

4th International Workshop
on the Integrity of Nuclear
Components

April 15-16, 2002
CHEJU, KOREA

2002年10月

社団法人 日本溶接協会
原子力研究委員会



4th ASINCO & 9th KINS
Workshop on the Integrity of Nuclear Components

April 14 - April 17, 2002 Hyatt Regency Cheju, Korea

Workshop の会場にて

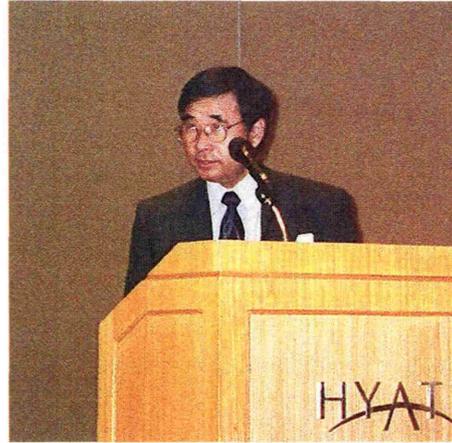


日本・韓国・台湾の代表者会談

左より、菊池教授・矢川教授(日本)、Dr. Y - J. Kim(韓国)、Dr. K. Ting・Dr. J. J. Chen(台湾)



矢川氏の講演



柴田氏の講演



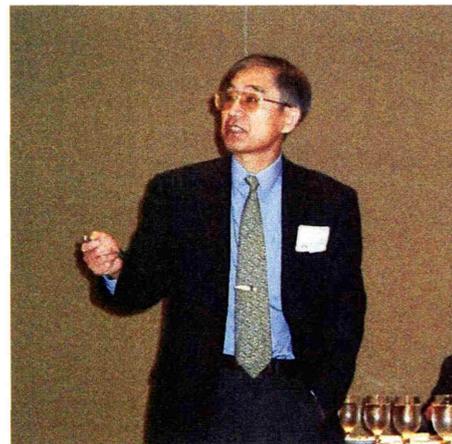
水谷氏の講演



釜谷氏の講演



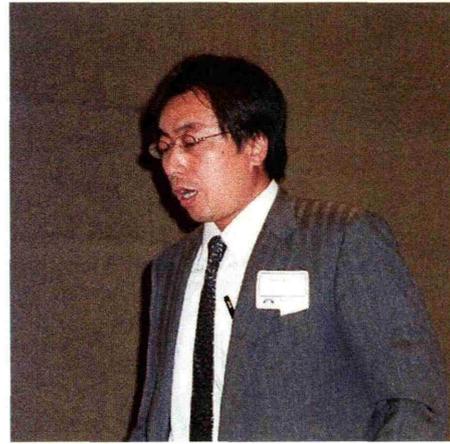
安食氏の講演



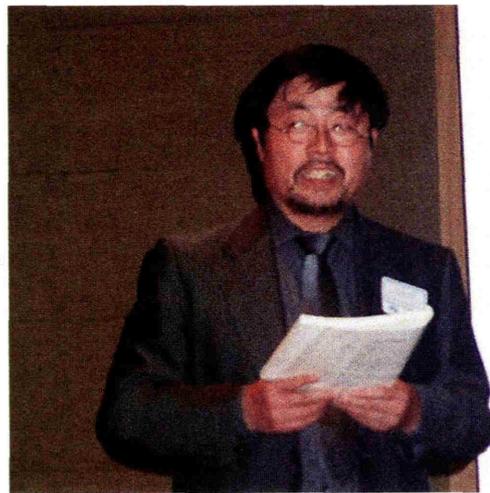
長谷川氏の講演



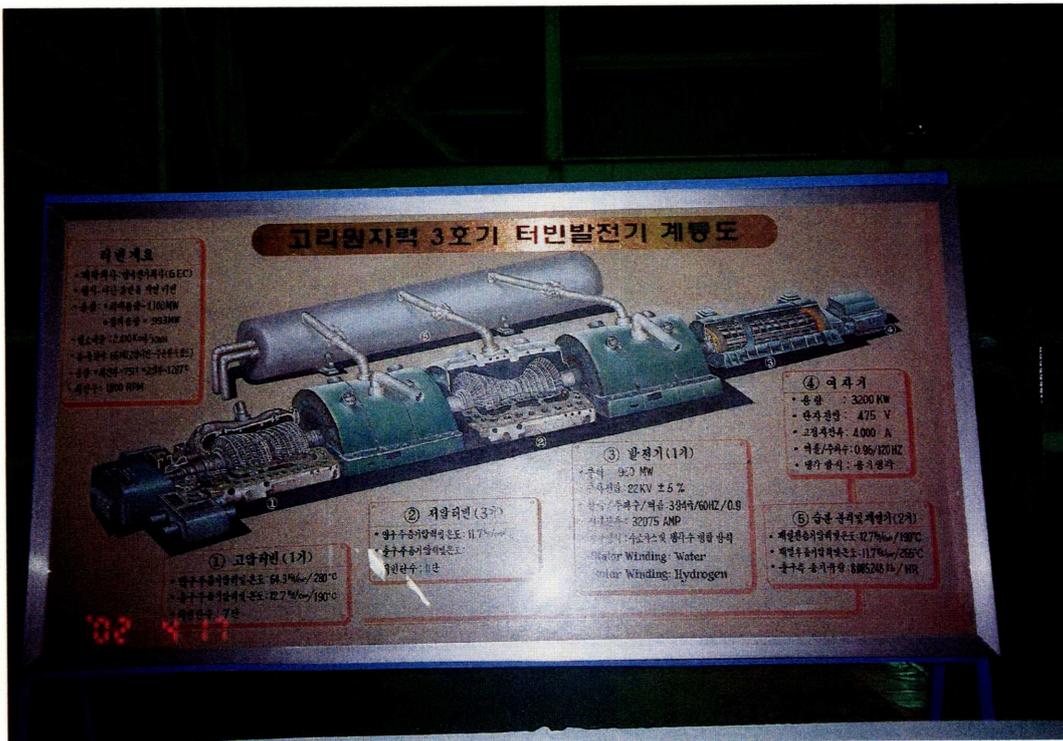
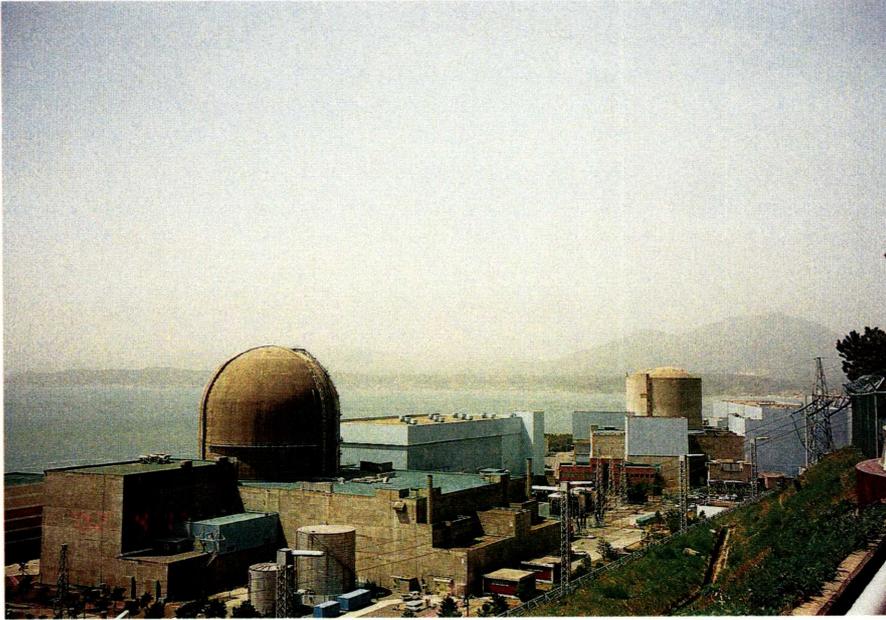
浅野氏の講演



