical Engineering, Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)
K-3	9:40-10:10	Nuclear Energy and Integrated Transition towards Carbon Neutral and Resilient Society Emeritus Prof. Shinobu Yoshimura (Atomic Energy Research Committee, The Japan Welding Engineering Society, Japan)
	10:10-10:30	Break (20 min.) & Taking Group Photo
	10:30-12:30	Technical Session 1: Fracture Mechanics & Fatigue (Chair: M. Mochizuki (Japan); Co-chair: B. Y. Chen(Taiwan))
1-1	10:30-10:50	A Benchmark Elastic-Plastic Finite Element Analysis of Plate With a Surface Crack Under Bending Load for the Development of the Reference Stress Method T. T. Htut, S. Tanaka (Hiroshima University, Japan), S. Hasunuma (Aoyama Gakuin University, Japan), A. Takahashi (Tokyo University of Science, Japan), M. Itatani (Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, Japan) and H. Okada(Tokyo University of Science, Japan)
1-2	10:50-11:10	Simplified Prediction Model of Thermal aging Effect on Fracture for Cracked Cast Austenitic Stainless Steel Components E. K. Park, Y. J. Kim (Korea University, Korea) and D. J. Shim (Electric Power Research Institute, U. S.)
1-3	11:10-11:30	J-Integral Using the Reference Stress Method for a Pipe with a Circumferential Flaw Under Bending S. Kumagai and K. Hojo (Mitsubishi Heavy Industries Ltd., Japan)

- 1-1 11:30-11:50 **Vibration Measurement and Analysis for Pipeline in Main Steam System**
T. L. Kuo, Y. L. Tsai and S. N. Lin (ITRI, Taiwan)
- 1-2 11:50-12:10 **Rupture Frequencies Estimations for Nuclear Piping for Determining Transition Break Size**
S. J. Yoon, N. S. Huh (Seoul National University of Science and Technology, Korea) and J. S. Kim (Sejong University, Korea)
- 1-3 12:10-12:30 **Prediction of Stress Intensity Factors for Reactor Pressure Vessel Nozzles Using Support Vector Regression**
C. H. Lee and H. W. Chou (NARI, Taiwan)

12:30-13:30 Lunch (60 min.)

**13:30-15:30 Technical Session 2: Material & Fabrication
(Chair: J. M. Kim (Korea); Co-chair: Y. Y. Shen (Taiwan))**

- 2-1 13:30-13:50 **Effect of Peening on Material Characteristics of Alloy 600**
E. S. Yun (Central Research Institute, Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD., Korea), B. Bai and C. B. Bahn (Pusan Nation University, Korea)
- 2-2 13:50-14:10 **J-R Curve Evaluation using Mini-C(T) Specimen and Its Specimen Size Effect**
T. Shinko, N. Miura and M. Nagai (CRIEPI, Japan)
- 2-3 14:10-14:30 **A Study on Tribological Behavior of Hydrided Zircaloy-4**
K. C. Lan, J. X. Lin and Y. T. Chen (National Tsing Hua University, Taiwan)
- 2-4 14:30-14:50 **Identification of Material Parameters of the Shear-Modified GTN Model and Improvement in Reproducibility of Pure Shear Fracture**
K. Yashirodai and M. Nakane (Hitachi Energy, Japan)
- 2-5 14:50-15:10 **Characterization of Electron-Beam Weld of XM-19 Stainless Steel – Microstructure and Corrosion Resistance**
Y. J. Kweon, H. D. Kim and C. Jang (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea)

15:10-15:30 Break (20 min.)

**15:30-17:50 Technical Session 3: Seismic, BDBE & Risk Assessment
(Chair: T. K. Song (Korea); Co-chair: T. L. Kuo (Taiwan))**

- 3-1 15:30-15:50 **Study on Passive Safety Structures for Beyond Design Basis Events**
N. Kasahara (The University of Tokyo, Japan)
- 3-2 15:50-16:10 **Evaluation of the Seismic Behavior of Spent Fuel Pool with Fluid-Structure Interaction Analysis**
Y. Y. Shen, C. C. Chang, H. W. Chou and C. C. Huang (NARI, Taiwan)
- 3-3 16:10-16:30 **Integrity of a Transport Cask and SNF Cladding under Postulated Explosive Scenarios**
Y. G. Shin and Y. S. Chang (Kyung Hee University, Korea)

- 3-1 16:30-16:50 **Safety Assessment of Existing Nuclear Power Plants Subjected to Wind-Borne Missile Impact of Wind Turbine blades**
T. Y. Fan, C. Y. Lin, H. W. Chou and C. C. Huang (NARI, Taiwan)
- 3-2 16:50-17:10 **A Failure Probability Calculation Method for Steam Generator Tube with Local Wall-Thinning**
Y. Yamaguchi and A. Mano (JAEA, Japan)
- 3-3 17:10-17:30 **Technical Issues and Practical Solutions Regarding Crediting FLEX Strategy in PRA**
C. C. Chao and C. Y. Hsia (NARI, Taiwan)
- 3-4 17:30-17:50 **Structural Analysis and Reliability Assessment of Welded Helical Tube for SMR Steam Generator**
J. I. Kim, M. K. Cho and J. C. Kim (Doosan Enerbility, Korea)
- 18:30-20:00 **Banquet (2F-Pearl Hall)**

April 18 (Friday), 2025

Room: Internation Hall I (7F)

8:00-8:30		Registration
8:30-10:10		Technical Session 4: Operation & Decommission (Chair: E. Yun (Korea); Co-chair: K. J. Cheng (Taiwan))
4-1	8:30-8:50	Exploring Digital Twin Applications in Nuclear Decommissioning and Developing related Safety Review Guidelines Using Large Language Models C. Y. Shen (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), C. Y. Tu (Asia University, Taiwan), K. Ting, S. C. Yeh and H. Y. Lin (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)
4-2	8:50-9:10	Development of High Payload C1 Container K. J. Cheng, C. H. Lee, C. C. Peng and C. K. Chen (NARI, Taiwan)
4-3	9:10-9:30	Regulatory Framework for Long-Term Operation and Review Experience for Reactor Vessel and Pressure Tube in South Korea T. K. Song and K. Y. Roh (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)
4-4	9:30-9:50	The Engineering Developments of the Dry Cask Storage Facility Y. C. Li, Z. Y. Hung, H. P. Chang (ITRI, Taiwan.) ,C. W. Yang and K. J. Cheng (NARI, Taiwan)
4-5	9:50-10:10	Analysis of Maintenance and Management Mechanisms for Heat Exchanger Tubes in the Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System During the Transitional Phase of Decommissioning Nuclear Power Plant S. R. Lin, H. C. Lin and C. C. Huang (NARI, Taiwan)
10:10-10:30		Break
10:30-12:10		Technical Session 5: NDE & Inspection Relate Technology (Chair: H. Okada (Japan); Co-chair: K. C. Lan (Taiwan))
5-1	10:30-10:50	A Study on the Method for Deriving Mechanical Properties of Reactor Pressure Vessel Steel Using Small Punch Test S. Hong, J. M. Kim and M. C. Kim (KAERI, Korea)
5-2	10:50-11:10	Deployment of Absolute Recordable Manual Ultrasonic Testing System (ARMUT system) T. Hamano, S. Takahashi, E. Shiina and R. Horikoshi (IHI Corp., Japan)
5-3	11:10-11:30	The Radiation Shielding of Projection X-ray Microscope and Transmission X-ray Microscope at Taiwan Photon Source B. Y. Chen, C. C. Chiu, P. J. Wen, C. C. Liu, A. Y. Chen, M. H. Lee, M. Y. Hsu, Y. S. Tseng, Y. F. Song, C. Y. Lee, H. C. Chan, T. Y. Chen, S. P. Kao and G. C. Yin (National Synchrotron Radiation Research Center, Taiwan)
5-4	11:30-11:50	A Study on FCN-Based Diagnosis of Electric Potential Signals for Detecting Coating Flaws in Buried Pipes

