

第12回 原子力機器健全性国際ワークショップ報告書

The 12th International Workshop
on the Integrity of Nuclear Components

April 16~18, 2018

Fullon Hotels & Resorts

Hualien, Taiwan

2018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



Banquet



WorkShop 会場



WorkShop 会場

はじめに

本報告書は、台湾花蓮市の Fullon Hotels & Resorts で 2018 年 4 月 16 日から 18 日にかけて開催された、第 12 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 日に韓国太田市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 日の二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 日に台湾桃園市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 日の二日にわたり韓国済州島で開催された。第 5 回は再び会場を日本に移し、2004 年 4 月 21～23 日にわたり日本原子力研究所関西研究所の多目的ホールで開催され、以降第 6 回が 2006 年 4 月 24～26 日に台湾最南端の懇丁市で、第 7 回が 2008 年 7 月 2～4 日に韓国中央部 Muju 郡の Hotel Tirol で、第 8 回が 2010 年 4 月 14～16 日に兵庫県の淡路夢舞台国際会議場で、第 9 回が 2012 年 4 月 18～20 日に台湾高雄市にある The Splendor Kaohsiung で、第 10 回が 2014 年 4 月 16～19 日に韓国釜山市の東部海岸に位置する Paradise Hotel で、そして前回第 11 回が長崎市の ANA Crowne Plaza Nagasaki Gloverhill で、二年に一度のペースで連綿と開催されてきた。

第 1～3 回ワークショップで発表された論文は、それぞれ Nuclear Engineering and Design 誌の特集号 (Vol.174 No.1 (1997)、Vol.191 No.2 (1999)、および Vol.214 No.3 (2002)) として公刊されており、また第 5 回ワークショップの論文については Solid State Phenomena 誌から特集号が出されている。第 6～10 回ワークショップの論文については、International Journal of Pressure Vessels and Piping 誌の特集号として発刊済みであり、また第 11 回ワークショップの論文についても同誌に掲載の予定である。

今般開催された第 12 回ワークショップでは、昨今の原子力情勢を踏まえた各国からの招待講演が行われたほか、廃炉ならびに使用済み燃料管理に関するセッションが初めて組まれたことが象徴的であった。

(文責 三浦)

Technical Sessions

OPENING CEREMONY
Special Session for Invited Speeches (Session Chairs: Y. H. Choi and Wen Chung Lin)
SS-1 Lessons Learned from Public Deliberation Process for National Nuclear Program in Korea Y. W. Park (CEO of BEES Inc. Nuclear Safety, Safety Regulation Consultation, Korea)
SS-2 Failure Modes of Piping Structures under Seismic Loads Which Have Both load and Displacement Controlled Characteristics N. Kasahara (The University of Tokyo, Japan), M. Bari (Khulna University of Engineering & Technology, Bangladesh) and R. Sakemi (The University of Tokyo, Japan)
SS-3 Current Status of Rradioactive Waste Management and Decommission Plan in Taiwan L. H. Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan)
Session 1: Materials and Inspection(I) (Session Chairs: J. Katsuyama, and T. L. Kuo)
S1-1 Evaluation of Crevice Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels in Oxygenated High Temperature Water A. Sinjlawi, H. S. Kim, C. H. Jang (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea), K. H. Sung (Sungil SIM, Korea), and S. Lee (Korea Institutes of Materials Science, Korea)
S1-2 Effects of dendrite axes and fusion boundary of 308L/304L welds on stress corrosion cracking at a high-temperature water environment W. F. Lu, J. Y. Huang, T. Y. Yung, J. S. Huang and K.C. Tsai (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
S1-3 Effect of Material Properties Distribution due to Neutron Irradiation Simulated by Cold Work on Fracture Strength of Austenitic Stainless Steels Y. Ono, M. Itatani, T. Ogawa, T. Hayashi and T. Saito (Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation,
S1-4 The Microstructure and Mechanical Properties of Cast Austenitic Stainless Steel Welds with Electromagnetic Stirring S. L. Jeng, D. P. Su, J. T. Lee and J. Y. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
Session 2 : Fatigue and Fracture Mechanics (Session Chairs: N. Miura and: Y. C. Li)
S2-1 Applicability of Fracture Toughness Prediction by Coupled Damage Mechanics Model and Brittle Fracture Model for Ductile - Brittle Transition Temperature Region for Reactor Pressure Vessel Steels Y. Nagoshi, K. Hojo, T. Hirota, N. Ogawa, K. Yoshimoto (Mitsubishi Heavy Industries, LTD., Japan), and S. Kawabata (Ryoyu System Engineering Co., LTD., Japan)
S2-2 Development of Web-Based Fatigue Monitoring System for Nuclear Power Plants M. H. Boo, K. S. Lee (Korea Hydro & Nuclear Power Co., LTD, Korea), H. S. Kim and C. K. Oh (KEPCO E&C Co. Ltd., Korea)
S2-3 Instability Moment Predictions for Low Alloy Steel Complex Through-wall Cracked Pipes Y. Kim (Korea University, Korea), Y. J. Oh (KEPCO E&C Co. Ltd., Korea), Y. J. Kim (Korea University, Korea), J. W. Kim (Chosun University, Korea) and H. B. Park (KEPCO E&C Co. Ltd., Korea)
S2-4 Experimental Validation of Multi-axial Fracture Strain Energy Based Ductile Fracture Simulation of Cracked Piping Systems Under Monotonic/Cyclic Loading J. H. Hwang, G. G. Youn, H. S. Nam, Y. J. Kim (Korea University, Korea) and N. Miura (Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan)
S2-5 Elastic-plastic Fracture Resistance of Carbon Steel for Cyclic Load M. Kamaya (Institute of Nuclear Safety System, Inc., Japan)

<i>S2-6 Study on large thermal gradients for structural integrity of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks</i> P. C. Huang (National Tsing-hua University, Taiwan), H. W. Chou (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), Y. M. Ferng (National Tsing-hua University, Taiwan) and C. H. Kang (Taiwan Power Company, Taiwan)
<i>Session 3 : Computational Mechanics</i> (Session Chairs: T. Yamada and S. R. Lin)
<i>S3-1 Leak Rate Tests of Penetrate Cracked Head Plates and Modeling of Head Plate Thickness Distribution for 3-D Analyses</i> K. Tsukimori (University of Fukui, Japan), H. Yada, M. Ando (Japan Atomic Energy Agency, Japan), M. Ichimiya and Y. Anoda (University of Fukui, Japan)
<i>S3-2 Establishment of Pressure-Temperature Limits for the Beltline and Extended Beltline Regions of the Reactor Pressure Vessel for Cooldown Operation</i> Y. Y. Shen, H. W. Chou and C. C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
<i>S3-3 Structural integrity assessment of containment and interior components against postulated aircraft impact</i> J. M. Sim and Y. S. Chang (Kyung Hee University, Korea)
<i>S3-4 Numerical Simulations of Micro-, Macro-, and Mega-Scale Structurization by Welding Processes</i> M. Mochizuki (Osaka University, Japan)
<i>S3-5 Detecting Failure of Anchor Bolts of RPV Skirt Structure Based on Finite Element Analysis</i> C. W. Fan, Y. T. Chiu (Industrial Technology Research Institute, Taiwan)
<i>S3-6 Study on Water Hammer in the Emergency systems Discharge Pipe of Nuclear Power Plant</i> P. H. Huang, Z. Y. Hung and C. J. Li (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
<i>Session 4: Codes and Standards</i> (Session Chairs: Y. J. Kim and J. J. Chen)
<i>S4-1 Additional inspection and evaluation for application for extension of operating period of Tokai No. 2 Power Station</i> O. Urabe, S. Nakama and H. Kobahashi (The Japan Atomic Power Company, JAPC, Japan)
<i>S4-2 Regulatory Enforcement of Aging Management Program to Korean Nuclear Power Plants</i> Y. H. Choi (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)
<i>S4-3 Structure Integrity Evaluation of Spent Fuel Pool for Operating Nuclear Power Plants in Taiwan W.</i> C. Chen, C. C. Chao, Y. C. Tian, C. H. Hsu and M. C. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
<i>S4-4 The Stress Intensity Factors Calculation for the Corner Crack in Nozzle of Pressure Vessel</i> T. L. Kuo, C. W. Fan (Industrial Technology Research Institute, Taiwan)
<i>S4-5 The Aging Management of Thermal Embrittlement on the Cast Austenitic Stainless Steel Piping</i> C. L. Chung and J. J. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)
<i>S4-6 Quantitative and qualitative assessments of potential gas accumulation in safety related systems of nuclear power plant in Taiwan</i> Y. C. Li, K. Y. Hsu (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), D. S. Yang (Taiwan Power Company, Taiwan) and K. Ting (Lunghwa University of Science & Technology, Taiwan)
<i>Session 5: NPP Decommission & SNF Management</i> (Session Chairs: M. Kamaya and K. J. Cheng)

