

第9回 原子力機器健全性国際ワークショップ報告書

The 9th International Conference
on the Integrity of Nuclear Components

April 18-20, 2012

Kaohsiuing, Taiwan

2012 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



核能研究所（INER）にて



核能研究所（I N E R）にて



仏陀メモリアルセンターにて



WorkShop 会場にて

はじめに

本資料は、台湾の高雄中心部にある The Splendor Kaohsiung ホテルにて 2012 年 4 月 18 日～20 日に開催した第 9 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。第 8 回は兵庫県の淡路夢舞台国際会議場にて 2010 年 4 月 14 日～16 日に開催された。なお第 1 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～第 8 回のワークショップの論文については、'International Journal of Pressure Vessels and Piping'誌に特集号として掲載された。

今回開催の第 9 回ワークショップでは、ASINCO 創設メンバーの一人である Y. J. Kim 先生の追悼セッション、および福島事故の特別セッションが企画され、我が国からは司会と講演の両面で協力した。

(文責 笠原)

Table of Contents

A Tribute to Memorial of the late Prof. Young-Jin Kim (1950-2011)

1: A Sketch of Prof. Kim's Life

Dr. Y.H. Choi (KINS, Korea)

2: Prof. Kim's Contribution to Structural Integrity of Nuclear Components

Professor Y.S. Chang (Kyung Hee University, Korea)

3: A Memorial Speech from Japan

Professor G. Yagawa (Toyo University, Japan)

4: A Memorial Speech from Taiwan

Professor K. Ting (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)

Special Issues for Fukushima accidents

1: The latest investigation and activities of Fukushima's accident

N. Kasahara (University of Tokyo, Japan)

2: The Outlook on Taiwan Nuclear Power Industries after Fukushima Accident

L.H. Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan)

3: U.S. Seismic Margin Assessment Methodologies

T.M. Tseng (Stevenson & Associates, United States)

Section I: Numerical Analysis for Fracture Problems in Nuclear Components

I-1: Estimation of Elastic-Plastic Fracture Toughness by a Numerical Simulation Based on a Ductile Crack Initiation Criterion

M. Kamaya (Institute of Nuclear Safety System, Inc., Japan)

I-2: Finite Element Simulation for Ductile Fracture of Cracked Pipes

J.H. Kim, N.H. Kim, Y.J. Kim (Mechanical Engineering, Korea University, Korea)

I-3: Elastic-Plastic Finite Element Analysis for Reducer with a Semi-Elliptical Internal Circumferential Surface Crack

S.Y. Wu, Y.S. Du, B.J. Tsai, J.J. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

Section II: Risk and Probabilistic Fracture Mechanics

II-1: Review of PFM Activities of Japanese Research Groups and Collaborative Works in Asian Countries

Y. Kanto (Ibaraki University, Japan), K. Onizawa (Japan Atomic Energy Agency, Japan), S. Yoshimura (The University of Tokyo, Japan)

II-2: A Probabilistic Fracture Mechanics Analysis of BWR Pressure Vessels

W.F. Wu, H.L. Wei (National Taiwan University, Taiwan), J.S. You (National Taipei University of Education, Taiwan), C.C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

II-3: The Benefit of Probabilistic Fracture Analysis in Shell Welds Inspection of Boiling Water Reactor Pressure Vessel

H.C. Lin, C.C. Huang, H.W. Chou, B.Y. Chen, R.F. Liu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), T.L. Weng, H.J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan)

II-4: Benchmark Analysis on PFM Analysis Codes for Aged Nuclear Reactor Piping

K. Onizawa (Japan Atomic Energy Agency, Japan), H. Itoh (Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan), J. Katsuyama (Japan Atomic Energy Agency, Japan), Y. Li (Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan), Kazuya Osakabe (Mizuho Information & Research Institute, Japan), S. Yoshimura (The University of Tokyo, Japan)

II-5: Failure Probability Assessment for Boiling Water Reactor Pressure Vessel under Low Temperature Over-Pressure Event

H.W. Chou, C.C. Huang, B.Y. Chen, H.C. Lin, R.F. Liu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), T.L. Weng, H.J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan)

II-6: Reactor Pressure Vessel Integrity Assessment by Probabilistic Fracture Mechanics – A Plant Specific Analysis

B.Y. Chen, C.C. Huang, H.W. Chou, H.C. Lin, R.F. Liu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), T.L. Weng, H.J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan)

II-7: Risk-Informed Developments for the Safety Related Valves of IST in Taiwan BWR and PWR Nuclear Power Plants

K. Ting (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), Y.C. Li (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), K.T. Chen (National Chungshing University, Taiwan), F.T. Chien, C.C. Chen, G.D. Li (Taiwan Power Company, Taiwan)

Section III: Structural Integrity Analysis of Nuclear Components

III-1: Study of Design Seismic Forces for Liquid Storage Tanks in Taiwan

J.D. Yau (Tamkang University, Taiwan), L.C. Hsu (Shin-Yue Engineering Consultants Co., Taiwan), C.J. Tsai (CECI Engineering Consultants Co, Taiwan), S.R. Kuo (National Taiwan Ocean University, Taiwan)

III-2: Soil Structure Interaction Analysis of Condensate Storage Tank in a Nuclear Power Plant

W.T. Lin, Y.C. Wu, C.C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

III-3: Rebuilding an Advanced Boiling Water Reactor Building Using a Lumped-Mass Stick Model

Y.C. Chen, Y.C. Wu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

III-4: Containment Evaluation of MSF-Type Cask for Interim Storage and Transport of PWR Spent Fuel

Y. Saito, J. Kishimoto, T. Matsuoka, H. Tamaki (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. Kobe Shipyard & Machinery Works), A. Kitada (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. Takasago R&D Center)

III-5: Dynamic Analysis of Spent Fuel Storage rack

T.P. Tsai (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), C.K. Wang (Taiwan Power Company, Taiwan)

III-6: Assessment of the Interaction Effect between Cracked Tube and Support on the Burst Pressure

H.S. Kim, C.K. Oh, H.J. Shim, H.K. Youm (Research Institute, KEPCO E&C, Korea), Y.S. Chang (Kyung Hee University, Korea)

III-7: The Effect of Analysis Model on the Stress Calculation for Nozzle Attached to Pressure Vessel under Internal Pressure Loading

M.S. Lu, J.S. Yu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

III-8: The Comparisons between Six Different Turbulence Models and Experiments for Thermal Mixing Phenomenon in a T-Junction Piping

C.J. Li, Y.H. Cheng, H.J. Chang, L.H. Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan).