S. J. Cho and Y. J. Oh (KEPCO Engineering & Construction company, Korea)

5-5 11:50-12:10 **Influence of Airflow on Aerosol Dynamics in a Scale Model Ventilated Chamber:
Validation of the Well-Mixing Model for Nuclear Applications**

C. K. Chen, S. W. Chen (National Tsing Hua University, Taiwan), K. J. Cheng (NARI, Taiwan) and C. H. Huang (Chung Yuan Christian University)

12:10-12:30 Closing Address (Dr. Hsoun-Wei Chou, NARI, Taiwan)

12:30-13:30 Lunch (1F - Jade Room)

13:30- Adjourn

Organizing Committee

Chairman

Dr. Hsoun-Wei Chou (NARI, Taiwan)

Senior Advisory Members

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

Dr. Young-Hwan Choi (BEE Solutions, Korea)

Prof. Kuen Ting (Lunghwa Univ., Taiwan)

Prof. Genki Yagawa (NSRA, Japan)

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

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

Steering Committee Members

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

Dr. Tae-Kwang Song (KINS, Korea)

Dr. Chin Cheng Huang (NARI, Taiwan)

Dr. Li-Hua Wang (ITRI, Taiwan)

Dr. Jien Jong Chen (NARI, Taiwan)

Dr. Naoki Miura (CRIEPI, Japan)

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 : Innovation, Envision and Future for Nuclear Power	3
Technical Session 1 : Fracture Mechanics & Fatigue	6
Technical Session 2 : Material & Fabrication	10
Technical Session 3 : Seismic, BDBE & Risk Assessment	13
Technical Session 4 : Operation & Decommission	17
Technical Session 5 : NDE & Inspection Relate Technology	20
3. テクニカルツアー	23
4. むすび	24
5. 発表論文	25

1. ワークショップの全体概要

今回で第15回目を迎えたASINCO-15は、台湾の台南市にある台南ホテルで開催された。台湾での開催は、第3回の桃園市に始まり、墾丁市、高雄市、花蓮市に続く5回目である。前回のASINCO-14は日本が主催国となり金沢で開催された。COVID-19の感染拡大が落ち着き始めた頃で、渡航制限も解除されたことから完全対面での開催であったが、感染リスクについて最大限の注意を払いながらの会議となった。しかし今回は感染のリスクもなくなったことから、ASINCO-15は従来のASINCOの雰囲気に戻り、和やかかつ活発な議論が交わされた。

ASINCO-15では‘Innovation, Envision and Future for Nuclear Power’を副題に掲げ、Keynoteを含む6つのセッションに分かれて発表が行われた。各セッションのタイトルは以下のとおりである。

- セッション 1 : Keynote Session
- セッション 2 : Fracture Mechanics & Fatigue
- セッション 3 : Material & Fabrication
- セッション 4 : Seismic, BDBE & Risk Assessment
- セッション 5 : Operation & Decommission
- セッション 6 : NDE & Inspection Relate Technology

Opening RemarksとしてDr. Hsoun-Wei Chou(NARI、台湾) ASINCO-15の議長から開会の挨拶があった後、韓国のYoon-Suk Chang教授、台湾のKuen Ting名誉教授および吉村名誉教授からKeynoteスピーチがあった。その後、テクニカルセッションでは合計28件の講演発表があった。内訳は日本から7件、韓国から9件、台湾から12件であった。

テクニカルセッションでの日本からの発表者(敬称略)は、笠原(東京大学)、田中(鹿児島大)、山口(日本原子力研究開発機構)、信耕(電力中央研究所)、濱野(IHI)、八代醜(日立)、熊谷(三菱重工)の7名である。

この他、日本からは一般参加として岡田(東京理科大学)、企画検討会から望月(大阪大学)、会議運営のサポート等として事務局から佐々木(日本溶接協会)、国際研究連絡小委員会から三浦(電力中央研究所)、中根(日立GE)の2名が参加した。

また、韓国からは9名程度、台湾からは24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、質疑応答も活発に行われ盛況であった。

テクニカルセッションでは、日本から原子力研究小委員会傘下の委員会で取組まれている参照応力法によるJ積分評価や延性破壊に関連する研究成果が発表された。また、BDBE時のパッシブセーフティ構造や蒸気発生器管の減肉に対するリスク評価、ミニ

C(T)試験片を用いたJ-Rカーブの検討、記録性能を向上させた超音波検査法等の研究について発表があった。

前回金沢で実施したASINCO-14では、Welcome DinnerやBanquetの際の席順の指定に工夫を凝らしたが、今回の台湾でも、主催者の配慮で国だけでなく、若手とベテランがバランスよく混じりあうよう座席の指定があり、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。これによりお互いの顔と名前を知ることができ、ワークショップでのQ&Aが活発になったことはもちろん、その他の場面でも各国の参加者が積極的にコミュニケーションをとりお互いの関係強化を図ることができたワークショップとなった。

クロージングセッションでは、ASINCO-15議長であるDr. Hsoun-Wei ChouよりASINCO-15が実り多いワークショップとなったことに対する感謝の言葉が述べられるとともに、次回のASINCO-16の開催国である韓国のYoon-Suk Chang教授から、開催地として韓国東部の都市を含め3つの候補地を検討していることが述べられ、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、各国からの講演のうち学術的価値の高い論文12件程度をInternational Journal of Pressure Vessels and Piping の特集号に投稿することで活動を推進することとした。

(文責 中根)

2. 原子力機器健全性ワークショップの概要

Keynote Session : Innovation, Envision and Future for Nuclear Power

ASINCO-15のテーマである「Innovation, Envision and Future for Nuclear Power」に関し、韓国、台湾、日本の代表から各国の状況について以下(1)～(3)の発表があった。

(1) *Revitalizing Korea's Nuclear Power: Challenges, Innovations and Future*

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

韓国における原子力発電の現状と課題、技術革新の進展、および将来展望について包括的な分析と報告がなされた。韓国では現在26基が運転中、2基が建設中、2基が廃炉の準備中である。

原子力安全と規制の強化：原子力発電所のシビアアクシデントへの備えとして、安全管理のための政策が進められている。事故管理に関する法整備を経て、KHNP (Korea Hydro & Nuclear Power) が28基の原子炉に対する事故管理計画を提出しており、KINS (Korea Institute of Nuclear Safety) による検証、NSCC (Nuclear Safety and Security Commission) によるレビューが進行中である。

長期運転と使用済み燃料管理：韓国では10基が2030年までに設計寿命を迎えることから、米国のライセンスリニューアル、IAEAのPSR (Periodic Safety Review) を範とする制度整備が進められている。使用済み燃料の発電所での貯蔵は逼迫しつつあり、恒久処分施設の確保が急務とされている。高レベル放射性廃棄物管理のための法律が本年制定された。

次世代原子炉と革新技术：次世代原子炉は、韓国政府の国家戦略技術の一つに位置付けられており、特にi-SMRと称する革新型SMRの開発では2028年の設計承認を目指している。また、核融合技術の実用化に向けたKSTARプロジェクトの進展や、部材の強度・破損挙動の評価においても多様な試験と解析が実施されている。米国DOEのARDP

(Advanced Reactor Demonstration Program) に倣いK-ARDPが始動し、民間主導の新たなエネルギー市場の創出が模索されている。

人材育成と社会的合意形成：2030年までに4,500名の原子力人材が不足すると予測されており、産学官の連携による教育強化が急務とされている。地域との信頼醸成には情報公開と専門家への信頼が不可欠であるが、2017年の新古里5、6号建設再開に関する国民討論会では最終的に過半数の支持を得るなど、合意形成の成功例もある。