三浦氏の講演



Chairman 菊池氏



古里第二原子力発電所にて

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、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、東京大学山上会議所で行われた。そして第 3 回は 2000 年 10 月 11-12 日に台湾原子力研究所(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。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 および Vol.191, No.2, 1999)として公表されており、第 3 回のワークショップの論文については本年 5 月中に同じく特集号が発刊される予定となっている。

なお第 3 回のワークショップの際、このワークショップの主催団体として **Asian Society for Integrity of Nuclear Components**(略称 ASINCO)を結成することが承認され、第一期(2001-2002 年)の会長として韓国成均館大学の Y.J. Kim 教授が選出された。

第 4 回目の今回は ASINCO 主催のワークショップとして、2002 年 4 月 15-16 日の 2 日間、韓国済州島で開催された。今回から新たに中国本土からの参加者を正式なメンバーとして迎え、またゲストとして米国とインドからの研究者を招待して開催された。全部で 24 編の論文発表が予定されており、うち 22 編の

論文が発表された。ワークショップは韓国国内の「第 9 回韓国原子力安全技術研究所ワークショップ」と並行して行われ、韓国国内から多数の研究者・技術者が参加して行われた。

(文責 矢川、菊池)

Division I

International Session

Session A01 Computational Assessment

Time / Room 10:40 - 12:20, Monday, April 15 / Regency Ballroom A

*Chairpersons Y. J. Kim, Sungkyunkwan University, Korea
K. Hasegawa, Hitachi Ltd., Japan*

- A01/1 Developments of Large-Scale Computational Mechanics Softwares
in Japan – The State of the Art
G. Yagawa, S. Yoshimura, H. Okuda (Univ. of Tokyo, Japan)
- A01/2 Safety Assessment Based on “Design by Analysis”:
From Manpower To Automation
Y. Zhou, S. Bao (Tsinghua Univ., China)
- A01/3 Introduction of Ductile Crack Extension Analysis Model Based on
R6 Method into PFM Code PASCAL
*K. Shibata, K. Onizawa (JAERI, Japan),
Y. Li, D. Kato (Fuji Research Institute Corp., Japan)*
- A01/4 Development of an Integrity Evaluation System for Nuclear Power
Plant Using Information Technologies
*J.B. Choi, J.C. Kim, Y.J. Kim (Sungkyunkwan Univ., Korea),
J.H. Lee, Y.W. Park (KINS, Korea)*

Session A02 Inspection and Maintenance

Time / Room 14:00 - 15:40, Monday, April 15 / Regency Ballroom A

*Chairpersons C. H. Jang, Korea Electric Power Research Institute, Korea
K. Ting, Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan*

- A02/1 New Algorithm for the Flaw Identification Using Deconvolution
on the Ultrasonic Testing of Welded Joints
S.J. Song, Y.H. Kim (Sungkyunkwan Univ., Korea)
- A02/2 Limit State Analysis of the Steam Generator Concrete Enclosure
T. Tseng, S. Anagnostis (Stevenson & Associates, USA)
- A02/3 Evaluation of Mechanical Aging Degradation for Neoprene Cable
Jacket
J.S. Kim, I.S. Jeong and T.R. Kim (KEPRI, Korea)
- A02/4 Challenges in In-Service Inspection for Nuclear Components:
Scenario and Emerging Directions
*B. Raj, T. Jayakumar, B.P.C. Rao (Indira Gandhi Centre for Atomic
Research, India)*

Session A03**Fatigue Design***Time / Room**16:00 - 17:40, Monday, April 15 / Regency Ballroom A**Chairpersons**Y. Zhou, Tsinghua University, China**K. Shibata, Japan Atomic Energy Research Institute, Japan*

- A03/1 Study on High-Cycle Thermal Fatigue for LWR Plant in Japan
J. Mizutani (Tokyo Electric Power Co., Japan), Y. Minami (Kansai Electric Power Co., Japan), S. Moriya (Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan), K. Shiina (Hitachi, Ltd., Japan), H. Hirayama (Toshiba Corp., Japan), K. Tanimoto (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Japan)
- A03/2 An Investigation on the Environmental Fatigue and Design Feasibility for Pressurized Water Reactor Primary Components of a 60 Year Design Life
J.S. Park, G.S. Kim, J.M. Kim, K.S. Yoon, T.S. Choi (KOPEC, Korea)
- A03/3 Crack Growth Evaluation of Interacting Parallel Surface Cracks
M. Kamaya (Institute of Nuclear Safety System, Japan), T. Kitamura (Kyoto Univ., Japan)
- A03/4 The Effect of Temperature on the Fatigue Crack Growth Rate of Type 304 Stainless Steel
J.J. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), Y.S. Shih (Chung-Yuan Christian Univ., Taiwan)