III-9: Stress Analysis for a Screw of Fuel Channel Fastener

S.R. Lin, J.S. Yu, C.S. Chang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

III-10: Investigation on Application of the Strain-Based Criteria to Safety Class 1 Nuclear Component

Jong Sung Kim (Sunchon National University, Korea), Ji Su Kim, Yun Jai Kim (Korea University, Korea), J.W. Kim (Chosun University, Korea)

Section IV: Welding Process and Materials

IV-1: A Study on the Weld Overlay Residual Stresses Study for a Feedwater Nozzle Dissimilar Weld

H.C. Lin, C.C. Huang, R.F. Liu, B.Y. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

IV-2: Methodology Comparisons on Residual Stress of Welding for Dissimilar Metal Nozzle Weld

Y.L. Tsai (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), T.W. Fan (Chung Hua University, Taiwan), H.J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan), L.H. Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan)

IV-3: Structural Integrity Analysis for Weld Overlay on a BWR Feedwater Nozzle

R.F. Liu, C.C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

IV-4: Effect of Creep Constitutive Equation on Stress Mitigation Behavior of Low Alloy Steel Pipe During Post Weld Heat Treatment

H. Takazawa, N. Yanagida (Hitachi, Ltd., Japan)

IV-5: Fatigue Crack Growth Rate Tests under PWR Environment

B.S. Lee, D. W. Kim, J.H. Yoon, K.D. Min (Korea Atomic Energy Research Institute), S.J. Kim (Hanyang University)

Section V: Fracture Mechanics of Nuclear Components

V-1: An Example of Flaw Evaluation for Stress Corrosion Cracking on Shroud Support of a BWR Plant and Related Issues for Future Code Development

T. Terakado, K. Dozaki (The Japan Atomic Power Company, Japan)

V-2: Net-Section-Collapse of Circumferentially Cracked Cylinders Subjected to Torsional Moment

N. Miura, K. Hoshino (CRIEPI, Japan), Y. Li, H. Doi (JNES, Japan)

V-3: Extension of Estimation Methods for J-integral and Crack Opening Displacement for Thin-walled Pipes with a Circumferential Through-wall Crack

Jeong Soon Park, Young Hwan Choi (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea), Seyoung Im (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea)

V-4: Developments of Online Monitoring System for Fatigue effects on Nozzles in the Nuclear Power Plant

Y.L. Tsai, C. Fong, L.H. Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), T.K. Yen (National TsingHua University)

V-5: Stress Intensity Factors of a Non-Traction-Free Composite Wedge

T.L. Kuo, C.W. Fan (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), C.B. Hwu (National Cheng Kung University)

Organizing Committee

Steering Committee Members

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

Vice Chair and Executive Secretary: Prof. Kuen Ting (Lunghwa Univ., Taiwan)

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

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

Dr. Naoki Miura (CRIEPI, Japan)

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

Dr. Young Hwan Choi (KINS, Korea)

Senior Advisory Members

Prof. Genki Yagawa (Toyo Univ., Japan)

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

Prof. Kuen Ting (Lunghwa Univ., 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
A Tribute to Memorial of the late Prof. Young-Jin Kim	2
Special Issues for Fukushima Accidents	3
Section 1: Numerical Analysis for Fracture Problems	4
Section 2: Risk and Probabilistic Fracture Mechanics	5
Section 3: Structural Integrity Analysis of Nuclear Components	9
Section 4: Welding Process and Materials	12
Section 5: Fracture Mechanics of Nuclear Components	15
3. テクニカルツアー	17
4. むすび	18
5. 発表論文	19

1. ワークショップの全体概要

ワークショップは五つの一般セッションに加え、Young-Jin Kim 先生の追悼セッションおよび福島第一原発事故に関する特別セッションの計7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9件、韓国から7件、台湾から20件、米国から1件であった(このうち台湾からの講演3件はキャンセルされた)。各セッションのタイトルは以下のとおりである。

追悼セッション : A Tribute to Memorial of the late Prof. Young-Jin Kim

特別セッション : Special Issues for Fukushima Accidents

セクション 1 : Numerical Analysis for Fracture Problems

セクション 2 : Risk and Probabilistic Fracture Mechanics

セクション 3 : Structural Integrity Analysis of Nuclear Components

セクション 4 : Welding Process and Materials

セクション 5 : Fracture Mechanics of Nuclear Components

日本からは、矢川(東洋大)、菊池(東京理科大)、笠原(東大大学院)、関東(茨城大)、寺門(日本原電)、勝山(原子力機構)、釜谷(原子力安全システム研究所)、斎藤(三菱重工)、高澤(日立製作所)、佐々木(日本溶接協会)、三浦(電中研)の11名が参加した。

ワークショップには総勢約40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。ASINCO 創設メンバーの一人であり、昨年急逝された Young-Jin Kim 先生の追悼セッションでは、破壊力学のみならずナノテクノロジーや数値解析の幅広い分野におけるこれまでの足跡が紹介され、韓国のみならず国際的な学術界の発展に大きく寄与されてきたことが偲ばれた。また、福島第一原発事故に関する特別セッションでは、事故の状況、対応の最新状況が報告されたほか、事故後の台湾、米国での情勢の変化や取り組みが紹介された。会議の全体を通じ、Chin Cheng Huang 博士、Kuen Ting 先生を始めとする主催者側のきめ細やかな心遣いに触れ、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、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ることが確認された。また次回ワークショップを2014年に韓国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

追悼セッション：A Tribute to Memorial of the late Prof. Young-Jin Kim

昨年九月に急逝された韓国成均館大学の Y.J. Kim 教授(享年 61 歳)は ASINCO の創設者の一人である。1996 年に開催された第一回の韓国・日本セミナーからその準備に携わり、その後のセミナーにも韓国の代表として参加された。第 4 回目の済州島でのセミナーの時、Kim 教授からこの集まりを ASINCO と命名する提案があり採用された。Kim 教授はまさしく ASINCO の生みの親の一人である。

