

第8回 原子力機器健全性国際ワークショップ報告書

The 8th International Conference
on the Integrity of Nuclear Components

April 14-16, 2010

Hyogo, Japan

2010年6月

社団法人 日本溶接協会
原子力研究委員会



Workshop 会場にて



Workshop 会場にて



明石海峡大橋にて

はじめに

本資料は、兵庫県の淡路夢舞台国際会議場にて 2010 年 4 月 14 日～16 日に開催した第 8 回ASINCO(Asian Society for Integrity of Nuclear COmponents) ワークショップの報告書である。

ASINCOワークショップの第 1 回は 1996 年 5 月 8 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・技術者の協力で開催された。第 2 回には新たに台湾からの参加者を迎えて、1998 年 4 月 20～21 日の 2 日間、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、桃園にある台湾原子力研究所(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て 2002 年 4 月 15～16 日の 2 日間、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、日本原子力研究所の関西研究所にある多目的ホールにて 2004 年 4 月 21 日～23 日に開催され、第 6 回は 2006 年 4 月 24 日～26 日に台湾の最南端、懇丁市で開催された。第 7 回は韓国南部の Muju 郡の Hotel Tirol において 2008 年 7 月 2 日～4 日に開催された。なお第 1 回、第 2 回、第 3 回ワークショップにおいて発表された論文は、それぞれ Nuclear Engineering and Design 誌の特集号(Vol.174, No.1, 1997、 Vol.191, No.2, 1999、 Vol.214, No.3, 2002)として公表されており、また第 5 回のワークショップの論文については Solid State Phenomena にて特集号が発刊された。第 6 回と第 7 回のワークショップの論文については、'International Journal of Pressure Vessels and Piping'誌に掲載された。

今回開催の第 8 回ワークショップでは次世代に向けてさらに交流を継続発展することに目的として、国際ラウンドロビン解析に関する特別セッションを設けた。また、破壊力学、運転経験、規格基準、溶接残留応力の各分野の通常セッションを設定した。さらに、技術交流のみならず人的交流を促進するための様々な行事を会期中に用意した。

ワークショップの日本開催に際しては、日本溶接協会・原子力研究委員会の皆様から全面的なご支援をいただいた。ここに深く感謝申し上げる。

(文責 笠原)

Table of Contents

Session 1: Fracture Mechanics

1-1: Crack Growth Analysis in Weld-Heat Affected Zone Using S-Version FEM

Masanori Kikuchi¹⁾, Yoshitaka Wada²⁾, Yuto Shimizu¹⁾, and Yulong Li³⁾

¹⁾ Tokyo University of Science, Japan

²⁾ Tokyo University of Science, Suwa, Japan

³⁾ Northwestern Polytechnical University, China

1-2: Quantification of Secondary Stress Effects on Creep Crack Growth

Tae-Kwang Song¹⁾, Yun-Jae Kim¹⁾, Kamran Nikbin²⁾, and Robert A. Ainsworth³⁾

¹⁾ Korea University, Korea

²⁾ Imperial College, UK

³⁾ British Energy Generation Limited, UK

1-3: Failure Bending Stresses for Small Diameter Pipes with Circumferential Flaws

Kunio Hasegawa¹⁾, Katsumasa Miyazaki²⁾, and Koichi Saito³⁾

¹⁾ Japan Nuclear Energy Organization (JNES), Japan

²⁾ Hitachi, Ltd., Japan

³⁾ Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Japan

1-4: Evaluation of Fracture Toughness Characteristic for Nuclear Piping using Various Types of Specimens

Soo Park¹⁾, Sang-Soo Yoo¹⁾, Jun-ki Min¹⁾, Jae-Mean Koo¹⁾, and Chang-Sung Seok¹⁾

¹⁾ Sungkyunkwan University, Korea

Session 2: Operating Experiences & Aging Managements 1

2-1: A Pilot Study of Risk Based Assessment to the CVCS Heat Exchangers for Taiwan PWR Nuclear Power Plant

K. Ting¹⁾, Y. C. Li²⁾, and K.C. Chen²⁾

¹⁾ Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan

²⁾ National Chung Hsing University, Taiwan

2-2: Seismic Response Analysis Using Three Dimensional FEM Analysis for ABWR Nuclear Reactor Facilities

Masashi Fukushima¹⁾, Tetsuya Wada²⁾, Satoru Suzuki³⁾, and Shinobu Yoshimura⁴⁾

¹⁾ Tokyo Electric Power Company, Japan

²⁾ Allied Engineering Corporation, Japan

³⁾ Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Japan

⁴⁾ University of Tokyo, Japan

2-3: A Risk Evaluation to the Motor Operated Valves of Inservice Testing Program at Taiwan PWR Nuclear Power Plant

K. Ting¹⁾, Y. C. Li²⁾, K. C. Chen²⁾, F. T. Chien³⁾, C. C. Chen³⁾, G. D. Li³⁾, and S. H. Huang³⁾

¹⁾ Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan

²⁾ National Chung Hsing University, Taiwan

³⁾ Taiwan Power Company, Taiwan

Session 3: Operating Experiences & Aging Managements 2

3-1: Safety Evaluation for Bolting Design of Transportable Storage Canister of Spent Nuclear Fuels

Sue-Ray Lin¹⁾, Chin-Cheng Huang¹⁾, and Shih-Chung Cheng¹⁾

¹⁾ Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

3-2: Probabilistic Integrity Assessment on Degradation Mechanisms in a CANDU Reactor Core Considering Operational Experiences

Yoon-Suk Chang¹⁾, Han-Ok Ko²⁾, Jung-Min Lee²⁾, Young-Jin Kim²⁾, Young-Jin Oh³⁾, and Heung-Bae Park³⁾

¹⁾ Kyung Hee University, Korea

²⁾ Sungkyunkwan University, Korea

³⁾ Korea Power Engineering Company, Inc., Korea

3-3: Study on Analogy of Dynamic Earth Quake Loading and Static Displacement Controlled Cyclic Loading

Yoshihiko Tanaka¹⁾

¹⁾ Tokyo Electric Power Company, Japan

3-4: The Establishment of E-System to the Initial Images and Integral Data Information for IVVI and IST of ABWR Reactor Internals