Session A04**Experiments***Time / Room**9:00 - 10:40, Tuesday, April 16 / Regency Ballroom A**Chairpersons**I.S. Kim, Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea**M. Kikuchi, Science University of Tokyo, Japan*

- A04/1 HTR-10 Primary Loop Pressure Boundary System and Its Pre-service Pneumatic and Tightness Test
S. Yu, J. Liu (Tsinghua Univ., China)
- A04/2 Results of a Flow Induced Vibration Test for PWR ICIS Thimble Tube
K. Ajiki, K. Umeda, T. Ichikawa, M. Ban (Mitsubishi Heavy Industries Ltd., Japan), H. Chiba (Nuclear Development Corp., Japan)
- A04/3 Residual Life Estimation of Nuclear power Plants
H.S. Kushuwaha (Bhabha Atomic Research Centre, India)
- A04/4 The Effects of Heat Treatment Conditions of the SA508 Grade 3 Class 1 Steel Prior to Welding on Impact Toughness in its HAZ Region
J.T. Kim, H.K. Kwon, B.I. Yang (Doosan HI&C, Korea)

Session A05**Failure Assessment***Time / Room**11:00 - 12:40, Tuesday, April 16 / Regency Ballroom A**Chairpersons**K. Ajiki, Mitsubishi Heavy Industries Ltd., Japan**J. H. Hong, Korea Atomic Energy Research Institute, Korea*

- A05/1 Failure Assessment Curves for Austenitic Stainless Steel Pipes with a Circumferential Crack at a Welded Joints
M. Asano, J. Fukakura, M. Kikuchi (Toshiba Corporation, Japan)
- A05/2 Experimental Approaches on Flow Accelerated Corrosion Behavior of CANDU Feeder Piping
*J.H. Kim, S.H. Kim, I.S. Kim (KAIST, Korea),
Y.W. Park (KINS, Korea), H.S. Chung (KEPRI, Korea)*
- A05/3 Comparison of Allowable Flaw Sizes Derived from Limit Load Criterion and Two Parameter Approach
K. Hasegawa, K. Miyazaki (Hitachi Ltd., Japan)
- A05/4 The Prediction of the Crack Growth using Boundary Element Method by Strain Energy Density Criterion
*W.S. Yang (Nankai College of Technology & Commerce, Taiwan),
K. Ting (Lunghwa Univ. of Science and Technology, Taiwan)*

Session A06**Material Embrittlement***Time / Room**14:00 - 15:40, Tuesday, April 16 / Regency Ballroom A**Chairpersons**J. J. Chen, Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan**B. Raj, Indira Gandhi Centre for Atomic Research, India*

- A06/1 The Failure Analysis of Sensing Line in Recirculation System
*K. Ting (Lunghwa Univ. of Science and Technology, Taiwan),
J.S. Yu, S.Y. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan),
C.T. Tsu (Taiwan Power Company, Taiwan)*
- A06/2 Characteristics of Neutron Irradiation Embrittlement in Korean Making SA508-3 RPV Forging Steels having Different Refining Processes
*B.S. Lee, J.H. Hong, Y.J. Oh, J.H. Yoon, J.H. Kim, S.H. Chi,
(KAERI, Korea), J.T. Kim (Doosan HI&C, Korea)*
- A06/3 Study on Flaw Evaluation for Pipes with Moderate-Toughness
*N. Miura, K. Kashima (Central Research Institute of Electric
Power Industry, Japan), K. Miyazaki, M. Hisatsune, K. Hasegawa
(Hitachi Ltd., Japan)*
- A06/4 A Simplified Approach for the Estimation of T_0 Shift due to Irradiation Embrittlement
*J.H. Lee, S.H. Kim, Y.W. Park (KINS, Korea), V. Revka, E. Grinik
(Institute for Nuclear Research, Ukraine)*

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 Session I (Computational Assessment)	3
2-2 Section II	6
2-3 Session III: Fatigue Design	8
2-4 Session IV Experiments	10
2-5 Session V (Failure Assessment)	11
2-6 Session VI (Material Embrittlement)	14
3. 古里原子力発電所訪問記 (4 / 1 7)	17
4. むすび	19

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22編の論文が発表された。内訳は韓国と日本からそれぞれ8編、台湾から3編、中国と米国、インドからそれぞれ1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1 Computational Assessment

セッション2 Inspection and Maintenance

セッション3 Fatigue and Design

セッション4 Experiments

セッション5 Failure Assessment

セッション6 Material Embrittlement

日本からの参加者は、矢川教授(東大)、柴田(原研)、三浦(電中研)、安食(三菱重工)、長谷川(日立)、浅野(東芝)、水谷(東電)、釜谷(原子力安全システム研究所)、菊池(東理大)、馬郡(溶接協会)の10名である。

韓国からの論文は大学(KAIST、成均館大学)から3件、KEPRIから2件、KOPEC、KINS、Doosan HI&Cからそれぞれ1件である。台湾からはINERから2件、大学から1件の発表があった。また中国は清華大学、インドはインディラガンジー原子力研究所、米国はStevenson & Associatesからの発表がそれぞれ1件ずつあった。

会場は済州島のリゾート地にあるHotel Hyatt Regencyで行われた。韓国国内のシンポジウムへの参加者も出席が認められていたため多数の研究者・技術者が参加し、活発な質疑が行われた。また第4回ということもあって発表者の多くはお互いに顔なじみであり友好的な雰囲気で会議が進められた。

済州島は韓国有数の観光地であり、美しい自然あふれる場所であるとのことであったが、残念なことに会議の行われた2日間は荒天が続きすぐ傍の海も見えない状態であった。

ワークショップの間にASINCOの会合が開かれ、次期(2003-2004年)の会長として矢川教授(東大)が選出され、次回を2004年に日本で開催することが決定された。また次回会合からはWorkshopの呼称をConferenceとすることが確認された。

