

3RD International Workshop
on the Integrity of Nuclear
Components

October 11-12, 2000
TAOYUAN, TAIWAN

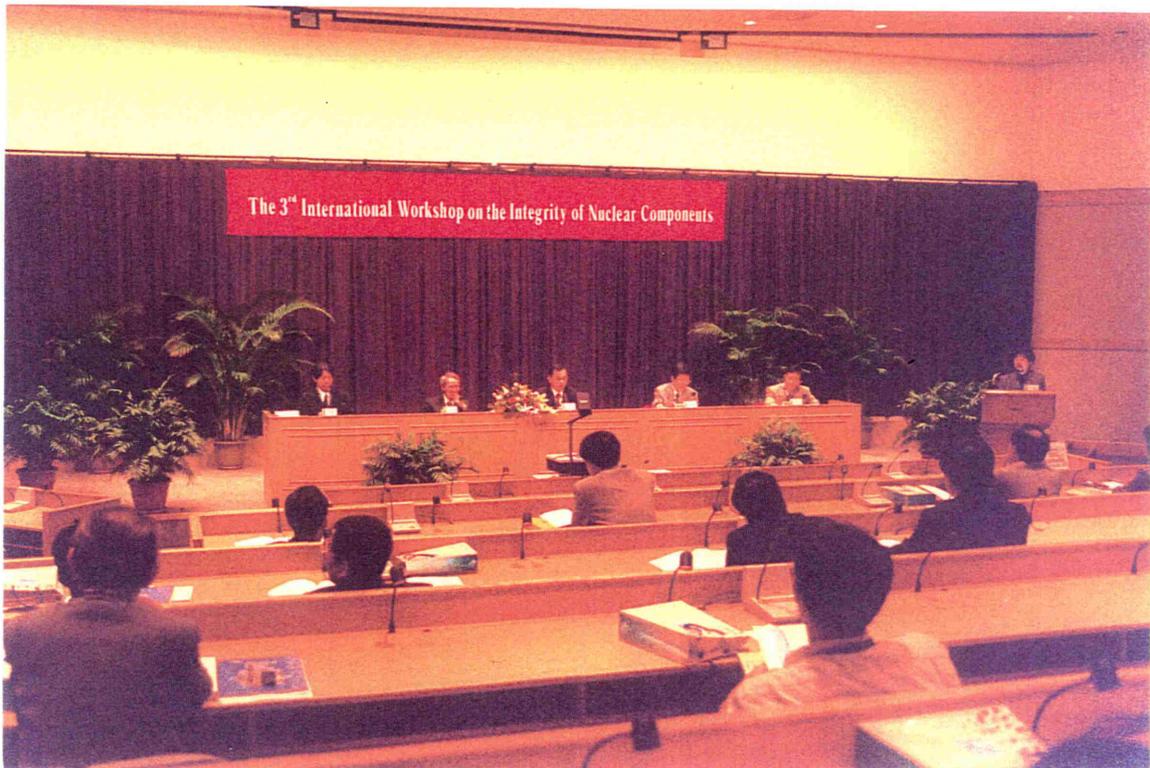
2000年10月

社団法人 日本溶接協会
原子力研究会委員会



Workshop の会場にて

(着席者) 前列左より、SHIN CHIEH LIN (Taiwan Power Company Deputy Plant Manager)、
Y - J. KIM (Sungkyunkwan University Professor)、
矢川元基氏 (東京大学大学院 教授)、
K. B. PARK (Korea Atomic Energy Research Institute Manager)、
小林英男氏 (東京工業大学大学院 教授)



Workshop Opening Ceremony

正面左より、矢川元基氏、Dr.GING - SHUNG YU(Institute of Nuclear Energy Research Director)
Mr. SHIN CHIEH LIN、Dr.Y - J.KIM、Dr.K.B.PARK、菊池正紀氏(東京理科大学 教授)



日本・韓国・台湾の代表者会談

左より、Dr. Y - J.KIM(韓国)、矢川教授(日本)、Dr.GING - SHUNG YU(台湾)