K. Ting¹⁾, G. L. Lagleder¹⁾, Y. C. Li¹⁾, C. C. Wang²⁾, W. C. Shieh²⁾, and L. R. Kang²⁾

¹⁾ IHI Southwest Technologies Inc., USA

²⁾ Taiwan Power Company, Taiwan

Session 4: International PFM Round Robin

4-1: International PFM Round Robin Analyses by Japanese Participants on Reactor Pressure Vessel Integrity during Pressurized Thermal Shock

Kunio Onizawa¹⁾, Yasuhiro Kanto²⁾, and Shinobu Yoshimura³⁾

¹⁾ Japan Atomic Energy Agency, Japan

²⁾ Ibaraki University, Japan

³⁾ University of Tokyo, Japan

4-2: International PFM Round Robin Analyses by Korean Participants on Reactor Pressure Vessel Integrity during Pressurized Thermal Shock

Myung J. Jhung¹⁾, Young H. Choi¹⁾, Yoon S. Chang²⁾, Jong M. Kim³⁾, and Jong W. Kim⁴⁾

¹⁾ Korea Institute of Nuclear Safety, Korea

²⁾ Kyung Hee University, Korea

³⁾ Korea Power Engineering Company, Korea

⁴⁾ Korea Atomic Energy Research Institute, Korea

4-3: International PFM Round Robin Analyses by Taiwanese Participants on Reactor Pressure Vessel Integrity during Pressurized Thermal Shock (Presentation Only)

K. Ting¹⁾, Y. C. Li²⁾, and K. C. Chen²⁾

¹⁾ Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan

²⁾ National Chung Hsing University, Taiwan

4-4: Summary of International PFM Round Robin Analyses among Asian Countries on Reactor Pressure Vessel Integrity during Pressurized Thermal Shock

Yasuhiro Kanto¹⁾, Myung J. Jhung²⁾, K. Ting³⁾ and Shinobu Yoshimura⁴⁾

¹⁾ Ibaraki University, Japan

²⁾ Korea Institute of Nuclear Safety, Korea

³⁾ Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan

⁴⁾ University of Tokyo, Japan

4-5: Discussion and Future Plans for International PFM Round Robin Analysis by all participants

Session 5: Code and Licensing Issues

5-1: Current Status and Future Activities of Japan's Research and Development on Environmental Fatigue Evaluation Method and Relevant Code Issues

Takao Nakamura¹⁾

¹⁾ Kansai Electric Power Co., Inc., Japan

5-2: Aging Evaluation Experience of Periodic Safety Review in Korea Nuclear Industry

Heui-Young Roh¹⁾, Sung-Gyu Jung¹⁾, Tae-Eun Jin¹⁾, Tae Ryong Kim²⁾, and Young Sheop Park³⁾

¹⁾ Korea Power Engineering Company, Korea

²⁾ Korea Electric Power Research Institute, Korea

³⁾ Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd., Korea

5-3: Issues and Research Needs on Application of Fitness-for-Service Code to Nuclear Power Plants in Japan

Takashi Ota¹⁾, and Koji Dozaki¹⁾

¹⁾ Japan Atomic Power Company, Japan

5-4: Application of Piping Failure Database in Korea

Young Hwan Choi¹⁾

¹⁾ Korea Institute of Nuclear Safety, Korea

Session 6: Weld Structures and Residual Stress

6-1: Studies of Residual Stress Measurement and Analysis Technique for PWR Dissimilar Weld Joint

Naoki Ogawa¹⁾, Itaru Muroya¹⁾, Youichi Iwamoto¹⁾, Takahiro Ohta¹⁾, Mayumi Ochi¹⁾, Kiminobu Hojo¹⁾, and Kazuo Ogawa²⁾

¹⁾ Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Japan

²⁾ Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES), Japan

6-2: A Study on Welding Residual Stress Analysis of Small Bore Nozzle with Dissimilar Welds

Jong Sung Kim¹⁾, and Joong Hyun Seo¹⁾

¹⁾ Sunchon National University, Korea

6-3: Structural Integrity Analyses for Preemptive Weld Overlay on Dissimilar Metal Welds in Pressurizer Nozzles

Chin-Cheng Huang¹⁾, and Ru-Feng Liu¹⁾

¹⁾ Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

6-4: Fracture Assessment for Dissimilar Metal Weld of Low Alloy Steel and Ni-Base Alloy

Takuya Ogawa¹⁾, Masao Itatani¹⁾, Toshiyuki Saito¹⁾, Takahiro Hayashi¹⁾, Chihiro Narazaki¹⁾, and Kentaro Tsuchihashi¹⁾

¹⁾ Toshiba Corporation Power Systems Company, Japan

Organizing Committee

Chairman

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

Members

Senior Advisory Members

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

Prof. Young-Jin Kim (Sungkyunkwan Univ., Korea)

Prof. Kuen Ting (Lunghwa Univ., Taiwan)

Prof. Genki Yagawa (Toyo Univ., Japan)

Steering Committee Members

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

Secretary: Dr. Naoki Miura (CRIEPI, Japan)

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

Dr. Jien-Jong Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

Dr. Youn-Won Park (KINS, Korea)

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
Session 1: Fracture Mechanics	2
Session 2: Operating Experiences & Aging Managements 1	5
Session 3: Operating Experiences & Aging Managements 2	7
Session 4: International PFM Round Robin	10
Session 5: Code and Licensing Issues	13
Session 6: Weld Structures and Residual Stress	16
3. むすび	18
4. 発表論文	19

1. ワークショップの全体概要

ワークショップは六つのセッションにより構成され、全部で 23 編の論文が発表された。内訳は日本から 10 編、韓国から 7 編、台湾から 6 編であった。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 : Fracture Mechanics

セッション 2 : Operating Experiences and Aging Managements 1

セッション 3 : Operating Experiences and Aging Managements 2

セッション 4 : International PFM Round Robin

セッション 5 : Code and Licensing Issues

セッション 6 : Weld Structures and Residual Stress

日本からの講演発表者は、菊池(東京理科大)、長谷川(原子力安全基盤機構)、福島(東京電力)、田中(東京電力)、鬼沢(原子力機構)、関東(茨城大)、中村(関電)、太田(原電)、小川(東芝)、小川(三菱重工)の 10 名であり、また原子力研究委員会からは吉村(東大大学院)、渡士(原子力機構)、三浦(日本製鋼)、高橋(電中研)、佐川(日立 GE)、飯田(三菱重工)、山下(ウツエバルブサービス)、釜谷(原子力安全システム研究所)、川手(東大大学院)、和田(諏訪東京理科大)、笠原(東大大学院)、内海(日本溶接協会)、三浦(電中研)が参加した。