結論と展望：韓国は地理的制約、エネルギー資源の乏しさ、輸出依存経済という条件から、安定的な電源としての原子力の重要性が高い。カーボンニュートラル達成には、安全性と経済性を両立した原子力の最適化が求められる。設計から廃止措置までを包括する技術力と制度整備、ICTと融合した新技術の導入、そして国際協調による規制整備が今後の鍵となる。

(文責 三浦)

(2) Exploring the Technological Developments and Challenges of Nuclear Decommissioning from the Perspective of Industry 5.0

Emeritus Prof. Kuen Ting

(Department of Mechanical Engineering, Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)

2025年1月現在、世界で417基の原子炉が稼働し、うち67% (280基) は30年以上、39% は40年以上運転されている。廃炉が進む中、現在213基の原子炉はすでに停止し、廃炉を待つか廃炉過程にある原子炉は依然として90%以上を占め、これにより原子力廃炉市場の成長が加速している。2022年に廃炉技術の進展を目指し、新技術の導入を進めるためのプログラムをIAEAが開始した。このプログラムでは、人工知能や自動化技術、3Dモデリング、仮想現実 (VR)、拡張現実 (AR) などを活用し、廃炉プロセスの効率性と安全性の向上を目指している。また、英国のセラフィールド原子力施設では、密集地域での複数施設の廃炉を進めるために、独自のデジタル技術やロボット技術を開発した。これらの技術は、インダストリー4.0で進められているサイバー・フィジカル・システム (CPS) に相当し、デジタルツイン技術やIoT、AI、機械学習などが統合されている。インダストリー4.0は、物理モデルと仮想モデルを統合し、効率を高めることを目指した技術革命であり、廃炉作業の効率性や安全性の向上も期待されている。

2021年に発表されたインダストリー5.0は、持続可能性や人間を中心とした新たな革命で、人間と機械の協働を推進し、社会や地球の持続可能な発展を目指している。製造業やエネルギーマネジメント、ヘルスケア、農業など多岐にわたる分野に応用されているが、原子力廃炉への適用についてまだ少ない。

本発表では、インダストリー5.0の視点から原子力の廃炉を考察している。インダストリー5.0の技術は、作業員の安全や能力開発、メンタルヘルスを重視し、技術と人間性の協調によって廃炉時の安全性、柔軟性、危機対応能力を高めることが可能である。特に、デジタルツイン技術は、詳細な廃炉計画や環境影響評価により、廃炉プロセスにおける環境基準の準拠に有効である。また、廃炉作業の効率性、安全性、環境持続可能性の向上に寄与し、労働者の権利を守りながら技術革新を促進することができる。ネット・ゼロ・エミッションやエネルギー転換が進む中、原子力廃炉は重要な課題であり、インダストリー5.0の技術は廃炉作業の将来をよりスマートで持続可能なものにする可能性を秘めている。

(文責 中根)

(3) Nuclear Energy and Integrated Transition towards Carbon Neutral and Resilient Society

Emeritus Prof. Shinobu Yoshimura

(Atomic Energy Research Committee, The Japan Welding Engineering Society, Energy Project of Hitachi-UTokyo Laboratory, The University of Tokyo)

各国がカーボンニュートラル社会の実現を目指して政策を推進する中、日本はグリーン成長戦略を掲げ、2050年までのネットゼロ達成を目指している。直近の課題としては、再生可能エネルギーの拡大に伴い需要供給の不均衡が発生しているほか、AI技術の進展により、日本でも電力需要が急増することが予測されており、これに対応するための電力供給体制の強化が必要となっている。Hitachi-U Tokyo Laboratoryは、このよう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。日本の風力発電は、特有の気象条件である台風による影響が大きく、耐久性の向上やコスト削減が求められている。一方、世界的なエネルギー市場に影響を及ぼしたロシアによるウクライナ侵攻では、天然ガスや石炭の価格が急騰し、日本を含む各国が戦略の見直しを迫られている。このような背景の中で、今年政府によって「第7次エネルギー基本計画」が策定された。本計画では、第6次計画に記載されていた「原子力発電の依存度を可能な限り低減する」という文言が削除される一方で、2040年までに3GW以上の軽水炉が60年の運転期間を迎える予定であるにもかかわらず、新規設置や代替に関する具体的な記載はなく、「供給能力の大幅な喪失への対応を進める」とのみ記載されている。そのほか日本の次世代革新型原子炉の研究開発や軽水炉再稼働状況などの紹介がされた。また、日本における確率論的破壊力学 (PFM) の普及に向けては、計算された確率値の工学的解釈・妥当性確認に関する課題、解析手法の標準化、実際のデータの収集と活用が課題となっていることについて紹介された。

(文責 濱野)

Technical Session 1 : Fracture Mechanics & Fatigue

破壊力学と疲労に関するセッションとして、台湾から2件、韓国から2件、日本から2件の発表があった。

A Benchmark Elastic-Plastic Finite Element Analysis of Plate with a Surface Crack Under Bending Load for the Development of the Reference Stress Method

T. T. Htut, S. Tanaka (Hiroshima University, Japan), S. Hasunuma (Aoyama Gakuin University, Japan), A. Takahashi (Tokyo University of Science, Japan), M. Itatani (Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, Japan) and H. Okada (Tokyo University of Science, Japan)

この研究は、曲げモーメントが作用する表面に亀裂のある板のベンチマーク解析と参照応力法による簡易的なJ積分評価について報告している。

深さとアスペクト比の異なる6種類の表面亀裂を対象として、亀裂の最深点と表面点のJ積分値を有限要素解析 (FEA) により評価した。応力-ひずみ関係はべき乗硬化則とSwift則の2種類を対象とした。ベンチマーク解析は青山学院大と広島大、東京理科大の計3機関が実施した。青山学院大と広島大は、FEAソルバーとしてMarcを使用し、ソルバーに実装された機能でJ積分値を計算した。東京理科大はインハウスのFEAソルバーとJ積分値計算ツールを使用した。解析メッシュやソルバーが異なる条件下で3機関のJ積分値は概ね一致した。

参照応力法で計算したJ積分値をベンチマーク解析結果と比較した結果、べき乗硬化則では曲げ応力が低い領域でJ積分値を非保守側に評価する結果となった。Swift則では降伏点の手前で非保守側の評価、降伏点の直後で保守側の評価となった。このように、参照応力法とベンチマーク解析のJ積分値の誤差は、応力-ひずみ関係に大きく依存することが示された。

Simplified Prediction Model of Thermal Aging Effect on Fracture for Cracked Cast Austenitic Stainless Steel Components

E. K. Park, Y. J. Kim (Korea University, Korea) and D. J. Shim (Electric Power Research Institute, U. S.)

熱劣化の影響を考慮した周方向き裂を有する casting オーステナイトステンレス鋼 (CASS) 鋼管の破壊強度に対する簡易予測式の提案が行われた。

CASSは優れた機械的性質からPWRの構造部材に多く使用されている。一方、PWR運転時に長期間の熱に曝されると、オーステナイト中の δ フェライト層の劣化により延性や破壊靱性などの低下を招く可能性がある。著者らは参照応力法をもとに熱劣化

の影響を考慮した破壊強度予測式の提案を行った。応力-ひずみ関係には n 乗硬化則を用いている。熱劣化していない材料に対して、降伏応力および破壊靱性の修正係数 c_s , c_f を導入し、熱劣化した材料のモデル化を行う。それらのパラメータを参照応力式に代入することで、破壊強度を予測するものである。熱劣化の有無を考慮した CF8M, CF8A の二種類の材料データ (応力-ひずみ曲線, JRカーブ) をもとにパラメータを決定し、FAD による破壊評価解析を実施するアプローチが示されている。これにより熱劣化時の不安定破壊が生じる最大モーメントを予測することができる。参照応力法を修正した提案法は十分な精度のJ値を与えることが可能であることが報告されている。

J-Integral Using the Reference Stress Method for a Pipe with a Circumferential Flaw Under Bending

