

第5回 原子力機器健全性国際ワークショップ報告書

5<sup>th</sup> International Workshop  
on the Integrity of Nuclear  
Components

April 21-22, 2004  
KYOTO, JAPAN

2004年6月

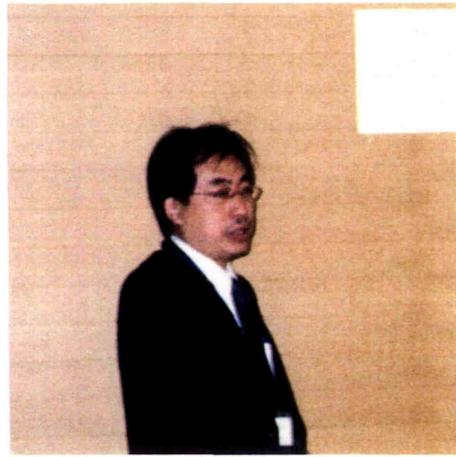
社団法人 日本溶接協会  
原子力研究委員会



Workshop の会場にて



釜谷氏の講演



三浦氏の講演



長谷川氏の講演



柴田氏の講演



磯部氏の講演



鈴木氏の講演



加口氏の講演



徳間氏の講演



中間氏の講演

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。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、第4回のワークショップの論文については本年中に同じく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5回目であり、日本国内で開催された2度目のワークショップであった。前回は東京で開催されたので、今回は場所を京都に移すこととした。会場は日本原子力研究所の関西研究所にある多目的ホールを借用して行われた。お世話いただいた日本原子力研究所の関係者の方に改めてお礼を申し上げたい。

また今回はこのワークショップの創設者であり牽引車の役割を果たしてこられた矢川教授が東京大学を定年でご退官されたことをお祝いすることも目的の一つとして開催された。

(文責 菊池)

# *Technical program*

**April 21(Wednesday)**

**9:20~9:40 Registration**

**9:40~10:00 Opening Session**

Opening address: Professor Masanori Kikuchi (Tokyo Science University, Japan)

**10:00~12:00 Session 1: Fracture 1(Flaw Evaluation)**

Chairman: K. Shibata (Japan Atomic Energy Research Institute, Japan)

1-1: Elastic-Plastic Fracture Mechanics Analysis for Steam Generator Tubes with Surface Cracks  
Young-Jin Kim<sup>1)</sup>, Yun-Jae Kim<sup>2)</sup>, Seong-In Moon<sup>1)</sup>, Nam-Su Huh<sup>1)</sup>, Seong-Sik Hwang<sup>3)</sup> and  
Joung-Soo Kim<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> School of Mechanical Engineering, Sungkyunkwan University, Korea

<sup>2)</sup> Department of Mechanical Engineering, Korea University, Korea

<sup>3)</sup> Korea Atomic Energy Research Institute, Korea

1-2: Finite Element Alternating Method for Interacting Surface Cracks

M. Kamaya<sup>1)</sup> and T. Nishioka<sup>2)</sup>,

<sup>1)</sup> Institute of Nuclear Safety System, Inc. (INSS)), Japan

<sup>2)</sup> Kobe University, Japan

1-3: Ductile Fracture Behavior of Class 2 and 3 LWR Piping and Its Implications for Flaw Evaluation  
Criteria

N. Miura<sup>1)</sup>, K. Miyazaki<sup>2)</sup>, M. Hisatsune<sup>2)</sup>, K. Hasegawa<sup>2)</sup> and K. Kashima<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan

<sup>2)</sup> Hitachi Ltd., Japan

1-4: Allowable Embedded Flaws Located Near Component Surface in the JSME Code

Kunio Hasegawa<sup>1)</sup> and Katsumasa Miyazaki<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Hitachi Hitachi Ltd., Japan

**12:00~13:00 Lunch**

**13:00~15:00 Session 2: Fracture 2(Fatigue and Thermal Stress)**

Chairman: K. Ting (Lunghwa University of Technology, Taiwan)

2-1: Cracking Behaviors of Thermal Components

R. C. Chang<sup>1)</sup> and J. J. Shyr<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> St. John's & St. Mary's Institute of Technology, Taiwan

<sup>2)</sup> Institute of Nuclear Research, Taiwan

2-2: Thermal Stress Analysis and Failure Prediction of the Irregular Ligaments in an Infinite Domain  
Containing a Row of Circular Holes

W. S. Yang<sup>1)</sup>, K. Ting<sup>2)</sup> and K. T. Chen<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> Nan-Kai College, Taiwan

- <sup>2)</sup> Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan  
<sup>3)</sup> National Chung-Hsing University, Taiwan

**2-3: Development of Web-based Fatigue Life Evaluation System for Reactor Pressure Vessel**

J. B. Choi<sup>1)</sup>, J. C. Kim<sup>1)</sup>, Y. J. Kim<sup>1)</sup>, M. J. Jung<sup>2)</sup> and Y. C. Choi<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> SAFE Research Center, Sungkyunkwan University, Korea

<sup>2)</sup> Korea Institute of Nuclear Safety, Korea

**2-4: Evaluation of Socket Weld Integrity in Nuclear Power Plants**

Y. H. Choi<sup>1)</sup>, S. Y. Choi<sup>2)</sup> and N. S. Huh<sup>3)</sup> and Y. W. Park<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Korea Institute of Nuclear Safety, Korea