ワークショップ1日目の夜にはバンケットが開かれ、開催が近づいたワールドカップでの、韓国、中国、日本の健闘を祈って乾杯が行われた。済州島でも試合が行われるとのことで、新築の競技場が完成し、熱気があふれていた。

ワークショップ終了後、日本からの参加者は釜山に移動し、古里第二原子

電所を見学した。ここは韓国で最初の原子力発電所である。趙所長以下多数の技術者の暖かい歓迎を受け、サイト見学の後活発に質疑を行った。

(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 Session I (Computational Assessment)

1) Development of Large Scale Computational Mechanics in Japan - The State of the Art - by G. Yagawa, S. Yoshimura, and H. Okuda (University of Tokyo, Japan)

本講演では、日本における最新の計算科学プロジェクトの現状が紹介された。過去30年、計算機システムは、種々の現象を定量的に解析する目的で発達し、今日では、産業分野におけるインフラ構造の一つと見なされている。しかし、既存システムは、10~10000のプロセッシング要素程度に対応できる並列プロセッサまでにしか達していない。また、現状のソフトウェアは、異なる機種や分散型計算機にも対応できない。これらは、21世紀における計算科学の課題として残されている。

ここでは、日本における大容量計算機ソフトウェアの2大プロジェクトとして、ADVENTURE及びGeoFEMの開発の成果が報告された。前者は、JASPS (Japan Society for the Promotion of Science) のスポンサーで実施された。後者は、地球における地核現象のシミュレーションを行うため並列計算を行う世界最速ソフトとされている。

ADVENTURE プロジェクトの成果例として、100万自由度の原子炉压力容器の一体解析や、60万自由度のABWRの解析事例が示された。ADVENTURE- β Versionは、2001に最初に公開され、2002年3月には、全モジュールがウェブサイトから公開されるに至った。

一方、GeoFEMについては、文部科学省がスポンサーとなって、「地球シミュレーター」プロジェクトとして実施されたものであり、800万自由度の問題に対応可能である。解析例として、日本の西南弛域におけるプレートの衝突現象や地球内部の現象の解析が紹介された。GeoFEMの最初のVersionは、1998年に公開された。

2) Assessment Based on Design by Analysis :From Monpower to Automation

by Y. Zhou(Institute of Nuclear Energy Technology), and S. Bao
(Tsinghua University, China)

ASME Code Sec.IIIにおける「解析による設計」の主な適用の目的の一つは、原子力機器の安全評価である。現状では、手作業に基づいて実施されており、ヒューマンエラーや膨大なデータによる精度低下をもたらす原因となっている。さらに、実際には、設計コードを詳細に把握した専門技術者を必要とする。しかし、近年、急速に進展した Computer aided 設計法や人工知能技術を用いて、これらの安全設計の自動化が可能となっている。本発表は、「解析による設計」プロセスについて評価フローを示すと共に、自動化技術とその関数モデルについて、実際のフレームワークが示された。また、評価知識ベースと評価プロセスの推論メカニズムの構造が述べられた。

さらに、原子力機器設計の自動化のためのプロトタイプシステムについても言及された。このシステムでは、ウェブデータベース、人工知能、知識ベース等を利用している。

3) Introduction of Ductile Crack Extension Analysis Model Based on R6 Method into PFM Code PASCAL

by K. Shibata, K. Onizawa (Japan Atomic Energy Research Institute, Japan), Y. Li and D. Kato (Fuji Research Institute Corporation, Japan)

原子力機器の経年変化研究の一環として、確率論的破壊力学コード PASCAL の開発経過と R 6 法に基づく非線形破壊力学を採用した場合の破損確率に対する効果について発表があった。このコードでは、経年圧力容器の破損確率を解析する。通常、VISA-II や OCA-P 等の圧力容器破損確率解析コードでは、線形破壊力学に基づく亀裂進展、停止解析に基づき破損確率が求められる。一方、加圧熱衝撃等による破損解析では、板厚方向への亀裂進展にしたがって温度勾配による靱性増加のため脆性破壊から延性破壊へと破壊モードが遷移するケースが発生し、過度に安全側の評価となる可能性がある。このような破壊モードの遷移を適切に評価するためには、延性亀裂進展による破壊抵抗の増加を考慮することが必要になる。

そこで、弾塑性破壊力学に対応できる R6 法破壊基準を PASCAL に導入するとともに、弾塑性破壊力学解析に必要な材料の破壊抵抗曲線のデータベースを導入した。

例題解析の結果、弾塑性破壊力学の導入により、破壊確率が大幅に低減するとともに精度の良い破損確率が得られることが明らかとなった。

4) Development of an Integrated Evaluation System for Nuclear Power Plant Using Information Technology

by J. B. Choi, J. C. Kim and Y. J. Kim (Sungkyonkwan University, Korea), J. H. Lee and Y. W. Park (Korea Institute of Nuclear Safety),

IT 技術を活用した原子力プラント機器の総合健全性評価システムの開発について発表された。

このシステムは、検出技術、Virtual Reality 技術、インターネットウェブによるデータベースシステム技術を含んでいる。21 世紀における IT 活用による原子力プラント総合診断システムの構築をめざすものである。

本発表では、状態監視システムのための光ファイバーセンサー技術の取り込み方法について述べられた。本システムでは、破壊評価手法の導入と、現在利用可能な IT を用いたプラント管理システムを導入している。また、このシステムは、破壊評価技術及びセンシング技術の進歩に容易に対応可能なだけでなく、現場における技術者が容易にアクセス可能である。このシステムは、今後の IT 技術の急速な進歩と破壊力学評価手法の進展に対応するための重要な役割を果たすものと思われる。すなわち、21 世紀における原子力プラントの安全性とプラントの管理に係わる情報を与える重要なシステムをめざすものである。

(文責 柴田)

2-2 Section II

5) NEW ALGORITHM FOR THE FLAW IDENTIFICATION USING DECONVOLUTION ON THE ULTRASONIC TESTING OF WELDED JOINTS

by Sung-Jin Song and Young H. Kim (School of Mechanical Engineering, Sungkyunkwan University)