今回の第 9 回 ASINCO では、Kim 教授の貢献に感謝し、その業績を偲ぶためのメモリアルセッションが企画され、会議の冒頭に行われた。まず参加者全員が Kim 教授の業績を偲びながら黙祷を捧げた。

韓国 Kyuon Hee 大学の Chang 教授から、Kim 教授の略歴と業績が紹介された。特に Integrity of Nuclear Component に関する研究について詳しく紹介され、韓国のみならず国際的にも原子力施設の健全性の向上に大きく貢献されたことが紹介された。また成均館大学の多くの教え子とスポーツなどをともに楽しむ多くの写真が紹介された。

次いで日本から矢川教授がメモリアルスピーチを行った。矢川教授と Kim 教授との親交が始まるきっかけの話から始まり、ご家族も交えての親しい付き合いの数々が写真とともに紹介された。そして最後に Kim 教授から最後に届いた e-mail を示して、Kim 教授が健康回復に最後まで希望を失わなかったことが紹介された。

最後に台湾から K. Ting 教授がスピーチを行った。Kim 教授とともに過ごした時の数多くの写真を示しながら、最初の出会、その後の ASINCO を中心とした交流について思い出を紹介した。最後に二人の関係は「君子之交淡如水」であったと締めくくられたのが印象的であった。

(文責 菊池)

特別セッション：Special Issues for Fukushima Accidents

1: The latest investigation and activities of Fukushima's accident

N. Kasahara (University of Tokyo, Japan)

東日本大震災による原子力発電所における地震荷重と津波高さの紹介が行われた。また、福島第一発電所 1 号機を例にとり、地震発生直後から炉心崩壊までの事故進展の概要が説明された。

つぎに、事故調査とそこからの教訓の現状について紹介された。ここでは、炉心崩壊に至るまでのシミュレーション等の技術的な内容に加えて、事故が起こることを前提とした対策が不十分であったことや、その背景となったリスク概念の浸透や複雑システムの俯瞰力などの人や社会の問題を含む分析がなされた。最後に、溶接協会における東日本大震災を踏まえた活動状況が紹介された。

2: The Outlook on Taiwan Nuclear Power Industries after Fukushima Accident

L.H. Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan)

冒頭にて、台湾において 3 箇所のサイトで 6 つのユニットが稼働している状況について説明があった。その後、福島事故以降に、規制当局 AEC から事業者 TaiPower へ対応要求のあった短期課題と中期課題が紹介された。前者は、SBO 対策、津波対策、冷却系と燃料プールの健全性などが含まれる。後者は、定期的な安全調査である。TaiPower は、これに対して稼働中と建設中の両者のプラントに対して包括的な安全調査と欧州版のストレステストを実施中である。最後に、Taiwan Nuclear-Grade Industry Association(TNA) の紹介があった。国内の企業が連携してフローバルな原子力市場に参加するための支援を行う組織である。

3: U.S. Seismic Margin Assessment Methodologies

T.M. Tseng (Stevenson & Associates, United States)

米国における地震評価に関する過去の見直しの経緯と福島以降の対応が紹介された。2011 年に NRC から確率論的地震ハザード評価要求の改訂がなされた。設計外事象に対するシビアアクシデントの評価と放射性物質の放出の抑制を目的とした要求である。

方法として、純粋な地震 PSA、US NRC Seismic Margin Method, EPRI Seismic Margin Method の 3 種類が許容される。このため、3 つの方法を対比させながらそれぞれの特徴が説明された。

最後に地震評価の反映先として、格納容器貫通部の機密性、バルブの健全性、過温過圧抑制機能といった、格納容器に対する要求機能が説明された。

(文責 笠原)

Section 1 : Numerical Analysis for Fracture Problems

I-1: Estimation of Elastic-Plastic Fracture Toughness by a Numerical Simulation Based on a Ductile Crack Initiation Criterion

M. Kamaya (Institute of Nuclear Safety System, Inc., Japan)

一般に、実機材料の破壊靱性値は未知であるため、欠陥構造物の破壊評価のために何らかの方法で破壊靱性値を推定する必要がある。この研究では、破壊靱性試験を数値シミュレーションで模擬することで、弾塑性破壊靱性値(J_{IC})の推定を試みた。 J_{IC} は破壊靱性試験片において延性き裂が発生した時点と対応するが、シミュレーションにおいては、延性き裂発生クライテリアを適用することでき裂発生時を推定した。切欠き丸棒を用いて同定した延性き裂発生クライテリアを用いることで、破壊靱性試験片における延性き裂発生を予測できることが示した。予想された破壊靱性値は実験結果とよく対応した。

I-2: Finite Element Simulation for Ductile Fracture of Cracked Pipes

J.H. Kim, N.H. Kim, Y.J. Kim (Mechanical Engineering, Korea University, Korea)

弾塑性破壊強度を評価するためには実機サイズの試験体の試験が必要となる。この研究では、損傷モデルを有限要素解析に考慮することで、フルスケールの配管試験を計算機上で模擬することを試みた。損傷モデルでは要素サイズ依存性が問題となるが、発表者らの提案している“Element-size-dependent model”を適用した。この方法は、損傷速度が要素サイズに依存することを前提に、パラメトリックに要素サイズを変えることで、引張試験と破壊靱性試験の結果をもとに、材料定数と要素サイズ決定するものである。過去の報告された様々なき裂形状を有する配管、および複数のき裂を有する配管の曲げ試験の延性き裂発生タイミングや最大荷重を模擬できることを示した。将来的には、溶接金属や二次応力(熱応力)、混合モード破壊にも適用したいとのことである。

I-3: Elastic-Plastic Finite Element Analysis for Reducer with a Semi-Elliptical Internal Circumferential Surface Crack

S.Y. Wu, Y.S. Du, B.J. Tsai, J.J. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

レジュューサー部に発生したき裂に対する弾塑性破壊評価のための有限要素モデルを構築することが本研究の目的である。き裂は周方向の一定深さを有しており、き裂の深さと長さを系統的に変化させた。有限要素メッシュを注意深く設定することで、正確なJ積分値が算出できることを確認した。

(文責 釜谷)