ワークショップには総勢 39 名が参加した。原子力構造機器の健全性に関する幅広い分野にわたるトピックスについて、セッションのみならず休憩時間やバンケットの場においても活発な議論と情報交換が交わされた。また、今回特に設けられた確率論的破壊力学のラウンドロビン解析に関するセッションでは、参加機関の解析結果とその集約状況が報告されたのに加え、今後の進め方について参加者全員で討論を行い、本解析の継続的な取り組みの重要性について認識を一にした。淡路夢舞台国際会議場は風光明媚な自然に囲まれたとても魅力的な会場ではあったが、会議日程がタイトであったためにその魅力を十分に味わえなかったことは残念である。

ワークショップに先立って ASINCO 運営委員会が開催され、講演発表の一部を International Journal of Pressure Vessels and Piping の特集号として公刊することが確認され、また次回ワークショップを 2012 年春に台湾で開催することが決定された。

(文責 三浦)

2. 原子力機器健全性国際ワークショップ概要

Session 1: Fracture Mechanics

1-1 Crack Growth Analysis in Weld-Heat Affected Zone Using S-Version FEM

by M. Mikuchi (Tokyo University of Science, Japan), Y. Wada (Northwestern Polytechnical University, China), Y. Shimizu, and Y. Li (Tokyo University of Science, Japan)

溶接熱影響部(HAZ)は大きな残留応力が発生し、しばしば溶着金属の降伏応力を超えることがある。また、HAZ で応力腐食割れ (SCC) 等のき裂が発生する場合がある。このような場合は応力が混合モードであり、き裂の進展過程は複雑である。

ここでは、開発した S-Version FEM を用いて熱ひずみと残留応力場のき裂成長挙動を求めた。S-Version FEM はき裂の成長にともなうき裂周りの局所的なメッシュが再生される簡便な手法である。適用した課題は2例で、溶接平板のき裂パスのシミュレーション、溶接配管 HAZ の SCC のシミュレーションである。

溶接平板のき裂パスのシミュレーションにおいては、斜めに溶接ビードがある平板が引張荷重を受けずに破壊した実験があり、これをシミュレートした。S-Version FEM を用いてき裂が伝播した経路を推定したところ、実験とよく一致した。

また、溶接配管 HAZ の SCC のシミュレーションでは、突合わせ溶接した管の残留応力と応力拡大係数をもとに、アスペクト比が異なる周方向表面欠陥のき裂進展挙動が計算された。また、周に沿って応力拡大係数の分布が異なる場合の表面欠陥の非対称の成長挙動も計算で求めることができた。さらに、S-Version FEM で多数の SCC き裂が存在するときのき裂進展挙動と干渉もシミュレーションできることがわかった。

1-2 Quantification of Secondary Stress Effects on Creep Crack Growth

by T.Y. Song, Y. J. Kim (Korea University, Korea), K. Nikbin (Imperial College, UK), and R. A. Ainsworth (British Energy, UK)

機械的応力と熱応力が合わさった場合の非線形破壊力学評価手法は高温機器の欠陥評価にとって重要である。欠陥を有する高温機器はクリープき裂の解析をしなければならない。定常クリープ状態では、クリープき裂の進展は C^* -Integral で評価されるが、小規模遷移クリープ状態では遷移クリープ $C(t)$ -Integral が用いられる。ここでは、機械的応力と熱応力が合わさった場合の遷移クリープ条件における $C(t)$ を推定する方法を提案する。

解析モデルは機械的応力と熱応力が重畳したときの貫通および未貫通周方向欠陥を有する配管である。配管は軸荷重が作用しており、考慮した熱応力は厚さ方向と軸方向に線形温度分布がある場合である。軸荷重と熱応力を種々変化させ、き裂角度、

き裂深さ、管口径肉厚比、クリープ指数 n を変化させた場合の弾性クリープと弾塑性クリープの $C(t)$ を求めることができた。また、クリープき裂先端の緩和速度は機械的応力と熱応力に依存することが分かった。

1-3 Failure Bending Stresses for Small Diameter Pipes with Circumferential Flaws

by K. Hasegawa (JNES, Japan), K. Miyazaki (Hitachi, Japan), and K. Saito (Hitachi-GE, Japan)

(社) 日本機械学会 (JSME) の維持規格の欠陥評価手法は口径 65mm 以上の配管に適用され、また、ASME (American Society of Mechanical Engineers) の B&PVC Section XI の規格は口径 100mm (4 インチ) 以上の配管に適用される。現在、これらの管より小口径の配管の欠陥評価法の必要性がでてきており、ASME Section XI の規格会議では規格改定の動きにある。

上記の背景で、欠陥を有する口径 50mm (2 インチ) の STPT420 炭素鋼配管の曲げ破壊が室温で実施された。管は母材と突き合わせ溶接管であり、欠陥は周方向の未貫通欠陥で、深さと角度がパラメータである。荷重は準静的な 4 点曲げモーメントで、内圧がある場合と無い場合の破壊曲げ応力が得られた。これらの実験で求められた破壊曲げ応力は、極限荷重評価法から求まる破壊曲げ応力と比較された。ここで、極限荷重評価法を用いるにあたって流動応力は STPT420 炭素鋼配管の降伏応力と引張強さの和の 1/2 が用いられた。

その結果、実験で求められた破壊曲げ応力と極限荷重評価法から求まる破壊曲げ応力はよい一致をした。すなわち、口径 50mm の STPT420 炭素鋼配管の破壊曲げ応力は極限荷重評価法が適用できることが示された。これは、弾塑性破壊力学評価法で用いる割り増し係数 Z が口径 50mm は 1 でよいことを示している。