S. Kumagai and K. Hojo (Mitsubishi Heavy Industries Ltd., Japan)

日本溶接協会原子力委員会FDF-III小委員会で実施された曲げ荷重を受ける円筒周方向き裂に対する参照応力法との比較、算式の修正について報告がなされた。

小規模降伏条件を超える破壊現象を議論するためJ値を用いている。FEMによるJ値評価も可能であるが、モデル生成や弾塑性解析に時間を要すことから、簡易的かつ高速にJ値を評価可能な参照応力式の整備が必要とされている。参照応力式によるJ値評価では、まず対象とするき裂の弾性解 K および参照応力 σ_{ref} を求める。それらの値を参照応力式に代入しJ値を求める。これまでに、参照応力式として小規模降伏による修正を行わない式、また、R6, RSE-Mにより提案されている小規模降伏による修正を行った式が存在する。FEMの結果と比較したところ、参照応力式では降伏領域近傍でJ値を過小評価することが確認された。この問題に対して σ_{ref}/σ_y が参照応力式での支配的なパラメータであることに着目し、 α および β の二つの係数を導入する修正R6式を提案した。最小二乗法を用いFEMとのJ値の差が最小となるようなき裂幅と板厚の比 c/t , き裂深さと板厚の比 a/t からなる多項式 α, β を提案した。その結果、降伏応力近傍で参照応力式のJ値が非安全側となる領域が修正前と比較して抑制されたことが報告された。

Vibration Measurement and Analysis for Pipeline in Main Steam System

T. L. Kuo, Y. L. Tsai and S. N. Lin (ITRI, Taiwan)

PWRプラントの出力変化時、主蒸気系の機器に共振が生じることが確認された。高速画像処理システムおよび加速度計を用いた振動計測、さらに、モーダルFEM解析により、共振現象の力学的解明およびその対策法が検討された。

PWRプラントの出力を約80%に低下させた場合、主蒸気系の配管で共振と思われる異音が報告された。対象となる配管は4本の直径26インチ炭素鋼配管であり、片方は

42インチの主蒸気ヘッダーに、もう片方はストップバルブに接続されている。プラントの出力減少および増加時に加速度計に加えてIris M™カメラによる高速画像処理システムにより建屋の床と配管の振動計測がなされた。画像処理による振動計測では配管の被覆材を除去し測定を行った。測定結果より共振周波数は約184Hzであることが分かり、この共振は80%前後の非常に狭い出力範囲で生じることが確認された。配管のモーダルFEM解析により、約184Hzに該当する振動の有効質量比は非常に小さいことが確認された。このことが狭い出力範囲で共振が生じる原因と推察された。共振による影響を最小限にとどめるため、他のプラントでも実績がある共振が生じる出力を高速通過する方法が対策として採用された。

Rupture Frequencies Estimations for Nuclear Piping for Determining Transition Break Size

S. J. Yoon, N. S. Huh (Seoul National University of Science and Technology, Korea)
and J. S. Kim (Sejong University, Korea)

原子力発電所の配管で考慮すべき重大事故の1つとして、冷却材喪失事故 (LOCA) に繋がる主冷却配管の大規模破断がある。特に、ダブルエンドギロチン破断 (DEGB) の発生頻度は極めて低いと考えられており、よりリスクの高い事故の未然防止にリソースを集中することが提案されている。

この研究では、韓国の原子力発電所における5つの主冷却系配管を対象として確率的破壊力学コードxLPRを用いて破損頻度を推定した結果を報告している。対象となる配管は、サイズが約11インチから42インチの範囲であり、漏洩先行型破損 (leak-before-break) の概念に基づいて設計されている。漏洩から破損までの時間経過を定量的に測定した結果、SC (shutdown cooling)配管およびSI (safety injection)配管の破損頻度は、NUREG-1829で提供されている平均値と同程度の値を示し、漏洩を検出してから対策を完了するまでの最小期間はそれぞれ23.83年および24.25年と十分に長い結果となった。今回の結果には設計仕様や工学コードに基づく保守的な要素が含まれている可能性があり、今後は運転条件や応力を考慮した評価を行う予定としている。

Prediction of Stress Intensity Factors for Reactor Pressure Vessel Nozzles Using Support Vector Regression

C. H. Lee and H. W. Chou (NARI, Taiwan)

原子炉压力容器のノズルでは照射脆化を考慮して構造健全性を評価する必要がある。ASME Boiler and Pressure Vessel CodeのSection XIには応力拡大係数の計算式が記載されているが、その計算手順が複雑であるためノズル形状の最適化が難しい点が課題である。この研究では、様々なノズル形状で実施した有限要素解析結果を機械学習し、学習済モデルを用いて応力拡大係数を最小化する形状最適化について報告している。初めに、様々な

ノズル形状を対象とした有限要素解析を実施し、応力拡大係数のデータセットを作成した。学習データの個数は64個、729個、4096個の3パターンを用意し、テストデータとして625個を用意した。解析のケース数が極めて多いため、Abaqus/CAEのPythonスクリプトを用いて形状変更を効率化した。構築したデータセットを用いてノズル形状から応力拡大係数を予測する機械学習モデル（サポートベクター回帰）を構築した。サポートベクター回帰のハイパーパラメータをグリッドサーチで調整した結果、テストデータにおける決定係数は0.73～0.98となった。学習データの個数が増えるほど予測精度が高くなる傾向となった。構築したサポートベクター回帰モデルを用いて、粒子群最適化により応力拡大係数を最小化するノズル形状を同定した。本手法によりノズルの構造健全性の評価や最適化を短期間で行うことができるとしている。

（文責 田中、濱野）

Technical Session 2 : Material & Fabrication

材料および製造に関するセッションとして、台湾から1件、韓国から2件、日本から2件の発表があった。

Effect of Peening on Material Characteristics of Alloy 600

E. S. Yun (Central Research Institute, Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD., Korea), B. Bai and C. B. Bahn (Pusan Nation University, Korea)

ピーニングは、原子力発電所のニッケル合金部品の一次水応力腐食割れ (PWSCC) の感受性を低減する予防保全技術の一つである。この研究では、ニッケル合金600合金に対してピーニングを実施し、ピーニングが表面性状、残留応力、PWSCCの亀裂発生および進展に及ぼす影響が調べられた。ピーニングはウォータージェットピーニング (WJP)、レーザーピーニング (LP)、超音波ナノ結晶表面改質 (UNSM)の手法で実施された。いずれの手法でも表面性状および表面直下組織が変化し、特にUNSMを実施した場合に表面から最も深くまで結晶粒の微細化が見られた。また、いずれの手法でも表面近傍の残留応力が元の引張応力から圧縮応力に変化した。特にUNSMを実施した場合に最も大きい圧縮残留応力となった。PWSCC試験を実施したものの、ピーニングの有無に関わらず供試材でSCCによる亀裂の発生および進展は観察されず、ピーニングによるPWSCCの亀裂発生および進展に及ぼす影響は本試験では確認できなかったことが報告された。PWSCCの亀裂発生および進展におけるピーニングの効果の確認は今後の課題とされた。

J-R Curve Evaluation using Mini-C(T) Specimen and Its Specimen Size Effect

T. Shinko, N. Miura and M. Nagai (CRIEPI, Japan)

長期運転時の原子炉圧力容器の監視試験への対応のため超小型破壊靱性試験片 (Mini-C(T)試験片) の活用が期待されている。この研究では、Mini-C(T)試験片を用いて延性亀裂進展抵抗曲線 (J-R曲線) の評価における試験片寸法効果とその補正方法について調べられた。破壊靱性が異なる2種類の低合金鋼SQV2Aに対してMini-C(T)試験片、0.5T-C(T)試験片、1T-C(T)試験片を用いてJ-R曲線を評価した。その結果、破壊靱性が比較的高いSQV2A鋼において試験片寸法が小さいほどJ-R曲線が過少評価される傾向が見られた。一方で、破壊靱性が比較的低いSQV2A鋼では試験片寸法効果は見られなかった。J-R試験中の試験片の弾塑性変形を模擬する有限要素解析により得られた亀裂先端近傍の応力分布に対して曲げ応力を考慮した塑性拘束パラメータ Q_M を用いて亀裂先端近傍の塑性拘束度が評価された。 Q_M に基づくJ-R曲線における試験片寸法効果を補正する手法が考案され、考案方法により破壊靱性が比較的高いSQV2A鋼のJ-R曲線で見られた試験片寸法効果を低減出来たことが報告された。