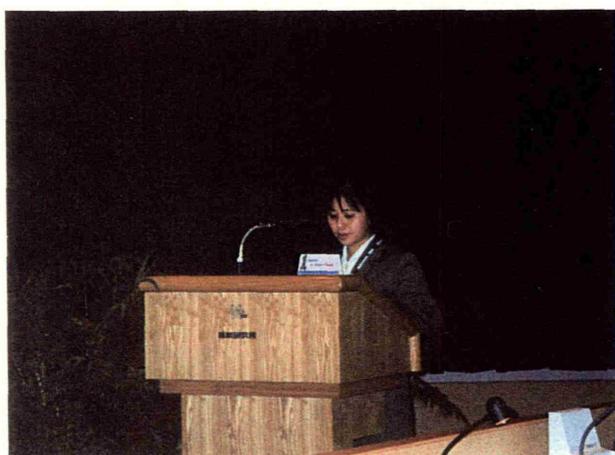
Workshop 会場にて



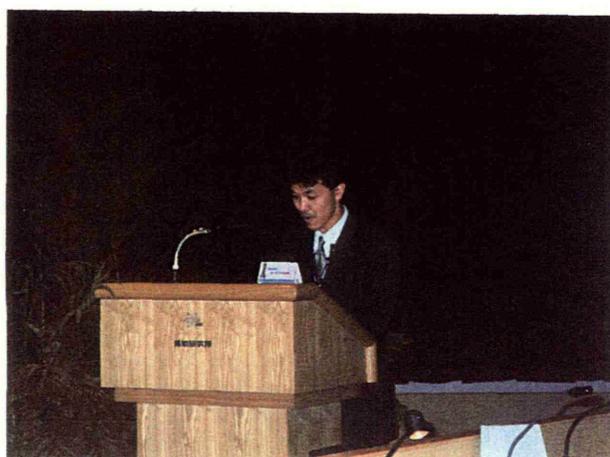
前田氏の講演



高鍋氏の講演



野元氏の講演



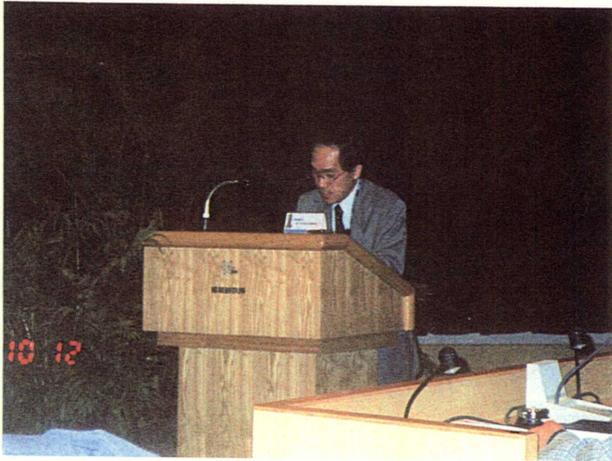
小林(敬)氏の講演



柴田氏の講演



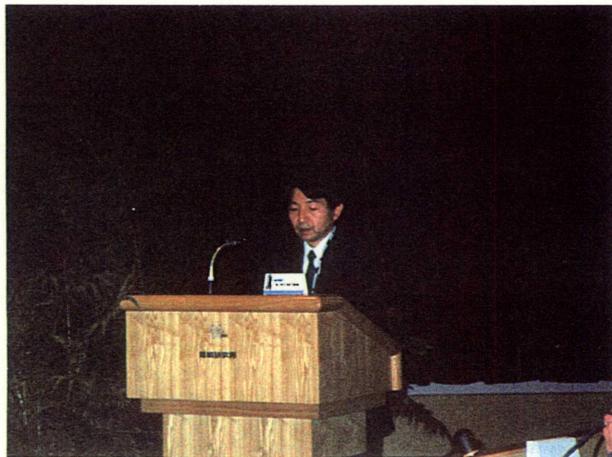
根布氏の講演



鹿島氏の講演



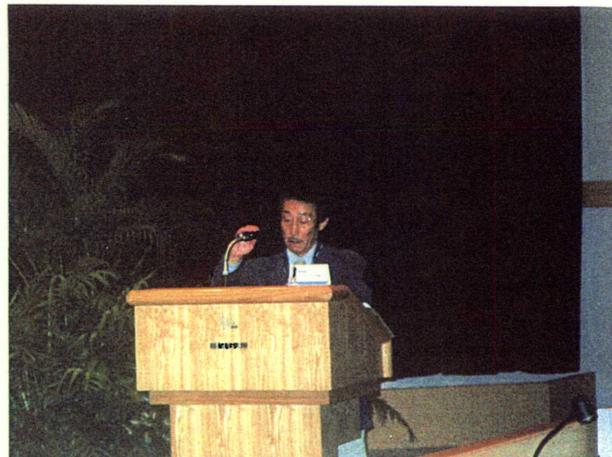
村上氏の講演



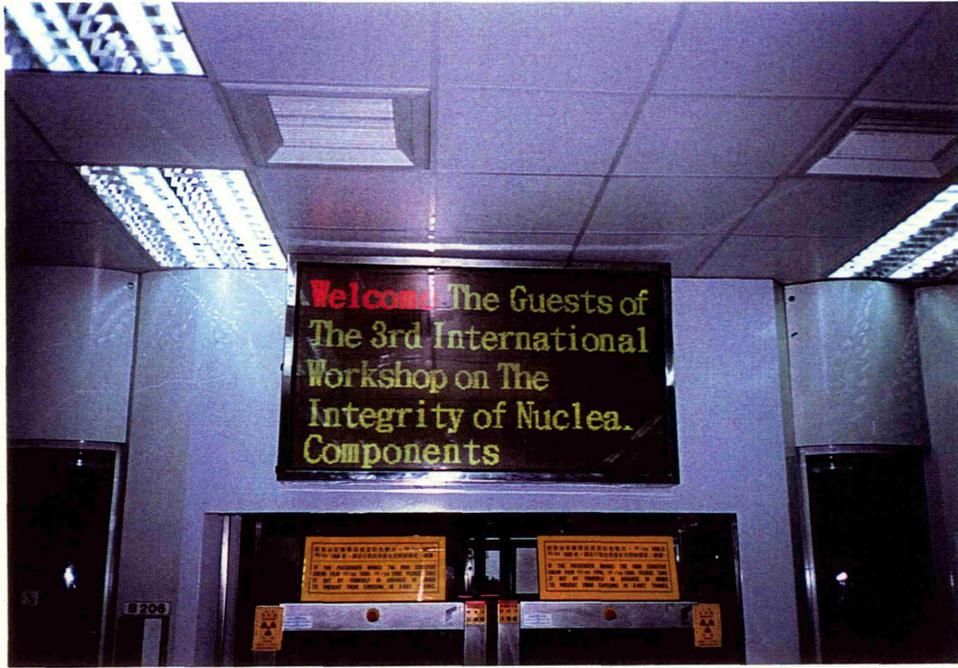
Chairman 矢川氏



Chairman 菊池氏



Chairman 小林(英)氏



Kuosheng (第2) 原子力発電所にて

はじめに

世界のエネルギー事情は大きく変わりつつある。特にアジア地域では 2010 年の需要見直しが 1992 年の 2 倍にも達するという急カーブを描いている。この需要激増に対応する形でアジアにおける原子力開発は着実に進んでいる。

これまで、わが国の原子力開発は欧米との協力の下で行われることが主であったが、原子力発電の安全確保などの問題については地理的つながりの強い地域内での共通課題とし問題を共有し、かつ協力してゆくことが重要である。

わが国は、これまで長年にわたって原子力発電の良好な発電実績を有してきた。この実績は高信頼性の材料・機器設計のハードウェア面と、高度な運転管理技術・保守技術・検査技術・教育訓練などのソフトウェア面の両者がベースとなっている。このような背景の基、今後アジア地区での原子力開発が益々活発になるに当たって、わが国からの原子力発電機器・材料の輸出も盛んになってゆくことが予想される。

このような背景の元に、原子力研究委員会では 4 年前に韓国に呼びかけて原子力機器の健全性に対するアジア地区の技術者の交流を目的とするワークショップを開催することとした。

第 1 回は、1996 年 5 月 8 日に韓国デジョンにある韓国原子力安全研究所 (KINS) において日韓の研究者、技術者の協力で開催され、第 2 回は、1998 年 4 月 20 日～21 日に東京大学において日韓台の研究者、技術者を招いて開催された。いずれも多数の聴講者を迎えて盛会裡に行われた。なお、第 1 回、第 2 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 及び Vol. 191, No. 2, 1999) として公表されている。

第 3 回は、2000 年 10 月 11 日～12 日に台湾原子力研究所 (INER) において、日韓台からの参加者のもとで開かれた。以下に、今回のワークショップの内容を紹介する。ワークショップは 7 つのセッションから構成され、全部で 25 編の論文が発表された。