この結果を受けて、ASME の規格会議では、2 インチ以下の管の Z 係数は 1.0 とし、4 インチと 2 インチの間の Z 係数の値は、現行の 4 インチの値と 2 インチの 1.0 を結ぶ提案であることが報告された。

1-4 Evaluation of Fracture Toughness Characteristic for Nuclear Piping using Various Types of Specimens

by S. Park, S. S. Yoo, J. K. Min, J. M. Koo, and C. S. Seok (Sungkyunkwan University, Korea)

耐圧配管の破壊靱性 J -resistance 曲線を ASTM 規格による標準試験片で求めることは寸法制限の上から困難である。また、実寸法の配管から破壊靱性を求めることは、経済的な面からも容易でない。また、標準 CT 試験片で求める破壊靱性は実際の配管の破壊靱性より保守的な値となることはよく知られている。ここでは、実寸法配管試験体、標準 CT 試験片、および曲面を有する CT 試験片を用いて、破壊靱性 J -resistance

曲線を検討した。

試験した材料は 304 ステンレス鋼である。配管試験体は 60° 、 120° 、 180° の周方向欠陥を有し、室温で 4 点曲げ試験により負荷された。 J -resistance 曲線は標準 CT 試験片と 180° の配管試験体をもっとも低く、 J の領域が小さいときは曲面 CT 試験片が配管試験体より大となった。しかし、 J が大きいときは曲面 CT 試験片の J -resistance 曲線の勾配は減小した。さらに、標準 CT 試験片と配管試験体についてき裂先端の 3 軸性を表す Q -stress を比較したところ、CT 試験片の方が配管試験体より大であった。また、曲面 CT 試験片は J を FEM 解析で求め、 Q -stress を求めた。曲面 CT 試験片の Q -stress は、 J が小の場合は標準 CT 試験片に近く、 J が大になるに従って低下したが、配管試験体の Q -stress よりは大きな値であった。

(文責 長谷川)

Session 2: Operating Experiences & Aging Managements 1

2-1 A Pilot Study of Risk Based Assessment to the CVCS Heat Exchangers for Taiwan PWR Nuclear Power Plant

by K. Ting(Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), Y. C. Li, and K.C. Chen(National Chung Hsing University, Taiwan)

台湾にある 3 ループ PWR プラントの化学体積制御系 (CVCS 系) には、再生熱交換器、余剰抽出冷却器、冷却器、封水熱交換器がある。これら 4 つの熱交換器は、アクセス困難な場所にあり、高線量エリアに設置されている。台湾の労働委員会により圧力容器に規定が定められており、各熱交換器は非破壊検査 (NDE) を定期停止時に実施しなければならない。

熱交換器にアクセスするために配管やサポートを取り外しに要する作業時間が長く、作業員の被爆線量が多くなっていることを考慮し、米国の発電所は作業員の被爆量低減と運転コスト削減、停止期間の短縮のための案として、定期検査周期の延長を提案してきている。

今回の検討は、これら 4 つの熱交換器のリスクを検討しており、導かれる最悪のシナリオに着目しており、熱交換器が破損した後に想定される炉心損傷頻度 (CDF) や早期大規模放出頻度 (LERF) に大きく寄与するものである。今回の検討では、確率論的リスクアセスメント (PRA) モデルを台湾の PWR プラントに利用している。PRA モデルにおける熱交換器へのクリティカルパスに関する研究や体系的な調査を通して、ポンプや弁等の能動設備の破損を想定することにより、各熱交換器のリスクの重大性を決定することができる。

今回の検討は、熱交換器に関わる CDF と LERF に対するリスク寄与の特徴を与える。これら 4 つの熱交換器に関わるリスクの重大性は、代案となる定期検査計画が提案されたとき、規定を軽減する要求をサポートする定量的評価の証拠となりうる。

2-2 Seismic response analysis using three dimensional FEM analysis for ABWR nuclear reactor facilities.

Masashi Fukushima(Tokyo Electric Power Company, Japan), Tetsuya Wada(Allied Engineering Corporation, Japan), Satoru Suzuki(Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Japan), and Shinobu Yoshimura(University of Tokyo, Japan)

2007 年 7 月 16 日新潟県中越沖地震が発生した。柏崎刈羽原子力発電所では、震度 6 強の強い揺れを観測した。発電所設備は、設計を超える地震に見舞われたものの、安全上重要な設備に損傷は皆無であり、設計の裕度が適切であったことを示すものであった。一方、地震後の設備評価では、地震時の設備の挙動を直接目視できるものはないため、「3 次元 FEM 解析」による大規模シミュレーションによって、中越沖地

震発生時の原子炉の挙動を再現し、解析結果を可視化することを試みた。

解析では、大規模シミュレーションのために東京大学を中心とする Adventure プロジェクトで開発された解析コードを使用した。

3 次元 FEM 解析では、原子炉压力容器と炉内構造物の形状をモデル化し、地震時の設備の挙動を可視化するとともに、算出された応力の傾向も、設計で用いたバネマスモデルと一致することが確認できた。

大規模解析が実用化段階になれば、従来は大型振動台による試験で確認していた原子力設備の耐震性を解析でも検証することが可能となる。さらには試験では検証できない事象を解析で検証するなど、耐震設計の高度化に大きく貢献することが期待できる。

2-3 A Risk Evaluation to the Motor Operated Valves of Inservice Testing Program at Taiwan PWR Nuclear Power Plant

K. Ting(Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), Y. C. Li, K. C. Chen(National Chung Hsing University, Taiwan), F. T. Chien³), C. C. Chen, G. D. Li, and S. H. Huang(Taiwan Power Company, Taiwan)

MO 弁や AO 弁、逆止弁に関わる安全性は、原子力発電所で重要な役割を担っている。主に事故時の反応度制御を目的としたこれらの弁の機能は、事後時の残留熱除去や事故時の放射性物質の除去と隔離である。これらの弁の健全性を維持するため、Inservice Testing Program(IST)が所定の検査となっている。

リスクに基づく IST は原子力産業では広範囲に研究されてきている。リスクに基づく IST の評価は、不要な負荷試験の減少や、検査リソースの集中、職員の被曝低減にメリットをもたらす。この研究は、台湾の PWR プラントに関する IST における MO 弁のリスク評価を、定量的、定性的に実施したものである。

この研究での MO 弁に関するリスク分類の成果を用いて、リスクベースドテストイング (risk based testing) の軽減、リスクに基づく IST から得られるメリットを取り扱う。この研究のゴールは、この研究により作られた方法論を参照することによりリスク情報を活用した IST (RI-IST) 評価を実施する事業者にとって参照や礎石となることである。

(文責 福島)

Session 3: Operating Experiences & Aging Managements 2

3-1 Safety Evaluation for Bolting Design of Transportable Storage Canister of Spent Nuclear Fuels

by Sue-Ray Lin, Chin-Cheng Huang, Shih-Chung Cheng(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan, R. O. C.)