溶接継手の超音波テストを射角で実施する場合、幾何学的な反射体の存在によって適切でない信号が発生し、欠陥信号の識別が難しくなることがしばしば発生する。このような状況に対する対策案として、デコンヴォリューションを用いた欠陥の識別方法を提案した。これを用いると、幾何学的な反射信号（内側に窪んだ穴及び溶接の付け根部）が振幅が小さく幅の広い信号に対し、欠陥の反射信号はインパルス信号のように振幅の大きな信号となり、他の信号と識別することが可能であることが判った。

6) LIMIT STATE ANALYSIS OF THE STEAM GENERATOR CONCRETE ENCLOSURE

by Tsiming Tseng and Stephen Anagnostis (Stevenson & Associates, Woburn, Massachusetts, USA)

SGEの交換時にコンクリート製のSGEに変更するに当たって応力計算を再計算する必要がある。再計算にあたり新しい圧力条件にてUFSARの基準を満足するかどうか評価した。

非線形モデルでの評価した結果、もともとSGEの最大容量は1.79Pとなった。この時鋼の伸びは許容の伸びの160%、コンクリートの伸びは0.001となった。またこの圧力がSGEにかかった場合に屋根や外壁に発生する剪断力は、基準で許容されている応力よりも小さく、SGEは十分能力があることが判った。

7) Evaluation of mechanical aging degradation for neoprene cable jacket

by Jong-Seog Kim, Ill-Seok Jeong, and Tae-Ryong Kim (Research Institute of Korea Electric Power Corporation)

原子力プラントの寿命延長については世界的に検討されてテーマとなってお

り、その中でケーブルの経年劣化についても、寿命評価についての関心が大きくなっている。その際、原子力発電所内のネオプレンゴムのケーブルの経年劣化を模擬するために、加速試験の方法を検討する必要があると考える。今回、加速試験の方法として等温での加速試験と温度を断続的に変化させた加速試験を実施した。試験の結果、等温で加速試験を実施した場合の方が断続的に温度を変化させた場合よりも、60年で2倍の伸び、1.5倍のインデンターとなり当初の予想と異なる結果となった。

8) CHALLENGES IN IN-SERVICE INSPECTION FOR NUCLEAR COMPONENTS: SCENARIO AND EMERGING DIRECTIONS

by Baldev Raj, T. Jayakumar and B.P.C. Rao (Materials, Chemical and Reprocessing Groups Indira Gandhi Centre for Atomic Research)

原子力発電所のISIは、信頼できる運転を確保するために必須の検査である。NDEの必要な専門技術及び手段についてはインドではDAEにて開発を実施している。具体的には、インドで最も古いプラントであるTAPSでは給水のズルのUT、シュラウドの目視検査を実施、重水炉では冷却材チャンネルの検査に改良したECテストであるBARCIS、INGRESの開発、圧力チューブのAETによる検査、エンドシールドの特殊な超音波及び音響による検査、タービンのブレードのX線解析技術による検査、赤外線サーモグラフィによる検査の実施、プロトタイプ型のFBRでは、自動化されたデバイスによる検査、熱交換器及び蒸気発生器の改良されたECテストであるPA法による検査を実施した。

(文責 水谷)

2-3 Session III: Fatigue Design

9) Study on High-Cycle Thermal Fatigue for Light Water Reactor Plant in Japan

by J. Mizutani (Tokyo Electric Power Company), Y. Minami (Kansai Electric Power Company), S. Moriya (Central Research Institute of Electric Power Industry), K. Shiina (Hitachi, Ltd), H. Hirayama (Toshiba Corp.), and K. Tanimoto (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

日本機会学会のワーキンググループでの研究結果。同ワーキンググループでは、T字継ぎ手部における混合流体の温度差に起因する高サイクル熱疲労に関して研究を行っているが、本報告はの中で、アクリルパイプを用いた実験により流れのパターンの観察と、温度変動の傾向を調べた結果をまとめたもの。着色した流体を用いて2つの流体が混合する様子を詳細に観察すると同時に、各部に取り付けた温度計により温度変化を調べた。試験条件を変化させて、合流する2つの流れの流速比、主流の流速、上流や下流側に弁や、エルボーなどの要素が存在した場合の影響が調べられた。合流点から下流側では温度変動が存在し、下流になるほどその大きさが小さくなる様子が多く観察された。その変化は流速比や上流側の要素の影響を受けるものの、主流の流速や下流側の要素の影響は小さいことなどの傾向が明らかにされた。

10) An Investigation on the Environmental Fatigue and Design Feasibility for Pressurized Water Reactor Primary Components of a 60 Year Design Life.

by J. S. Park, G. S. Kim, J. M. Kim, K. S. Yoon and T. S. Choi (Korea Power Engineering Co. Korea)

60年の運転の疲労評価に環境効果を入れる具体的な手順と解析例を示した。環境効果を考慮する方法としては、MehtaとGosselinによって与えられた有効環境疲労係数を適用した。この係数は、Argonne National Laboratoryと日本の結果をレビューして得られた大気中と環境中の疲労の関連を示す指標で、Usageファクターに考慮される。実際の評価には有限要素法を用いて熱応力計算を実施する。この時の F_{en} は過渡状態に合わせて積分することで評価される。具体的な評価が、PWRの原子炉圧力容器のノズル部と加圧器のサージラインに

ついて実施された。60年相当の運転サイクルについて評価した結果、 F_{en} が大きいところで10倍（つまり、Usageファクターがおおよそ10倍）になる部位があり、環境効果が疲労評価に大きく影響する結果となった。

11) Crack Growth Evaluation of Interacting Parallel Surface Cracks

by M. Kamaya(Institute Nuclear Safety System), and
T. Kitamura(Kyoto Univ.)