会議は INER 内の大会議室で行われ、参加者は登録者数で約 100 名、常時 70・80 名の出席者があり、活発に討論が行われた。

ワークショップの翌日は原子力発電所見学を行った。台湾では現在 No. 1 から No. 3 までの原子力発電サイトが稼動している。それぞれのサイトに 2 基の原発があるので、稼動中の原子炉は 6 基である。我々は No. 2 原子力発電所を見学した。

(矢川)

The 3 rd International Workshop on the Integrity of Nuclear Components

October 10 th	Arrive to ROC from Korea and Japan ⁽¹⁾	
October 11 th	The first day of discussion	
	9:00 – 9:30	Opening
	9:30-11:10	Session I(Design & Analysis) A1. Optimization of Operation and Maintenance of Nuclear Power Plant by Probabilistic Fracture Mechanics B1. Investigation on the Interaction Effect of Two Parallel Axial Through-wall Cracks Existing in Steam Generator Tube C9. Flow Simulation and Verification as Applied to BWR Downcomer with Cracked Core Shroud A5. Development of Advanced CRDM without Canopy Seal Welds
	11:10-11:30	Coffee Break
	11:30-12:45	Session II(Design & Analysis) B5. A Study on Dynamic Characteristics of the Integral Reactor SMART C8. Seismic Analysis and Fracture Evaluation on Stabilized Core Shroud A3. Improved Strain Concentration Factor for Simplified Elastic-Plastic Analysis B3. Specimen Size Effect on Fracture Resistance Curve of Nuclear Piping Material
	12:45-14:00	Lunch
	14:00-15:40	Section III(Structural Integrity & Life Prediction) C4. Flow-Induced Vibration Analysis of Steam Generator U-Tubes A7. Aseismic Evaluation for Aging Degradation of Nuclear Power Plant Components B4. Evaluation of Pressure Temperature Limit Curve based on 3-D Finite Element Analysis
	15:40-17:30	Laboratory Tour in INER
	18:00-20:00	Welcome Party in INER
October 12 th	The second day of discussion	
	9:00-10:40	Session IV(Structural Integrity & Life Prediction) C1. The Evaluation of Non-code Repair in Taiwan Nuclear Safety-Related Piping B7. Simulation of Stress Corrosion Crack Growth in Steam Generator Tubes C6. Probabilistic Analysis of Core Shroud Cracks A4. Research and Development Related to PFM for Aged Nuclear Components
	10:40-11:00	Coffee Break
	11:00-12:40	Session V(Structural Integrity & Life Prediction) B8. Calculation of Residual Stress during ERW by Finite Element Analysis C2. Strength Evaluation of Erosion-Corrosion Wall Thinning Pipe Before and After Patch Repairing A6. Fracture Strength and Behavior of Carbon Steel Pipes with Local Wall Thinning Subjected to Cyclic Bending Load C3. The Stress Intensity Factor Study of an Elliptical Cracked Shaft
	12:40-14:00	Lunch

The 3 rd International Workshop on the Integrity of Nuclear Components

October 12 th	14:00-15:40	Session VI(Plant Experience) A2. Overview of JSME Flaw Evaluation Code for Nuclear Power Plants B6. Development of an Ultrasonic Phased Array System for Nondestructive Tests of Nuclear Power Plant Components A8. The Leakage from the Connecting Pipe of Regeneration Heat Exchanger of CVCS at Tsuruga Nuclear Power Station Unit 2 B2. Integrity Assessment of the KORI Unit 1 Reactor Pressure Vessel
	15:40-16:10	Coffee Break
	16:10-17:00	Session VII(Material Characterization) C5. Microstructural Characterization of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Inconel 600 Alloy Tubes C7. ASTM 32 nd National Symposium on Fatigue and Fracture Mechanics An χ -specimen Test for Determination of Thin-walled Tube Fracture Toughness
	17:00-17:10	Close of the workshop
	19:00-	Banquet in Taipei ⁽²⁾
October 13 th	Visit Nuclear Power Plant No.2 and No.4 ⁽³⁾	
	07:00	Departure from INER
	08:00	Pickup participants in Taipei
	10:30-12:00	Visit 2 th NPP of Taipower
	12:00-13:30	Lunch on tour bus
		Return to Taipei and INER
Notes:		
(1) Transportation from the CKS airport to INER may be arranged for participants who intend to stay closed to INER on 10 th Oct.		
(2) Transportation between Taipei and INER will be arranged for participants stay closed to INER after dinner on 12 th Oct.		
(3) Transportation will be made from INER to Taipei, #2 NPP, Taipei, and back to INER for participants stay closed to INER.		

目 次

1. ワークショップ概要	1
2. 日韓台 国際ワークショップ 概要	2
2-1 Section I (Design & Analysis)	2
2-2 Section II (Design & Analysis)	4
2-3 Session III (Structural Integrity & Life Prediction)	6
2-4 Section IV (Structural Integrity & Life Prediction)	7
2-5 Section V (Structural Integrity & Life Prediction)	10
2-6 Session VI (Plant Experience)	12
2-7 Section VII (Material Characterization)	14
3. 発電所訪問報告	16
4. 終わりにー今後の計画	17
5. 参加者名簿	18
6. 発表論文	22

1. ワークショップ概要

ワークショップは7つのセッションから構成され、全部で25編の論文が発表された。内訳は台湾から9編、韓国と日本からそれぞれ8編ずつである。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 I (Design & Analysis)

セッション II (Design & Analysis)

セッション III (Structural Integrity & Life Prediction)

セッション IV (Structural Integrity & Life Prediction)

セッション V (Structural Integrity & Life Prediction)

セッション VI (Plant Experience)

セッション VII (Material Characterization)

会場は INER 内の大会議室で、AV 機器の完備した立派な会場が用意されていた。参加者は登録者数で約100名に達し、常時70-80名の出席者があり、活発に討論が行われた。

日本からの参加者は、矢川教授（東大）、小林教授（東工大）、柴田（原研）、前田（発電技研）、鹿島（電中研）、村上（原電）、小林（東電）、野元（関電）、高鍋（三菱）、根布（日立）、菊池（東理大）である。日本からの論文発表は、大学、研究所から確率論的破壊力学、機械学会での欠陥評価基準について計3編、電力からは経年機器の耐震評価、簡易弾塑性解析、事故例の紹介など3編、メーカーからはアドバンスド CRDM の開発、パイプの破壊挙動評価についての2編が行われた。