使用済み燃料保管用キャニスタの蓋が開閉可能となるようにボルト締結式とする設計を行った。ボルトの構造強度と材料特性に関する要求事項は ASME BPVC 規格に則り、下記の通り設定した。構造強度解析には ANSYS を用いた。

はじめに、ボルト、蓋、キャニスタ等からなる解析モデルを作成し、ボルト締結時のトルクによる軸力を、これと等価な熱応力として模擬した状態で、蓋部に内圧を作用させた場合に、ボルトに発生する応力を通常時の応力として算定した。ボルト軸力として複数の値を想定した感度解析を行った。さらに、最も高いボルト軸力の条件については、横転時に想定される加速度も加えて、事故時の応力として算定した。通常時、事故時共にボルトの発生応力が規格の許容値を下回ることを確認した。

次にボルトの疲労損傷評価も行った。蓋の開閉に伴うボルト締結トルクがばらつくと仮定してボルト軸力の変動範囲を算出した。蓋開閉に伴う軸力変動によるボルトの疲労を考慮して許容しうる最大の開閉回数を求めたところ、キャニスタの使用条件として想定している蓋開閉回数よりも十分大きくなることを確認した。

3-2 Study on Analogy of Dynamic Earth Quake Loading and Static displacement controlled Cyclic Loading

by Yoshihiko TANAKA(Tokyo Electric Power Company)

地震荷重を受ける配管の変形挙動等を模擬するためには振動台を用いた動的な加振試験を行なうことが望ましいが、コストや荷重条件の自由度等の観点で、動的試験は静的試験よりも制約が大きい。仮に、動的荷重と静的な強制変位繰返し荷重による配管への影響が同じであるとすれば、静的試験にて動的荷重を代替できるようになり、メリットは大きい。

本稿では、繰返し面内曲げを受けるエルボ配管の横腹部のひずみ累積挙動に着目して、動的荷重と静的荷重の類似性を、FEM による弾塑性解析にて検討した。はじめに、動的荷重として供用状態 D の上限の約 1.2 倍に相当する加速度波を入力する動的解析を行って、ひずみ累積・エルボ両端の相対変位の履歴を算出した。次に、動的解析から得た相対変位履歴を強制変位として入力する静的解析を行ってひずみ累積の履歴を求めた。

動的解析及び静的解析から得たひずみ累積の履歴はほぼ一致したことから、動的荷重と静的荷重の類似性を裏付けた。

3-3 Probabilistic Integrity Assessment on Degradation Mechanisms in a CANDU Reactor Core Considering Operational Experiences

by Yoon-Suk Chang(Kyung Hee Univ.), Han-Ok Ko, Jung-Min Lee, Young-Jin Kim(Sungkyunkwan Univ.), Young-Jin Oh, Heung-Bae Park(Korea Power Engineering Company, INC.,)

韓国では Wolsong1 号機をはじめとする 4 基の CANDU 炉が運転されている。CANDU 炉は構造上、圧力チューブの損傷状況が原子炉の運転に影響しやすい。圧力チューブの健全性は、定検時に行われる抜き取り検査結果に基づいた決定論的手法により評価されるが、抜き取り検査の不確実性が懸念されるため、厳しい損傷状況を仮定した保守的な評価となりやすい。これに対して、確率論的手法を導入することができれば、抜き取り検査結果を基に、検査していない多数の圧力チューブの損傷確率を評価することができるようになる。本稿では以下のような確率論的な健全性評価を行った。

はじめに、運転経験に基づいて、欠陥形状、欠陥速度、破壊靱性等の重要パラメータの中で確率変数を設定した。次に、各々の確率変数の統計的分布種類を、Genetic Algorithm 概念に基づいたロバストな方法にて設定したワイブル分布とみなした評価を行った。一方、比較参照のために、より一般的な常用対数分布とみなした評価も行った。最後に、それぞれの確率変数の感度解析を実施した。確率変数の効果を分析するために、確率論的な健全性評価を通じて新たに得られたワイブル分布を採用することの利点や技術的知見について掘り下げた検討を行った。

3-4 The Establishment of E-System to the Initial Images and Integral Data Information for IVVI and IST of ABWR Reactor Internals

by K.Ting, G. L. Lagledera, Y.C. Li(IHI Southwest Technologies Inc), C.C. Wang, W.C. Shieh(Department of Nuclear Generation, Taiwan Power Company) ,L.R. Kang(Lungmen Nuclear Power Station, Taiwan Power Company)

将来の Lungmen 原子力発電所の経年化対策として、長期使用後の BWR 炉内構造に発生しうる粒界型応力腐食割れに対する検査技術として IVVI (In Vessel Visual Inspection) 関連技術の開発プロジェクトが実施されている。

IVVT の精度向上のためには、発電所が建設段階にある内から、将来の比較・参照用として、使用前の炉内構造の画像データや正確な溶接位置をデータベース化しておくことが必要である。

プロジェクトの成果として、IVVI から参照された使用前の炉内構造の画像データ及び Lungmen1 号機、2 号機の供用期間中検査により提示された関連機器の情報を含む E システムが確立された。システムの基本となるプラットフォームには、CAD 等で設計された機器の 3 次元形状等の情報が組み込まれている。

E システムにより、定検期間中に、供用開始前／供用期間中の炉内構造の画像を取り出して両者を比較することが容易になる。

3 年間の開発プロジェクトの成果として下記が得られた。

(1)炉内全域に渡る構造物の 3 次元の形状データ、(2)高精度画像（解像度 0.5mil）による使用前の炉内構造の画像データ、(3)構造物の画像データに組み込める材料特性、設置位置の高さ、識別番号、システムコード等のデータベース、(4)データベース、3 次元描画ソフトウェアパッケージ、プラットフォームを統合するためのウェブアプリケーション、(5)10 年先までの原子力発電所の運転・保守の計画・手順（これらは ASME BPVC Sec.XI と BWR VIP の要求事項を満たしている）。