<i>S5-1 Proposed Low Level Radioactive Waste Storage Container Plan for the NPP Decommissioning in Taiwan</i> K. J. Cheng, C. C. Peng, and Y. W. Lin (<i>Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan</i>)
<i>S5-2 Study on Effective Thermal Conductivity of the Local Buffer Material in Taiwan</i> C. H. Chang and H. W. Chou (<i>Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan</i>)
<i>S5-3 Holistic Nuclear Power Plant Decommissioning Management System</i> H. Seki, E. Enomoto, T. Yoshida (<i>Hitachi Ltd. Japan</i>), M. Imamura, H. Nagase, and J. Tahata (<i>Hitachi - G E Nuclear Energy, Ltd. Japan</i>)
<i>S5-4 Drop impact and static analyses for development of low-level radioactive waste container</i> Y. W. Lin, S. R. Lin and C. C. Peng (<i>Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan</i>)
<i>S5-5 Research on Decommissioning Planning of Nuclear Power Plants during Spent Fuel Wet Storage Phase</i> P. Y. Yang, R. F. Liu (<i>Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan</i>) and S. R. Lin (<i>National Taiwan University, Taiwan</i>)
<i>S5-6 Development of residual life prediction method for the dry storage system via thermal-hydraulic evaluation</i> Y. S. Tseng, W. Chen, Y. M. Ferng and C. K. Shih (<i>National Tsing-Hua University, Taiwan</i>)
<i>Session 6: Risk and PRA</i> (Session Chairs: Y. S. Chang and C. C. Chao)
<i>S6-1 Summary of Results of International Round-Robin Analyses by Probabilistic Fracture Mechanics for BWR Pressure Vessel during LTOP event</i> Y. Kanto (<i>Ibaraki University, Japan</i>), Y. Li (<i>Japan Atomic Energy Agent, Japan</i>), J. S. Park (<i>Korea Institute of Nuclear Safety, Korea</i>), C. C. Huang (<i>Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan</i>), K. Ting (<i>Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan</i>) and S. Yoshimura (<i>The University of Tokyo, Japan</i>)
<i>S6-2 A New Probabilistic Evaluation Model on Weld Residual Stress</i> J. Katsuyama (<i>Japan Atomic Energy Agency, Japan</i>), Y. Miyamoto (<i>Mizuho Information & Research Institute, Inc., Japan.</i>), Y. Yamaguchi, A. Mano and Y. Li (<i>Japan Atomic Energy Agency, Japan</i>)
<i>S6-3 Development of a Safety Inspection Methodology using Defense-in-depth concept and Risk Insight of Probabilistic Safety Analysis for Nuclear Power Plants</i> Y. W. Park, H. J. Kim, J. Lim and S. S. Choi (<i>BEES Inc., Korea</i>)
<i>Session 7: Materials and Inspection(II) & Seismic and Tsunami</i> (Session Chairs: M. H. Boo and S. L. Jeng)
<i>S7-1 Experimental Investigation of Bending Stress Effect on Tube Burst Pressure</i> C. H. Ha, T. J. Park (<i>Doosan Heavy Industries & Construction Co., Ltd., Korea</i>), M. C. Liu and R. C. Cipolla (<i>Nuclear Power Generation, Intertek AIM, U.S.A.</i>)
<i>S7-2 Verification of the Confinement Boundary Integrity of an Operating Concrete Cask Dry Storage System by an Off-line Method</i> K. J. Cheng, C. W. Yang, and Y. T. Yang (<i>Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan</i>)
<i>S7-3 The Diversification of the Seismic Design for the Nuclear Power Plants by Improvement of the Static Seismic Coefficient Procedure</i> K. Nagasawa, Y. Kawaguchi and M. Furuya (<i>Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., Japan</i>)
<i>Closing of ASINCO-12 Symposium</i>

ASINCO-12 Steering Committee Members

Steering Committee Members

Chairman: Dr. Chin Cheng Huang

(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

Vice Chairman : Dr. Li Hua Wang

(Industrial Technology Research Institute, Taiwan)

Vice Chairman : Professor Kuen Ting

(Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)

Secretary: Dr. Jien Jong Chen

(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

Dr. Young Hwan Choi

(Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)

Professor Yoon-Suk Chang

(Kyung Hee University, Korea)

Dr. Naoki Miura

(Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan)

Professor Tomonori Yamada

(University of Tokyo, Japan)

Senior Advisory Committee Members

Professor Genki Yagawa

(Chairman, Nuclear Safety Research Association)

Professor Masanori Kikuchi

(Science University of Tokyo, Japan)

Dr. Young Won. Park

(Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea)

Professor Kuen Ting

(Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)

Professor Naoto Kasahara

(University of Tokyo, Japan)

Organized by

Asian Society for Integrity of Nuclear COmponents (ASINCO)

Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

Lunghwa University of Science and Technology , Taiwan

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	2
Special Session for Invited Speeches	2
セッション 1: Materials and Inspection(I)	4
セッション 2: Fatigue and Fracture Mecha	6
セッション 3: Computational Mechanics	9
セッション 4: Codes and Standards	12
セッション 5: NPP Decommission & SNF Management	15
セッション 6: Risk and PRA	18
セッション 7: Materials and Inspection(II) & Seismic and Tsunami	20
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

ワークショップは 7 つの一般セッションに加え、シニアメンバによる特別招待講演を行った特別セッションの計 8 セッションにより構成され、全部で 37 件の講演発表がなされた。内訳は日本から 11 件、韓国から 8 件、台湾から 18 件であった。一般セッションのテーマは以下のとおりである。

セッション 1: Materials and Inspection(I)、セッション 2: Fatigue and Fracture Mechanics、セッション 3: Computational Mechanics、セッション 4: Codes and Standards、セッション 5: NPP Decommission & SNF Management、セッション 6: Risk & PRA、セッション 7: Materials and Inspection(II) & Seismic and Tsunami

日本からの講演発表者は、笠原（東京大学）、関東（茨城大学）、古谷（東京電力ホールディングス）、浦邊（日本原子力発電）、名越（三菱重工）、関（日立製作所）、釜谷（原子力安全システム研究所）、勝山（日本原子力研究開発機構）、月森（福井大学）、望月（大阪大学）、小川（東芝エネルギーシステムズ）の 11 名であり、この他に荒川（テプコシステムズ）、三浦（電力中央研究所）、佐々木（日本溶接協会）、山田（東京大学）が参加した。