韓国からの論文は、成均館大学から3編、原子力安全研究所(KINS)、韓国電力(KEPCO)、原子力研究所(KAERI)、電力研究所(KEPRI)、Power Engineering Company からそれぞれ1編ずつであった。また台湾からは、INER から4編、大学から3編、台湾電力会社、Industry Technology Research Institute からそれぞれ1編ずつであった。

日本からの発表はどの論文も韓国、台湾の関係者の興味、関心を引いたらしく、活発な質疑が行われた。中でも、機械学会で進められている評価基準の作成については大方の関心を引き起こしたようである。また確率論的破壊力学については、台湾、韓国とも基礎的研究を開始しており、帰国後、ベンチマーク解析の申し込みが原研宛にあったとのことである。

ワークショップの翌日は原子力発電所見学を行った。時間の都合で、現在計画の続行か中止かで話題となっている No. 4 プラントの見学はできなかったが、台湾の関係者達は台湾での原子力発電の未来について比較的楽観的であるとの印象をもった。

次回は2年後の4月に、韓国の済州島で行われる予定である。

(以上、文責 菊池)

2. 日韓台 国際ワークショップ 概要

2-1 Section I (Design & Analysis)

1) Optimization of Operation and Maintenance of Nuclear Power Plant by Probabilistic Fracture Mechanics

by N.Maeda(JAPEIC, Japan),

S.Nakagawa, G.Yagawa and S.Yoshimura(Univ.Tokyo, Japan)

原子力発電設備の保守を経済的に行うために、確率論的破壊力学 (PFM) の汎用コード PRAISE を用いて補修費、事故対策費の期待値を計算した。これらと検査費の和が最小になるような検査頻度を求めた。欠陥は炭素鋼配管溶接部の疲労欠陥とステンレス鋼配管溶接部の IGSCC である。検査の精度を 3 段階に変えた。この結果、

- ・ IGSCC に関しては明らかな検査頻度の最適値があることが確認された。
- さらに運転温度を変化させて、利益が最大となる温度を探した。運転温度が高くなると熱出力が増加するため発電量が増え、販売電力(売上)が増加するが、IGSCC は進展速度が大きくなり補修費、事故対策費が増加するため売上げ-費用として求められる利益が最大となる温度が見つかる可能性がある。計算の結果、
- ・ 売上げも費用も温度と共に増加するが、前者の増加が大きくて、利益も温度と共に単調増加することがわかった。

2) Investigation on the Interaction Effect of Two Parallel Axial Through-wall Cracks Existing in Steam Generator Tube

by Y.W.Park M.H.Song, J.H.Lee (KINS, Korea)

Y.J.Kim, S.I.Moon (Sungkyunkwan Univ., Korea)

蒸気発生器の伝熱管の検査によって深さが肉厚の 40% を超える割れが検出された場合は USNRC R.G.1.121 及び ASME Code Sec.XI によってプラグすることが要求されているが、これは過度に安全側の基準であると思われる。プラグするか否かの適切な判断基準を確立するために、軸方向の平行な 2 つの貫通割れの相互作用について検討した。有限要素法により 2 つの割れの間で発生する降伏領域を計算し、これらが接触する場合に等価単一欠陥モデルを定義した。このモデルは 2 つの欠陥の間の距離が 4mm 以下の場合に安全側の判断を導くことができ、有効であると思われる。

3) Flow Simulation and Verification as Applied to BWR Downcomer with Cracked Core Shroud

C.Shih, W.L.Pan, J.J.Lin (National Tsing-Hua Univ., Taiwan)

K.C.Tu, C.H.Lee (INER, AEC, Taiwan)

SCC の発生した BWR のシュラウドはそのままでは安全性にどのような問題があるかを検討することは重要な研究開発テーマになっている。清華大学では SCC の発

生によってシュラウドの周りに流れがどのように変化するかを解明するために、CFX というプログラムを開発している。その結果を核能研究所で行っている流動実験結果と比較した。その結果、

- ・ 流れの混合現象は十分に起こっていることが確認された。
- ・ 浮力の効果は重要ではなくて、これを無視することにより計算速度が速くなり安定な解が得られる。
- ・ H5/H6 溶接線にクラックが発生した場合の計算では高温高圧の冷却材がジェットフローとなってジェットポンプに衝突することがわかった。

4) Development of Advanced CRDM without Canopy Seal Welds

K.Takanabe, T.Miyake and Y.Nagura (MHI, Japan)

1970 年代以降、PWR の制御棒駆動機構 (CRDM) のキャノピシール溶接部からの冷却材の漏洩が世界各国で報告されている。キャノピシール溶接部は内側に空洞を有し、ここに冷却材が満たされた状態で運転され、起動時に冷却材中の溶存酸素が多くなり、SCC が発生しやすくなる。このようなことから、日本において、キャノピシール溶接部を少なくした改良型の CRDM ハウジングの開発が行われ、原子炉圧力容器上蓋の取替え工事に使用されようとしている。

(以上、文責 前田)

2-2 Section II (Design & Analysis)

5) A Study on the Dynamic Characteristics of the Integral Reactor SMART

By T. W. Kim, K. B. Park, K. H. Jeong, G. M. Lee, S. Choi
(KAERI, Korea)

韓国の標準 NPP の地震波を基に作成した人工波を用いて SMART(システム組込み型小型炉)の動的応答解析を実施した。等価ビームモデルによる応答解析結果を詳細モデル(FEM)の結果と比較した結果、10%以内の範囲で良い一致を見た。動的応答解析の結果、SMART の一次固有値(RPV)は約 20Hz(水平方向)であり、また主要機器の応答は妥当なものであった。しかし CRDM については水平方向の応答が高くなっているため、何らかの設計対応が必要である。鉛直方向の地震応答については固有値が高いため、地震応答は押さえられている。

6) Seismic Analysis and Fracture Evaluation on Stabilized Core Shroud

By C.C. Huang, K. C. Tu, K. M. Kuo, C. H. Wang and H. R. Lin
(INER, Taiwan Power Com., Taiwan)

クラックの有る場合、またスタビライザ(地震時の振れ止め構造物)付きでクラックがない場合をパラメータにして BWR コアシュラウドの耐震解析を実施した結果、クラックの有無は構造物の動的応答にほとんど影響を与えないこと、また補修コアシュラウドの応力拡大係数は補修なしのクラックがあるコアシュラウドの応力拡大係数よりも小さく、また許容値に対して十分大きな構造上の安全余裕を持っていることが分った。

7) Improved Strain Concentration Factor for Simplified Elastic-Plastic Analysis

By S. Nomoto and T. Nakamura (KEPCO, Japan)