Section 2 : Risk and Probabilistic Fracture Mechanics

本セッションでは、確率論的破壊力学(PFM)解析およびリスク解析に関する 7 件の発表があった。その内 5 件が台湾から、2 件が日本からの発表であった。台湾では米国で開発された PFM 解析コード等を研究に積極的に取り入れ、様々な条件下での感度解析が実施され、安全性評価に適用されている。一方、独自に PFM 解析コードの開発を進めている日本では、ラウンドロビンやベンチマーク解析を通じて原子炉圧力容器や配管の破壊・破損確率の信頼性に関する議論に重点をおいた発表がなされた。現状、日本の規制基準では決定論的評価を行うことが規定されているものの、IAEA では、例えば加圧熱衝撃事象(PTS)の評価は確率論に基づく評価を行うことが推奨されている。日本においても今後、確率論的評価を規制基準に適用する検討を進め、また本分野でアジア諸国におけるイニシアチブを保っていくためには、解析技術の標準化に向けた更なる検討が必要である。

以下、各発表における論文の概要及び質疑応答等について報告する。

II-1: Review of PFM Activities of Japanese Research Groups and Collaborative Works in Asian Countries

Y. Kanto (Ibaraki University, Japan), K. Onizawa (Japan Atomic Energy Agency, Japan), S.Yoshimura (The University of Tokyo, Japan)

日本では 20 年以上の PFM 研究の歴史があり、その成果はいくつかのレビュー論文にまとめられている。ここでは、その後の活動状況が紹介された。PTS 解析等の原子炉機器の安全性に関わる評価のみならず、様々な応用に向けた解析的研究が行われている。経済的、環境影響度評価や SCC き裂のベンチマーク解析等の主要な研究成果が示された。これらの研究の中で、ラウンドロビン解析は解析技術の発展及び信頼性の確認のため重要であり、その多くを占めている。近年、日台韓 3 国間の国際ラウンドロビン解析が行われ、前回 ASINCO でその成果が発表されている。次フェーズの国際ラウンドロビン解析プログラムが提案され、会場での討議によりこれを具体的に進めることとなった。会議終了後、各国の担当者間で具体的な議論が進められる予定である。

II-2: A Probabilistic Fracture Mechanics Analysis of BWR Pressure Vessels

W.F. Wu, H.L. Wei (National Taiwan University, Taiwan), J.S. You (National Taipei University of Education, Taiwan), C.C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

米国で開発された FAVOR を用いて BWR における破壊・破損確率評価が行われた。評価では、初期き裂分布、き裂進展、照射脆化、非破壊検査、補修、材料物性の不確

かさ等が考慮されており、検査間隔及び精度に関する感度解析等がなされた。検査を考慮しない場合、周方向溶接部の破損確率は軸方向溶接部よりも低く、検査による破損確率の低減効果は周方向溶接部の方が大きい結果が示された。また、10年と20年の検査間隔で比較した場合、破損確率に大きな差異は見られないが、溶接部に対する検査割合を増やすと、破損確率は減じることが定量的に示された。本発表では、 K_{Ic} の確率変数に対数正規分布を使用するなど(実際には、様々な K_{Ic} データや最弱リンク理論によれば、ワイブル分布を用いるべきであると考えられる)、PFM解析を行う上で重要な確率変数を設定する際には、その検証を十分に行うことが望ましいと感じた。

II-3: The Benefit of Probabilistic Fracture Analysis in Shell Welds Inspection of Boiling Water Reactor Pressure Vessel

H.C. Lin, C.C. Huang, H.W. Chou, B.Y. Chen, R.F. Liu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), T.L. Weng, H.J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan)

ASME Section XIに基づき、10年間隔で全ての溶接線に対して供用期間中検査(ISI)を行うよう定められているが、安全性を確保しつつ、点検に要するコストと検査員の被ばくの低減を図ることが望ましい。本研究では、FAVORを用いて、厳しいトランジェント(低温過圧(LTOP)等)を考慮した国内RPVのベルトライン領域の破損確率を評価した。また、従来のFAVORでは考慮できなかったき裂の成長が存在する場合の評価モデルやISIに関する評価モデルを整備し、点検コストを減らしつつ、十分な安全性を確保し得る検査方法に関する検討を行った。き裂の成長モデルとしては、RPV鋼の応力腐食割れが導入された。得られた結果は、台湾におけるBWRプラントにおける検査要領の改訂等に役立つことが示された。

II-4: Benchmark Analysis on PFM Analysis Codes for Aged Nuclear Reactor Piping

K. Onizawa (Japan Atomic Energy Agency, Japan), H. Itoh (Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan), J. Katsuyama (Japan Atomic Energy Agency, Japan), Y. Li (Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan), Kazuya Osakabe (Mizuho Information & Research Institute, Japan), S. Yoshimura (The University of Tokyo, Japan)

BWRの配管を対象として、日本国内で開発が進められているPFM解析コード、PRAISE-JNESとPASCAL-SPを用いて、PFM解析コードの信頼性を定量的に判断する方法論の確立を目的としたベンチマーク解析の結果が報告された。本発表の対象は主にオーステナイト系ステンレス鋼管であり、疲労き裂進展に伴う配管の破損確率について、複数のPFM解析コードによる計算結果の差異を、許容基準に基づき定量的に評価する手法が提案された。また、提案された手法により、PRAISE-JNESとPASCAL-SPはその許容基準を満たし、よく一致する結果が得られていることが示された。発表に対してPRO-LOCAなど他国が開発しているコードとの比較は行ってい

るか等の質問があり、今のところ上述の 2 つの PFM 解析コードによる比較しか行っていないが、今後はより多くの解析コードによるラウンドロビンを計画したいとの回答がなされた。

II-5: Failure Probability Assessment for Boiling Water Reactor Pressure Vessel under Low Temperature Over-Pressure Event

H.W. Chou, C.C. Huang, B.Y. Chen, H.C. Lin, R.F. Liu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), T.L. Weng, H.J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan)

FAVOR を用いて、台湾の BWR プラントにおける原子炉圧力容器の破壊確率が評価された。実機の原子炉圧力容器固有のパラメータによりベルトライン領域の評価モデルを整備するとともに、母材部や溶接部における表面欠陥や溶接部の埋没欠陥等の評価モデルを作成し、破壊確率の評価が行われた。荷重条件としては、BWR で最も厳しい事象である低温過圧事象のトランジェントを考慮した。その結果、破壊は軸方向溶接部においてのみ生じ、運用開始から 32EFPY 及び 64EFPY 後の破壊確率は、 1×10^{-6} /(炉年、NUREG-1806 の RVFF または TWCF、米国 Regulatory Guide 1.174 の LERF に基づく推奨値)に比べて十分に低いことが明らかとなった。破壊は製造時に生じた溶接部内の欠陥によるものと結論付けていた。発表に対して、溶接部では複数の欠陥が存在する可能性があると思われるため、複数欠陥は考慮しているかという質問があったが、明確な回答はなかった。また、材料物性の不確かさに比べてトランジェントの不確かさや荷重の影響の方が大きいので、そういった検討を行うべきとのコメントがあった。