表面き裂の干渉問題を有限要素法により評価した。2つの表面き裂が段違い位置にある場合は、有限要素メッシュを作成することが困難であるが、これに独自の工夫を行った。き裂が接近する場合、向かい合うき裂の内側先端の応力拡大係数が大きくなるが、同時に外側先端や深さ方向の応力拡大係数も大きくなる。これにより、2つのき裂進展速度は加速されることになるが、この様子がシミュレーションによって模擬された。求めたK値を基に、ASMEのSec.XIに規定されている現行のき裂の合体評価基準に対する新たな基準を提案した。

12) The Effect of Temperature on the Fatigue Crack Growth Rate of Type 304 Stainless Steel

by J. J. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), and
Y. S. Shih (Chung-Yuan Christian University, Taiwan)

304ステンレス鋼の疲労き裂進展速度を温度の関数として表現する。ただし、式の導出にはヤング率と耐力の温度による変化を考慮し、物理的な意味づけを持たせるように工夫した。式はFormanの式をベースに導出した。式の定数として、応力拡大係数の指数係数と比例係数があるが、指数係数については温度に対して変化しないと仮定した。そして、比例係数をヤング率と耐力の関数として仮定し、試験データで近似すると様々な温度のデータについて求められた式とよく一致することを確認した。

(文責 釜谷)

2-4 Session IV Experiments

13) Results of flow induced vibration test for PWR ICIS thimble tube

by K.Ajiki, K.Umeda(Mitsubishi Heavy Industries,LTD. Yokohama, Japan), T.Ichikawa, M.Ban(Mitsubishi Heavy Industries,LTD. Kobe,Japan),and H.Ichiba(Nuclear Development Corporation, Tokaimura,Japan)

米国、国内の炉内計装用シンプルチューブの摩耗事象を受けて実施した流動振動試験の内容を紹介した。この試験によりシンプルチューブの摩耗は炉内計装案内管内の軸流及び燃料下部ノズルでの乱れた横流れが原因であることを確認した。また、この原因の確認を受け、軸流及び横流れの対策を検討しその効果についても確認した。このうち比較的実機の健全性に影響が少ない軸流への対策を実施し10年以上の実績があることを紹介した。

14) The effects of heat treatment conditions of the SA508 Grade 3 Class 1 steel prior to welding on impact toughness in its HAZ region

by J.T.Kim, H.K.Kwon,and B.I.Yang(Materials Deveopment Research Team,R&D Center Doosan Heavy Industries & Construction Co.,LTD)

原子炉圧力容器の材料に用いられている低合金鋼 (SA508 Grade 3 Class 1) の脆性を向上させるために IHT (Intercritical Heat Treatment) を焼入れと焼戻しの間に実施する事が望ましいと知られている。しかしながら、溶接部 (熱影響部) に対する IHT の有無の影響を示すデータはほとんどない。よって、ここでは、30t のインゴットから作ったほぼ実機規模の材料から切り出した板を用いて溶接部に対する脆性確認試験を行った。その結果溶接熱影響部も IHT により脆性遷移温度も吸収エネルギーも多くなるという結果が得られた。これにより、IHT は母材及び溶接部双方に対して優れた熱処理であることが判った。

(この他の2つのプレゼンテーションは当日キャンセルされた。)

(文責 安食)

2-5 Session V (Failure Assessment)

15) Failure Assessment Curves for Austenitic Stainless Steel Pipes with a Circumferential Crack at a Welded Joints

by M. Asano, J. Fukakura and M. Kikuchi (Toshiba Corp., Japan)

破壊評価ダイアグラムは限界き裂寸法を決めるために広く用いられており、R6法として、あるいは、ASME（米国機械学会）では Code Case N-494 として規格に採用されている。

ここでは、Code Case N-494 で与えられているステンレス鋼の破壊評価曲線の欠陥寸法依存性が検討された。さらに、308 ステンレス鋼溶接部を対象に、非時効材と BWR の長期運転を模擬した 400°C 20,000 時間の時効材の破壊評価曲線が検討された。

Code Case N-494 の破壊評価曲線は、管が軸力を受け、周方向き裂が 90° で深さが管厚 50% の場合の破壊評価曲線が定義されている。き裂角度を 90° にし、き裂深さを種々変化させて破壊評価曲線を求めたところ、50% 以上のき裂深さの破壊評価線図は重なりあって、下限側に位置した。また、き裂深さを管厚の 50% にし、き裂角度を変えた場合、90° 以下の角度の破壊評価線図は重なりあって、下限側にきた。これらのことから、き裂深さが管厚の 50% で角度が 90° の破壊評価線図が下限側の線図になることがわかった。

R6 法のオプション 1 とオプション 2 を用いて、非時効材と時効材の破壊評価曲線が求められた。時効材の破壊評価曲線は、若干上限側に位置したが、両材料の破壊評価曲線に大きな違いは無いことがわかった。

また、母材の破壊評価曲線は Code Case N-494 に近いが、溶接金属の場合、破壊評価線図は高応力レベルで非保守的であり、低応力レベルで保守的であることがわかった。

16) Experimental Approaches on Flow Accelerated Corrosion Behavior of CANDU Feeder Piping

by J. H. Kim, S. H. Kim, I. S. Kim (Korean Advanced Institute of Science and Technology, Korea), Y. W. Park (Korean Institute of Nuclear Safety, Korea), and H. S. Chung (Korean Electric Power Research Institute, Korea)

CANDU 炉フィーダ管の流体加速腐食 (FAC) の研究結果が報告された。フ

フィーダ管は約 2.5 インチ口径のフェライト鋼配管で、圧力管とスチームジェネレータを連結する管で、管内を 300℃から 310℃の冷却材が高速で流れる。肉厚は約 0.25 インチあるが、長期間の使用とともに肉厚が減じつつある。そこで、FAC の挙動を解明するため、高温回転電極を開発し、オートクレーブ内で減肉の実験が行われた。

溶存酸素や pH をパラメータに回転速度を増加させたときの腐食電位が求められた。腐食電位は、回転速度が増加するとわずかに増加する傾向がみられた。また、静止状態の水では腐食電位は温度の増加とともに急激に低下したが、回転状態では腐食電位はわずかに減少した。

さらに、FAC を抑える方法として磁場を用いる方法も紹介された。磁場は界面拡散層の局部質量移行を増加させて腐食速度を高めた。しかし、酸化の機械的安定性は磁場により高まり、2000rpm の回転中に 2500 ガウスの磁場をかけると酸化膜厚さのロスが 0.16mm/year から 0.10mm/year に減じた。磁場について、CANDU 炉の適用性の質問があったが、フィーダ管と管のスペースが狭く適用までには至っていないとのことであった。

17) Comparison of Allowable Flaw Sizes derived from Limit Load Criterion and Two Parameter Approach

by K. Hasegawa and K. Miyazaki (Hitachi, Ltd.)