実機に適用するために種々の形状、荷重に対して弾性解析、弾塑性解析を実施し、保守的である現基準の Ke 係数に比べ合理化した弾性追従係数 q を使った Ke' 式を求めた。この Ke' 式と Ao 式の組み合わせで評価する新 Ke 評価式は、繰り返し負荷を与えた配管要素の試験結果及び実機の形状、荷重条件での解析結果により、適切な保守性を持ちかつ妥当なものであることが裏付けられた。また、直接弾塑性解析で Ke 係数を求める方法も適用可能であることにした。

8) Specimen Size Effect on the Fracture Resistance Curve of Nuclear Piping Material

By C. S. Seok, S.Y. Kim (Sungkyunkwan Univ., Korea)

SA515Gr.60 炭素鋼母材、SA515Gr.70 炭素鋼母材及びそれらの溶接金属、SUS347 母材の J-R カーブにおける試験片サイズの影響を検討した結果、試験片サイズ(幅)は J-R カーブと相関があることが分った。材料、母材/溶金等の違いがあるにもかかわらず

らず、試験片サイズが大きくなればなるほど J-R カーブは大きくなる傾向である。
それは、クラック先端応力の減少及び塑性変形の増大によるものと考えられる。

(以上 文責 高鍋)

2-3 Session III (Structural Integrity & Life Prediction)

9) Flow-Induced Vibration and Wear Analysis of Steam Generator U-Tubes by Ching-Nan Fan, Yin-Pang Ma (INER, Taiwan)

Jer-Cheng Kang (TaiPower, Taiwan)

S/G Uチューブに損傷を与える2相直交流によってもたらされる振動現象は重要な関心事となっている。それゆえ、S/Gに発生する振動現象を予想する解析方法確立の必要性が高まり、この度INERにおいて、計算コードABAQUSを用いた計算手法を開発した。

これによると、5～10年の出力運転で40%の減肉が観察された。この結果は、実機での渦流探傷検査で得られた結果と良く一致した。

10) Aseismic Evaluation for Aging Degradation of Nuclear Power Plant Components

by Kei Kobayashi (TEPCO, Japan)

日本国内での商業用軽水炉プラントの営業運転は、既に30年の歴史を迎えようとしている。1990年代からは国内外において原子力プラントの高経年化に対する検討が進められており、国内においても高経年化対策プログラムを策定した。

この中では、経年変化プラントの耐震性に対する技術評価も重要であると考え、高経年化対策検討における評価対象設備、構造物について、想定経年変換事象の耐震性への影響について評価を実施した。

評価の結果、耐震性の観点から保全計画に反映すべき経年変換事象は抽出されなかったが、減肉配管系の耐震性評価等、経年変換事象に対する合理的評価手法の構築を今後の技術課題として抽出した。

11) Evaluation of Pressure Temperature Limit Curve based on 3-D Finite Element Analysis

by Taek-Jin Lee, J. B. Choi, Y.J. Kim

(Sungkyunkwan Univeristy, Korea)

Y.W. P`ark (KINS, Korea)

ASME Sec. XI で決められたPT曲線に則った範囲以内でRPVは運転される事となっているが、このPT曲線は多くの保守的仮定の上に成り立っているのが現状である。

近年の、経済性追求のための運転期間延長によって中性子照射量が多くなり、このPT曲線の安全領域が狭くなる傾向にある。

本研究では、3D-FEM解析を用いたパラメータスタディを行い、保守的仮定の上に成り立つPT曲線についての評価を行った結果、運転中におけるPT曲線が大幅な保守性を示すことが明らかとなった。従って、合理的なPT曲線が今後望まれる。

(以上、文責 小林敬)

2-4 Section IV (Structural Integrity & Life Prediction)

12) The Experiences of Non-code Repairs in Taiwan Nuclear Safety-Related Piping

by K.Ting and J-S.You

米国 NRC 発行の GL (Generic Letter) 90-05 と 91-18 に基づき、規格による補修で定められたプラントのシャットダウンなしで、クラス 3 中エネルギー配管の漏洩を止めるための規格によらない補修の処理が確立されている。

この論文では、台湾の BWR と PWR プラントにおいて、規格によらない補修の実行の経験が紹介されている。安全系配管 (safety-related piping) の漏洩に対して安全性を保証するために、包括的な手順が健全かつ有効な処理戦略を与える。

台湾では、原子力発電プラントの安全系配管の構造健全性は ASME 規格、Section XI に従って維持されなければならないことが、規制と技術仕様書によって要求されている。供用中検査またはプラント運転中で検出された欠陥の情報は、不適合書類に記録し、規制当局に構造健全性の評価を提出し、適切な処置を行う必要がある。規格による補修のためには、プラントはシャットダウンしなければならない。しかし、運転中のクラス 3 中エネルギー配管に漏洩が発見された場合、米国 NRC の GL90-05 と 91-18 に基づく規格によらない補修の指針にプラントのシャットダウンなしで従い、直ちに規制当局からの救済 (relief) 書類を得ることができる。規格によらない補修によって継続運転許可となるが、次のシャットダウン時 (next outage) に、規格による補修を実施しなければならない。

1993 年から実施した 8 例が紹介されている。ほとんどがエポキシまたはゴムを内部ライナーとした海水配管であり、ライナーの劣化による破壊で配管の内部に海水が直接に接触して腐食し、腐食による割れが肉厚を貫通して漏洩に至った。

欠陥評価 (欠陥のモデル化、応力拡大係数と破壊靱性)、規格によらない補修の形式 (仮補修、ゴムガスケット付きのクランプ、液体密封のカンで漏洩配管にさやをするなど、配管のパッチ溶接は許容されない)、モニタリングと検査の強化、および規格によらない補修の実行の詳細が説明されている。

結論として、台湾では、規格によらない補修を適用し、次のシャットダウン時の規格による補修まで、割れのある配管でプラントの運転を継続している。これは検査計画、欠陥評価、補修と品質管理を含む完全な手順が、長期にわたる原子力発電プラントの安全性を確保するために確立されたからである。

<コメント>

ASME 規格、Sec.XI, Code Case 513 「Evaluation Criteria for Temporary Acceptance of Flaws in Class 3 Piping」の欠陥の暫定的許容条件の適用例である。ASME は現在、この Code Case をクラス 2 中エネルギー配管にも適用できるように、ドラフトを作成中である。日本の維持規格でも、早急に対応を検討する必要がある。

13) Simulation of Stress Corrosion Crack Growth in Steam Generator Tubes By K-I.Shin, J-H.Park, H-D.Kim and H-S.Chung

