

第6回 原子力機器健全性国際ワークショップ報告書

The 6th International Conference
on the Integrity of Nuclear Components

April 25-26, 2006
KENTING, TAIWAN

2006年8月

社団法人 日本溶接協会
原子力研究委員会



Workshop 会場にて



台灣電力第三原子力發電所



放水路

はじめに

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で(KINS)において日韓の研究者・技術者の協力で開催された。第2回目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回目は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回目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日に開催された。これらはいずれも多数の聴講者が参加し盛会裏に行われた。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本年中に *Solid State Phenomena* にて特集号が発刊される予定となっている。

今回はこうしたシリーズのワークショップの第6回目にあたる。時期は2006年4月24日-26日、場所は台湾の最南端、懇丁市にある *Kenting National Park* 内の *Howard Beach Resort* ホテルで開催された。4月とはいえ亜熱帯に属する台湾最南部はすでに夏の気配であり、リゾート客で賑わうホテルで二日間の熱心な討論が行われた。会場の手配、ワークショップの準備、運営等は台湾劉華科技大学の *Prof. Kuen Ting* とそのグループがすべて行ってくれた。また現地の原子力発電施設の見学その他には、台湾電力公司からの全面的なご協力を頂いた。改めてここで謝意を述べたい。

(文責 菊池)

Technical program

April 25(Tuesday)

09:00~09:30 Opening Ceremony

09:30~10:30 Section 1 : Materials of Reactor Pressure Vessel

1-1 : Applicability of Master Curve Method to Japanese Reactor Pressure Vessel Steel

N. Miura, N. Soneda, T. Arai and K. Dohi(CRIEPI, JAPAN)

1-2 : Master Curve Techniques to Evaluate Irradiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel for Long-Term Operation

B.S.Lee, M.C.Kim, M.W.Kim, H.J.Lee, J.H.Hong(Nuclear Material Technology Division, Korea Atomic Energy Research Institute, Korea)

1-3 : Fatigue crack growth behavior of reactor pressure vessel steels in air high temperature water environments

J.YHuang, J.JYeh, R.C.Kuo, S.L.Jeng, M.C.Young,(Institute of Nuclear Energy Research, Tiwan)

10:30~10:50 Coffee Break

10:50~11:50 Section 2 : Fracture Mechanics(I)

2-1 : Probabilistic Safety Assessment of Feed Water Heaters and Risk Informed Management of Feed Water Systems

Wen-Fang Wu (National Taiwan University, Taiwan), Jang-Shyong You (National Taipei University of Education, Taiwan), Chih-Hsien Wu(National Taiwan University, Taiwan), Hung-Ta Kuo (National Taiwan University, Taiwan) and Long-Chyuan Kang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

2-2 : SCC Growth Behavior of BWR Core Shroud Materials

H. Yamashita, S. Ooki, Y.Tanaka, K.Takamori, K.Asano and S.Suzuki(Tokyo Electric Power Company, Japan)

2-3 : Investigation on Behavior of Trapezoidal Through-wall Cracks under Constant Pressure Loading

Jin Ho Lee, Yon Won Park, Hae Dong Chung and Young Hwan Choi (Korean Institute of Nuclear Safety, Korea)

11:50~13:00 Luncheon

13:00~14:40 Section 3 : Wall Thinning and Fatigue Evaluation of Nuclear Piping

3-1 : Fracture Strength of Pressurized Pipes with Wall Thinning

M. Kamaya(Institute of Nuclear Safety System,Inc.,Japan), T. Meshii(Univ. of Fukui)

3-2 : Limit Load Analyses for Wall-Thinned Elbow with Different Bend Angles Subjected to Internal Pressure

J. B. Choi, S. M. Lee, N. S. Huh, Y. S. Chang, Y. J. Kim(Sungkyunkwan University, Korea) and Y. H. Choi(Korea Institute of Nuclear Safety, Korea), Y. H. Choi(Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)

3-3 : Allowable Local Thickness of Straight Pipes in ASME Code Case N-597

J. H. Park (Chungbuk National University, Korea), K. I. Shin(Chung Ang University, Korea), C. Y. Park and S. H. Lee(Korea Electric Power Research Institute, Korea)

3-4 : The Fatigue Life Evaluation of Piping subjected to Thermal Stratification

T. L. Weng and H. J. Chang(Taiwan Power Company, Taiwan)

3-5 : Inspection of Structural Integrity of Reactor Coolant System Pressure Boundary at Maanshan

R. T. Sun, H. C. Niu and W. W. Chao (Atomic Energy Council, Taiwan)

14:40~15:00 Coffee Break

15:00~17:00 Section 4 : Structural Integrity Analysis of Nuclear Components

4-1 : Failure of Electromatic Relief Valves due to Main Steam Line Vibration Resulting from Power Upgrade

T.M.Tseng (Stevenson & Associates, Taiwan)

4-2 : Flow Analysis and Flow Induced Vibration Evaluation for Low Pressure Feedwater Heater of Nuclear Power Plant

C.C.Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), J.S.Hsieh (Flowmen Technology Company, Ltd, Taiwan), S.L.Lin, S.J.Wen, C.T.Hung, P.-C.Chen and C.H.Lee (Taiwan Power Company, Taiwan)

4-3 : Development of Repair System for Alloy 600 PWSCC in Reactor Vessel Head CRDM Welds

J.G.Byeon, K.S.Park and Y.J.Kim (Doosan Heavy Industries & Construction Co., Ltd., Korea)

4-4 : Evaluation of Structure Integrity of the Lifting Handle of CRB

S.Y.Wu and S.R.Lin (Radiation Protection Association, Taiwan), L.C.Kang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), H.J.Chang (Taiwan Power Company, Taiwan)

4-5 : Development of 3-D Simulation Analysis System for PWR Control Rod Drive

Mechanism

A.Tanaka and K.Futahashi (Mitsubishi Heavy Industries, LTD. Takasago, Japan),
K.Takanabe, C.Kurimura, J.Kato and H.Hara (Mitsubishi Heavy Industries, LTD. Kobe,
Japan)

4-6 : Experience of Kousheng Nuclear Power Plant Retrofit on Feedwater Control System

C.C.Chen (Taiwan Power Company, Taiwan)