ワークショップには総勢 49 名が参加した。原子力構造機器の健全性に係る研究開発・技術動向について、テクニカルセッションのみならずコーヒブレイクやバンケットの場においても活発な議論と情報交換がなされた。今回のワークショップでは参加国共通の関心事として廃炉と燃料廃棄物の取り扱いに係るセッション（NPP Decommission & SNF Management）が企画され、活発な議論が行われた。また、会議の全体を通じ、技術交流のみならず人的交流の活性化の点でもきわめて実りあるワークショップとなった。

ワークショップに先立って ASINCO 運営委員会が開催され、慣例に従い講演発表のうち学術的価値の高いものを International Journal of Pressure Vessels and Piping の特集号として公刊すべく働きかけることが確認された。また、次回ワークショップを 2020 年に韓国で開催することが決定された。

（文責 山田）

2. 原子力機器健全性国際ワークショップ概要

特別セッション: Special Session for Invited Speeches

Lessons Learned from Public Deliberation Process for National Nuclear Program in Korea

Younwon Park (CEO of BEES Inc., Korea)

韓国の原子力に関する政府のスタンスは福島原子力事故直後より偏向しているが、大半の韓国人は 97% のエネルギーを輸入しているエネルギー安全保障の脆弱性を理解している。2016 年 5 月、新政府は、核計画を段階的に廃止し、再生可能エネルギーを促進することを明確に宣言した。この政治的宣言を実行に移すには、建設中の原子炉の扱いを判断し、運転中の炉は最終的な寿命まで稼働すると認められるべきである。新政権は、政治的意思決定の代わりに、この問題を特別な公聴会のプロセスに入れ、可能な限り中立の代表者で構成された暫定委員会を設置することを提案した。この審議プロセスの後、政府はこの委員会の勧告を採択し、新古里 5 号と 6 号の建設の再開を発表した。それは韓国の最初の合意形成プロセスであったが、多くの韓国人がこの審議プロセスの決定を受け入れることができる新しいアプローチに発展した。韓国ではマスコミも賛成と反対の意見がバランスしている。

Failure Modes of Piping Structures Under Seismic Loads which Have Both Load and Displacement Controlled Characteristics

Naoto Kasahara, Md Abdullah Al Bari and Ryota Sakemi (The University of Tokyo)

PRA や DEC の評価などの BDBE の対策では、現実的破損現象に基づく最適な評価が必要である。これに対して、地震荷重下の配管構造の破損モードは明確ではない。なぜなら、地震荷重は交番性があり、荷重制御と変位制御の両方の性質を有するからである。本研究の目的は、地震荷重下における配管破損モードの解明である。実験的および解析的研究の結果として、地震荷重下でのラチェットおよび崩壊は、重力による一定の応力と、地震荷重による繰り返し応力の組み合わせによって、Bree ダイアグラム上で評価することができることが分かった。さらに、地震荷重の周波数依存特性が理解された。共振周波数よりも入力荷重が低い周波数の場合は、荷重制御応力として作用する。共振周波数よりも入力荷重が高い周波数の場合、それらは変位制御により近くなる。共振周波数の 2 倍より高い場合は、完全な変位制御型応力よりも損傷が少ない。荷重エネルギーが配管に伝達されなくなるためである。

Current Status of Radioactive Waste Management and Decommission Plan in Taiwan

Lihua Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan)

国の原子力政策が原子力事業からの撤退に舵を切ろうとする中で、中間貯蔵と低レベル・高レベルの廃棄物の最終処分を含むバックエンド管理、原子力発電所の廃炉が台湾の別のホットな話題である。金山原子力発電所の運転許可証は 2018 年末に失効し、すぐに廃止措置が開始される。台湾ではじめての廃炉事業であり、海外の経験と技術に期待している。「使用済み燃料プールの長期保管、中期のオンサイト乾式貯蔵、および長期的な最終深部地層処分」は、使用済み核燃料の国家管理戦略である。しかし、乾燥貯蔵は地方政府や反核団体に反対されている。処分計画によれば、最終処分候補地は 2028 年末までに決定されるべきである。しかし、サイト選択はまだ保留中である。低レベルの廃棄物は、原子力発電所や Lan-Yu 中間貯蔵施設の廃棄物倉庫に一時的に保管されている。「低レベル放射性廃棄物の最終処分計画」は 2004 年 1 月 16 日に AEC によって承認されたが、反核感情は国民投票を延期し、進展が遅れた。最終的な貯蔵所の選択は、低レベルおよび高レベルの廃棄物処理のための主要な課題である。緊急時計画として高レベルと低レベルの両廃棄物を一時的に保管するための集中型中間保管が提案された。

(文責 笠原)

セッション 1 : Materials and Inspection (I)

Evaluation of Crevice Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels in Oxygenated High Temperature Water

Sinjlawi, H. S. Kim, C. H. Jang (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea), K. H. Sung (Sungil SIM, Korea), and S. Lee (Korea Institutes of Materials Science, Korea)

原子力プラントで多用されているソケット溶接部では、高サイクル疲労割れによるリークトラブルが報告されている。その際に肉盛溶接による補修を行うと長期間のプラントシャットダウンが必要となり、経済的な損失が大きい。そこで、リーク箇所を覆うクランプデバイスを用いた暫定補修工法が提案されている。クランプデバイスに用いられているステンレス製ボルトは、高引張応力、隙間環境、(リークした) 水環境、高 DO (溶存酸素濃度) 条件が重畳するため、SCC の発生が懸念される。そこで、SUS304 と SUS316 を対象に CBB 試験片を用いた SCC 発生試験を実施した。試験環境は PWR 一次系水質環境 (325℃、DO<5ppb) 及びその高 DO 環境 (325℃、DO=8ppm) である。ひずみ条件は 1%並びに 2%とした。

試験の結果、PWR 一次系水質環境では従来知見同様 SCC 発生は認められなかった。高 DO 条件では、SUS304 の多数の試験片で SCC 発生が確認された。一方、SUS316 では高ひずみ条件 (2%) の試験片 1 つで SCC 発生が確認されたのみであり、SUS304 の方が高い SCC 感受性を示した。

Effects of dendrite axes and fusion boundary of 308L/304L welds on stress corrosion cracking at a high-temperature water environment

W. F. Lu, J. Y. Huang, T. Y. Yung, J. S. Huang and K.C. Tsai (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

ステンレス鋼継手 (母材 SUS304L/溶接金属 308L) の溶接部及び HAZ 部 (溶接熱影響部) における SCC 亀裂進展特性についての発表が行われた。試験環境は、温度 300℃、DO = 7 ppm の BWR 模擬環境である。

溶接部の SCC 進展挙動はデンドライト方向の影響が大きく、荷重負荷方向とデンドライト方向が直交する場合は、荷重負荷方向とデンドライト方向が平行の場合よりも SCC 進展速度が速いことが示された。また HAZ 部は残留ひずみの影響により SCC 感受性が高いことが示された。但し、HAZ 部から溶接部に SCC 亀裂が向かう場合は FB (溶融境界) がバリアとして作用するため、FB に沿って亀裂が進展する傾向があることが示された。

Effect of Material Properties Distribution due to Neutron Irradiation Simulated by Cold Work on Fracture Strength of Austenitic Stainless Steels

Y. Ono, M. Itatani, T. Ogawa, T. Hayashi and T. Saito (Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, Japan)

原子炉炉内構造物の構造材料であるステンレス鋼は中性子照射を受けることにより、その機械特性が変化することが知られている。シュラウドや上部格子板などの炉内構造物は一方から照射を受けるため、構造物内部に機械特性の分布が生じる。照射によって生じる機械特性の分布を、加工率の勾配を有する冷間圧延を行うことで簡便に模擬する手法が検討された。冷間圧延試験体の硬さ試験、引張試験及び弾塑性破壊靱性試験を実施した結果、炉内構造物で想定される強度（0.2%耐力）及び破壊靱性値と概ね整合する機械特性の分布が得られていることを確認した。