(文責 田中良彦)

Session 4: International PFM Round Robin

4-1: International PFM Round Robin Analyses by Japanese Participants on Reactor Pressure Vessel Integrity during Pressurized Thermal Shock

by Kunio Onizawa (Japan Atomic Energy Agency, Japan), Yasuhiro Kanto and Shinobu Yoshimura

日本、韓国及び台湾からの研究機関が参加して行われた加圧熱衝撃(PTS)時における原子炉圧力容器(RPV)の健全性に関する国際ラウンドロビン(RR)について、全体概要の紹介と、日本からの参加機関の解析結果の報告がなされた。本 RR は、PTS 事象に対する原子炉圧力容器内の温度及び応力分布に対する決定論的解析と、RPV の破壊確率に関する確率論的解析から構成されている。本報告では、日本国内から RR に参加した 6 機関の結果について比較結果が示された。決定論的解析では、新開発の有限差分法解析コード以外は 2 種類の有限要素法解析コードについて全て結果は一致した。確率論的解析については、全機関で PASCAL2 コードを利用したことから、非破壊検査の精度の影響など、ほぼ一致する結果となった。一方、入力データの相違により、破壊確率の低い場合に結果が異なる場合があるという知見が得られた。この他、各機関による感度解析として、高温予荷重や上部棚破壊靱性の影響に関する結果が得られたことなどが報告された。

4-2: International PFM Round Robin Analyses by Korean Participants on Reactor Pressure Vessel Integrity during Pressurized Thermal Shock

by Myung J. Jung (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea), Young H. Choi, Yoon S. Chang, Jong M. Kim and Jong W. Kim

韓国からは、本 RR に 4 機関が参加し、解析が行われた。本報告では、その 4 機関の解析結果に加えて、日本の JAEA 結果が比較して報告された。決定論的解析において、ABAQUS や米国 FAVOR コードを含む複数の解析結果が比較され、若干の相違が認められた。この相違は、感度解析の結果から、材料定数の温度依存性を考慮するかどうか最も大きく影響していることが示された。確率論的解析に関しては、応力解析結果の相違に加えて、き裂成長計算時の増分の差や、応力拡大係数算出式の相違等が示された。また、破壊確率に及ぼす非破壊検査精度の影響や、銅含有率及び高温予荷重効果等についての比較結果が示された。さらに、日本と同様に、破壊確率の低い場合に差が大きい傾向が示された。

4-3: Analyses Results of Round Robin under the topic of Probabilistic Fracture Mechanics for Reactor Pressure Vessel during Pressurized Thermal Shock

by Y. C. Li (National Chung Hsing University, Taiwan), K. Ting (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan) and K. C. Chen

台湾からは、1 機関のみ本 RR に参加し、その解析結果が示された。決定論的解析には、ANSYS コードが使用され、確率論的解析には、配管用の WinPRAISE コードが改良して使用された。基本問題の解析結果については、他国の機関の結果とほぼ一致しているが、他の問題では、若干相違があるようである。高温予荷重効果については、現在解析を実施中とのことである。他の機関の参加については、解析者がいないのが実態とのことである。

4-4: Summary of International PFM Round Robin Analyses among Asian Countries on Reactor Pressure Vessel Integrity during Pressurized Thermal Shock

by Yasuhiro Kanto (Ibaraki University, Japan), Myung J. Chung, K. Ting and Shinobu Yoshimura

本 RR に参加した全 12 機関の解析結果を取りまとめて報告が行われた。なお、この 12 機関には、前記の発表に含まれていない中国 SNERDI からの解析も含まれている。参加機関の使用した決定論及び確率論的解析の概要が示された。それぞれ 4 種類以上の解析コードや解析手法が用いられた。決定論的解析では、温度分布については、各機関の結果は数度以内に収まっており、十分な一致を示しているように見えるが、応力分布については、最大で 100MPa 程度の差が認められた。確率論的解析については、各機関からの解析結果の比較が示された。本 RR を通して、PTS 事象に対する PFM 解析について、解析結果の比較からそれぞれの解析に対する信頼性等が明らかになるとともに、東アジア地区において、PFM 解析に関する有意義な情報交換、解析者のネットワークが構築できたことなど、第 1 回の国際 RR は成功裏に終了できたことが示された。

4-5: Discussion and Future Plans for International PFM Round Robin Analysis

by all participants

今回の国際 RR を通して、当初目的である解析結果の比較検討のみならず、前述のように 12 機関の参加による PFM 解析技術及び信頼性の向上や成果の共有等、第 1 ステップとして十分な成果が得られたことが確認された。また、今後はこの成果をさらに広範に周知させるため、学術論文として投稿を行うこと、及び次ステップとして新たな問題設定による PFM 解析 RR に取り組むことが合意された。また、各国における PFM 解析に対する状況が述べられ、積極的に導入を進めている台湾と、解析技術

は整備しているものの実際には適用されていない韓国、日本という状況が明確になった。次のステップとして実施すべき RR 問題については、実機の情報を基にした問題設定の必要性が示されるとともに、PTS 解析に関するより詳細な問題設定や、実機の配管減肉データを基にした解析等について意見が出された。また、解析実施期間については、問題設定からじっくり時間をかけて行うという案と、1 年以内に実施すべきという両意見が出された。今後、解析担当者ベースで情報交換を行い、次回の ASINCO ワークショップを念頭に、検討を進めることとなった。

(文責 鬼沢)

Session 5: Code and Licensing Issues

5-1 Current Status and Future Activities of Japan's Research and Development on Environmental Fatigue Evaluation Method and Relevant Code Issues

by T. Nakamura (Kansai Electric Power Co., Inc., Japan)