定期検査において配管に欠陥が検出された場合、ある評価期間の欠陥の成長を計算して、その大きさが許容される寸法内にあるかどうかは、極限荷重評価法や 2 パラメータ評価法によって決定される。これらの方法は、規格としてオーソライズされており、日本機械学会規格や ASME (米国機械学会) 規格でも採用されている。

極限荷重評価法は、欠陥断面の正味応力の大きさをもとにした評価法であり、2 パラメータ評価法は線形破壊と塑性崩壊を組み合わせた評価法である。ここでは、周方向に未貫通欠陥の欠陥を有する靱性の高い炭素鋼管について極限荷重評価法で算出される許容欠陥寸法と、2 パラメータ法で算出される許容欠陥寸法が比較された。2 パラメータ評価法は ASME のコードケース N 494-3 が用いられた。

極限荷重評価法で求まる許容欠陥寸法比(肉厚に対する欠陥深さ)は、配管の口径に依存しない。一方、2 パラメータ評価法は欠陥深さや配管口径に依存する。両許容欠陥寸法を比較した結果、下記のことことが明らかとなった。

配管口径が小の場合、2 パラメータ評価法で与えられる許容欠陥寸法は、極

限荷重評価よりも大きい。特に、欠陥角度が大になるほどこの差は大きい。また、配管口径が大の場合、逆に、2パラメータ評価法で与えられる許容欠陥寸法は、極限荷重評価よりも小さい。特に、欠陥角度が小になるほどこの差は大きく、例えば 24 インチ管でき裂角度が 36° の場合、2パラメータ評価法で算出される許容深さは約 10mm であり、極限荷重評価法では約 23mm であった。

欠陥が検出された場合、どちらの評価法を使うべきかとの質問が出たが、発表者自身も考えはなく、今後の課題であるとの回答であった。

18) The Prediction of the Crack Growth using Boundary Element Method by Strain Energy Density Criterion

by W. S. Yang (Nankai College of Technology & Commerce, Taiwan), and K. Ting (Lungha University of Science and Technology, Taiwan)

破壊のプロセスを評価する方法としてひずみエネルギー密度法 (Strain Energy Density Criterion) がある。ひずみエネルギー密度法は数値解析が複雑なことからモード I に対してのみ用いられている。ここでは、混合モードの破壊プロセスについて、ひずみエネルギー密度法を用いた効果的な Multi-domain Boundary Element 法を述べている。

対象は、一様な軸力を受ける 2 次元平板で、平板中央には斜めき裂がある場合が解析された。き裂の傾斜度がパラメータであり、傾斜度が変化した場合の応力分布等の結果が紹介された。

このような解析は原子力と関係があるのかとの質問があった。モード II のトラブルがよくあり、そのために実施しているとのことであった。また、日本でもモード II の研究がなされているとのコメントもあった。

(文責 長谷川)

2-6 Session VI (Material Embrittlement)

19) The Failure Analysis of Sensing Line in Recirculation System

by Kuen Ting (Lunghwa Univ., Rep. of China), J. S. Yu, S. Y. Chen
(INER, Rep. of China), and C. T. Tsu (Taiwan Power Company,
Rep. of China)

台湾の BWR-4 発電プラントにおいて、再循環系ライザ管に付設されたセンシングラインの破損が発生した。破面解析、振動試験、および有限要素解析を通じてこの原因を解明した。

破面解析の結果、初期に高速荷重(High-rate loading)によりき裂が発生し、その後高サイクル疲労によりき裂が進展し、破損に至ったことが判明した。高速荷重を引き起こす原因は、プラント停止時に再循環系ポンプの圧力調整弁の開度によって生じる流力弾性振動であることを振動試験により明らかにした。さらに、実機を模擬した有限要素解析により、破損が生じたセンシングラインにおいて共振が起こり得ることを確認した。

20) Characteristics of Neutron Irradiation Embrittlement in Korean Making SA 508-3 RPV Forging Steels Having Different Refining Process

by Bong Sang Lee, Jun Hwa Hong, Yong Jun Oh, Hyun Yoon, Joo
Hag Kim, Se Hwan Chi (KAERI, Korea), and Jeong Tae Kim
(Doosan Heavy Industries and Construction Co., Korea)

韓国型標準炉の圧力容器用材料である SA508-3 低合金鋼鍛造材に対する中性子照射脆化の特性について調べた。精練工程の異なる母材 3 種および溶接金属 1 種を対象に、未照射材および照射材(照射量 $1\sim 5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$)のシャルピー試験、落重試験、破壊靱性試験、J-R 試験、引張試験、硬さ試験を実施した。

これら試験の結果、同材未照射材は良好な機械的特性を示し、また照射によるシャルピー遷移温度のシフト、上部棚エネルギーの低下、破壊靱性参照温度の遷移は、化学組成の違いに関わらずそれほど顕著ではないことを明らかにした。

とりわけ、アルミニウムとシリコンにより脱酸したキルド鋼において、中性子照射による脆化はきわめてわずかであった。

21) Study on Flaw Evaluation for Pipes with Moderate-Toughness

by Naoki Miura, Koichi Kashima (CRIEPI, Japan), Katsumasa Miyazaki, Masakazu Hisatsune, and Kunio Hasegawa (Hitachi, Japan)

靱性が中程度のクラス 2、3 配管に対し適用可能な欠陥評価クライテリアの確立を目的とした一連の研究結果が報告された。

2 パラメータ法の破壊評価曲線を利用して延性き裂進展開始を予測することにより、評価不要欠陥寸法を定めるための一般的な手法を新たに提案した。同手法を用いたパラメータ解析を実施し、軸方向欠陥と周方向欠陥とで評価不要欠陥寸法を同一と見做せることを明らかにし、また評価不要欠陥寸法に及ぼす各種因子(管厚、アスペクト比、破壊靱性、負荷応力、管厚比)の影響が破壊力学に基づく予測と定性的に一致することを確認した。

続いて、代表的な中靱性配管材を用いたき裂付き配管破壊試験を実施し、その破壊挙動、載荷荷重が J 積分を介した弾塑性破壊力学により良好に予測できることを示した。さらに、実験的に得られた Z 係数をクラス 1 配管に対する現行の Z 係数と比較し、中靱性配管に対しても現行の Z 係数が適用できる可能性はあるものの、さらなる検討が必要であることが言及された。

21) A Simplified Approach for the Estimation of T0 Shift Due to Irradiation Embrittlement

by Jin Ho Lee, Seok Hun Kim, Youn Won Park (KINS, Korea), Volodymyr Revka, and Eduard Grinik (Institute for Nuclear Research, Ukraine)

文献データをもとに、圧力容器鋼の照射脆化評価のための手法に関する検討を行った。マスターカーブ法による破壊靱性遷移温度を、米国規格(U.S.