April 26(Wednesday)

09:00~10:20 Section 5 : Probabilistic Fracture Mechanics and Risk Assessments

5-1 : Maintenance Optimization of LWRs based on PFM analysis

S. Yoshimura and K. Furuta (The University of Tokyo), Y. Isobe and M. Sagisaka (Nuclear Fuel Industries Ltd., Japan), M. Noda (Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, Japan), T. Wada and H. Akiba (Allied Engineering Corporation, Japan)

5-2 : Developments of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Codes for Reactor Pressure Vessel and Piping

K. Onizawa, K. Shibata and M. Suzuki (Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency, Japan)

5-3 : Correlated Sampling Techniques used in Monte Carlo Simulation for Risk Assessment

Y.F. Wu (Taiwan Power Company)

5-4 : The implementing of Risk-Informed evaluation on In-Service Testing of MOVs and AOVs for Taiwan BWR type Nuclear Power Plant

K. Ting and Y.C. Li (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), S.H. Hwang, F.T. Chien C.C. Chen, J.C. Kang (Taiwan Power Company, Taiwan), T.M. Kaoc and J.D. Lin (Institute of Nuclear Research, Taiwan)

10:20~10:40 Coffee Break

10:40~12:00 Section 6 : Fracture Mechanics (II)

6-1 : Ductile Fracture Strength for Nickel Based Alloy with Surface Flaw

Akira Nebu, Katsumasa Miyazaki, Koichi Sato(Hitachi Ltd.)

6-2 : Estimation of Material Behaviors by Local Approach

Y. S. Cahn, J. M. Kim, H. O. Ko, J. B. Choi, Y. J. Kim(Sungkyunkwan University, Korea),
M. C. Kim, B. S. Lee(Korea Atomic Energy Research Institute, Korea)

6-3 : Interfacial Stresses of a Two-phase Composite under Time-dependent Heat Flux

R. C. Chang(St. John's University, Taiwan), J. J. Shyr(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

6-4 : Spatial Variation of Mechanical Properties in Alloy 82/182 Dissimilar Metal Welds

C. H. Jang, J. H. Lee, S. Y. Jung(Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea), J. S. Kim, T. E. Jin(Korea Power Engineering Company, Korea)

12:00~12:20 Closing Meeting

ORGANIZING COMMITTEE

Chairman

Professor Kuen Ting (Lunghwa University, Taiwan)

Technical Coordinator

Dr. J.J. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

Committee Members

Professor G. Yagawa (Emeritus, University of Tokyo, Japan)

Professor M. Kikuchi (Tokyo University of Science, Japan)

Professor Y.J. Kim (Sungkyunkwan University, Korea)

Dr. Y.W. Park (Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)

Working Team

H. T. Yeh (Senior Secretary, Lunghwa University)

M. S. Yeh (Section Chief, Lunghwa University)

S. C. Yeh (Secretary, Lunghwa University)

O. H. Lee (Secretary, Lunghwa University)

T. M. Liu (Assistant Professor, Lunghwa University)

Y. C. Li (Assistant Engineering, Lunghwa University)

S. D. Lee (Section Chief, Mannshan Nuclear Power Plant)

W. Y. kuo (Nuclear Engineer, Mannshan Nuclear Power Plant)

目 次

1. ワークショップ概要	1
2. 原子力機器健全性国際ワークショップ概要	3
2-1 Section 1 : Materials of Reactor Pressure Vessel	3
2-2 Section 2 : Fracture Mechanics(I)	5
2-3 Section 3 : Wall Thinning and Fatigue Evaluation of Nuclear Piping	7
2-4 Section 4 : Structural Integrity Analysis of Nuclear Components	9
2-5 Section 5 : Probabilistic Fracture Mechanics and Risk Assessments	12
2-6 Section 6 : Fracture Mechanics(Ⅱ)	15
3. 台湾電力第三原子力発電所訪問記 (4月24日)	18
4. むすび	20
5. 発表論文	21

1. ワークショップ概要

ワークショップは6セッションから構成され、全部で24編の論文が発表された。内訳は日本から7編、韓国から6編、台湾から10編、米国から1編であった。以下にワークショップのセッションタイトルを示す。

- セッション 1 Materials of Reactor Pressure Vessel
- セッション 2 Fracture Mechanics (I)
- セッション 3 Wall Thinning and Fatigue Evaluations of Nuclear Piping.
- セッション 4 Structural Integrity Analysis of Nuclear Components.
- セッション 5 Probabilistic Fracture Mechanics and Risk Assessment
- セッション 6 Fracture Mechanics (II)

日本からの論文発表者は、柴田(原子力機構)、三浦(電中研)、原(三菱重工)、根布(日立)、磯部(日本原燃)、山下(東電)、釜谷(原子力安全システム研究所)であり、他に原子力研究委員会から菊池委員(東理大)、馬郡(溶接協会)が出席した。

ワークショップ会場はリゾートホテルであり、韓国からの参加者は早めに到着してプールなどで楽しんでいただいていたようである。日本からは飛行機の乗り継ぎの関係があり、残念ながらホテル到着は深夜となった。しかし翌日の原子力発電所見学のアとは、地元の温泉につかりリラックスした。

ワークショップはすでに回数を重ねているためお互いに知り合いが多く、和やかな雰囲気の中で活発な討論が行われた。特に、台湾第三原子力発電所の技術者が多数参加されて、多くの実践的なご意見、質問等を活発に発言しておられたことが印象的であった。また三国間の技術者・研究者の問題意識がかなり共通のものとなっていることが感じられた。

ワークショップの間に ASINCO の会合が開かれ、次期(2005-2006 年)の会長として Y. W. Park 博士(韓国、KINS)が選出され、次回を 2008 年 4 月に韓国の慶州で開催することが決定された。

今回のワークショップの内容を、国際 Journal の特集号として発表することが了承され、適切な Journal について検討することとなった。

また、次回のワークショップへ向けて、『確率論的破壊力学』のラウンドロビン解析を実施したいとの提案が韓国から出された。これに対しては、今後、日本が中心となって企画することとなった。

ワークショップ終了後、日本からの参加者は台北に戻り、その日の夜は参加者の一人

である山下氏の案内で、台湾の「財団法人核能科技協進会」の林董事長、謝執行長らと懇談した。

(文責 菊池)