A Study on Tribological Behavior of Hydrided Zircaloy-4

K. C. Lan, J. X. Lin and Y. T. Chen (National Tsing Hua University, Taiwan)

使用済み核燃料の中間乾式貯蔵中に蓄積された水素がジルカロイ被覆管の遅延水素化割れ (DHC) を引き起こす可能性があり、その健全性評価において重要な要素となる。この研究では、使用済み核燃料の被覆管として使用されるジルカロイ-4における水素化物による微細構造とトライボロジー特性への影響が調べられた。実験では、ジルカロイ-4試料をガス水素化法 (GH) と電気化学水素化法 (EH) の2つの方法で水素化し、ピンオンディスク摩耗試験を行った。試験は空気中および脱イオン水 (DI水) 中で実施され、摩耗トラックの幅と深さを測定し、摩耗体積と摩耗率を算出した。走査型電子顕微鏡を用いて摩耗面の観察を行い、水素化物の分布と環境条件の影響を分析した。結果として、乾燥環境下では水素化された試料がより高い摩耗率を示し、水素がジルカロイの摩耗特性に大きな影響を与えることが確認された。湿潤環境下では、DI水が潤滑剤として機能して摩擦係数が低下し、水素化が摩擦係数に及ぼす影響が乾燥環境下に比べて比較的小さかった。水素化された試料では摩耗溝の端付近で亀裂が観察され、特にEH試料ではフレーク状の破壊形態が見られた。これらの結果は、水素化物の存在がジルカロイの機械的強度と摩耗特性に及ぼす影響を示していることが報告された。

Identification of Material Parameters of Shear-modified GTN Model and Improvement in Reproducibility of Pure Shear Fracture

K. Yashirodai (Hitachi, Ltd., Japan), M. Nakane (Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Japan)

シビアアクシデントを想定した限界耐力評価に関する調査では、最終的な破壊は局所的な損傷が起点となることが報告されている。局所的な破壊において拘束効果 (応力三軸度) の影響が知られており、限界耐力評価の高精度化には応力三軸度を考慮した破壊評価法が重要となる。この研究では、損傷力学モデルの一種であるGTNモデルおよびせん断修正GTNモデルを用いた破壊解析による評価精度の高度化について検討した。まず、丸棒試験片による引張試験によりせん断修正GTNモデルの材料パラメータを決定し、その結果に基づき平板試験片を用いたせん断破壊試験のマクロな破壊挙動の再現性を確認した。局所的な破壊に関する分析では、丸棒試験片だけでなく平板試験片でも最終的に正の応力三軸度で初期の破壊が発生することを確認した。破壊ひずみに対する応力三軸度の影響を網羅的に評価するためにHosford-Coulombモデルを用いて予測した結果では、ASME Sec. VIII Div. 2の局所ひずみ制限の基準に対して保守的な結果であることが確認された。

Characterization of Electron-Beam Weld of XM-19 Stainless Steel – Microstructure and Corrosion Resistance

Y. J. Kweon, H. Kim, C. Jang (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Republic of Korea)

XM-19ステンレス鋼の電子ビーム溶接 (EBW) における微細構造と腐食抵抗について調

査した。XM-19は窒素によって強化されたステンレス鋼であり、小型モジュール炉（SMR）の圧力容器材料として有望視されており、EBWは製造時間とコスト削減、部品の信頼性に資する技術である。この研究では、厚さ100 mmのXM-19溶接ブロックを用いて、微細構造、機械的特性および高温水中での腐食抵抗を評価した。XM-19の母材は完全にオーステナイトであったが、溶接部では少量の δ フェライトが確認された。溶接部では、真空環境のために窒素含有量がベース材料よりも減少した。硬さ試験では、溶接部の硬さが母材の硬さより低くなるアンダーマッチとなることが確認され、これはEBWプロセス中の窒素濃度の減少に起因している。引張試験では、溶接部の降伏強度と引張強度が母材よりも低下し、特に高温での試験では強度と伸びの低下が観察された。さらに、溶接部では母材に対する破壊靱性値の低下も確認された。今後の研究では、破壊靱性値の低下に関して詳細な微視組織解析を用いて解明するとともに、疲労亀裂および環境疲労試験による強度特性評価の追加を計画している。

(文責 信耕、八代醜)

Technical Session 3: Seismic, BDBE & Risk Assessment

地震、設計基準超事象、リスク評価に関するセッションとして、台湾から3件、韓国から2件、日本から2件の発表があった。

Study on Passive Safety Structures for Beyond Design Basis Events

N. Kasahara (School of Engineering, The University of Tokyo, Japan)

福島第一原子力発電所の事故の後、設計基準を超える事象に対する様々な対策がシステム安全の観点から行われた。しかし、構造的な観点では、設計事象と設計基準を超える事象は同じであり、負荷レベルが異なるだけである。

本研究では、新しい構造的アプローチとして、受動的な安全構造による破損の影響緩和法を提案した。受動的な安全構造とは、外部電力や操作なしで自然現象に基づいて安全機能を維持する構造である。この方法では、安全機能に及ぼす影響が小さな先行的な破損により、負荷が減少し、機能喪失につながる破局的な破損を防ぐことができる。受動的な安全には、個々の機器が持つものと、機器の組み合わせによるものの2種類がある。前者の例としては地震時の薄肉容器の座屈後の安定した挙動が挙げられる。後者としては、シビアアクシデント時の高温により変形した原子炉容器と格納容器の相互作用による負荷の低減や地震時に支持構造物が破損した後の配管システムの応答低減が含まれる。これらの事例については、実験によりその実用性が確認された。

Evaluation of the Seismic Behavior of Spent Fuel Pool with Fluid-Structure Interaction Analysis.

Y. Y. Shen, C.C. Chang, H.W. Chou

(Department of Mechanical and Systems Engineering, National Atomic Research Institute, Taiwan.)

原子力発電所において、使用済み燃料プールは重要な構造物であり、使用済み燃料集合体の一時的な保管と、崩壊熱の除去に使用される。地震多発地域では核施設の耐震安全性は常に主要な関心事であり、使用済み燃料プールに着目すると、地震により水のスロッシング現象が発生し、プールに追加の力を加え、溢水を引き起こす可能性がある。したがって、使用済み燃料プールの耐震評価においてスロッシング現象を考慮することが重要である。

本研究では、従来の静的非線形プッシュオーバー解析とは異なり、地震下での使用済み燃料プールの流体-構造相互作用 (FSI) 解析をモデル化した。これにより、スロッシング現象が使用済み燃料プールの構造的健全性に及ぼす影響を評価した。その結果、設計基準を超える地震動を受けた場合、溢水が発生する可能性が示唆されたもの

の、最大変位や主応力は許容基準を満たしており、構造健全性が維持されることが示された。

Integrity Assessment of Transport Cask and SNF Cladding under Postulated Explosive Scenario

Y. G. Shin, Y.S. Chang

(Department of Nuclear Engineering, Kyung Hee University, Republic of Korea.)