韓国では、PWRのS/G管の拡管部の境界で、一次冷却水応力腐食割れ(PWSSC)を経験している。そこで、S/G管の内部に微小な軸方向表面き裂の存在を仮定し、有限要素法を用いて応力腐食割れ(SCC)のシミュレーションを行った。外力として圧力差と拡管によって導入される残留応力を考慮し、応力拡大係数に基づくき裂進展速度式を用いている。

結果を要約すれば、以下のとおりである。

- (1) SCCのき裂進展速度とき裂進展挙動は残留応力分布に依存する。
- (2) き裂深さが一定の場合、き裂長さの増加に伴い深さ方向のき裂進展速度は増大するが、逆に長さ方向のき裂進展速度は減少する。
- (3) 残留応力分布が与えられた場合、時間の経過に伴うき裂アスペクト比の変化曲線が得られる。
- (4) 進展する2つのき裂が合体して扁平なき裂となった場合、き裂進展に伴うき裂アスペクト比の変化曲線が得られる。

<コメント>

以上の結果からわかるように、SCCのシミュレーションとして特に目新しいものではない。(1)～(4)は、SCCではなく、疲労を対象としてシミュレーションを行っても、同じ結果が得られる。実験結果との比較と、き裂前線に沿う環境効果の相異の導入が課題であろう。

14) Probabilistic Analysis of Core Shroud Cracks by W-F. Wu , C-H. Tsai and K-C.Tu

典型的なBWRのシュラウドの割れの知見の2つの例に基づき、いくつかの確率論的解析を行った。

存在するき裂データの統計解析には、正規分布、対数正規分布、指数分布とワイブル確率紙を仮定した。

き裂進展速度は、規制が認める値、内挿と外挿の値、GE提案のPLEDGE(Plant Life Extension Diagnosis)モデルとCEF(Coupled Environment Fracture)モデルを用いた。

結果を要約すれば、以下のとおりである。

- (1) 解析したシュラウドのき裂貫通確率は、規制が認める値に従えば、発見後に 10^{-7} の値以下である。この値は、ヒューマンファクター、環境、検査方法、検査の信頼度などの影響を受けるが、検査の信頼度がもっとも強く影響する。
- (2) PLEDGEモデルにおいては、IASCCがき裂進展の主たるメカニズムである。PLEDGEモデルに従えば、検査(outage inspection)後のき裂貫通確率は 10^{-7} のオーダーである。補修なしの場合、確率は年(サイクル)とともに急激に増大する。

- (3) CEF モデルにおいては、水化学の効果が考慮されている。CEF モデルに従えば、き裂貫通確率は 10^{-7} である。(2) と同様に、補修なしの場合、確率は年とともに急激に増大する。
- (4) このようなき裂貫通確率の結果は、シュラウドが直ちに破壊することを示すものではなく、むしろ構造健全性の観点から、シュラウドの劣化の程度を示すものである。

<コメント>

BWR のシュラウドの割れの知見の 2 つの例に基づく解析である。この例は A 溶接継手と B 溶接継手として、き裂深さとき裂数の関係が示されている。出典とプラント名が示されていないことから、台湾のプラントの知見と考えられるが、詳細は不明である。

15) Research and Development Related to PFM for Aged Nuclear Component

by K.Shibata, K.Onizawa, D.Kato, Y.Li and G.Yagawa

日本原子力研究所 (JAERI) における経年化研究計画の一部として、確率論的破壊力学 (PFM) による経年化機器の信頼性評価の研究を行った、この論文では、PFM に関連した 2 つの成果、PFM コードの開発と日本溶接協会 (JWES) への委託研究「原子力機器の信頼性評価への PFM 手法の適用」が紹介されている。

前者の研究では、新しい PFM コードとして、PASCAL (PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR) を開発した。このコードは、過渡負荷を受ける RPV の破壊確率を評価できる。後者の研究では、構造健全性評価への PFM 手法の実際的な適用の必要性を明確に示した。

(以上、文責 小林英男)

2-5 Section V (Structural Integrity & Life Prediction)

16) Calculation of Residual Stress during ERW by Finite Element Analysis By Jong-Sung Kim, Seung-Gun Lee and Tae-Eun Jin (KOPEC, Korea)

配管健全性に関する基本的データを得るため、ERW(Electrically Resistance Welding)における溶接残留応力について解析を行った。相変態に基づいて温度特性を決定し、有限要素法解析コード ABAQUS を用いて、実際の溶接工程と材料特性を考慮した温度・応力解析を実施した。相変態による材料特性の変化が溶接に及ぼす影響について検討を行った。最後に、ERW の過程における残留応力の分布について解析を行った。これより、以下の結果が得られた。

- ・ 溶接部の温度は、ERW のような高周波溶接に特徴的な砂時計型の分布形状を示す。
- ・ 引張残留応力の極大値は、溶接線(Fusion Line)の近傍で生じる。

17) Strength Evaluation of Erosion-Corrosion Wall Thinning Pipe Before and After Patch Repairing

By Jim-Shya Yu (INER, Taiwan, R.O.C.)

腐食侵食による減肉配管に対するパッチ補修の効果について、ABAQUS 有限要素解析コードを用いた検討を行った。負荷としては、内圧と曲げ荷重について解析を行った。曲げ荷重は、自重、熱膨張、地震力、及びその他の動的荷重によって引き起こされる。解析結果より、パッチ補修は、軸方向応力を減少させるのに効果があることが明らかとなった。パッチは配管と共に変形し、曲げ荷重によって供給されるエネルギーの多くを吸収するため、減肉部分の最大軸応力は大きく減少した。一方、内圧に対するパッチ補修の効果は、パッチと配管の初期クリアランスに依存する。この初期クリアランスがきわめて小さい場合には、パッチは配管に接触し、減肉部分における最大膜応力は減少する。しかしながら、パッチ補修の工程において、パッチと配管とのギャップを小さく保つことはきわめて困難であり、補修の効果は保証されない。

18) Fracture Strength and Behavior of Carbon Steel Pipes with Local Wall Thinning Subjected to Cyclic Bending Load

By A.Nebu, M.Ishiwata, K.Miyazaki and K.Hasegawa (Hitachi Ltd., Japan)

減肉配管の疲労強度を調べるため、荷重制御及び変位制御条件下で、局部減肉を有する炭素鋼配管の低サイクル繰返し曲げ試験を室温下で行った。これより、以下の結果を得た。

- ・ 荷重制御試験では、ラチェット変形の発生が見られた。ラチェット変形は、最大減肉部分で圧縮時に生じており、これによって疲労強度が減少した。
- ・ 変位制御試験では、ラチェット変形による破壊挙動は見られなかった。
- ・ 最大減肉部分におけるミーゼスの歪範囲を有限要素解析により求め、これを用いて減肉配管の低サイクル疲労寿命を保守的に評価できることを確認した。

19) The Stress Intensity Factor Study of an Elliptical Cracked Shaft

By Yan-Shin Shih and Jien-Jong Chen

(Chung-Yuan Christian Univ., Taiwan, R.O.C.)