2. 原子力機器健全性国際ワークショップ概要

2-1 Section I : Materials of Reactor Pressure Vessel

2-1-1 Applicability of Master Curve Method to Japanese Reactor Pressure Vessel Steels

by Naoki Miura, Naoki Soneda, Taku Arai, and Kenji Dohi (CRIEPI, JAPAN)

従来、原子炉圧力容器鋼の破壊靱性の評価では、温度に対する破壊靱性値の下限値を包絡してその評価曲線が決められており、これに代わるより合理的な破壊靱性評価法が求められていた。近年、破壊靱性が本来有する統計分布特性を考慮してその信頼限界を理論的に定める、いわゆるマスターカーブ法が提案され、その適用の是非が議論されつつある。本報告では、代表的な国産原子炉圧力容器鋼材である SFVQ1A 鋼および SQV2A 鋼を対象とした破壊靱性試験を行い、マスターカーブ法による評価を実施した結果が報告された。

米国材料試験協会 (ASTM) 規格に定める評価手順に従い、材料ごとに有効なマスターカーブを決定することができた。試験温度の違い、評価方法の違い、試験片寸法の違いによるマスターカーブの差は小さく、それらの依存性は認められなかった。一方、負荷速度の増加はマスターカーブを高温側にシフトさせる傾向が見られた。これは他の圧力容器鋼にも認められる一般的な特性であり、今後の検討を要する課題である。

マスターカーブを基準として統計分布特性を考慮して定めた下限界曲線により、すべての破壊靱性データを安全側に包絡して評価することができた。シャルピー衝撃試験等の結果から間接的に破壊靱性の下限を定めるとする現行規格が過度に保守的であるのに対し、マスターカーブ法の採用により許容し得る破壊靱性を合理化できることを確かめた。

2-1-2 Master Curve Techniques to Evaluate Irradiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel for Long-Term Operation

by B.S. Lee, M.C. Kim, M.W. Kim, H.J. Lee, and J.H. Hong (Korea Atomic Energy Research Institute, Korea)

韓国初の BWR プラントである古里 1 号機は 30 年の認可運転期間切れが間近となっており、寿命延伸の妥当性の確認のため、照射後の原子炉圧力容器鋼が構造健全上問題ないことを実証する必要に迫られている。照射脆化を定量的に評価するにはマスターカーブ法が有力と目されており、同法の実機適用に向けて解決すべき技術的課題についての

検討結果が報告された。

はじめに、マスターカーブに及ぼす試験片寸法、形状の影響を実験的に調べた。予き裂付きシャルピー試験片から得られるマスターカーブは標準 CT 試験片から得られるそれとほぼ同一であり、またサブサイズシャルピー試験片、厚さ 1/2 インチの CT 試験片といった小型試験片からも、試験片拘束の違いに対する補正を施すことなく同等のマスターカーブが得られることを明らかにした。

次に、破断後の監視試験片(シャルピー試験片)から再生した試験片の適用性について検討した。試験片再生にあたり溶接時の熱入力を十分低く抑えることができ、再生試験片から得られるマスターカーブは再生前の同材とほぼ同じであることを確かめた。

最後に、シャルピー衝撃試験の結果から破壊靱性を間接的に予測する方法について検討した。従来、破壊靱性との相関を表す指標として T_{41J} (シャルピー吸収エネルギーが 41 J に相当するような遷移温度) が用いられていたが、この指標は遷移温度域を代表するパラメータとしては適切ではなく、照射材(すなわち破壊靱性が相対的に低い材料)に対しては T_{28J} (シャルピー吸収エネルギーが 28 J に相当するような遷移温度) を指標とする方が良いことを見出した。

2-1-3 Fatigue Crack Growth Behavior of Reactor Pressure Vessel Steels in Air and High Temperature Water Environment

by J.Y. Huang, J.J. Yeh, R.C. Kuo, S.L. Jeng, and M.C. Young (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

S 含有量の異なる (0.006~0.035 wt%) 四種の A533B 鋼を対象として、大気中および高温水環境中で疲労き裂進展試験を行った結果が報告された。

大気中疲労き裂進展試験では、S 含有量の違いによらず疲労き裂進展速度は同等であった。ただし、疲労き裂進展速度には異方性が見られ、き裂進展方向が圧延方向に平行な場合に進展が加速する傾向にあった。

飽和酸素水中では、大気中に比べ疲労き裂進展速度が 1 オーダー加速した。SEM による破面観察によれば、前者ではうろこ状のストライエーションファセットと段違いが観察され、腐食疲労の様相を呈していたのに対し、後者ではへき開面と不鮮明なストライエーションが見られた。

150~300℃の温度域における疲労き裂進展速度がほぼ一定であるのに対し、400℃下での疲労き裂進展速度はおよそ 2.5 倍に加速している。引張試験結果から類推するに、これは 150~300℃の温度域において動的ひずみ時効の影響が現れたためだと考えられる。

(文責 三浦)

2-2 Section II : Fracture Mechanics (I)

2-2-1 Probabilistic Safety Assessment of Feed Water Heaters and Risk Informed Management of Feed Water Systems

by Wen-Fang Wu (National Taiwan University, Taiwan), Jang-Shyong You (National Taipei University of Education, Taiwan), Chih-Hsien Wu (National Taiwan University, Taiwan), Hung-Ta Kuo (National Taiwan University, Taiwan) and Long-Chyuan Kang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

近年、給水加熱器からの漏洩が発生しており、給水系の検査についてより広範に行う必要性があることを示唆している。そこで、検査の高度化のため、給水加熱器シェル側の流れ加速型腐食に係わるリスク評価方法を検討した。複数の給水加熱器に対して、個々の減肉量とそれらの相対リスクを求めるため、減肉に影響するいくつかの因子のばらつきを考慮してモンテカルロ法による減肉予測を行った。減肉予測には Siemens/KWU の式を適用した。他の給水系機器のリスクを既知と仮定して、給水系全体のリスク評価を行った。Fussell-Vesely (FV)、Risk Achievement Worth (RAW)、Difference Importance Measure (DIM) 等の指標を用いて給水系機器のリスクランキングを検討した。給水加熱器については、圧力の低い後半部分の検査頻度を増やすのが良いこと、また RAW が良い指標であることが分った。