Regulatory Guide 1.99, Rev. 2)およびロシア規格(Russian Code PNAE G-7-002-86)に従い求めたシャルピー遷移温度と比較した。米国規格は照射脆化による破壊靱性遷移温度のシフトを過小評価する傾向にあるのに対し、ロシア規格によれば破壊靱性遷移温度とシャルピー遷移温度とが良好な一致を示した。これは、米国規格において照射脆化に伴う材料の降伏強度の上昇を考慮に入れていないためであり、シャルピー遷移温度を決定する際のシャルピー吸収エネルギーレベルの設定に際し、脆化の影響を適切に取り込むことにより、米国規格においても良好な遷移温度の予測が可能となることを明らかにした。

(文責 三浦)

3. 古里原子力発電所訪問記（4／17）

釜山からバスで約1時間の北東部海岸に位置する韓国水力・原子力電力(株)の古里原子力発電所を訪問し、この発電所で行われている構造健全性評価、高経年化対策プログラムについて議論を行った。韓国水力・原子力電力(株)は、旧韓国電力(KEPCO)が5つの火力発電会社と1つの水力・原子力発電会社及び1つの送変電会社(現KEPCO)に分離してできた会社の1つであり、現在16基(13, 716MW)が稼動しており、さらに10基(10, 800MW)が建設或いは計画中である。古里は韓国で最も古い原子力発電所で、現在PWR4基(3, 137MW)が稼動し、さらにPWR4基(新古里4, 800MW)が建設或いは計画中である。また、この発電所では1, 2号機と3, 4号機は異なる所長以下の体制で管理されており、今回訪問したのは3, 4号機(950×2MW)である。

李光雨機械部長の案内により、PR館、中央制御室、タービン建屋、廃棄物貯蔵設備等を見学させて頂いた。木製ドア、コントロールパネル等に特徴が認められたが、日本の原子力発電所と概略同様との印象を受けた。しかしながら、要所要所に自動小銃を持った警官が監視しており、日本とは異なる強い緊張感があった。

見学の後、予め連絡しておいたプラント機器の保守にかかわる古里原子力発電所の取り組みについて議論を行った。古里原子力発電所側からは所長、副所長を始め20名あまりが出席され、李光雨機械部長が韓国における原子力発電の概要から、古里原子力発電所における構造健全性評価や高経年化対策に対する取り組みを説明され、議論を行なった。以下にその内容を要約する。

韓国水力・原子力電力(株)は金融経済省(予算)、通商産業エネルギー省(政策)、科学技術省(安全、ライセンス)の監督下で発電、建設を行っている。韓国では原子力の発電設備容量は27.9%であるのに対し、発電電力量の40.9%を原子力でまかなっている。また、2000年度の稼動率は世界平均76.4%に対し90.4%と高く、安定したエネルギー源としてますます重要性になって来ている。古里3, 4号機は韓国電力が最初にプロジェクトマネジメントを実施したプラントであり、いずれも1977年に計画が決まり、3号機は1985年に、また4号機は1986年に商業運転を開始し、以来高い稼動率を示し、2001年度はいずれも90%を上回っている。この発電所には運転要員のほか機器の構造健全性評価、ライセンスリニューラル、補修/交換などを行うエンジニアリング部門があり、韓国原子力研究所(KAERI)等と協力してプラント機器の構造健全性評価、高経年化対策に対する研究、マネジメ

ントを行なっている。構造健全性評価については長期間メンテナンス、クリティカル機器マネージメント、予防保全、供用期間中検査の諸プログラムの他、圧力容器の照射脆化評価・対策、原子炉配管の劣化評価、熱交換チューブマネージメントプログラム等を実施しており、主にASME Codeに基づいて判定しているようである。また、LBBについても韓国電力研究所（KEPRI）主導で2003年度一杯研究を続ける予定とのことである。高経年化プラントについてはIAEAの規則（No. 50-SG-O12）、USライセンス更新規則（10CFR50.65, 100, 10CFR54）及び国内規則（科学技術省のPSRガイドライン）に従って運転継続を判断するとのこと。既に、韓国で一番古い古里1号機についてPLIM（Plant Lifetime Management）プログラムにより技術的、経済的及び法的観点から継続運転に対する内部アセスメントを終了しており、今後オーソライズを進めるとのこと。また、3, 4号機についてはPLIMプログラムが2002. 7~2004. 6に実施され、古里1号機のPLIMプログラム等の結果に基づいて、長寿命機器（Long life passive components）と短寿命機器（Short life active components）に分けて検討し、特に原子炉圧力容器、炭素鋼配管、SI/RHR配管、蒸気発生器、加圧器、原子炉冷却材ポンプ、熱交換器等の重要機器については経年変化を考慮した管理を行なう計画があるとのことである。今回の訪問により、古里原子力発電所は技術的には韓国原子力安全研究所、電力研究所、大学などの機関に追うところが多いものの、原子力を重要なエネルギー源と位置付け、必要な項目を積極的に実施しているとの印象を受けた。

（文責 浅野）

4. むすび

韓国、日本、台湾と一巡し第4回ワークショップが再び韓国で開かれた。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。

そのような意味でも本ワークショップは比較的早い時期からスタートさせてよかったと思っている。第5回は、2004年春に日本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。

(文責 矢川)