引張り荷重と曲げ荷重を受ける円柱内楕円き裂の無次元応力拡大係数解を、3次元有限要素法を用いて求めた。これより以下の結果を得た。

- ・ 無次元応力拡大係数は、き裂深さ比と共に増大し、さらにき裂のアスペクト比と共に増大する。
- ・ 無次元応力拡大係数は、き裂前縁の中央において Courneau と Royer の解と良い一致を示した。
- ・ 有限要素解を基にして、3つのパラメータによる近似式を決定した。同近似式の精度は高く、疲労解析に容易に用いることが可能である。

(以上、文責 鹿島)

2-6 Session VI (Plant Experience)

20) Overview of JSME Flaw Evaluation Code for Nuclear Power Plant

By Hideo Kobayashi (Tokyo Institute of Technology) and

Koichi Kashima (Central Research Institute of Electric Power Industry)

日本機械学会において原子力発電機器の欠陥評価規格が制定された。この規格は、クラス1圧力容器及びクラス1配管を対象とし、供用期間中検査において検出された欠陥の評価法を規定している。この規格は、供用期間中検査規則、欠陥評価規則、補修／交換規則から構成されるが、今回発刊した2000年版は、欠陥評価規則を定めたものである。他の2規則は日本機械学会で現在準備中である。欠陥評価規則では、評価不要欠陥の許容基準(Standard)と欠陥評価許容基準(Criteria)を定めている。この規格は、ASME Code Sec.XIを参考にして日本独自の検討を加えて作成された。LBB基準との関係、今後の計画、オーバーレイ補修法に関して質疑があった。

21) Development of an Ultrasonic Phased Array System for Nondestructive Test of Nuclear Power Plant Components

By Sung-Jin Song, Hyeon Jae Shin and Won-Ho Yang

(Sungkyunkwan University)

リアルタイム画像処理を特徴としたフェースドアレー超音波探傷システムが開発された。このシステムでは、原子力機器における内部欠陥をリアルタイムに可視化している。このシステムは、128個のゾーン変換焦点型独立アレー要素を駆動できる64チャンネルの独立変換器を有し、高分解能リアルタイム二次元イメージ用のダイナミックレシーバを採用している。A-スキャンデータ及び将来のインテリジェント欠陥解析に対応できる。人工欠陥付き試験片によりシステム及びアレー変換器の性能確認を行った。十数年前から実績のある手法であり、新規性はどこにあるかと質問に対して、インテリジェント化しリアルタイム画像処理等最新のテクノロジーを採用している所であるとの回答があった。

22) The Leakage from the Connecting Pipe of Regenerative Heat Exchanger of CVCS at Tsuruga Nuclear Power Station Unit2

By Hiroyoshi Murakami (The Japan Atomic Power Company)

1999年7月12日に、敦賀2号機CVCS(化学体積制御系)再生熱交換器接続配管から冷却水漏えいが発生した。再生熱交換器は3基から成り中段と下段の接続配管に貫通亀裂が発生し、漏えいに至った。熱交換器には、伝熱管バンドルを包む内筒が内部に置かれている。原子炉冷却水は、内筒の中で冷却され、内筒の外は高温に維持される。内筒の出口付近で内筒内から出てくる冷水と内筒外の温水が混合する。配管及び熱交換器を調査した結果、両者に多数の亀裂が確認された。熱流動モックアップ試験、流動パターン変化のシミュレーション及び破壊力学解析による調査が行われた。その結果、2種類の流動パターンがあり、これが繰り返されることが明らかとなった。

また、内筒外側の高温水と内筒内側の低温水の混合による高周波数の温度変動による繰り返し応力と流動パターンの変化による繰り返し応力が確認された。破壊力学解析の結果、疲労寿命は 10^5 回のオーダーであるとの結果が得られた。フローパターン変化の周期は 500 秒、敦賀 2 号基の運転時間 95,000 時間から、繰り返し数は 10^5 回のオーダーと推定された。最大温度差及び応力レベルから、き裂発生が早すぎるのではないかとのコメントがあった。

23) Integrity Assessment of the KORI Unit 1 Reactor Pressure Vessel

By Sung-Yull Hong, Changheui Jang and Ill-Seok Jeong

(Korea Electric Power Corporation)

KORI 1 号基を対象に寿命管理プログラムが進められている。この論文では、原子炉容器の健全性評価結果が紹介された。KORI 1 号器原子炉容器のベルトラインには、周方向溶接がある。この溶接部は、40 年の運転期間中に上部棚エネルギーの要求基準と加圧熱衝撃に対する参照温度基準を満足できなくなることが分かっている。米国 RG1.154 には、靱性要求基準を満たさない容器に対する個別評価基準が規定されており、この規定に基づき亀裂貫通頻度の解析が実施された。米国の確率論的リスク評価 (PRA) の結果を利用し、また、確率論的破壊力学解析を行い、蒸気発生器伝熱管破断、小破断 LOCA、主蒸気管破断、その他のトランジェントに対する貫通亀裂発生頻度が求められた。その結果、全事象に対する貫通亀裂発生頻度は、60 年の運転期間でも RG1.154 で規定された 5×10^{-6} /年の規制値を十分満足するとの結果が得られ、運転期間の認可更新に問題ないことが示された。KORI 1 号基の PLIM プログラムは過去 10 年にわたって実施され、これまでの総費用は 800 万 US ドルに達しているとのことであった。規制当局と相談しつつ進めており、この結果により、運転期間の延長が規制当局より認可されることを期待しているとのことであった。

(以上、文責 柴田)

2-7 Section VII (Material Characterization)

24) Microstructural Characterization of Reactor Pressure Vessel Heat Penetration Inconel 600 Alloy Tubes

By T.P. Cheng (ITRI), T.F. Wu, W.T. Tsai (N. C. K University),
J.G. Huang (Taiwan Power)