II-6: Reactor Pressure Vessel Integrity Assessment by Probabilistic Fracture Mechanics – A Plant Specific Analysis

B.Y. Chen, C.C. Huang, H.W. Chou, H.C. Lin, R.F. Liu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), T.L. Weng, H.J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan)

台湾における BWR プラント(BWR/4 及び BWR/6) の原子炉圧力容器を対象として、設計用トランジェントを考慮した FAVOR による確率論的健全性評価が行われた。圧力容器の形状、化学組成、中性子照射量及び荷重条件を考慮した PFM 解析を行っている。BWR/4 及び BWR/6 の 64EFPY 時点における軸方向溶接部の破損確率(CPF)は、それぞれ 1.4×10^{-10} 及び 1.5×10^{-4} であった。これらに比べ、周方向溶接部の破損確率は非常に小さい値であることも示された。本発表に対しては、実際のトランジェントの発生頻度は、設計用のトランジェントの発生頻度に比べて低い、そういった検討は行っているか等の質問があった。これに対して、実際のトランジェントの発生頻度は小さいと認識しているが、検討は行っていないとの回答がなされた。

II-7: Risk-Informed Developments for the Safety Related Valves of IST in Taiwan BWR and PWR Nuclear Power Plants

K. Ting (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), Y.C. Li (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), K.T. Chen (National Chunghsing University, Taiwan), F.T. Chien, C.C. Chen, G.D. Li (Taiwan Power Company, Taiwan)

原子力発電プラントの安全性に関わるバルブは、運転中の供用期間中試験(IST)プログラムにより管理され、この IST プログラムに基づき定期的に点検が行われている。安全管理を行う上で、IST プログラムの見直しは重要である。本発表では、台湾の BWR 及び PWR の IST プログラムにおいて、安全性に関わるバルブについてリスク評価が行われた。評価結果の一例として、現行の IST プログラムの場合と、リスク情報を活用した IST プログラムを導入した場合の比較を通じて、リスク情報を活用した試験を導入することにより、点検頻度に対して PWR の場合 33.0%、BWR の場合 20.8%の軽減効果があること等が示された。このような成果は、IST プログラムにおけるバルブのカテゴリー分け、安全重要度の高いカテゴリーに属するバルブの特定、安全重要度の低いカテゴリーの検査頻度軽減に向けた提言、BWR と PWR 間の安全上重要なカテゴリーに関する系統的な比較等に寄与し得る。なお、BWR と PWR の点検頻度の計算結果の違いの理由についての質問があったが、設計の違いによるという回答にとどまった。詳細な検討を通じて解析結果の差異等の原因を明らかにするとともに、計算結果の信頼性についてのさらなる検討が必要であると思われる。

(文責 関東、勝山)

Section 3 : Structural Integrity Analysis of Nuclear Components

III-1: Study of Design Seismic Forces for Liquid Storage Tanks in Taiwan

J.D. Yau (Tamkang University, Taiwan), L.C. Hsu (Shin-Yue Engineering Consultants Co., Taiwan), C.J. Tsai (CECI Engineering Consultants Co, Taiwan), S.R. Kuo (National Taiwan Ocean University, Taiwan)

液体タンクの地震力想定に関する研究が報告された。API650 が一般的に用いられるが、台湾の地震動に直接適用できない部分(台湾には micro-seismic zone が存在する)があるため、本研究で代替法を考案した。ばね・質量モデルをベースに等価 Lateral load を算出し、Impulsive seismic force と Convective seismic force(スロッシングを誘起する力)を考慮した。建屋に対するスペクトルに対して問題なく本手法が適用できることを示した。将来的には、弾塑性解析も取り入れる予定である。

III-2: Soil Structure Interaction Analysis of Condensate Storage Tank in a Nuclear Power Plant

W.T. Lin, Y.C. Wu, C.C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

講演取り止め

III-3: Rebuilding an Advanced Boiling Water Reactor Building Using a Lumped-Mass Stick Model

Y.C. Chen, Y.C. Wu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

Stick model を用いて BWR 建屋の地震応答を解析した(これまでは外部に解析を委託していた)。最初に、重量や慣性などの定数を決定し、ルールを設定して 100 を超える要素で構成されるモデルを作成した。算出された地震応答(周波数、せん断力、モーメント)は GE のレポートより最大 20% 程度の誤差で算出することができた。将来的には、外部の専門家の助言などを得て精度向上を試みる予定である。

III-4: Containment Evaluation of MSF-Type Cask for Interim Storage and Transport of PWR Spent Fuel

Y. Saito, J. Kishimoto, T. Matsuoka, H. Tamaki (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. Kobe Shipyard & Machinery Works), A. Kitada (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. Takasago R&D Center)

多くの原子力発電所内において、使用済燃料プールの容量は逼迫状態にある。この問題解決のために、三菱重工業は使用済燃料の輸送及び貯蔵兼用の高性能乾式キャス

クを開発した。輸送・貯蔵兼用キャスクは、IAEA TS-R-1 に基づき、落下試験または数値解析により密封健全性に対する要求を満足する必要がある。蓋密封部、特に、蓋に取り付けられる金属ガasketの形状及び特性へのスケール則の適用は困難であるため、密封健全性の実証には実規模スケールを用いる必要がある。三菱重工業は実規模スケールの落下試験を行い、密封健全性を実証した。本報告では MSF タイプキャスクの特徴に加え、実規模スケール落下試験等の基礎試験的結果に基づく蓋密封部の設計及びその密封健全性評価方法が紹介された。

III-5: Dynamic Analysis of Spent Fuel Storage rack

T.P. Tsai (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), C.K. Wang (Taiwan Power Company, Taiwan)