また冷間圧延により機械特性の分布を付与した平板試験体を製作し、高強度側に亀裂模擬のスリットを導入して破壊試験を実施した。その結果、リガメントの機械特性分布に違いがあるにも関わらずほぼ同一の荷重－変位関係が得られ、亀裂先端の特性が支配的であることが示唆された。

The Microstructure and Mechanical Properties of Cast Austenitic Stainless Steel Welds with Electromagnetic Stirring

S. L. Jeng, D. P. Su, J. T. Lee and J. Y. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

PWR一次系配管に使用されているステンレス鋳鋼においては溶接時の高温割れの発生事例が報告されている。ステンレス鋳鋼溶接部の金属組織及び機械的特性に及ぼすEMS（電磁攪拌）の影響を評価した結果が発表された。供試材は母材がCF8A、溶接金属がER308Lである。GTAW（ガスタングステンアーク溶接）及びGTAW+EMSの2種類の溶接方法が評価された。

溶接部の組織観察の結果、GTAW+EMSにて多くのフェライトコロニーが形成されていることが確認された。GTAW、GTAW+EMSのいずれの溶接部においても析出物の形成が確認されたが、GTAW+EMSの方が析出物の数は少数であった。

溶接部の硬さ試験の結果、GTAW+EMSの方が低い硬さを示した。その一方、室温での引張試験ではGTAW+EMSの方が優れた強度特性、伸び特性を示すことが確認された。フェライトコロニーが多いこと、及びフェライトコロニーの形成方向が互いに交差した組織であることが強度特性に優れる要因と考えられることが示された。

（文責 小川）

セッション2: Fatigue and Fracture Mechanics

Applicability of Fracture Toughness Prediction by Coupled Damage Mechanics Model and Brittle Fracture Model for Ductile - Brittle Transition Temperature Region for Reactor Pressure Vessel Steels (Part II) (Y. Nagoshi, Mitsubishi Heavy Industries, LTD.)

現行の加圧熱衝撃(PTS)事象に対する原子炉容器の健全性評価は、CT試験片から得られた破壊靱性をベースにしている。一方、微小な亀裂を有する構造物の破壊抵抗は、塑性拘束の影響により、CT試験片から得られる破壊抵抗よりも高いと考えられる。本研究では、ローカルアプローチ法を適用して本来の構造物の持つ破壊抵抗の裕度の定量化を図っている。本論文では、既往研究で課題となっていた表面亀裂付き小型平板試験体の破壊抵抗の予測精度の改善を試みた。表面亀裂付き小型平板を用いた破壊試験では、脆性破壊前に塑性ひずみが発生していたことから、Ruggieriらにより提案されている塑性ひずみを考慮した脆性破壊モデルを適用した。その結果、破壊抵抗の予測精度が大幅に改善し、破壊試験結果をよく模擬できる結果が得られた。

Development of Web-Based Fatigue Monitoring System for Nuclear Power Plants (Myung-Hwan Boo, Korea Hydro & Nuclear Power)

韓国で開発されたWebベースの疲労モニタリングシステムNuFMS (nuclear fatigue monitoring system)の紹介。ASMEのSection IIIの疲労評価手順にしたがって疲労損傷量を算出する。データ採取、サイクルカウント、疲労計算、データベースから構成される。また、環境効果も考慮できる。データ採取では、KHNPのプラントモニタリングシステムとリンクして実機のデータを収集し、Intelligence Cycle Counting(ICC) Moduleで自動的に過渡がカウントされる。疲労評価では、設計ベースの応力を用いられるCycle-based Fatigue Evaluation(CBE)と、過渡から応力を算出するStress-Based Fatigue Evaluation(SBE)の2通りがある。一概には言えないがCBEに対して1/10程度の損傷となる。Webベースでシステムとなっており、規制側とも疲労評価の情報を共有できるようになっている。韓国ではモニタリングシステムの導入が規制要求となっている。

Instability Moment Predictions for Low Alloy Steel Complex Through-wall Cracked Pipes (Young-Jin Oh, KEPCO E&C)

SCCなどによる周方向亀裂の形状は、複数の亀裂発生や進展の複雑さなどから、健全性評価の際の亀裂形状を理想的な扇形形状でモデル化できるとは限らない。米国NRCでは複雑

な形状を貫通周亀裂に置き換える手順を採用している。その際、用いる弾塑性破壊靱性（J-R 曲線）はCT試験片か管形状試験片を用いた採取されたデータが用いられている。本研究では、複雑な形状のJ値解を準備し、複雑形状を模擬したCCT試験片を用いてJ-R曲線を採取することを試みた。併せて損傷モデルを用いた有限要素解析を行い、妥当性の検証に用いた。CCT試験片では特殊な亀裂形状を適用することから、Normalization法により亀裂サイズをモニタリングした。得られたJ-R曲線は相対的に小さい破壊靱性を示した。限界モーメントを算出したところ、簡易法より合理的な値が得られた。また、損傷モデルによる予測よりも保守的であった。以上のことから、複雑形状亀裂に対して従来法（NRCの手順）より合理的な弾塑性破壊力学評価が可能との結論を得ることができた。

Experimental Validation of Multi-axial Fracture Strain Energy Based Ductile Fracture Simulation of Cracked Piping Systems Under Monotonic/Cyclic Loading (Yun-Jae Kim, Korea University)

地震荷重は、動的及び繰返し荷重として特徴付けられている。これらの荷重は見かけのJ積分値に影響を与えるが、特に繰返し荷重の影響は大きいとされている。本研究では、亀裂を有する配管の延性破壊を評価するため、多軸場のひずみエネルギーを考慮した損傷モデルを用いて、その適用性を確認した。有限要素解析で使用する引張特性と損傷モデルのパラメータは、静的荷重下の引張試験とフルスケールのSTS410の配管破壊試験から決定した。2種類の応力比($R=-1$, -0.5)の配管破壊試験を実施し、ひずみエネルギーを考慮した損傷モデルを用いた解析で求めた延性亀裂進展量と比較した結果、両者は良い一致を示すことが確認できた。異なる応力比でフルスケールの配管破壊試験を実施するのは困難なことから、本手法を用いた予測は非常に有用と考えられる。

Elastic-plastic Fracture Resistance of Carbon Steel for Cyclic Load (M. Kamaya, Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

繰返しし荷重下での弾塑性破壊靱性は、単調荷重下でのそれより低下することが知られている。本研究では、その要因を疲労亀裂進展の観点から考察した。試験では、平板試験片を用いて疲労亀裂進展試験と破壊靱性試験を行った。平板試験片を用いることで圧縮の荷重が負荷でき、かつ公称ひずみを計測することができる。疲労亀裂試験では、繰返しあたり0.5 mmを超える速度を再現できた。そして、得られた進展速度は有効ひずみ拡大係数と良い相関を示した。破壊靱性試験では、圧縮の荷重を繰返し付与すると、破壊靱性が低下する傾向が見られた。単調負荷の破壊靱性試験を、1/2サイクルの疲労試験と見なしてひずみ拡大係数を算出したところ、延性亀裂進展量と疲労亀裂進展量はよく対応した。繰返し荷重下を含め、破壊靱性試験の延性亀裂進展は、亀裂先端の鈍化による見かけ上の進展

と疲労亀裂進展の和として予測できるとの結論を得た。

Study on Large Thermal Gradients for Structural Integrity of a Reactor Pressure Vessel Subjected to Pressurized Thermal Shocks (P. C. Huang, National Tsing-Hua University)