2-2-2 SCC Growth Behavior of BWR Core Shroud Materials

by H. Yamashita, S. Ooki, Y. Tanaka, K. Takamori, K. Asano and S. Suzuki (Tokyo Electric Power Company, Japan)

2003 年以降、日本の BWR プラントでは低炭素ステンレス鋼の SCC が懸案になっている。最近、材質硬化が SCC 進展速度を促進すること、炉心シュラウドの高フルエンス部では中性子照射が硬化に対して支配的となり、低フルエンス部では溶接条件が HAZ における硬化に対して支配的となることが分ってきた。

そのため、低炭素ステンレス鋼に対する現行の Da/dt -K 線図は、硬化材の進展速度を包含するかどうか問題になっている。そこで、非照射の H3 及び H4 継手モックアップ試験体から採取した試験片及び使用済みシュラウドおよびトップガイドから採取した照射後試験片を用いて基礎試験及び da/dt -K 試験を実施した。非照射材については、Hv200 まで硬化していたが、JSME-NA-1-2002 の線図に包含され、硬化は進展速度に大きな影響を及ぼさないことが分った。

照射材については、照射硬化が見られたが、SCC 進展速度は鋭敏化ステンレス鋼に対

する JSME-S NA-2002 の線図の上限である 9.2×10^{-10} m/s を超えるものではないことが分かった。

2-2-3 Investigation on Behavior of Trapezoidal Through-wall Cracks under Constant Pressure Loading

by Jin Ho Lee, Yon Won Park, Hae Dong Chung and Young Hwan Choi (Korean Institute of Nuclear Safety, Korea)

現状、SG チューブのき裂は、保守性を考慮し貫通直後は矩形き裂に置換えて評価されているが、半楕円き裂の貫通・漏洩後の成長挙動は明らかにされていない。一方、き裂貫通後、前兆なしに SG チューブが破断した事例がある。ANL で行われた台形き裂の実験結果から、予測以上に高い進展速度が観察された報告も見られる。しかし、台形き裂に関する K 値解は存在せず、そこで本研究では、内圧を受ける SG チューブについて FEM による解を求めた。

FEM による K 値解析を矩形き裂と台形き裂について実施した。矩形き裂については既存解と比較し良く一致した。台形き裂については、底辺、上辺、高さを変えて 67 ケースの解析を行い、台形き裂の定式化した K 値解を提案した。なお、貫通台形き裂の K 値を求めるには、板厚方向に十分細かいメッシュ分割が必要であることが分った。

解析結果から、台形き裂の K 値は、底辺と同じ長さの矩形き裂の K 値より平均的に 2 倍程度大きいことが分った。また、台形き裂は外面で K 値が高く、外面近傍での成長が著しいため、底辺の長さ保ったまま矩形形状へと成長することが分った。

なお、この講演は Section VI で発表予定であったが、都合により Section II に移して発表された。

(文責 柴田)

2-3 Section III : Wall Thinning and Fatigue Evaluation of Nuclear Piping

2-3-1 Fracture Strength of Pressurized Pipes with Wall Thinning

by M. Kamaya(Institute of Nuclear Safety System,Inc.,Japan), T. Meshii(Univ. of Fukui)

模擬減肉欠陥を導入した炭素鋼直管(STPT370)の内圧破断試験と有限要素解析結果。試験では、直径 100mm、肉厚 4mm の配管内面に深さ約 2mm の全周減肉を導入して破壊試験を実施し、減肉の軸方向長さが大きくなると破断内圧が減少することが確認された。一方、有限要素法では試験材から採取した応力・ひずみ関係を用いて 3 次元弾塑性解析を実施し、試験で得られた破断内圧を正確に評価できることを示した。また、ステンレス鋼やパイプライン鋼を用いた解析も実施し、破断内圧が材料の影響を受けること、減肉長さの影響は配管系で正規化できることを明らかにした。

2-3-2 Limit Load Analyses for Wall-Thinned Elbow with Different Bend Angles Subjected to Internal Pressure

by J. B. Choi, S. M. Lee, N. S. Huh, Y. S. Chang, Y. J. Kim(Sungkyunkwan University, Korea) and Y. H. Choi(Korea Institute of Nuclear Safety, Korea), Y. H. Choi(Korea Institute of Nuclear Safety, Korea)

エルボ管の内圧破壊強度について有限要素解析を用いて評価した結果。エルボ部の曲がり角度、減肉深さ、周方向角度、長さの影響を弾完全塑性モデルによる極限解析により評価した。その結果、減肉長さが大きくなると周方向角度が大きくなるほど強度が低下するものの曲がり角度の影響はほとんど見られないこと、減肉深さの影響は周方向角度が大きくなるほど顕著になることなどの傾向を明らかにした。また、評価指標としてミーゼスとトレスカの条件を比較し、ミーゼス条件で評価した方が安全側の強度評価結果となることを定量的に示した。

2-3-3 Allowable Local Thickness of Straight Pipes in ASME Code Case N-597

by J. H. Park (Chungbuk National University, Korea), K. I. Shin(Chung Ang University, Korea), C. Y. Park and S. H. Lee(Korea Electric Power Research Institute, Korea)

ASME の維持規格に関するレビューと新しい基準の提案に関する発表。現在 ASME ではクラス 2, 3 配管を対象として減肉配管の強度評価基準として Code Case(事例規格)N-597 が準備されているが、これは既存の内圧荷重に対する基準に曲げ荷重を考慮し 3 つの評

価手順が準備されている。本研究では、減肉角度が内圧荷重による破壊強度に及ぼす影響が小さいこと、減肉角度が小さい場合には曲げ荷重の減肉部への曲げ応力集中が小さくなることに着目し、弾性曲げ荷重解析をベースに新たな評価方法を提案した。これにより、減肉角度に応じた許容肉厚が連続的に変化するカーブを設定することができる。

2-3-4 The Fatigue Life Evaluation of Piping subjected to Thermal Stratification

by T. L. Weng and H. J. Chang(Taiwan Power Company, Taiwan)