使用済燃料ラックの耐震性に対する安全評価が実施されている。NRC 及び AEC により、新規要件として、安全逃し弁(SRV)作動時及び原子炉冷却材喪失(LOCA)時等の荷重に対する考慮(再評価)が提示されている。本報告では、これら評価(三次元モデル)に用いるモデル化方法及び使用済燃料のラックへの衝突評価結果が紹介された。

III-6: Assessment of the Interaction Effect between Cracked Tube and Support on the Burst Pressure

H.S. Kim, C.K. Oh, H.J. Shim, H.K. Youm (Research Institute, KEPCO E&C, Korea), Y.S. Chang (Kyung Hee University, Korea)

蒸気発生器のき裂の入った管の正確な健全性評価は安全信頼性の観点から非常に重要である。蒸気発生器管は支持板により支持されており、管の変形は管と支持板の隙間により部分的に拘束されている。周方向にき裂のある管の破裂圧は支持板及び残留溶液により強く影響を受け、実際の破裂圧とは異なることが報告されている。しかしながら、軸方向にき裂のある管についての相互作用は十分な調査が実施されていない。本報告では、軸方向のき裂と破裂圧の関係について、有限要素法を用いて評価を行い、軸方向のき裂のある管の破裂圧は管と支持板の相互作用に強く影響をうけることが紹介された。

III-7: The Effect of Analysis Model on the Stress Calculation for Nozzle Attached to Pressure Vessel under Internal Pressure Loading

M.S. Lu, J.S. Yu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

本報告では、内圧が作用した際の圧力容器に取り付けられるノズルの応力強さ分布を三次元有限要素モデル及び二次元モデルにより評価した結果が紹介された。三次元モデルと二次元モデルの解析結果の比較により、二次元モデルの適切なモデル化条件

が決定された。このモデル化条件は、クラス 1 ノズルへの評価に将来利用される予定とのことである。

III-8: The Comparisons between Six Different Turbulence Models and Experiments for Thermal Mixing Phenomenon in a T-Junction Piping

C.J. Li, Y.H. Cheng, H.J. Chang, L.H. Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan).

講演取り止め

III-9: Stress Analysis for a Screw of Fuel Channel Fastener

S.R. Lin, J.S. Yu, C.S. Chang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

燃料チャンネル締付体の機能は、制御棒を挿入するために燃料チャンネル間に適切な隙間を有すること、及び燃料バンドルに燃料チャンネルを固定することである。この締付体は安全機能を有しない構造物であるが、ねじが破損や部品の損失により、燃料集合体の挿入や引き抜き、並びに制御棒の移動に影響が生じる。本報告では、燃料チャンネル締付体へ考慮可能な荷重条件を検討すると共に、ねじの応力挙動の調査結果が紹介された。燃料チャンネルの位置調整中の誤操作を想定し、締付体とその近傍にある燃料チャンネル及び燃料ラックとの衝突について、陽解法を用いて評価し、ねじへの動的な衝突の影響、衝突速度の影響について説明があった。

III-10: Investigation on Application of the Strain-Based Criteria to Safety Class 1 Nuclear Component

Jong Sung Kim (Sunchon National University, Korea), Ji Su Kim, Yun Jai Kim (Korea University, Korea), J.W. Kim (Chosun University, Korea)

ASME B&PV コードの Sec. III のレベル D 荷重は応力ベースの評価基準となっている。しかしながら、応力ベースの評価基準はレベル D 荷重に対し過度に保守的である。その一方で、ひずみベースの手法は多軸応力場における材料の損傷メカニズムに直接関連する手法である。また、ひずみベースの評価手法は応力ベースの評価基準と異なり、逐次的な荷重による損傷の蓄積の評価に適用可能である。本報告では、クラス 1 機器にレベル D 荷重が作用する場合における構造健全性を評価するために、ひずみベースの基礎的な評価手法が提案された。提案されたひずみベースの手法は、切欠き試験片の単軸引張荷重状態での引張試験及び有限要素解析による破断点に代わり、損傷開始点に基づいた、膜と局所の二つの方法により導出された。評価の結果、工学応用の観点から、膜手法は局所手法に比べて妥当な手法であると結論付けられた。

(文責 斎藤、釜谷)

Section 4 : Welding Process and Materials

IV-1: A Study on the Weld Overlay Residual Stresses Study for a Feedwater Nozzle Dissimilar Weld

H.C. Lin, C.C. Huang, R.F. Liu, B.Y. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

肉盛溶接法(WOL: Weld Overlay)は、配管溶接部内面の残留応力を圧縮方向に改善する工法として用いられる。ASME Section XI では WOL の肉盛部長さと厚さの最小寸法が規定されており、溶接金属と溶接条件について詳細は規定されていない。本研究では、WOL の厚さと材料物性が残留応力分布に及ぼす影響の感度解析を行った。解析結果は EPRI レポートと比較した。FEA コードには ANSYS を用い、二次元軸対称モデルにて 4 層 104 パスの WOL に伴う応力解析を実施した。解析結果から、2 層目の WOL 後に配管内面の周方向応力が顕著に低下することを確認した。また、WOL 後(室温)および WOL 後通常運転中(288°C, 7 MPa)の配管内面における周軸方向応力はともに圧縮となり、配管内面および突合せ溶接部中心の残留応力分布は WOL 後運転中および EPRI レポートともに同様の傾向を示すことを確認した。材料物性の感度解析として、ヤング率と熱ひずみを±10%変化させて WOL に伴う発生応力を評価した。この結果、材料物性の変化による応力分布の変化は小さいことを確認した。

IV-2: Methodology Comparisons on Residual Stress of Welding for Dissimilar Metal Nozzle Weld

Y.L. Tsai (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), T.W. Fan (Chung Hua University, Taiwan), H.J. Chang (Taiwan Power Company, Taiwan), L.H. Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan)

残留応力はき裂進展に関わる因子であり、正確な応力分布の評価が重要である。本研究では、異材金属の配管溶接部を対象として、多層溶接時の入熱方法(ブロック入熱、層状入熱)が残留応力分布に及ぼす影響を FEA により評価した。解析結果は、中性子回折法(ND)による残留応力測定結果と比較検証した。FEA コードには ANSYS を用いた。二次元軸対称モデルでは、97 パス 19 層のブロック入熱および 19 層の層状入熱による残留応力解析を実施した。また、三次元モデルでは、9 層の移動熱源による入熱および 9 層の同時入熱による残留応力解析を実施した。二次元モデルによる解析は、ブロック入熱および層状入熱の差が小さく、これらの残留応力分布は、ND による測定結果と一致することを確認した。一方、三次元モデルによる解析は、移動熱源による入熱および同時入熱の残留応力分布ともに測定結果と差が大きいことを確認した。本解析は温度解析と応力解析が非連成のため、温度履歴が応力に及ぼす影響が考慮されない。三次元モデルの解析精度向上には、節点数の増大によるメッシュ品質の向上および温度履歴の取込みが必要である。