3次元モデルはモデリングが難しいため、現行のPTS事象における熱水力学解析では、1次元の解析手法がよく適用されている。本研究では、3次元CFDを用いて計算した炉心領域内の温度分布から境界条件を設定し、FAVOR ver.16.1を用いてPTS事象に対する確率論的破壊力学(PFM)評価を行った。過渡は、オークリッジ国立研究所で過去に実施したBeaver ValleyのPFM解析を参照して、Main Steam Line BreakとSmall Steam Line Breakを対象とし、中性子照射による脆化(関連温度)は、32EFPY～200EFPYまで考慮した。CFD解析の結果から、炉心領域を温度の違いによる3領域に分類でき、そのうち低温領域が原子炉容器全体の破壊挙動に対して支配的になっていることが分かった。また、炉心領域が全て同一温度と仮定した場合に比べて、条件付き亀裂発生確率や条件付き破損確率が約1桁低い値になり、領域分類することでより精緻な評価が可能であることが分かった。

(文責 名越、釜谷)

セッション 3 : Computational Mechanics

Leak Rate Tests of Penetrate Cracked Head Plates and Modeling of Head Plate Thickness Distribution for 3-D Analyses

K. Tsukimori, H. Yada, M. Ando, M. Ichimiya, Y. Anoda, Japan

FBR において、鏡板は格納容器の一部を構成する。それゆえ、シビアアクシデントの際にバウンダリとしてのその機能が維持されるかどうかは重要な課題である。さらに、バウンダリとしての機能が失われた場合、格納容器の外に放出された核分裂生成物による影響を評価するために、鏡板に生じた貫通亀裂からの漏えい率を算定することも重要となる。著者らはすでに鏡板試験体に外圧を座屈、その後、亀裂貫通に至るまでの一連の圧力負荷試験を実施しているが、ここではその後行われた圧力保持中の漏えい率測定試験について紹介され、圧力レベルに対する漏えい挙動の傾向が議論された。さらに、鏡板試験体の詳細 3 次元計測データに基づく、3 次元解析のための板圧分布のモデリングについて議論された。このモデリングは、試験で観察された 3 次元的な変形パターンや貫通亀裂長さの推測に繋がると考えられる。

鏡板試験体の周方向板圧分布の周期性について質問があった。

Establishment of Pressure-Temperature Limits for the Beltline and Extended Beltline Regions of the Reactor Pressure Vessel for Cooldown Operation

Yu-Yu Shen, Hsoun-Wei Chou and Chin-Cheng Huang, Taiwan

運転中、原子炉圧力容器(RPV)が損傷しないように、圧力・温度(P-T)限界が決められなければならない。ベルトライン領域の材料は、高レベルの中性子照射にさらされ、他の場所よりも破壊靱性が低い。したがって、P-T 限界は通常、beltline 領域の条件にしたがって設計される。しかしながら、構造不連続を有するノズルなど、他の部分については、中性子照射が僅かであっても、応力集中により限界値に影響を与えるかもしれない。異なる状況全体を考慮するために、RPV の P-T 限界の開発に際しては、RTNDT (脆性遷移温度)の最も高い beltline 材料だけではなく、構造不連続を有する他の領域も考慮しなければならない。

発表では、ASME Code Section XI-Appendix G の手法による beltline および拡張 beltline 領域に対する P-T 限界曲線を作成する方法が紹介された。次に、台湾 PWR の入口、出口ノズルの 3 次元有限要素モデルを P-T 限界計算用に圧力と熱応力分布の解析のために作ることが示された。解析結果から、beltline 領域はなお PWR 容器の P-T 限界に依存し、出口ノズルは参照温度に対して少なくとも 72° F のマージンがあるとされた。一方、P-T 限界へのノズルと beltline 領域の間の参照温度の関係も議論された。本研究は、台湾の PWR プ

ラント運転についての参照情報を与える。

参照温度の決め方、(配管から作用する)ノズル荷重の考慮について質問があった。

Structural Integrity Assessment of Containment and Interior Components Against Postulated Aircraft Impact

Jae Min Sim and Yoon-Suk Chang, Republic of Korea

格納機器の安全性は、種々の仮想的ハザードから原子力プラントの内部設備を隔離して保護することであると強調されてきた。近年、地震や航空機衝突などの外部事象を対象とした研究がいくつかあるが、構造物への過酷荷重に対する放射性物質の保持を確証するために、より精緻な数値解析的アプローチが必要とされている。この研究の目的は、典型的な鉄筋コンクリート格納構造および内部機器に対する航空機衝突の影響を評価することである。まず、Riera 関数に基づいて荷重の時刻履歴を創成し、模擬航空機に対して検証したことが報告された。燃料に対しては smoothed-particle hydrodynamics model を使って、想定する航空機衝突条件のもとで有限要素法解析が実施された。結果の応力、ひずみについて許容値と比較するとともに、衝突によるコンクリートの損傷を評価した結果が示された。さらに、衝突位置や衝突角度など主要パラメータの影響が検討された。典型的な結果として、航空機衝突によって部分的に貫通する可能性はあるが、格納機器の健全性は鉄筋部分によって維持されることが分かったという。内部機器の最大応力は、衝突位置が壁に近づくほど大きくなる。一方、衝突角度の格納機器への影響については、ドームのひずみと損傷の分布に顕著であったとのことである。また、内部機器の最大応力が増加しても、壁に衝突する場合を除いて降伏点に達することはなかったと報告された。

解析における燃料の燃焼による加熱の扱い、使用した解析コードについて質問があった。

Numerical Simulations of Micro-, Macro-, and Mega-Scale Structurization by Welding Processes

M. Mochizuki (Osaka University, Japan)

原子力機器の健全性にとって重要な部位の一つである溶接部を対象に、数値シミュレーションを有効活用した溶接プロセス中における構造化アプローチ例の紹介がなされた。特に、溶接変形と残留応力に注目し、熱弾塑性解析を用いてミクロスケール、マクロスケール、さらにはメガスケールでの取り扱いと、それぞれの間のマルチスケールの処理について、実験室レベルに留まらず、実構造物を対象とした数値解析が現実的になりつつあること、また、より詳細なアプローチとして材料の相変態挙動やアークプラズマ挙動を考慮した解析も可能であること、さらには、そのための強非線形性問題に適した高速化計算手法についても、それぞれ具体的解析例を題材に紹介がなされた。

Detecting Failure of Anchor Bolts of RPV Skirt Structure Based on Finite Element Analysis

C. W. Fan, Y. T. Chiu (Industrial Technology Research Institute, Taiwan)

原子炉圧力容器スカート部のアンカーボルトは、圧力容器とペデスタルを固定している重要部位であることから、万が一の損傷の場合には原子炉の健全性に大きな影響を及ぼすことが懸念される。一本のボルトのクランプ荷重が消失した際には隣接するボルト付近のひずみ量が減少するという事実から、あらかじめ、有限要素法を用いて損傷したボルト近傍のスカート部フランジに沿ったひずみ量の変化を解析し、その結果を元にフランジに貼付したひずみゲージによる計測結果を評価に用いる手法についての検討結果が報告された。軽微なボルトの損傷として単数のみならず複数本の同時損傷についても数値解析による検討がなされ、それらの計算で得られた値はひずみゲージによる計測限界に比較して十分に大きいことから、アンカーボルトの異常検出にはスカート部フランジに貼付したひずみゲージにより十分に対応可能であることが示唆された。

Study on Water Hammer in the Emergency Systems Discharge Pipe of Nuclear Power Plant

P. H. Huang, Z. Y. Hung and C. J. Li (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

シビアアクシデント時などに非凝縮性ガスがもたらすウォーターハンマー現象は原子炉機器の健全性に大きく影響を及ぼすため、米国原子力規制委員会でも、非常用炉心冷却系、崩壊熱除去系および格納容器スプレイ系におけるガス蓄積管理基準として2008年にガイドラインが発行され、ガスの蓄積が系統の運転性に影響を及ぼす量を下回るレベルに維持されることを要求している。本論文では、起動時のポンプ吐出配管に許容されるガス量を、圧力と荷重の変化、バルブの開閉を考慮した上で、解析コード RELAP5 を用いて低圧炉心注水系を例として求めた。解析では、配管サポートが損傷した場合やバルブ開閉時の荷重の不均衡についても考慮しているが、許容最大圧力から非凝縮性ガスの許容量を求めた結果が報告された。