配管で発生するサーマルストライピングによる疲労寿命を解析により評価した。管断面の熱成層位置、温度変動幅、周期を変化させた場合の応力・ひずみ変化を弾塑性有限要素法により解析した。また、解析条件として繰り返し応力・ひずみ関係（ステンレス鋼と炭素鋼を仮定）、平均応力効果、多軸応力効果を考慮した。その結果、周期が長いほど、温度差が大きいほど疲労寿命が短くなる傾向を示した。そして、ステンレス鋼と炭素鋼では異なる傾向を示した。さらに、設計等で活用できるよう周期、温度差、配管形状に対する疲労寿命を表としてまとめた。

2-3-5 Inspection of Structural Integrity of Reactor Coolant System Pressure Boundary at Maanshan

by R. T. Sun, H. C. Niu and W. W. Chao (Atomic Energy Council, Taiwan)

PWR 型原子力プラントで多発しているニッケル合金および溶接部の PWSCC に対応して、台湾の原子力発電プラント（Maanshan 原子力発電所）で実施した検査結果を報告したもの。検査箇所は、原子炉圧力容器の制御棒駆動装置管台、下部計装筒管台、蒸気発生器管、加圧器管台、ホットとコールドレグである。検査方法は目視、超音波探傷、渦流探傷など従来手法であるが、複数の方法で検査するようにした。いずれの部位でも欠陥は発見されなかった。

（文責 釜谷）

2-4 Section IV : Structural Integrity Analysis of Nuclear Components

2-4-1 Failure of Electromatic Relief Valves due to Main Steam Line Vibration Resulting from Power Upgrade

by T.M.Tseng (Stevenson & Associates, Taiwan)

米国のプラントにて、主蒸気管の振動によるものと考えられる電磁アクチュエーターの損傷により、電磁安全弁 (ERV) の不具合が発生した。加速度計による振動測定を実施し、出力アップに伴う主蒸気管の流量増加が共振に繋がったことがこの損傷の原因であることが確認された。これに対して、ERV の設計が共振を避けるよう見直され、交換が行われた。

アクチュエーターの軸受筒は、従来、真鍮製であり、経年的な磨耗が出力アップの振動増加により過度となったことにより損傷したことが分かったため、インコネル製へ見直された。その後の点検により、更に摺動部品の懸念点が抽出された。

また、振動源の振動特性の把握を行い、加速度が卓越している領域を確認を確認した上で、加振劣化試験により、磨耗のメカニズムと、改良設計が振動/磨耗レベルを低減するために妥当であることを確認した。疲労評価とそれに基づく設計改良は今後の課題である。

2-4-2 Flow Analysis and Flow Induced Vibration Evaluation for Low Pressure Feedwater Heater of Nuclear Power Plant

by C.C.Huang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), J.S.Hsieh (Flowmen Technology Company, Ltd, Taiwan), S.L.Lin, S.J.Wen, C.T.Hung, P.-C.Chen and C.H.Lee (Taiwan Power Company, Taiwan)

低圧給水加熱器内の管群における劣化の主要因の 1 つである流動励起振動と非定常流体振動に対する評価を市販 CFD コード (CFX-4) による 3 次元流動解析により行った。低圧給水加熱器内を模擬する詳細モデルが構築され、部位毎に異なる横流れ流速を評価した上で、TEMA (産業規格) に基づき、部位毎の流動励起振動を避けるための流速に対する余裕度を把握した。

結果、低圧給水加熱器の各部において、流動励起振動の懸念がないこと、非定常流体振動に対しても十分な余裕を持つと考えられることを確認した。実機に基づいた本モデルによる評価を、低圧給水加熱器の性能、運転、および、メンテナンスに対して役立てることができる。

2-4-3 Development of Repair System for Alloy 600 PWSCC in Reactor Vessel Head CRDM Welds

by J.G.Byeon, K.S.Park and Y.J.Kim (Doosan Heavy Industries & Construction Co., Ltd., Korea)

インコネル 600 合金の PWSCC により、CRDM 管台からのリークが Davis-Besse を初めとする PWR プラントで発生している。リークが起こっているのは CRDM 管台内壁と J 溶接部の領域からである。これに対して、管台と J 溶接部の補修装置を開発した。

本補修装置は、加工、溶接、検査装置、および、それら进行操作するロボットから成る。各補修装置を韓国の標準タイプの原子炉容器上蓋に適合できるよう開発した。本装置は、モックアップ試験により今後調整され、完成する予定である。

2-4-4 Evaluation of Structure Integrity of the Lifting Handle of CRB

by S.Y.Wu and S.R.Lin (Radiation Protection Association, Taiwan), L.C.Kang (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), H.J.Chang (Taiwan Power Company, Taiwan)

台湾のプラントでの BWR の CRB の検査により、ピン穴等の部位に指示が見つかったことから、運転寿命中の CRB の構造健全性を評価するために、ピン穴付近にクラックを想定した FEM による強度評価を行った。

想定ケースとして、翼にクラックが入っているパターンを 4 ケース想定し、D-215 の CRB、および、Marathon の CRB に対する評価を行った。

結果、最大応力は、最悪のクラックケースにおいてクラック先端に発生し、特に D-215 の CRB において、降伏応力に近いが下回る値であった。Marathon の CRB においては、応力分布は、D-215 に対して類似かつ相対的に低い。よって、いずれの CRB においても、最悪のクラックケースを想定しても、塑性変形は発生せず、構造健全性が保たれることを確認した。

2-4-5 Development of 3-D Simulation Analysis System for PWR Control Rod Drive Mechanism

by A.Tanaka and K.Futahashi (Mitsubishi Heavy Industries, LTD. Takasago, Japan), K.Takanabe, C.Kurimura, J.Kato and H.Hara (Mitsubishi Heavy Industries, LTD. Kobe, Japan)

PWR の制御棒駆動装置の動作シミュレーターを開発した。本駆動機構は、圧力バウン

ダリの中にあり、動作性をモニターして経年的な動作遅れや動作不具合を監視することがプラントメンテナンス上大切である。従来、動作性の把握の手段としては、動作時の信号波形から動作完了のみを把握する手段しかなかったが、本シミュレーターにより、動作条件/影響因子に基づいた定量的な動作評価を行うことができる。