IV-3: Structural Integrity Analysis for Weld Overlay on a BWR Feedwater Nozzle

R.F. Liu, C.C. Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

ASME Section XI に規定された肉盛溶接法(WOL: Weld Overlay)を施工したノズルの構造健全性を FEA により評価した。FEA コードには ANSYS を用い、二次元軸対称モデルにて 14 パスの WOL に伴う応力評価を実施した。解析結果は EPRI レポートと比較した。まず残留応力分布を評価した。WOL 後に運転温度まで上昇させ、室温に戻した際の残留応力分布は、配管の内面にて圧縮応力になることを確認した。また、板厚(配管の厚さおよび WOL の厚さの合計)の約 80%までは、周軸ともに圧縮応力が発生することを確認した。次に WOL に伴う配管系の変形量を評価した。WOL 後の配管系の変形量は僅かであり、既存の配管サポートを用いても発生する応力が十分に低いことを確認した。また、WOL の厚さを含む板厚を有する配管の疲労き裂進展を評価した。設計圧力を付与した起動停止の繰返しによるき裂の進展量は小さいことを確認した、さらに、WOL 施工部の板厚方向の応力分類を行い、許容応力との比較を行った。その結果、膜応力、膜+曲げ応力および膜+曲げ+二次応力ともに許容応力を十分に下回ることを確認した。以上のことより、WOL は機器の寿命に対して良好な効果を与えることを確認した。

IV-4: Effect of Creep Constitutive Equation on Stress Mitigation Behavior of Low Alloy Steel Pipe During Post Weld Heat Treatment

H. Takazawa, N. Yanagida (Hitachi, Ltd., Japan)

溶接後熱処理(PWHT: Post-Weld Heat Treatment)による残留応力の緩和は、クリープひずみの発生に伴って生じるため、クリープ構成則を用いた FEA の実施が必要とされる。本研究では配管用合金鋼鋼管 STPA23(JIS)を対象にクリープ構成則(Norton 則および Norton-Bailey 則)の材料定数を決定して、PWHT による応力緩和挙動に対する各構成則の適用性を検証した。温度条件を変えたクリープ試験を実施して、定常クリープ領域の試験結果から Norton 則の材料定数を、遷移クリープ領域および定常クリープ領域の試験結果からは Norton-Bailey 則の材料定数をそれぞれ決定した。溶接ままおよび条件を変えた PWHT を行った溶接試験体を製作して、ひずみ解放法により残留応力を測定した。また、熱弾塑性解析および熱弾塑性クリープ解析により溶接ままおよび PWHT 後の残留応力を評価した。測定結果と解析結果の比較から、PWHT 温度が 600℃以上では、定常クリープ領域のみをフィッティングした Norton 則でも応力緩和を評価できることを確認した。また、PWHT において保持温度は保持時間に比べて顕著に応力低減効果が高いことを確認した。

IV-5: Fatigue Crack Growth Rate Tests under PWR Environment

B.S. Lee, D. W. Kim, J.H. Yoon, K.D. Min (Korea Atomic Energy Research Institute), S.J. Kim (Hanyang University)

PWR 環境下における材料の疲労寿命低下は、原子力機器の健全性に関わる主要な課題である。ASME Code Section III 疲労設計に記載される F_{en} 法は過度に保守的である。一方、ASME Code Section XI は破壊力学に基づく機器の余寿命評価に対する疲労き裂進展速度線図を規定しているが、PWR 環境下ではフェライト鋼しか存在せず、オーステナイト系ステンレス鋼に関しては評価中である。本研究では、韓国の原子力発電プラント加圧器サージライン材料として用いられる SUS347 の PWR 環境下における疲労き裂進展試験 (ASTM E647 規定) を実施して、材料データの拡充を行った。SUS347 の疲労き裂進展速度は PWR 環境下では加速しないことを確認した。き裂開閉口挙動は、PWR 環境下において細かい Fe_3O_4 を形成するため増加すると考えられる。溶存酸素量が高い場合、 Fe_3O_4 の粒径が増大するが、SUS347 への窒素添加により Fe_3O_4 の粒径増大が抑制される。荷重条件や環境など種々の条件を変えた試験は現在継続中である。

(文責 高澤)

Section 5 : Fracture Mechanics of Nuclear Components

V-1: An Example of Flaw Evaluation for Stress Corrosion Cracking on Shroud Support of a BWR Plant and Related Issues for Future Code Development

T. Terakado, K. Dozaki (The Japan Atomic Power Company, Japan)

実機シュラウドの検査結果及びそれらの検査結果による構造健全性評価について、日本機械学会維持規格等の規格適用事例とその課題について紹介された。2005 年にシュラウドの V8 溶接部に欠陥が検出され、その後 2009 年、2011 年と継続検査を実施している。これらで確認された欠陥はほとんど軸方向欠陥であり構造健全性に影響のないき裂であった。2009 年においては、構造健全性に影響のある周方向き裂を想定し、NISA の指示文書、日本機械学会維持規格及び JANTI のガイドラインを用いた評価を実施し、構造健全性を満足する期間が 45 年間とプラントライフに対して、十分の余裕があることを示した。しかしながら、NISA の指示文書は、維持規格の継続検査と比較し、過度に保守的であることから、今後の改善事項として二件の課題をあげた。一件は周方向溶接継手に生じた軸方向き裂の扱いの明確化、もう一件は周方向進展の可能性であり、これらの解決が望まれることが報告された。

V-2: Net-Section-Collapse of Circumferentially Cracked Cylinders Subjected to Torsional Moment