環境疲労評価手法について、日本での規格制定状況、PLM 評価への適用事例等が紹介された。

研究成果等から疲労寿命に及ぼす環境因子の影響が示されており、原子力発電プラントへの環境疲労評価の適用状況等から、まずは MITI ガイドラインが作成され、その後、実機適用を考慮した火力原子力発電技術協会のガイドラインが作成された。その後、日本機械学会の規格（2006 年版）が発行され、現在は改訂版（2009 年版）の発行に至っている。

規格策定に際しては、経年管理の説明性、長期維持プログラムの策定、新設プラントへの反映、最新知見による最適化といったニーズを踏まえる必要がある。

PLM 評価での適用例として、RCP の評価が紹介された。60 年運転を想定した評価の結果、重要機器については UF が 1 を下回る結果が得られた。

設計についてはより厳しい評価となるため、今後、設計曲線の改定、設計過渡の最適化、UF が 1 を超えた場合の代替評価手法の開発等、評価の最適化が必要である。

5-2 Aging Evaluation Experience of Periodic Safety Review in Korea Nuclear Industry

by H.Y. Roh (Korea Power Engineering Company, Korea),

S. G. Jung, T. E. Jin, T. R. Kim, Y. S. Park

韓国における PSR の経年評価実績について紹介された。

韓国では 1978 年の Kori-1 の商業運転開始以来、原子力発電プラントの経年化が進んでおり、運転の安全性確保の観点から PSR を導入している。

設計寿命を超えて運転を継続する場合（CO : Continued Operation）には、通常の PSR 項目に加え、経年管理に関する項目について追加実施を行う（intensified PSR）。

KHNP は運転 10 年を超える全てのプラントについて PSR を行い、12 プラントは完了、4 プラントは継続中である。電力会社の評価期間は約 24 ヶ月で、規制当局のレビュー期間は 12 又は 18 ヶ月である。

PSR により追加経年対策が求められる。典型的な項目として、照射脆化管理、熱時効管理、ほう酸腐食管理、疲労モニタリングシステム開発、熱交換器性能管理、CANDU プラントの経年管理等がある。

運転年数 10 年を超えるプラントの PSR は 2010 年までに完了予定で、その後順次 2 回目の PSR を実施予定である。なお、現状の PSR は IAEA No.50-SG-O12（1994 年）に基づいているが、No.NS-G-2.10（2003 年）の適用についてレビュー中である。また、

最初の PSR は全プラント共通の課題について着目していたが、近年はプラント固有の課題についても着目されている。

5-3 Issues and Research Needs on Application of Fitness-for-Service Code to Nuclear Power Plants in Japan

by T. Ota (Japan Atomic Power Company, Japan), K. Dozaki

日本機械学会維持規格の適用に当たっての課題例2件と研究ニーズについて紹介された。

日本機械学会の維持規格には、標準検査（試験程度及び間隔固定）と個別検査（個別機器の個別劣化モードに着目して、試験程度及び間隔を評価に基づき決定）とがある。現状、個別検査対象機器は炉内構造物と一部のクラス1機器で、PLR 配管、容器管台異材継手部等のクラス1機器については整備されていない。

課題例の1件として、日本機械学会の設計・建設規格との安全係数の相違について紹介された。シュラウド、シュラウドサポートの二倍勾配法を用いた評価に際し、極限荷重から許容荷重を求める際の安全係数について、設計・建設規格では1.1を採用しているのに対し、維持規格では1.5を採用している。過去の研究結果より1.5の安全係数は過度に保守的であり、係数適正化のためには今後データの拡充を行う必要がある。

もう1件の課題例として、個別検査の拡充の必要性について紹介された。近年 BWR の PLR 配管で見られている SCC 事例や、PWR の SG 管台異材継手部で見られた PWSCC 事例（供用期間中検査の探傷不可範囲であり、超音波ショットピーニングの施工前試験により検出された）を踏まえると、これら機器についての個別検査の策定が望まれる。

5-4 Application of Piping Failure Database in Korea

by Y. H. Choi (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)

韓国における配管損傷データベースの適用について紹介された。

配管損傷データベースとしては OECD/NEA の OPDE (OECD Piping Failure Data Exchange) がある（約 3600 損傷事例）。韓国においても原子力発電プラントから収集したデータベース（51 損傷事例）を作成し、今後の破損事象の予防、ISI の検査箇所決定、RI-ISI の劣化メカニズム評価、LBB の基準値評価、CO（継続運転）での経年管理評価、PSA の発生頻度再評価に用いている。

主給水系では12の配管損傷データがあり、原因はFACである。ダメージ頻度とラプチャ頻度とを考慮しており、ダメージ頻度はISI、LBB、経年管理プログラムに適用でき、ラプチャ頻度はPSAの発生頻度評価と系統除外評価に用いられる。

LBBについては、OPDEを用いた詳細調査の結果、主給水系及び主蒸気系への適用

は承認されず、加圧器サージライン、ECCS、RHRS への適用は詳細熱応力評価を行う条件付きで承認された。

データベースの ISI への適用も検討している。韓国での ISI は ASME Code Sec. XI に基づいているが、多くの配管損傷が ISI 範囲外で起こっている。データベースは検査箇所決定に資することができ、1995 年以降新設された 10 プラントにおいて、熱疲労の懸念される箇所が PSI、ISI の新検査箇所として選定された。また、規制当局より、熱疲労、振動、FAC、ほう酸腐食の懸念される箇所について追加検査が要求されており、データベースはこれらの範囲決定にも有用である。また、RI-ISI 評価にも適用できる。

韓国では、2005 年から CO が導入され、データベースは経年管理プログラムにおいても重要な役割を果たした。

(文責 太田)

Session 6: Weld Structures and Residual Stress

6-1: Studies of Residual Stress Measurement and Analysis Technique for PWR Dissimilar Weld Joint

by Naoki Ogawa, Itaru Muroya, Youichi Iwamoto, Takahiro Ohta, Mayumi Ochi, Kiminobu Hojo (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Japan), and Kazuo Ogawa (Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan)

近年、PWR の 600 合金溶接継手部において、PWSCC が発生している。SCC き裂進展挙動は、残留応力分布に大きく依存することから、溶接部の残留応力を精度良く推定することが必要である。特に PWSCC は、構造的にも材料的にも複雑な条件下で発生するため、残留応力の算出法の確立は重要な技術課題である。また、PWSCC はニッケル合金部を選択的に進展する特徴があるため、欠陥形状は板厚方向に細長いものとなる可能性があるが、現行の原子力設備維持規格ではこのような形状に対する K 値評価式は用意されていない。