本開発は、シミュレーターの構築とそれを検証する実機供試体を用いたモックアップ試験により行われた。シミュレーターは、部品のインターフェースを模擬した3次元機構解析モデルである。動作部品の変位/速度により動作中変化する作用力を逐次算出し、機構解析に反映する。また、モックアップ試験により、制御棒駆動装置の動作挙動が、影響因子に対する感度も含めて、シミュレーターにより良く模擬できることを確認した。

本シミュレーターにより、動作遅れ/不具合に対する定量的な要因分析、グラフや3次元アニメーションによる視覚的な動作状況の確認、および、効率的な対策の策定を行うことができる。

2-4-6 Experience of Kousheng Nuclear Power Plant Retrofit on Feedwater Control System by C.C.Chen (Taiwan Power Company, Taiwan)

Kousheng 発電所においては、運開から 20 年以上を経過しており、機器の経年劣化、および、予備部品の入手の問題から、給水システムを更新する必要があった。そのため、Chin-Shan 発電所、Kousheng 発電所、Maanshan 発電所の知見を収集した上で、デジタル制御システムによる更新を行った。

その1つとして、コントロールパネルの更新を行った。これには、設計者、運転員によるレビューを生かした。これにより、プラントのステータスや異常をディスプレイから運転員が即座に把握することができる。

また、デジタル制御の信頼性を高めるために、複数系統の I/O カードの適用などによる制御アルゴリズムの拡張、各種信号によるシステムの検証、ソフトウェアの検証、運転員のトレーニングの検証を行った。

結果、従来のアナログ制御システムよりも安定して精度の高い制御を行うことができるデジタルの制御システムへの更新に成功した。

(文責 原)

2-5 Section V : Probabilistic Fracture Mechanics and Risk Assessments

2-5-1 Maintenance Optimization of LWRs based on PFM analysis

by S. Yoshimura and K. Furuta (The University of Tokyo), Y. Isobe and M. Sagisaka (Nuclear Fuel Industries Ltd., Japan), M. Noda (Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, Japan), T. Wada and H. Akiba (Allied Engineering Corporation, Japan)

平成 16-18 年度の経済産業省革新的実用原子力技術開発費補助事業として実施している『軽水炉保全最適化のための統合型シミュレータに関する技術開発』の紹介があった。シミュレータは確率論的破壊力学を基礎として、軽水炉の主要機器・配管等を対象に、各種保全戦略（検査頻度、検査精度、抜き取り検査の実施、設備維持規格の導入、長期サイクル運転の導入、各種補修・取替えの実施、点検の実施など）が、①安全性（炉心損傷頻度）、②信頼性（計画外停止）、③経済性（コストと収益性）に及ぼす影響を定量評価することが可能である。またシミュレータはリスクベースの保全方式が社会的に受容されるためのガイドラインについても提供する計画である。

質疑応答

Q：経済性評価で保全コストの値はどのように設定しているのか？

A：電力会社の財務諸表等から推測した仮想値を用いている。なお今年度においては海外のコンサル会社を通じて米国における保全コストを調査する予定である。

Q：各種保全戦略が社会的受容性に与える影響については定量評価していないのか？

A：定量評価はしている。例えば同じ事故を繰り返すと2回目にはコストが10倍になるという調査結果があるため、そのような条件を仮定して評価をしている。或いは小さな事故と大きな事故では、大きな事故をおこすほうが社会的受容性が低下するといった評価もしている。ただし、社会的受容性を定量評価しようとする視点はどちらかといえば技術者の視点であり、現実には定量評価は容易ではない。

Q：何故米国のリスクベース保全の手法を用いないのか？

A：米国のリスクベース保全の手法は頂上事象に炉心損傷を置いているが、日本では炉心損傷は安全性の観点では重要であるが、実際は安全性には余り係わらない部位でわずかな漏洩が生じたとしてもプラントが停止されることがしばしば発生して経済的な損失も大きい。そのため、開発中のシミュレータは①安全性を評価すると同時に、②信頼性、③経済性の3つの視点で保全の最適化を図ろうとしていることが特徴である。

2-5-2 Developments of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Codes for Reactor Pressure Vessel and Piping

by K. Onizawa, K. Shibata and M. Suzuki (Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency, Japan)

日本原子力研究開発機構において開発された、原子炉圧力容器と配管に関する確率論的破壊力学コードである PASCAL (PFM Analysis of Structural Components in Aging LWRs) シリーズの紹介と解析結果について発表があった。

圧力容器については材料の中性子照射脆化を考慮した上で、PTS (Pressurized Thermal Shock) など過渡時におけるき裂発生と破損の確率を評価するコードが PASCAL である。

配管については経年劣化と地震応力を考慮した上で、信頼性を評価するコードが PASCAL-SC (PASCAL-Stress Corrosion Cracking)、PASCAL-EQ (PASCAL-Earthquake)、PASCAL-EC (PASCAL-Erosion/Corrosion) である。

質疑応答

Q：他のコードと比較は可能か？

A：PASCAL ver. 1 は OECD/NEA に登録された公開コードである。

2-5-3 Correlated Sampling Techniques used in Monte Carlo Simulation for Risk Assessment

by Y.F. Wu (Taiwan Power Company)

システムの信頼性評価において、システムが複雑であったり巨大であったりする場合は、決定論的な手法では評価が困難となり、モンテカルロシミュレーション手法は数学的に複雑な解析を要求されないためよく利用される。しかしながら、システムデザインの最適化、或は既存のシステムの管理を行う場合には、コンポーネントの重要度や感度、システムの信頼といった情報を得るために、システムの変動を毎度も条件を変えながら解析する必要が生じる。これらの繰り返し計算を従来のモンテカルロ手法で実施するならば時間の効率が悪い。従来のモンテカルロ手法に取り入れることにより効率的な解析が可能となる相関サンプリング手法について紹介があった。

質疑応答

なし

2-5-4 The implementing of Risk-Informed evaluation on In-Service Testing of MOVs and AOVs for Taiwan BWR type Nuclear Power Plant

by K. Ting and Y.C. Li (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), S.H. Hwang, F.T. Chien C.C. Chen, J.C. Kang (Taiwan Power Company, Taiwan), T.M. Kaoc and J.D. Lin (Institute of Nuclear Research, Taiwan)