(文責 月森、望月)

セッション 4 : Codes and Standards

Additional inspection and evaluation for application for extension of operating period of Tokai No.2 Power Station

Osamu Urabe, Shohei Nakama, Hiroyuki Kobayashi (The Japan Atomic Power Company, Japan)

日本では、2013 年に福島第一原子力発電所の事故を受け原子炉等規制法が改正となり原子力発電所の運転期間は原則 40 年となった。運転期間の延長のためには、特別点検とその結果を反映した高経年化技術評価をおこない申請・認可を受ける必要がある。BWR では初の申請となる東海第二発電所の特別点検の内容について、特に原子炉圧力容器の点検内容について紹介するとともに、原子炉圧力容器の熱時効、中性子照射脆化の評価について説明があり、これらの検査・評価の結果、規制庁が定めた判断基準を満足するとともに、運転開始後 40 年時点で問題となるような経年劣化事象はなく、60 年運転も可能であるとの見込みを得たことが説明された。

Regulatory Enforcement of Aging Management Program to Korean Nuclear Power Plants

Young Hwan Choi

(Chief Executive Technical Advisor, Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)

2011 年の福島第一発電所の事故以降、韓国の規制当局は高経年化管理プログラムに対する新しい規制を事業者に対して要求した。この新しい規制では高経年化管理手順の開発、この手順の有効性評価、運転員の高経年化を考慮した訓練を要求している。5 年間にわたる韓国の事業者と研究機関の研究の結果、総合的な高経年化技術管理が承認され、2016 年から、建設中のプラントも含めすべての韓国のプラントで実施されている。本発表では、規制の枠組み、事業者、産業会の取り組み状況について紹介があった。特に手順については、各プラント毎に 30~40 ほどの方法があり、米国等の基準類を参考としており、小口径配管の 1 回限りの検査なども含まれている。また、評価結果に基づく是正措置 (Corrective Action) や、その是正措置の効果に応じて点検時期を定めるなどの考え方について説明があった。

Structural Integrity Evaluation of Spent Fuel Pool for Operating Nuclear Power Plant in Taiwan

Wei-Chang Chen, Chun-Chang Chao, Yi-Chang Tian, Chih-Hao Hsu, Meng-Chi Chen
(Nuclear Engineering Division, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

本研究の目的は台湾の原子力発電所の燃料プールの構造健全性を米国 EPRI の開発した手法とガイドライン（#1025287）によって評価することにある。この評価ガイドラインは UNNRC から 2013 年 2 月に承認を受けている。このガイドラインは、急激なプール水の排出につながるような接合部に重点を置いており、コンクリートの損傷とライナーの損傷などを想定している。この評価は決定論的手法をもとに地震時のプール水のスロッシングによる流出、崩壊熱、耐震裕度、燃料再冠水といった定量的な評価も行うことになる。EPRI のガイドラインでは、地震後 72 時間に貯蔵された燃料が露出してしまうことを想定し、これを一つの判断基準としている。地震発生後の燃料露出までの時間を評価したところ、Chinsan 発電所では 7.6 日、Kuosheng 発電所では 6 日、Maanshan 発電所では 4.8 日となり、すべてのプラントで 72 時間を上回る結果となった。従ってこのガイドラインの判断基準を満たしており、構造健全性に関するさらなる詳細な評価が不要であることが示された。

The Stress Intensity Factors Calculation for the Corner Crack in Nozzle of Pressure Vessel

Tai-Liang Kuo, Cheng-Wen Fan (Material and Chemical Research, Industrial Technology Research Institute, Taiwan)

2次元軸対称の仮定は圧力容器用ノズルの有限要素法解析に広く用いられている。2次元軸対称モデルは、他のモデルに比較して、一般的に、モデリングと計算の負荷を軽減することができ、ある条件では十分正確な結果を出すことができる。しかしながら、2次元軸対称モデルから拡大したフルモデルでは、一般的に実際の幾何学的構造と一致せず、解析結果はノズルコーナ部といった場所においては、保守的な結果とならない可能性がある。この問題を解決するため、本研究では、チャージングノズルの内面応力と熱応力をそれぞれ考慮し、2次元軸対称モデルと3次元有限要素法モデルを作り、応力解析を実施し、2つのモデルの差を確認した。応力解析の結果に加え、ノズルコーナ部のモード I の応力拡大係数も計算し、2つの結果を比較した。

The Aging Management of Thermal Embrittlement on Cast Austenitic Stainless Steel Piping

Chun-Li Chung, Jien-Jong Chen (Mechanical and System Engineering Program, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

オーステナイト系ステンレス鋳鋼の配管の熱時効は原子力発電所の長期運転に伴い重要な問題となってくる。機器のスクリーニング、検査方法、亀裂指示の決定、亀裂進展解析は高経年化管理において重要な要素となる。しかしながらこれらの方法論の説明は異なる

文献に記載されており、統合するのが困難となっている。このような状況が、事業者がこの問題に対処する障害となっている。このような理由から、本発表では最新の NUREG-1801(rev2), NUREG-2191, NUREG-4513(rev.1&2)といった高経年化管理に関する文献、ASME Section XI, Code Case N-824, N-838 などに記載されているスクリーニング、検査、指示の許容基準、亀裂進展解析に関して整理を行って、オーステナイト系ステンレス鋼配管の熱時効の経年管理に対する全体像を整理した。検査方法としては、EVT-1 (PT よりも前処理、洗浄等がなく手順が簡便となる)や UT が適用可能となっていること、ASME Section XI 等の許容基準等を用いることなどが紹介された。

Quantitative and Qualitative Assessments of Potential Gas Accumulation in Safety Related Systems of Nuclear Power Plant in Taiwan

Yuan-Chih Li, Kuei-Yen Hsu (Material and Chemical Research Laboratories, Industrial Technology Research Institute, Taiwan)

Dong-Shi Yang (Department of Nuclear Generation, Taiwan Power Company, Taiwan)

Kuen Ting (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)

原子力発電所の液体の系統へのガスの侵入・蓄積といった事例は、商業炉の運転開始からおきている。NRC は Generic Letter 2008-01 を発行し、60 件ほどの事例を取り上げ、米国の事業者が行うべき対応について記載し要求を行っている。この懸念事項に対して、産業界は NEI09-10 にて対応を回答している。本研究では、NEI09-10 のガイドに従ってスクリーニング、可能性が高い個所の決定を行い定量的、定性的な解析を行っている。PRA を行い安全上重要な配管について特定した。またフルード数を計算して、ガス蓄積の可能性がある個所を特定した。これらの結果から、ランク付けを行い、どの個所をガスモニタリングすれば良いかを特定する。台湾の原子力発電所における評価例について紹介があった。

(文責 浦邊)

セッション 5 : NPP Decommission & SNF Management

原子力プラントの廃止措置に関して、台湾から 5 件、日本から 1 件の発表があった。

Proposed Low Level Radioactive Waste Storage Container Plan for the NPP Decommissioning in Taiwan

Kuei-Jen Cheng, Chen-Chzu Peng, and Ying-Wei Lin (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

台湾においては 2025 年までに全ての原子力発電プラントを停止し、さらに、25 年以内に廃止措置を完了する法規制が制定された。しかし、低レベル放射性廃棄物の収納容器についての仕様が取り決められていないため、具体的な廃止措置プロセスが検討できない状態である。本発表では 2018 年に停止する Chinsahn(金山)一号機について、スウェーデンの廃止措置で使用された収納容器を参考に、その適用性を評価した結果について示された。経済性、輸送性、及び、運用性から、低レベル放射性廃棄物に関しては 3m³ の箱型容器を利用した方が良いという結論に達した。