使用済み核燃料（SNF）の輸送には、爆発事故などの極限条件下における潜在的なリスクが存在する。本研究では、SNF輸送キャスクと燃料被覆管の構造健全性を評価するための数値解析手法の保守性と信頼性を検討した。

まず、従来の兵器効果プログラム（CONventional Weapons Effects Program, CONWEP）、スムーズ粒子流体力学（Smoothed Particle Hydrodynamics, SPH）、および結合オイラー-ラグランジュ（Coupled Eulerian-Lagrangian, CEL）の3つの爆発解析手法を調査し、最も適切な方法を特定した。具体的には、これらの解析手法による解析結果と実験データの比較により、CEL法が最も正確に予測できることを明らかにした。次に、CEL法を用いて、代表的なシナリオ下でのキャスクと被覆管への爆発の影響を包括的に評価した。爆発形状を変えた解析により、キューブ形状の爆発が輸送キャスク内で最も高い応力を引き起こすことを示した。また、ほとんどの解析ケースについて、輸送キャスクの構造健全性が保たれていることが確認された。

Safety Assessment of Existing Nuclear Power Plants Subjected to Wind-Borne Missile Impact of Wind Turbine blades

T. Y. Fan, C. Y. Lin, H. W. Choua, C. C. Huanga

(Department of Mechanical and Systems Engineering, National Atomic Research Institute, Taiwan.)

本研究では、北台湾の既存の原子力発電所近くにある風力発電所の再稼働によって発生する可能性のある風力ミサイル（Wind borne missile）の影響を評価するために、一連の数値シミュレーションを実施した。風力タービンブレードの破損による3つの投射運動シナリオ（1. 疲労破壊、2. 極限強度破壊、3. 台風などの極端な風速による破壊）を考慮し、有限要素プログラムLS-DYNAを使用して投射運動を数値的にシミュレートし、破損したブレードの投射軌道、終端速度、および投射範囲を予測した。さらに、深層防御の概念に基づき、風力ミサイルの影響を受ける可能性のある重要な構造物の健全性も評価した。数値解析の結果、破損した風力タービンブレードの投射範囲は発電所の重要な施設には到達せず、風力ミサイルが発電所の施設に衝突しても、貫通範囲と深さはこれらの構造物に対して安全上の脅威を与えないことが示された。

A Failure Probability Calculation Method for Steam Generator Tube with Local Wall-Thinning

Y. Yamaguchi and A. Mano (JAEA, Japan)

原子力発電所の蒸気発生器（SG）の配管が損傷すると放射性物質が二次系の水に漏洩するため、配管の健全性が重要となる。日本の加圧水型原子炉（PWR）では、いくつかのSG配管において板厚の薄肉化が確認されている。このため、薄肉化を考慮した破損確率評価手法の確立と高精度な破裂圧力の予測手法が求められている。

この研究では、周方向または軸方向の薄肉化を模擬したニッケル系合金配管を製作し、破裂試験を実施した。模擬した薄肉化の形状によって周方向もしくは軸方向の2種類の損傷モードが発生することが明らかになり、試験結果を踏まえてSG配管の破裂圧力の評価方法を提案した。従来の評価式では周方向に亀裂が発生する損傷モードの予測精度に課題があったが、提案した新しい評価式では破裂圧力を概ね $\pm 2\sigma$ の精度で予測できた。さらに、損傷モードを判別するための予測式を提案し、試験結果と一致することが示された。また、提案した評価手法を用いてSGチューブの破損確率計算手法を開発し、降伏応力や引張強さなどのばらつきを考慮した上で薄肉化と破損確率の関係を定量的に評価した結果が示された。

Technical Issues and Practical Solutions Regarding Crediting FLEX Strategy in PRA

Chun-Chang CHAO, Chen-Yuan HSIA, Meng-Chi CHEN

(Department of Nuclear Systems and Engineering, National Atomic Research Institute, Taiwan.)

福島第一原子力発電所の事故の後、深刻な自然災害や設計基準を超える事象に対処するため、効果的な代替炉心冷却方法の模索が行われてきた。現在の解決策としては、核燃料と格納容器の健全性を確保するための柔軟な代替安全機能、すなわちFLEX戦略を開発し、設計基準を超えるシナリオに対する防御を強化することがあげられる。

本研究では、確率論的リスク評価（PRA）におけるFLEX戦略の適用に関する技術的課題を体系的に論じ、リスク情報に基づく活動のためのリスク評価モデルの技術的適合性を確保するための実践的な解決策を提案した。例えば、FLEX戦略をPRAに組み込む際には、いくつかの技術的問題に特別な注意が必要であり、特に関連する緩和措置の実行可能性を体系的に検証することの重要性が示された。また、FLEX戦略が外部事象PRAに適用される場合、外部事象に関連する追加の検証として、可搬機器の保管、輸送、および展開が外部事象によって影響を受けないことを確認する必要があることが示された。

最後に、原子力発電所におけるFLEX戦略のリスク効果が示された。FLEX戦略の失敗確率は約 $4.5E-2$ と評価された。失敗確率の寄与要因は、可搬機器の失敗が38%、人

為的エラーが12%であった。失敗確率を低減するためには、機器を原子力グレード機器に置き換えることや、FLEX戦略の相関関係を簡素化し手順を減らすことが有効であることされた。

Structural Analysis and Reliability Assessment of Welded Helical Tube for SMR Steam Generator

J.I. Kim, M. K. Cho, J. C. Kim

(Doosan Enerbility Co. Ltd., Changwon, Republic of Korea.)

本研究では、高温ガス炉 (HTGR) の小型モジュール炉 (SMR) 用の溶接された螺旋管の構造解析と健全性評価を行った。製造上の制限により、HTGRの蒸気発生器伝熱管にはいくつかの溶接点があり、高温にさらされることでクリープが発生する可能性がある。また、これらの管は熱伝達能力を向上させるために螺旋状に巻かれており、管内に高い残留応力が発生する可能性がある。まず、溶接及び曲げ加工プロセス中の残留応力を解析的に求めた。次に、残留応力に運転条件における応力を加え、時間に応じたクリープ変形をシミュレートして高温にさらされる溶接部のクリープ寿命を予測した。この結果、蒸気発生器伝熱管の溶接部のクリープ損傷について、1,000,000時間後でも損傷累積係数が1.0以下であることが確認された。

(文責 山口、熊谷)

Technical Session 4: Operation & Decommission

運転および廃炉に関するセッションとして、台湾から4件、韓国から1件の発表があった。

Exploring Digital Twin Applications in Nuclear Decommissioning and Developing related Safety Review Guidelines Using Large Language Mod

C. Y. Shen (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), C. Y. Tu (Asia University, Taiwan), K. Ting, S. C. Yeh and H. Y. Lin (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)

この報告では、原子力発電所の廃炉市場の成長とデジタル技術の応用について述べていた。2025年1月時点で世界には417の原子炉が稼働しているが、その多くが老朽化しているため廃炉サービスへの需要が高まっている。また、ドイツが2014年にIndustry 4.0を提唱して以来、IoT、ビッグデータ、クラウドコンピューティング、AIなどの技術が、EUや英国政府が推進する「高度な原子力技術 (ANTs)」の一部として、原子力施設の設計、運用、廃炉に応用されている。さらに、デジタルツイン (DT) 技術の促進がEU、英国、米国で進められており、建築情報モデリング (BIM) とDT技術が廃炉プロセスの効率性と安全性を向上させている。特に英国では、BIMを廃炉の規制基準として採用し、核施設の廃炉プロジェクトにおける情報共有と管理を支援している。また、BIMを用いた廃炉プロセスのレビューガイドラインの草案が提案されており、これには、情報の正確性、データの安全性、モデルの更新、他システムとの統合、協力的なワークフローの定義、規格への準拠、BIM技術者の訓練、品質管理などが含まれる。最後に、台湾のIndustry 4.0の推進力が、原子力廃炉におけるスマート産業化を促進する可能性についての言及があり、国際的な協力の機会を探り、世界市場での競争力を高めることが期待されている。