本報告では、上記課題解決に向けて、2001 年から 2007 年度に実施された JNES-IAF プロジェクトにおける、PWR 及び BWR の Ni 基合金溶接部の SCC を対象とした溶接残留応力解析評価手法の実験結果との比較検証及び K 値評価式の整備に関する成果の一部が紹介された。

6-2: A Study on Welding Residual Stress Analysis of Small Bore Nozzle with Dissimilar Welds

by Jong Sung Kim, and Joong Hyun Seo (Sunchon National University, Korea)

近年、PWR の蒸気発生器のドレンノズルのような容器貫通部の異材溶接継手部に軸方向および周方向の PWSCC が発生している。PWSCC 事象を未然防止するためには、残留応力分布を用いた PWSCC 発生および進展挙動の予測が重要である。

本報告では、上記課題解決に向けて、FEM 解析を用いて、モデル化形状と溶接条件、材料物性条件等をパラメータとした、溶接残留応力分布に対する感度評価が紹介された。また、残留応力解析結果を元に、PWSCC 発生予想箇所に対する実験結果との比較が行われ、両者の対応がよく一致していることが示された。

今後は 3 次元モデルでの解析評価の充実、及び得られた残留応力分布を元にき裂進展評価を行う予定であるとのこと。

(文責：三菱 小川)

6-3: Structural Integrity Analyses for Preemptive Weld Overlay on Dissimilar Metal Welds in Pressurizer Nozzles

by Chin-Cheng Huang and Ru-Feng Liu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

PWR プラントの Ni 基合金異材溶接部における PWSCC 発生への対策の 1 つに溶接肉盛補修 (WOL) が挙げられる。台湾の PWR プラントの管台内表面の溶接肉盛補修部を対象として、ASME Code Case N-504 および MRP-169 に基づく構造健全性評価を実施した。

溶接肉盛補修後の管台継手溶接部の軸方向の残留応力は圧縮応力であり、その圧縮残留応力によって PWSCC が緩和されること、溶接肉盛補修による配管の板厚の収縮はごく僅かであることを確認した。また、元の溶接部にき裂を想定した場合の疲労き裂進展評価の結果、圧縮残留応力により疲労き裂進展のポテンシャルは劇的に減少し、溶接肉盛補修部と継手溶接部との境界面にき裂が到達するまでの進展期間はプラントの運転期間を満足することが分かった。更に、ASME Code Sec.III に基づく許容応力と累積疲労損傷の評価により、溶接肉盛補修を施した管台の構造健全性を確保することができることが示された。

6-4: Fracture Assessment for Dissimilar Metal Weld of Low Alloy Steel and Ni-Base Alloy

by Takuya Ogawa, Masao Itatani, Toshiyuki Saito, Takahiro Hayashi, Chihiro Narazaki and Kentaro Tsuchihashi (Toshiba Corporation Power Systems Company, Japan)

近年、BWR シュラウドサポートや PWR 管台などの Ni 基合金異材溶接部において SCC 事例が報告されており、そのき裂は低合金鋼と Ni 基合金の異材境界部近傍まで進展する可能性が考えられる。現行の JSME 維持規格では、压力容器用低合金鋼の破壊評価手法として線形破壊力学基準の評価を、また Ni 基合金の破壊評価手法として塑性崩壊基準の評価を規定している。しかし、Ni 基合金と低合金鋼の溶接継手としての破壊評価手法は規定されていない。本研究では、Ni 基合金と低合金鋼の異材境界部近傍にき裂が存在する場合の破壊評価手法開発を目的とし、溶接継手から採取した半楕円表面き裂を有する異材平板試験体の破壊試験を実施した。き裂が異材境界部近傍に存在し、き裂深さ方向の材料が Ni 基合金の場合は、Ni 基合金の破壊評価手法と同様に塑性崩壊基準の破壊評価手法が適用可能であること、き裂が異材境界部近傍に存在し、き裂深さ方向の材料が低合金鋼の場合は、弾塑性破壊力学基準の破壊評価手法が適切であることを明らかにした。

(文責：東芝 小川)

3. むすび

ASINCO ワークショップは東アジアの原子力開発者の人的交流の場として定着しつつある。環境エネルギー問題の現実的解決手段として原子力に対する期待が高まる中で、次世代に向けてさらに交流を継続発展することを目的として第8回ワークショップを開催させていただいた。

本ワークショップでは交流促進のために以下のことに留意した。第6回WSにて、確率論的破壊力学(PFM)研究に関するラウンドロビン解析が提案された。PFMはこのワークショップの当初から参加者の共通の関心事であり、毎回活発な議論が行われてきた問題である。第7回では具体的な共同作業を通じて、一層の研究の進展と、技術者間の交流が進められた。今回はそれをさらに発展させて、ラウンドロビン解析に関する特別セッションを設けた。ラウンドロビンが順調に開始されたことが参加各国から報告され、今後の参加者の拡充と一層の交流が期待される。通常セッションでは、破壊力学、運転経験、規格基準、溶接残留応力の各分野について活発な議論が行われた。優れた論文については'International Journal of Pressure Vessels and Piping'誌に掲載させていただく予定である。

また、人的交流を促すため、初日に北淡震災記念公園へのテクニカルツアーと、明石海峡大橋のたもとでの歓迎レセプションを企画した。お互いの距離を近付けワークショップのスムーズな立ち上げに貢献した。二日目の夕方に開催したバンケットではASINCO創設に関わったメンバーからこれまでの歴史について紹介していただき、新たな参加者への理解と継承を促した。

会場となった、淡路夢舞台国際会議場は瀬戸内海の豊かな自然に囲まれた上に、設備・スタッフも充実しており、参加各位に好評であった。

こうした環境とスタッフの努力の下で、本ワークショップの目的である技術交流と人的交流を大いに深めることが出来た。第9回は2012年に台湾で開催される予定であり、ASINCOのさらなる発展に向けて協力していきたい。

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日本開催に向けて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・原子力研究委員会の皆様に深く感謝申し上げる。

(文責 笠原)