Study on Effective Thermal Conductivity of Buffer Material in Taiwan

Ching-Hsin Chang and Hsoun-Wei Chou (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

廃止措置において発生する高レベル放射性廃棄物の高深度地層処分において、周辺の緩衝材となる物質と、収納容器に詰め込む物質により多重に廃棄物を囲むことが、放射性物質の漏洩を防ぐ上で重要である。ベントナイト(膨潤性、粘性、吸着性などの性質を持つ)はそのような目的に利用できる理想の粘土状の物質である。ここでは、FDM(有限差分法)によるモンテカルロ計算を用いて、台湾の土質を考慮した ETC(有効熱伝導度)などを評価した。Zhisin ベントナイトと呼ばれる台湾特有の粘土で囲み、多孔質成分の減少で非線形性が増大し、ETC の応答方程式は単純な二次の多項式として解けることが示された。

Holistic Nuclear Power Plant Decommissioning Management System

H. Seki, E. Enomoto, T. Yoshida (Hitachi Ltd. Japan), M. Imamura, H. Nagase, and J. Tahata (Hitachi - G E Nuclear Energy, Ltd. Japan)

原子力プラントの 3D モデルにもとづき、残留放射能の分布や、そこから計算される空間線量率の分布計算シミュレーションを実行し、作業現場における被曝線量の評価、解体廃棄物に必要な収納容器の個数、及び、収納容器の仮置き場所の空間線量率の評価を実施した。

ここでは、プラント全体をモデリングした場合だけでなく、例えば格納容器内の残留放射能が高い箇所のモデリングだけでも、廃止措置プロジェクトへの効果的な適用が可能であることが述べられた。また、廃止措置工程に従って、プラントの解体に伴い、現場の状況が変化していく様子を可視化する 4D シミュレーションが適用可能であることも示された。

Drop Impact and Static Analyses for Development of Low-Level Radioactive Waste Container

Ying-Wei Lin, Sue-Ray Lin and Chen-Chzu Peng (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

台湾の廃止措置において、実績のある外国製の廃棄物収納容器の導入が検討されている。このうち Container Products Corporation (米国)の B-25 (1.17m x 1.19m x 1.83 m)と呼ばれる容器は有力な候補となっている。ここでは、B-25 を 1.2m の高さから落下させたケースをシミュレーションと実験により評価した。評価の結果、わずかながら弾性変形があったが、規制範囲内に収まることが確かめられた。

Research on Decommissioning Planning of Nuclear Power Plants during Spent Fuel Wet Storage Phase

Pei-Ying Yang, Ru-Feng Liu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan) and Sue-Ray Lin (National Taiwan University, Taiwan)

原子力プラントの廃止措置においては、SNF(使用済み燃料)の放射能が減衰し、乾式保管が可能になるまで、使用済み燃料プールで保管する。本発表では BWR プラントの燃料プール冷却・浄化システムの運用に関して、より単純で、経済的な方式を検討した結果について示された。冷却・浄化システムにおいては、フィルタとデミネライザの機能維持が重要であり、SFP の運転、モニタリング、健全性、燃料運搬などの安全ガイドが制定中であることが述べられた。

Development of Residual Life Prediction Method for the Dry Storage System via Thermal-Hydraulic Evaluation

Po-Chen Lai, Yung-Shin Tseng, Wei Chen, Yuh-Ming Ferng and Chunkuan Shih (National Tsing-Hua University, Taiwan)

台湾では高レベル放射性廃棄物の最終処分場の決定が遅れている。このため、使用済み燃料の乾式一時貯蔵期間を延長する必要がある。このような課題に対応するため、燃料を乾式貯蔵しているキャニスタの健全性を CFD シミュレーションで確認した。2D モデルと 3D

モデルで評価した結果、その差異は 1.1%しかなく、2D モデルを用いた評価で十分であるという結論を得た。SCC によるクラックの成長率についても、長期間にわたる変化を計算し、燃料貯蔵キャニスタの最下部にクラックが発生する可能性を示した。また、残留応力がクラック発生箇所の重要な決定因子であることも分かった。

(文責 関)

セッション 6 : Risk and PRA

Summary of Results of International Round-Robin Analyses by Probabilistic Fracture Mechanics for BWR Pressure Vessel during LTOP event

Y. Kanto (Ibaraki University, Japan), Y. Li (Japan Atomic Energy Agency, Japan), J.-S. Park (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea), C.-C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), K. Ting (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan) and S. Yoshimura (The University of Tokyo, Japan)

この確率論的破壊力学に関する国際ラウンドロビン解析はフェーズ 2 に当たり、フェーズ 1 の解析対象は加圧水型軽水炉であったのに対し、本フェーズでは沸騰水型軽水炉の原子炉圧力容器が対象とされた。過渡としては、低温加圧及び冷却が選定されている。発表では、日本及び韓国の複数機関の結果が示された。両国で用いられた中性子照射に係る脆化予測式や化学成分等の解析条件は異なるものの、日本の機関による破損確率はほぼ一致するのに対し、韓国の機関による破損確率の結果には大きなばらつきがあった。このことから、今後もこのようなラウンドロビン解析を通じて、解析コードの検証を進めるとともに、解析者の技術向上を図ることが重要であると総括された。

A New Probabilistic Evaluation Model on Weld Residual Stress

J. Katsuyama (Japan Atomic Energy Agency, Japan), Y. Miyamoto (Mizuho Information & Research Institute, Inc., Japan), Y. Yamaguchi, A. Mano and Y. Li (Japan Atomic Energy Agency, Japan)

亀裂を有する配管の健全性評価を行うに当たって最も重要な因子の 1 つである溶接残留応力について、フーリエ変換を活用することにより、複数の溶接残留応力データを入力するだけでその分布と不確実さを評価・再現できる確率論的評価モデルが提案された。提案された評価モデルについては、その検証を通じて、確率論的破壊力学解析コード PASCL-SP に実装され、破損確率を評価するに当たって、その評価モデルは有用であることが示された。

Development of a Safety Inspection Methodology using Defense-in-depth concept and Risk Insight of Probabilistic Safety Analysis for Nuclear Power Plants

Younwon PARK, Hyung Jin Kim, Jihan Lim and Seong Soo Choi (BEES Inc., Korea)

定期点検は原子力発電プラントの安全性を確認するための最も重要なプロセスであり、事故を防ぎ緩和するためには深層防護が最も重要な基本的考え方となっている。韓国で運用されている原子力発電プラントの現状の検査は、全ての検査項目に同等の重要度を適用

し、決定論的アプローチに基づく機器レベルの性能検査が行われている。プラントシステムや機器の機能は健全であることが確認されるべきであるから、この検査方法は供用前検査には適している。しかし、供用状態では、深層防護の考え方や確率論的安全評価（PSA）により得られるリスク指標に基づき事故のリスクを最小限にすることに着目して安全点検を行うべきである。韓国では、PSA は 2000 年代から規制によって推奨されていたが、2014 年から法的に全ての原子力発電プラントに対して実施するよう要求されている。この観点からリスク指標は検査でも活用されるべきであるが、実際には各国の規制に依存することもあり、深層防護の考え方や PSA は十分な研究が行われていない。本研究では、イベントツリーにおける成功パス及び失敗を妨げるためのパスに関する 2 つのアプローチを提案した。原子力発電プラントでは、一般的に 15 の起因事象から、その中のいくつかが炉心損傷に至る約 30 のシナリオとして想定される。その起因事象に対してはそれぞれ高圧注入系や低圧注入系といった安全機能が用意されている。発表では、どのように安全上重要な機器を選択し、どのように起因事象に対して炉心損傷を避けるための点検を行うのかといった事例が示された。また、本発表では上述の分析を行うためのプラットフォーム（PaNSI; Platform for Nuclear Safety Inspection program）も紹介された。

（文責 関東、勝山）

セッション 7 : Material and Inspection (II) & Seismic and Tsunami

Experimental Investigation of Bending Stress Effect on Tube Burst Pressure

C. H. Ha (Nuclear Business Group, Doosan Heavy Industries & Construction Co., Ltd., Republic of Korea.), T. J. Park (Nuclear Business Group, Doosan Heavy Industries & Construction Co., Ltd., Republic of Korea.), M. C. Liu (Nuclear Power Generation, Intertek AIM, U.S.A.), R. C. Cipolla (Nuclear Power Generation, Intertek AIM, U.S.A.)