台湾の ChinShan（金山）BWR 発電所において、安全性に係わる電動弁（MOV：Motor Operated Valve）と空気作動弁（AOV：Air Operated Valve）の供用期間中試験（IST）としてリスク情報に基づく評価の導入について検討した。現在は供用期間中検査で 160 の MOV と、78 の AOV が対象となっているが、55 の MOV と 13 の AOV については既存の PRA モデルを活用して、定量的なリスク情報に基づく供用期間中試験（RI-IST）の評価を実施した。また PRA モデルにより MOV と AOV を HSSC（High Safety Significant Component）と LSSC（Low Safety Significant Component）に分類した。評価の結果、44 の MOV と 13 の AOV は LSSC に分類され、リスク情報に基づく供用期間中試験を実施すれば、現在の供用期間中試験の試験頻度を 61.4% 減少させることが可能と判断された。

質疑応答

Q：実際に原子力発電所で使われているシステムなのか。

A：技術的評価を実施している段階で、実用は政治的な判断によると考える。

（文責 礒部）

2-6 Session VI : Fracture Mechanics (II)

2-6-1 Ductile Fracture Strength for Nickel Based Alloy with Surface Flaw

by Akira Nebu, Katsumasa Miyazaki, Koichi Sato(Hitachi Ltd.)

JSME 維持規格では、ニッケル基合金部材に対する欠陥評価法には、極限荷重評価法を用いているが、これは試験的に確かめられたものではなく、破壊のしきい値である流動応力についてのデータもない。

このことから、表面欠陥または貫通欠陥を持つニッケル基合金平板の延性破壊試験を実施することで、極限荷重評価法の適用性を確認し、流動応力の大きさを求めた。

欠陥は EDM により加工し、初期欠陥深さおよび初期欠陥幅を変えて試験を実施した。表面欠陥の場合、欠陥の板厚方向が鈍化することで荷重が増加した。その後、延性き裂が板厚方向に発生、貫通し、荷重が低下した。初期欠陥が浅い場合、貫通の直後に欠陥幅方向に延性き裂が進展し破断に至った。初期欠陥が深い場合、欠陥の幅方向が鈍化することで荷重が再び増加したが、最終的に延性き裂が幅方向に進展することで破断した。

試験で示された最大荷重から実断面応力を求めたところ、いずれも $(\sigma_y + \sigma_u)/2$ と σ_u の間にプロットされ、 $(\sigma_y + \sigma_u)/2$ を流動応力とした極限荷重評価法が適用できることがわかった。また、 $(\sigma_y + \sigma_u)/2$ の代わりに、 $2.7 S_m$ (S_m : 設計応力強さ)を用いても極限荷重評価法が成立することがわかった。

2-6-2 Estimation of Material Behaviors by Local Approach

by Y. S. Cahn, J. M. Kim, H. O. Ko, J. B. Choi, Y. J. Kim(Sungkyunkwan University, Korea), M. C. Kim, B. S. Lee(Korea Atomic Energy Research Institute, Korea)

ローカルアプローチ法は、形状や荷重条件に影響されずに材料の破壊抵抗を得ることができる方法である。このためには、微小領域での力学的特性を表すパラメータを求める必要がある。このため、引張試験、スモールパンチ試験(SP 試験)、破壊靱性試験を実施し、計算による予測結果と比較することによって特性パラメータを調整した。

脆性破壊に対しては、3 パラメータのワイブル則に基づき、解析と試験結果を比較することでワイブル分布の母数を予測した。CT 試験片および PCVN 試験片の破壊試験結果から、破壊時の各荷重レベルに対する J 積分を解析によって求め、このときの塑性域の大きさを求める。ワイブル分布の変数として用いる応力 σ_w は、塑性域の大きさと塑性域内の応力から算出できる。各荷重レベルの J 積分算出結果から、最尤推定法によってワイブル分布の尺度パラメータおよび形状パラメータを求めた。解析により求めた破壊確率分布は、試験結果をメジアンランク法により整理した分布と良く一致した。

延性破壊に対しては、材料の降伏曲面を表す構成式に Rousselier モデルを用いた。このモデルにおけるパラメータを調整するため、SP 試験片と 1T-CT 試験片の FEM を行い、試験結果と比較することで初期空孔率、限界空孔率などのパラメータを定めた。求めたパラメータを用いて、SP 試験片および CT 試験片の解析を実施し、荷重-変位関係および J-R 曲線を予測した。荷重-変位関係の解析結果と試験結果は、破壊に至るまで良く一致した。これは、本モデルが、局部ネッキングやき裂進展を模擬できることによると考えられる。

2-6-3 Interfacial Stresses of a Two-phase Composite under Time-dependent Heat Flux

by R. C. Chang(St. John's University, Taiwan), J. J. Shyr(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

異なる 2 相が接した複合材に、熱流束を与えた場合の解析解を提供する。まず、2 相の連続条件を満たすような熱-応力解を弾性材料に対して導いた。この弾性解を拡張することによって、粘弾性材料に対する解析解を提供した。

計算例として、Kelvin-Maxwell の 3 パラメータモデルに基づいた単純なレオロジー材料を考え、実際の応力分布を計算した。均一な熱流速の場合、初期状態では境界間にせん断応力が働き、応力の高さは境界に添った距離に比例する。また、応力は 2 相の弾性定数の比に依存する。さらに、熱流束が時間に依存する場合の解析解を求めた。熱流速が時間に対して一定の場合、ある値に漸近する場合およびある値から 0 に収束する場合の 3 条件について、せん断応力の時間履歴を求めた。2 相の弾性定数の比によって時間履歴が異なることを示した。

境界層と平行なき裂が一方の相に存在する場合についても、上記の解析解を適用できる。き裂間は断熱されるものとし、熱分布およびせん断応力分布の計算結果を示した。

2-6-4 Spatial Variation of Mechanical Properties in Alloy 82/182 Dissimilar Metal Welds

by C. H. Jang, J. H. Lee, S. Y. Jung(Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea), J. S. Kim, T. E. Jin(Korea Power Engineering Company, Korea)