PWR 原子炉容器蓋のインコネル 600 製 CRDM ペネ部溶接部の応力腐食割れについてフランス及び米国等の海外プラントでの状況と規制状況から問題点を整理した。CRDM ペネ部の応力腐食割れは、安全上の問題ではないが経済的な問題であることから実機での割れ発生までの時間を把握することが重要である。このため応力腐食割れ発生までの時間に対する金属組織の変化及び電気化学的測定等との関係について調査を行った。調査の結果を以下に示す。

- ・ CRDM ペネ部の応力腐食割れは PWRSCC である。
- ・ PWRSCC 発生に与える影響因子としては以下のパラメータがある。
 - 結晶粒界の炭化物の析出（炭化物の分布状況、鋭敏化、炭素濃度勾配）
 - 結晶粒度、冷間加工度および粒界偏析
- ・ 実機での PWRSCC 発生を予測するためには実機の金属組織の調査が有効である。
- ・ マンション発電所の CRDM 部の金属組織調査を行った。（結晶粒度大。鋭敏化している）
- ・ EPR 法により鋭敏化度を調査したが適切な評価結果がでなかった。
- ・ 放電加工により予き裂を導入した U ベンド試験にのみ微細な割れが発生した。

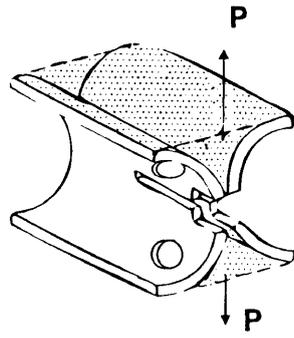
25) ASTM 32nd National Symposium on Fatigue and Fracture Mechanics An χ -specimen Test for Determination of Thin-walled Tube Fracture Toughness

By H.H. Hsu, K.F. Chien, H.C. Chu, R.C. Kuo (INER, Taiwan, R.O.C.)
And P.K. Liaw(Univ. of Tennessee)

薄肉の燃料被覆管（ジルコニウム）の破壊靱性値を求めるために新たに χ 型の試験片を開発した。

χ 型試験片は、ジルコニウム燃料被覆管を縦方向に二つ割し、その後背面同士を接着し形状影響を除外する試験片である（下図参照）。作成した破壊靱性試験片について予き裂を導入し試験を実施。これとは別に引張、圧縮及びサブサイズ CT 試験を実施した。FEM を用いて χ 試験片の応力拡大係数を求めて実験結果と比較した。これらから以下のような結果が得られた。

- ・ χ 試験によるジルカロイ 4 被覆管の破壊靱性評価方法は有効な方法である。
- ・ χ 試験片と CT 試験片ではほぼ同等な破壊靱性値が求まる。 J_{\max} は約 82kN/m。



(以上、文責 村上)

3. 発電所訪問報告

日時 平成12年10月13日（金）

訪問先 Kuosheng（第2）原子力発電所

最終日13日は台湾北端の第2発電所（BWR6）を訪問した。第2発電所は台湾北部に位置しており、台北市内から1時間弱の行程であった。

10:00～10:25 概要説明

台湾には現在稼働中の3プラント6ユニットと建設中の1プラント2ユニットがある。その内第1, 2発電所（BWR）及び建設中の第4発電所（ABWR）は島北部海岸に位置しており、第3発電所（PWR）のみが島最南端に位置している。いずれも台湾電力公司（Taiwan power company）の所有である。台湾全体ではNuclearの割合は発電量で25.3%であり、その他は石炭36.2%、石油17.4%、水力6.1%、後はガス、コジェネ等であるとのことであった。

第2発電所は985MW×2のツインプラントであり、廃棄物処理設備やタービン建屋は両ユニットで共用である。原子炉はGE、タービンと発電機はWHが製作しており、1号機は1981年に、2号機は1982年に初並列している。職員は668名であり大きく分けて保守、安全、運転の3セクションで運営されている。説明の後質疑応答があり、ICRP-90勧告の適用は来年よりなされる予定であることと、使用済燃料については廃棄物処理の計画が難航していることの説明がなされた。

10:25～11:00 現場見学

チェックゲートで線量計を受け取った後、中央制御室へ案内された。中央制御室は両ユニットが1つにまとめられており、見学時は両ユニットとも運転中であった。定期検査は43日が標準であるが、40日以下を目指しているとのことであった。

その後エアロックを経て格納容器内へ移動した。我々が案内されたのは格納容器7Fフロアで、RPV上部の遮蔽プールを見下ろす位置であった。

発電所内は全体に良く整頓されている印象を受けたが、管理区域へ立ち入りに際して線量計を渡されるのみで着替えも着衣のカバーも一切無く、日本の発電所との違いを感じた。

11:00～12:00 PR館見学

発電所敷地に併設されている台湾電力会社の北部展示館を見学した。展示館は2階建てで原子炉模型・原子力発電発電量の状況、世界の原子力開発状況、核燃料サイクル解説図などが展示され、ミニシアターも併設されていた。日本のPRセンターを参考にしたとの事であり、かなり費用のかかっている印象を受けた。見学は金曜日であったが、客の入りも比較的多く、観光バスでの団体客が見学していた。

最後に

商用原子力発電のもつ課題は台湾と日本でほぼ同じであり、細かな国情の相違はあってもお互いに協力出来る部分は大きいと考えられる。

（以上、文責 野元）

4. 終わりに- 今後の計画

これら3回のワークショップを通して感じたことの一つは、韓国、台湾の原子力研究者、技術者は我国の優れた、また豊富な経験に基づく原子力機器設計、製造、運転に関する技術情報をより詳細に知りたいと願っているということであり、もう一つは、我国がそのような要求に十分には答えてこなかったということである。このことは、日本からの発表に対する両国からの真摯な反応からも容易にうかがい知ることができた。日本からの発表はどの論文も韓国、台湾の関係者の興味、関心を引いたらしく、活発な質疑が行われた。中でも、日本機械学会で進められている評価基準の作成については大方の関心を引き起こしたようである。また確率論的破壊力学については、台湾、韓国とも基礎的研究を開始しており、帰国後、ベンチマーク解析の申し込みが原研にあったとのことである。このワークショップをきっかけにそのようなアジア諸国間の共同研究が進展するとすればまことに喜ばしいことである。

このように、本ワークショップシリーズは東アジアの原子力開発や安全性に少なからず貢献してきたと自負している。以上のように、本ワークショップシリーズの意義がますます高まりつつあることから、第4回を2002年4月に韓国で開くことになった。場所は済州島が候補となっている。済州島は韓国のハワイと呼ばれているとのことで、韓国一の観光地でもある。是非多くの委員がご家族とご一緒に参加されるよう、お願いしたい。

(矢川)