インサービス状態のPWR全蒸気発生器伝熱管は、構造健全性を確保するように設計基準事故を想定して設計されるとともに、通常の運転状態に渡って健全性が維持されている。強化された規制のガイドは、地震応答スペクトルの範囲とこれによる枝管の破断を増大させ、これにより、伝熱管の曲げ応力を増大させる結果となった。EPRI FLOW ハンドブックでは、曲げ応力を支配している破裂圧力低減係数が示されている。しかし、この破裂圧力低減係数の根拠となっている過去の実験では、より低い曲げ応力、異なる管材料、異なる流れ場が用いられた。そこで、伝熱管の破裂圧力を生じさせる曲げ応力による影響を決定する実験を行ってきた。その実験では、人工的に有限長で欠陥が均一に存在するよう仕上げたアロイ 690 を適用している。これらの欠陥は、熱処理されたアロイ 690 に関する管の摩耗劣化に対する閉止措置のための制限値とほぼ一致している。また、同実験から曲げ応力の重畳により塑性変形をもたらすことを示しているとともに、冷間における引張硬化は、曲げ荷重の存在しないときの初期欠陥存在下における伝熱管と比較して、破裂圧力を増大させる結果となった。しかしながら、同実験研究によって、既往の知見である EPRI フローハンドブックの保守性を確認した。

Q : 蒸気発生器伝熱管の維持管理について 45%は蒸気発生器伝熱管のクライテリアという取扱いと考えてよいということか。

A : クライテリアという扱いではなく、事業者として把握すべき実力値という扱い。

Verification of the Confinement Boundary Integrity of an Operating Concrete Cast Dry Storage System by an Off-line Method

Kuei-Jen Cheng, Ching-Wei Yang and Yu-Tang Yang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

乾式貯蔵システムは、その低い運用コストと高い貯蔵安全性から、使用済燃料貯蔵に広く採用されている。乾式貯蔵システムで使用されるコンクリートキャスクは、使用済燃料が装てんされたキャニスターとコンクリート製のオーバーパックで構成されている。キャニスターの主な機能は、放射化材料を限定化することであり、このため、その閉じ込め機能の境界は常に健全性が維持されなければならない。キャニスターはオーバーパック内に

収納され、運用中は解放されない構造であるため、従来の検査ではその閉じ込め機能の健全性を確認することは極めて困難であった。今回提案する取り組みは、運用中にその健全性を確認することを可能とする新たな手法である。現在、同手法の実現可能性と実効性について検証作業が進められている。使用済燃料の貯蔵安全性向上に向け、この手法によって運用中のキャニスターの境界健全性を合理的に検証することが可能となる。

The diversification of seismic design of the components of Nuclear Plants with Improvement of Static Seismic Coefficient considering Ductility Factor

Kazuyuki Nagasawa, Yoshiyuki Kawaguchi and Masaru Furuya (Tokyo Electric Power Company Holding, Inc.)

近年日本では設計上想定する地震動を上回る地震動が発生していることから、自然現象の不確実性を踏まえた耐震設計の在り方が課題となっている。そこで、機能喪失をクライテリアとし塑性挙動を塑性率（弾性限界に対する最大変位の割合）を指標として評価する新たな静的震度設計法を提案。近年日本で発生した大地震で得られた知見から、この設計法におけるクライテリア（許容塑性率）は、保守性を考慮して、30 とすることが適切であると評価した。解析で得られる塑性率スペクトルの分析結果に基づき、許容塑性率 30 を満足する設計用の静的震度は 1.5 とすることによって、耐震設計の多様性の高度化に向け、実効性をより向上させることが可能であると評価した。

Q：静的震度を合理化により、既往の知見で、構造への影響をどう考えているか。

A：原設計で、既に十分な裕度を有しているので、構造への影響はほとんどないと考えられる。

（文責 古谷）

3. テクニカルツアー

翌日からのテクニカルセッションの実施に先立ち、2018 年 4 月 16 日にテクニカルツアーとして太魯閣国家公園を訪れた。太魯閣国家公園は自然豊か、かつ、広大な景勝地であるとともに、台湾中央部を東西に横断する唯一の自動車道路である中部横貫公路の起点であり、自然と開発との長い戦いの歴史が残されている場所である。原住民である太魯閣族の保護、溪谷に残る日本統治時代の水力発電所の名残、中部横貫公路の工事中に殉職した 212 名の慰霊の祠、深い清水断崖を縫うように走る日本製の鉄道車両など、太魯閣での開発の歴史は日本と台湾との歴史とも所々で重なりを見せた。利便性向上のための自然開発と環境保護は技術者としての共通の関心事であり、溪谷を歩きながら参加者間でそれぞれの国の状況も鑑みながら活発な意見交換が行われていた。

一方、今回のワークショップ前に懸念されていた 2018 年 2 月 6 日に起こった最大震度 7 の地震については、テクニカルツアーの際に市内を見たところほぼ被害は収束しているようであった。観光を大きな生業としている花蓮県では風評被害の対策のため、国の支援も受けているとのことであった。

極東に位置する島国、あるいは半島として同じような自然環境、エネルギー事情を持つ日韓台が環境保護を見据えながら利便性を獲得するためには国境を越えた相互理解と協力が重要であることを考えさせられた訪問であった。

(文責 山田)

4. むすび

台湾の人々が「台湾の裏庭」と呼んで愛する花蓮は、大理石の岩盤と澄んだ川の流れが絶景を織りなす太魯閣溪谷に代表される険峻な山々に囲まれた地方都市であり、昭和の日本を彷彿とさせるような街並みが連なっている。2018 年 2 月に発生したいわゆる花蓮地震の影響が懸念されたが、被害は耐震強度が十分でなく断層の直上にある建築物に限定されているとのことで、主催者の綿密な安全確認の下、安心してワークショップに臨むことができた。

ワークショップのみならず、ウェルカムパーティやバンケットなどあらゆる機会を通じて、チェアマンを務められた Chin Cheng Huang 博士をはじめとする台湾側主催者の面々から心温まるもてなし、きめ細やかなご配慮をいただいた。ワークショップの目的とする技術交流と人的交流を深めることができたのも、ひとえにこのような尽力のおかげである。深く御礼申し上げたい。

東アジアの原子力情勢は変革期を迎えている。台湾はさしたる代替エネルギーの見込みもないまま 2025 年に原子力発電を全廃することとし、韓国も一部の建設中のプラントを除き新設も運転期間延長もしないことが政策決定されている。両国は日本の近未来の悲観的なシナリオを先取りしているとも受け取れる状況にある。だからこそ我々は従前にも増して緊密な関係を維持していくことが重要であり、ASINCO の枠組みがその一旦を担うことが望まれよう。我が国からの参加者のそれぞれが積極的な交流を図って存在感を発揮いただくとともにコミュニティの活性化に寄与していただいたことは、不透明な将来に向けての光明であるとの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国際ジャーナルに特集号を組んで投稿すること、次回ワークショップを 2020 年に韓国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 CR-ROM に収めた。