Development of High Payload C1 Container

K. J. Cheng, C. H. Lee, C. C. Peng and C. K. Chen (NARI, Taiwan)

台湾では、核廃止政策に基づき、2025年までに全ての商業用原子力発電所を廃炉段階に移行する計画が進められている。この過程で発生する低レベル放射性廃棄物 (LLW) を安全かつ経済的に保管するために、国家原子力研究所 (NARI) は新たな「高積載C1コンテナ」を開発した。このコンテナは、既存のC1コンテナの外形仕様を基にしつつ、積載能力を向上させたもので、設計と試験によりその効果が確認されている。高積載C1コンテナは、低炭素鋼板で製造され、防錆処理が施されている。使用許可を得るためには、水噴霧試験、リフトアップ試験、積み重ね試験、貫通試験、振動試験、自由落下試験 (側面落下と角落下) など6つの試験に合格する必要がある。これらの試験を通じ、開発された高積載C1コンテナの強度や密閉性が確認された。NARIは、地元業者と協力し、3つのプロトタイプを製造し、試験を完了しました。試験結果は全ての基準を満たし、コンテナが低レベル放射性廃棄物の保管および輸送に適していることが証明された。使用許可の申

請書類は既に当局に提出され、2025年末までには許可が下りる見込みである。

Regulatory Framework for Long-Term Operation and Review Experience for Reactor Vessel and Pressure Tube in South Korea

T.-K. Song, K.Y. Roh (Department of Mechanical and Materials Engineering, Korea Institute of Nuclear Safety, S. Korea)

原子力は、増大するエネルギー需要を満たすことができる持続可能なエネルギー源と考えられている。韓国では、停止した2基を除く26基の原子力発電所のうち半数以上がすでに20年以上運転している。原子力発電所の運転年数の増加に伴い、長期運転への要望も高まっている。長期運転に関する規制上の判断には、構造、システム、コンポーネントの経年劣化を含めた原子力発電所全体の体系的な評価が不可欠である。しかし、構造、システム、コンポーネントの経年劣化特性が同じでも、長期運転に対する規制の判断は、規制の枠組みの違いによって異なる場合がある。韓国は、IAEAの定期安全レビューの枠組みと米国のライセンス更新の枠組みを統合した長期運転に関する規制の枠組みを新たに開発した。本発表では、韓国の規制の枠組みと長期運転の経験に加え、長期運転評価において重要な要素である加圧水型原子炉の原子炉圧力容器と加圧水重水型原子炉の圧力管に関連するレビュー経験が紹介されている。

The Engineering Developments of the Dry Cask Storage Facility

Y. C. Li, Z. Y. Hung, H. P. Chang (Material and Chemical Research Institute, Industrial Technology Research Institute, Taiwan), C.W. Yang, K. J. Cheng (Engineering Technology and Facility Operation Division, National Atomic Research Institute, Taiwan), Po Tsung Lin (Sinotech Engineering Consultants, LTD).

使用済核燃料の安全な貯蔵は、原子力発電所の寿命延長または廃炉のいずれにおいても重要な役割を果たす。最終処分の方策を開発・検討するための十分な時間を確保する目的で、中間貯蔵は広く使用されている。また、安全性と経済性の両面から、乾式キャスク貯蔵は、世界中の原子力業界で使用済核燃料の安全な貯蔵方法であることが証明されている。乾式キャスク貯蔵は20年以上前から導入されているが、台湾では依然として、市民および規制当局の間で安全性への懸念や社会的受容の課題が提起されている。そのため、安全な使用済核燃料の貯蔵方式として、台湾では屋内型の乾式キャスク貯蔵が選択された。この乾式キャスク貯蔵施設の設計にあたっては、運用性と安全性が考慮されている。本研究では、屋内型乾式キャスク貯蔵施設が、規制要件および国民の期待にどのように応えるかを示すため、これまでの経験と使用された技術について概説している。

Analysis of Maintenance and Management Mechanisms for Heat Exchanger Tubes in the Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System During the Transitional Phase of Decommissioning Nuclear Power Plant

Sue-Ray Lin, Hsien-Chou Lin and Chin-Cheng Huang (Department of Mechanical and Systems Engineering, National Atomic Research Institute, Taiwan)

使用済燃料プールから使用済燃料を取り出す前の廃炉プロセスの過渡期において、パッシブなコンポーネントである使用済燃料プール冷却浄化システムの熱交換器のような特定の機器は、運転ライセンス失効後の移行時も機能維持を果たすことが期待される。IAEAによる2023年の疲労評価報告書によると、熱交換器の伝熱管は振動や支持板との相対運動によって摩耗する可能性があることが指摘されており、この摩耗による汚れの付着が伝熱性能を低下させる要因につながる。また、原子力発電所の廃止措置手順では、熱交換器の分解および点検は、通常、熱交換性能の低下や入口と出口の圧力差の増加といった兆候がある場合にのみ実施されると定められているが、上記期間の段階では、設備が引き続き稼働しているため、入口と出口の圧力差が依然として主な診断基準とされる。そこで、本研究では数値流体力学シミュレーションを用いて仮想的な汚れの付着条件下における熱交換器管内の流体挙動をモデル化した。その結果、たとえ移行期間中に熱交換機能が重要でなくなったとしても、将来的な汚れの付着による劣化の可能性は、圧力差のみでは十分に評価できないことが示唆された。設計寿命を超えても設備の機能性能が信頼性を保つためには、定期的な分解と点検が必要であり、特に潜在的な漏洩問題の予防において重要である。

(文責 八代醒、中根)

Technical Session 5: NDE & Inspection Related Technology

非破壊検査と検査関連技術のセッションとして、台湾から2件、韓国から2件、日本から1件の発表があった。

The Radiation Shielding of Projection X-ray Microscope and Transmission X-ray Microscope at Taiwan Photon Source

B. Y. Chen¹, C. C. Chiu¹, P. J. Wen², C. C. Liu², A. Y. Chen², M. H. Lee¹, M. Y. Hsu¹, Y. S. Tseng¹, Y. F. Song¹, C. Y. Lee¹, H. C. Chan¹, T. Y. Chen¹, S. P. Kao² and G. C. Yin¹

(¹Experimental Facility Division, National, Synchrotron Radiation Research Center,

²Taiwan ROC., Radiation & Operation Safety Division, Synchrotron Radiation Research Center, Taiwan ROC.)

Taiwan Photon Source (TPS) の投影 X 線顕微鏡 (PXM) および透過 X 線顕微鏡 (TXM) は種々の材料に対する、マイクロCTやナノCT撮影をすることが可能だが、その高い出力密度により放射線被ばくと遮蔽に関する懸念がある。この研究では、制動放射コリメーター、ポリエチレン (PE) シールド、タングステンシールド、鉛シールド、水冷用銅ブロック、ハッチなどの放射線遮蔽コンポーネントの設計と評価が行われてきた。

講演では、制動放射コリメーター、ポリエチレン (PE) シールド、タングステンシールド、鉛シールド、水冷用銅ブロック、ハッチそれぞれの設計について説明があった。さらに安全上の留意点として、シンクロトロン放射において白色光は空気中の酸素と容易に反応し、有害なオゾンを生成することから、ハッチ内のオゾン濃度調査が必要であることが指摘された。

A Study on FCN-Based Diagnosis of Electric Potential Signals for Detecting Coating Flaws in Buried Pipes

S. J. Cho and Y. J. Oh

(Smart Convergence Research Department, KEPCO Engineering & Construction Company, Korea)

この研究では、埋設管のコーティング欠陥検出をFCN (Fully Convolutional Network、完全畳み込みネットワーク)により可能にしようとするものである。FCNにより、CIPS (Close Interval Potential Survey、近接間隔電位測定)および DCVG(Direct Current Voltage Gradient、直流電圧勾配測定) 信号の総合的な解析を行い、原子力プラント埋設管の健全性評価を可能にする試みである。

提案手法に対し、三次元有限要素法解析結果にランダムノイズ与えた模擬データを用いた欠陥検出を試行した。その結果、適切に学習が行われたFCNにより欠陥検出が可能であることが明らかになった。また、ある程度のノイズに対してロバストである。しかし、ノイズレベルが大きい場合、欠陥の誤検出が発生した。

しかしながら、ここまでの研究では三次元有限要素法解析を用いて生成した模擬データを用いており、実際の原子力プラントの場合と異なることが予測される。今後は実際の測定データを用いた提案手法の性能評価を行うことを計画している。

Influence of Airflow on Aerosol Dynamics in a Scale Model Ventilated Chamber: Validation of the Well-Mixing Model for Nuclear Applications.