インコネル溶金を用いた低合金鋼ノズルとステンレス鋼配管の溶接は PWR で多く見られる。引張特性や破壊靱性などの機械的特性は、溶接部の位置によって異なることが予測され、ノズルの健全性を評価するためには、これら特性の位置による変化を知る必要がある。このため、厚さ 40mm の低合金鋼とステンレス鋼のプレートをインコネル溶金で溶接し、溶接したプレートの各位置から試験片を採取して引張試験を行った。

溶接部の組織を観察した結果、インコネル溶金では、明瞭なデンドライト組織が見られた。一次デンドライト組織と二次デンドライト組織の方向、間隔は、溶金内の位置によって異なることが観察された。デンドライト組織間では、剥離と第2相粒子の沈殿が見られ、場所によっては欠陥に近い境界が観察された。

引張試験の結果、インコネル溶金の降伏応力、引張強さは、母材に比べてわずかに低くなった。特に、溶金の頂点部の引張強さは 503Ma であり、ルート部の 545MPa に比べて低くなる傾向にある。

引張試験片の破面は、典型的なディンプルを示した。また、デンドライト組織が観察され、一次デンドライト組織に沿って微小空孔が見られた。空孔の中心に第2相粒子が観察される場合も見られた。これらのことから、デンドライト間の剥離と第2相粒子が空孔生成箇所と考えられる。ただし、溶金のルート近傍の試験片では微小空孔が見られず、最大 100 μ m 程度のせん断破面が見られることから、最弱層の剥離の合体または層状欠陥の存在の可能性が考えられ、さらに調査が必要である。

(文責 根布)

3. 台湾電力第三原子力発電所訪問記（4月24日）

平成18年4月23日（日）東京と関西から各々出発し台北を經由・乗り継ぎ後、夕刻に台湾第二の都市高雄に到着。バスでシンポジウムの会場である墾丁のホテルへ移動し、夜も更けた10時過ぎにホテルに到着。

二日目、青空が広がり、多少蒸し暑いがまあまあ気持ちの良い日となる予感で最初の行事である台湾電力第三原子力発電所の視察に向かいました。米国9-11テロ後は世界中ほとんどの原子力発電所でも所内への入所管理が大変厳しく主要設備の見学などよほどでないとは許可が下りないはずなのに発電所入り口から物的防護が施されている施設エリアまでホテルからのバスに乗ったまま何のチェックも受けずに入ってしまった事には大変驚きました。同発電所陳所長及び3副所長等出席のもとに台湾電力の電力設備・電力量構成、同発電所の歴史、組織、人員構成、配置、新しい広報センター、風力設備、プラントパフォーマンスとして原子力の構成比、発電電力量、設備利用率、発電原価、LLW発生量等について所長よりの説明が為されその後中央操作室・タービン建屋等の視察を行った。説明でのポイントは以下の通りである。

現在1ユニットが定検中、平均的な定検日数は45日程度、短いもので33日、もう一台は12月から次回定検開始予定、基本的運転期間は18ヶ月。建設から従事している所員が多く、建設業務を経験していない若い世代への技術伝承が重要・来年からそのためのプログラムを実施する予定で準備中、高経年化対策は関連組織を集めた特別プログラムで実施中、但し規制サイド（政府）がどちらかというと反原子力なので費用予算等十分な協力がえられていない。HLWは各発電所40年間の運転に対応した貯蔵設備は有るが寿命延長を行うと足りなくなるので3発電所共通設備を作ること考えている。LLWは種々の減容設備を作り上げて最終発生ドラム缶数を激減させたとのこと。情報開示についてはこの10年間何でも公開することに努めている。トラブルについては30分以内に地元自治体にメールにて連絡しているとのこと。PWRのRPV上蓋貫通部の欠陥は見つかっていない、S/Gチューブ端栓率は約1%で現在のところ全く問題ない。大きな問題は電気系、特に外部系統の揺乱によるバイタル電源の不具合に苦労（当発電所は過去にステーション・ブラックアウトを起こした事件あり）、トランスミ・現場視察；最初に中央操作室、運転シフトクルーがたった三名だったのに大変に驚いた、起動・停止等業務負荷で適宜増やすとのことであつたが予備要員の処遇等どうしているのか疑問が残った、3シフト/日・6班のようであつた。次にLLW（低レベル放射性廃棄物）減容・ドラム缶詰め設備等、非常にシンプルな遠隔管理システムであつた、

I N E A（核能研究所）製の機器・制御装置が多数みられた。タービン設備、A B B 製タービンはトーショナルバイブレーションの問題を抱えている模様。天井クレーンが172.4トンと大きなものであった。その後種々の廃棄物処理設備、巨大なハタの栽培漁業施設を見た後、広報センターにて3Dのファンタスティックな短編映像を楽しんだが電気の「デ」も原子力の「ゲ」も出てこない押しつけがましくないものであり大変に感心をした、又周辺海域の海底映像が用意されており、海生物に異常が無いことを一般市民が確認することが出来るようになっていた。（周辺海域は暖流・熱帯地区なので温度が上がりやすく33度C以下に管理しているとのこと、そのために放水口を海に出す前に延々2, 3キロ引き回して大気で冷やしている）。

（文責 山下）

4. むすび

今回で韓国・日本・台湾の順に開催して来たワークショップが二順目を終わったことになる。ほぼ2年おきに順調に回を進めてきており、本ワークショップシリーズも軌道に乗ったと言えよう。第1回の頃はまだ東アジアの原子力開発者との交流の重要性はそれぞれ活発になっていなかったがこのところ我国でも大きな関心を持たれるようになった。

このワークショップを通じて築かれてきた人的なつながりをさらに発展させ、より積極的に原子力設備の安全性向上に寄与するために、今回、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なわれてきた問題である。今後は具体的な共同作業を通じて、より一層の研究の進展と、技術者間の交流の深まりが期待できる。これは次回以降、第三順目を迎える本ワークショップの重要な課題となろう。

第7回は、2008年春に韓国がホストとなって開催される予定である。是非多くの方々が参加され、この方面の東アジアのエンジニア、研究者との交流を深められることを祈っている。

最後に今回のワークショップへの日本からの参加者各位には、論文発表のみならず、ワークショップでの司会、また報告書の作成等、多大のご協力をいただいた。ここに改めて御礼を申し上げて結びとしたい。

(文責 菊池)