N. Miura, K. Hoshino (CRIEPI, Japan), Y. Li, H. Doi (JNES, Japan)

供用期間中検査で欠陥が検出されると、構造健全性評価をするのに JSME 等の制限荷重を適用している。き裂ありの配管は、引張荷重や曲げにさらされており、延性材料に対する限界荷重は塑性崩壊基準ベースで予測されている。実際の配管は一般的に引張、曲げ、ねじり荷重がかかっており、ねじりに対する限界荷重を評価する方法は不十分な実証しかなく確立していなかった。この研究では、ねじりを加えた SUS の試験片で破壊試験を行い、実験での最大モーメントがねじりモーメントに対する塑性崩壊基準をベースに評価された限界荷重と比較された。最大モーメントは、塑性崩壊基準によって保守的に予測することができた。加えて予き裂の入った二組のシャルピー試験片と従来の単軸試験装置を用いたねじり試験を行う画期的な手法を開発した。切欠きか予き裂かによる最大モーメントの違いは重要ではなかったもので、き裂の代わりにノッチを入れることはねじり荷重下での延性材料に対して適切であった。シャルピーねじり試験はねじり荷重下での代替試験として有効であるということが報告された。

V-3: Extension of Estimation Methods for J-integral and Crack Opening Displacement for Thin-walled Pipes with a Circumferential Through-wall Crack

Jeong Soon Park, Young Hwan Choi (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea), Seyoung Im (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea)

LBB 評価には、J 積分やき裂開口変位のような破壊力学パラメータが必要となり、主に GE/EPRI 法と参照応力法が使われている。これらは、管厚比 R_m/t が 30 以上のときに破壊力学パラメータを低く見積もる傾向があるため、適用には R_m/t が 20 以下との制限があった。このため、 R_m/t が 50 程度にも適用できるように手法の適用範囲を拡張する必要があった。適用の拡張のため新しい塑性影響関数が作られ、 γ のような新しく最適化した参照応力を用いることにより、GE/EPRI 法や参照応力法が弾塑性破壊力学の領域においてはき裂開口変位や J 積分を、弾性クリープ範囲ではき裂開口変位変化率や C^* 積分をよりの確に与えられるようになった。この結果から、韓国ナトリウム高速炉で LBB 評価を行うことが可能となったことが報告された。

V-4: Developments of Online Monitoring System for Fatigue effects on Nozzles in the Nuclear Power Plant

Y.L. Tsai, C. Fong, L.H. Wang (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), T.K. Yen (National TsingHua University)

講演取り止め

V-5: Stress Intensity Factors of a Non-Traction-Free Composite Wedge

T.L. Kuo, C.W. Fan (Industrial Technology Research Institute, Taiwan), C.B. Hwu (National Cheng Kung University)

応力拡大係数は欠陥の振る舞いに係わる重要なパラメータである。工業製品においては Wedge が存在し、そこを起点としてき裂が発生することがほとんどであり、異種金属の界面に発生するき裂は特別なケースである。RPV のノズルでき裂が発生するような工学的条件では、内圧による non-traction-free(自由応力場でない)の領域が存在する。この non-traction-free は H 積分や J 積分の経路独立性に影響を与え、しばしば計算結果のエラーの原因となる。このため H 積分を改良することで、便利な応力拡大係数の計算法を調査し、その計算例を示すことができたことが報告された。

(文責 寺門)

3. テクニカルツアー

ワークショップへの参加に先立ち、2012 年 4 月 17 日に台北の郊外(桃園市)にある核能研究所(Institute of Nuclear Energy Research, INER)を訪問し、意見交換と設備見学を行った。INER は台湾における原子力研究開発の唯一の国立機関であり、台湾行政院の原子能委員会(Atomic Energy Council, AEC)に所属している。1968 年に設立され、原子力基礎研究のほか、原子力発電の安全確保に関する研究、放射性廃棄物の処理処分に関する研究などを行っている。最近の研究事例として、

- ✓ Structural Integrity Evaluation of the Storage System under Accident Events for Taiwan Nuclear Power Plants
- ✓ Application of Probabilistic Fracture Mechanics on Safety Assessment Technology
- ✓ Structural Integrity Analysis of Preemptive Weld Overlay on Pressurized Nozzles

の三件のトピックの紹介を受けた後、WOL 施工試験設備および振動台の設備見学を行い、活発な質疑応答が交わされた。

INER は推進側の原子力研究の主体として我が国の JAEA のような役割を果たすと同時に、規制当局の技術的サポートをする立場から JNES に相当する業務にも就いているのに加え、台湾電力からの委託に応じて供用中プラントの評価も実施するなど、多面的な立場にあるとのことであった。なお、来年には所管が Ministry of Economic and Energy に移る見込みで、これに伴い原子力のみならず再生エネルギーの研究開発などにも力を注いでいく予定とのことである。

台湾では 2008 年の総統選挙で原発推進派であった国民党が民進党より政権を奪還したが、福島第一原発の後に脱原発に転じ、原発の新規建設、運転期間延長に向けたプロセスはすべて中断している。このため、関係者は持続的な原子力の研究・開発に向けた展望を見通せず、対応に苦慮しているようである。

(文責 三浦)

4. 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。福島原子力発電所事故の後、各国でそれぞれの対応を模索する中で、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9回ワークショップが開催された。

本ワークショップでは五つの一般セッションに加え、Young-Jin Kim 先生の追悼セッションおよび福島第一原発事故に関する特別セッションが設けられた。通常セッションでは、破壊力学、リスクと確率論的評価、機器評価、溶接残留応力の各分野について活発な議論が行なわれた。発表内訳は日本から9件、韓国から7件、台湾から20件、米国から1件であった。優れた論文については各国のバランスを考慮して、'International Journal of Pressure Vessels and Piping'誌に台湾5、日本4、韓国3の割合で投稿していく予定である。

また、ワークショップへの参加に先立ち、台湾で唯一の国立原子力研究機関である核能研究所(Institute of Nuclear Energy Research, INER)を訪問し、意見交換と設備見学を行った。

これらのワークショップと見学の期間を通して、台湾の主催者側から非常に丁寧な持て成しをいただいた。こうした現地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。特に若手研究者にとっては、有意義な経験になったと考えられる。

その成果の一つとして、福島原子力発電所事故に関する事故調査結果等の新たな情報が出た段階で、韓国と台湾にも連絡し、必要に応じて2年に一度のASINCOの合間にも意見交換していく方向で合意形成がなされた。

第10回は2014年に韓国の釜山またはソウル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ます。

(文責 笠原)