C. K. Chen^{1,2}, S. W. Chen¹, K. J. Cheng², C. H. Huang³ (¹Institute of Nuclear Engineering and Science, National Tsing Hua University, Taiwan ROC., ²Department of Nuclear Facilities and Engineering Technology, National Atomic Research Institute, Taiwan ROC., ³Department of Electrical Engineering, Chung Yuan Christian University, Taiwan ROC.)

原子力プラントの運用から廃炉に至るまで様々な状況下で、放射性物質に汚染された部品、設備、配管の処理が必要になる。その際、放射性汚染物質が主に空気中のエアロゾル（微粒子）として放出されるため、作業員の放射線被ばくに関する懸念が生ずる。この問題を解決するため、エアロゾルの拡散特性に関する知見を深めることが重要である。

この研究では、エアロゾルが均一に混合されると仮定する“Well-Mixing Model”（均一混合モデル）による予測結果評価のため、直方体チャンバーと回転数制御可能な排出ファンからなるスケールモデル空間内のエアロゾル濃度空間分布と運動の様相を実験的に調査した。チャンバーから排出される時間当たり気体量は排出ファン回転数で制御される。さらに、気流速度の変化や測定位置の影響に対しても実験的調査が行われた。

実験結果から、エアロゾル濃度はエアロゾル粒子寸法にほとんど影響せず、流れの速さも粒子寸法分布に大きな影響を及ぼさないことがわかった。そのため、この研究では粒子寸法を一定と仮定した。さらに、エアロゾル濃度低下の指標となる時定数を実験データから求め、“Well-Mixing Model”を用いた予測結果の比較が行われた。なお、時定数はチャンバー体積を時間あたりのチャンバーからの気体排出量で除したものである。

“Well-Mixing Model”モデルは、排出ファン回転数が高いとき実験的に求めた時定数を精度良く予測できたが、排出ファン回転数が低いときに差が生じている。本報告は、“Well-Mixing Model”の空間内エアロゾル濃度予測に関する新たな知見を与えるものである。

A Study on the Method for Deriving Mechanical Properties of Reactor Pressure Vessel Steel Using Small Punch Test

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

本研究では、スモールパンチテスト（SPT）を用いて原子炉圧力容器の監視試験片の機械的特性を測定する方法について検討している。著者らはASTM E3205-20 2020年版に規定されているSPTは、試験手順のみ規定されているものの機械的特性の評価方法は、Nonmandatoryとされている理由としてSPTは標準方法と比べてまだ疑義が残っているためと述べている。この課題を解決するため、本研究では破壊挙動に影響を与えるパラメー

タの相関分析を行い、延性-脆性遷移温度の予測のための主要な変数を特定し、新しい手法を提案している。これらはASTM E3205-20のエネルギー基準に基づく手法よりも一貫性が高い結果を示していると述べている。著者らはこれら成果をIAEA国際共同研究プロジェクト（IAEA CRP international joint research project, T12033）と連携して発展させることを目指している。

Deployment of Absolute Recordable Manual Ultrasonic Testing System (ARMUT system)

Toshiaki Hamano, Soh Takahashi, Eisuke Shiina, Ryoichi Horikoshi

(IHI Corporation, Japan)

本研究では、原子力機器の定期検査における超音波探傷試験（UT）の信頼性向上について検討している。現在、手動超音波探傷（M-UT）と自動超音波探傷（A-UT）が原子力機器溶接部の定期検査に適用されている。M-UTは比較的低コストの装置で簡便に実施できるため広く利用されているが、健全な領域の波形や探触子の走査軌跡を記録できない点を検査信頼性の課題として指摘している。そこで著者らは、低コストにUTの信頼性向上を実現することを目的として、超音波探傷装置を開発している。本報告では、この装置の紹介と、原子力発電所のPSIへの適用結果について述べている。

（文責 岡田、濱野）

3. テクニカルツアー

ASINCO-15の開催地である台南市は台湾南西部にあり、台北に首都が移る前の都で、かつて政治や経済、文化の中心として栄えた台湾で最も古い都市である。今回、台湾の伝統や文化を知る地として欠かせない台南で、テクニカルツアーとして台南孔子廟および安平古堡を訪問した。ツアーの参加者は日本および韓国からの参加者を中心に30名弱が参加した。

最初に訪れた台南孔子廟は台南の街中にあり、1665年に鄭成功の息子である鄭経によって人民を教化するために建てられている。清朝末期までは台湾政府の最高学府とされ、台湾の儒学の中心だったところで、台湾にある孔子廟の中で台南孔子廟が最も古いようである。中に入ると幾つかの建物があり、右廊の中央にある孔子が祀られているは大成殿には清の歴代皇帝や戦後の台湾総統から贈られたたくさんの扁額が掛けられていた。儒教あるいは孔子の影響が台湾の政治、文化、教育あるいは台湾人の精神に深く根付いていることを伺うことができた。

次に訪れた安平古堡は、1624年にオランダ東インド会社が築いたゼーランディア城が前身で、台南市にある台湾最古の西洋式城塞である。堅牢な赤レンガ造りの建物や高い石垣が特徴で、当時は台湾統治の拠点として機能していたとのこと。現在の安平古堡は、オランダ時代の城壁跡や、日本統治時代に建てられた白い展望台が残り、異なる時代の歴史が垣間見える場所であった。また、1662年にオランダを撃退し、城を奪取して明朝再興の拠点とした鄭成功は、日本名を田川松寿と言い、日本人を母にもつ人物で、長崎の平戸で生まれ、幼少期を日本で過ごしている。台湾における漢人統治の基礎を築いた人物として、台湾で尊敬されているようで、このような日本にゆかりのある歴史的人物の活躍も台湾と日本の良好な関係性の礎になっていることがうかがえたテクニカルツアーであった。

(文責 中根)

4.むすび

二年前の金沢開催に続き、台湾の古都である台南市を舞台にASINCOワークショップが開催された。原子力機器の健全性に関わる幅広い分野にわたる28件の講演発表に加え、日韓台各国からの基調講演が行われ、活発な意見交換がなされた。我が国からは原子力研究委員会傘下の小委員会ならびに企画検討会の協力を得て8件の講演発表を行った。

日韓台各国はいずれも地政学的に孤立していること、エネルギー自給率が低いことなど共通点が多く、今後の原子力の活用に向けて連携を深めていくことの大切さを改めて認識する機会となった。また、ホスト国である台湾からは心あたたまる歓待を受けた。本会議に加えウェルカムパーティーやバンケットの場では国境と世代を超えた人的な絆を大いに深めることができた。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。

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、本ワークショップにおける優れた講演を選出してInternational Journal of Pressure Vessels and Pipingの特集号を発刊すること、次回ワークショップを2027年に韓国で開催することが決定された。

最後に、本ワークショップに参加され、ASINCOコミュニティを盛り上げてくれた産・学・官のすべての方々に感謝の意を表したい。また、財政面および事務運営面で全面的に支援をいただいた原子力研究委員会ならびに企画検討会の諸氏に心より御礼を申し上げる。

(文責 三浦)

5. 発表論文

発表論文の全文はCD-ROMに収めた。