<sup>2)</sup> Korea Atomic Energy Research Institute, Korea

<sup>3)</sup> School of Mechanical Engineering, Sungkyunkwan University, Korea

**15:00~15:30 Break:**

**15:30~17:30 Session 3 : Fracture 3(Probabilistic Fracture Mechanics)**

Chairman: Y. J. Kim (SungKyunKwan University, Korea)

**3-1: Recent Japanese PFM Researches Related to Failure Probability of Aged RPV**

K. Shibata<sup>1)</sup>, Y. Kanto<sup>2)</sup>, S. Yoshimura<sup>3)</sup> and G. Yagawa<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> Japan Atomic Energy Research Institute, Japan

<sup>2)</sup> Toyohashi University of Technology, Japan

<sup>3)</sup> The University of Tokyo, Japan

**3-2: Failure Probability Estimation of Flawed Cylindrical Structures Using Probabilistic Techniques**

J. S. Lee<sup>1)</sup> and C. R. Pyo<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Suwon, Korea

<sup>2)</sup> Induk Institute of Technology, Korea

**3-3: Economic Evaluation of Maintenance Strategies for Steam Generator Tubes Using Probabilistic Fracture Mechanics and Financial Method**

Y. Isobe<sup>1)</sup>, M. Sagisaka<sup>1)</sup>, S. Yoshimura<sup>2)</sup> and G. Yagawa<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Nuclear Fuel Industries, Ltd, Japan

<sup>2)</sup> The University of Tokyo, Japan

**3-4: The Application of Probabilistic Fracture Mechanics to Piping Welds due to IGSCC**

K. Ting<sup>1)</sup>, W.F. Wu<sup>2)</sup> and Y. L. Lu<sup>2)</sup> and A. Yang<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan

<sup>2)</sup> National Taiwan University, Taiwan

<sup>3)</sup> National Taiwan University, Taiwan

## **April 22 (Thursday)**

### **9:30~11:00 Session 4 : Material Characteristics**

Chairman: N. Miura (Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan)

#### **4-1: Effects of Dose Rate on the Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steels**

M. Suzuki<sup>1)</sup>, Y. Nishiyama<sup>1)</sup>, T. <sup>1)</sup>, K. Onizawa<sup>1)</sup>, Y. Nagai<sup>2)</sup> and M. Hasegawa<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Japan Atomic Energy Research Institute, Japan

<sup>2)</sup> Institute for Material Research, Tohoku University, Japan

#### **4-2: Evaluation of Cleavage Fracture Toughness of RPV Steels Using Small Bend Specimens**

B.S.Lee<sup>1)</sup>, W.J. Yang<sup>1)</sup>, M.C.Kim<sup>1)</sup> and J.H.Hong<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Korea Atomic Energy Research Institute, Korea

#### **4-3: The Study of Fatigue Crack Growth of 304SS with the Influence of Loading Frequency and Temperature**

J. J. Chen<sup>1)</sup> and Y. S. Shih<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

<sup>2)</sup> Chung-Yuan Christian University, Taiwan

### **11:00~11:15 Break**

### **11:15~12:45 Session 5: Structural Analysis**

Chairman: J.B.Choi (SAFE Research Center, SungKyunKwan University, Korea)

#### **5-1: Burst Pressure of Damaged Steam Generator Tubes Using Plastic Instability Analysis**

K. I. Shin and J. H. Park<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Korea Institute of Nuclear Safety, Korea

<sup>2)</sup> Chungbuk National University, Korea

#### **5-2: The Sliding and Overturning Analysis of Free-Standing Storage Cask under Earthquake**

R. F. Shie<sup>1)</sup>, J.J. Chen<sup>1)</sup> and C.T. Liu<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan

<sup>2)</sup> Fuel Cycle and Materials Administration, Taiwan

#### **5-3: Proposal of Rationalized Assessment Procedure for Buckling of Thin-Walled Cylindrical Tanks**

H. Kaguchi<sup>1)</sup>, K.Hamada<sup>1)</sup>, A. Sugiyama<sup>1)</sup>, H. Morita<sup>1)</sup>, K. Setta<sup>1)</sup>, H. Ogo<sup>2)</sup> and E. Shirai<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Japan

<sup>2)</sup> The Kansai Electric Power Co., Inc., Japan

### **12:45~13:45 Lunch**

### **13:45~15:15 Session 6: Inspection**

Chairman: R.C.Chang (St. John's & St. Mary's Institute of Technology)

#### **6-1: A Risk-Informed InService Inspection Program to Evaluate the IGSCC Weld Examinations for BWR Recirculating System**

K. Ting, W. F. Wu<sup>2)</sup>, Y. L. Lu<sup>2)</sup> and Y. T Lee<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Lughwa University of Science and Technology, Taiwan, R.O.C.

<sup>2)</sup> National Taiwan University, Taiwan, R.O.C.

**6-2: The Development of the Interactive Information System for the Flaw Evaluation of the Recirculating Piping of BWR Nuclear Power Plant**

K. Ting<sup>1)</sup>, Y. J. Lee<sup>1)</sup>, F. T. Jiang<sup>2)</sup>, J. T. Kang<sup>2)</sup>, K.T. Chen<sup>3)</sup> and K. C. Hseish<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> Lughwa University of Science and Technology, Taiwan

<sup>2)</sup> Taiwan Power Company, Taiwan

<sup>3)</sup> National Chungshing University, Taiwan

**6-3: K6: Check Valve Chattering and its Remedy**

T. R. Kim<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Korea Electric Power Research Institute, Korea,

**15:15~15:30 Break**

**15:30~17:00 Session 7: Operating Experience and Aging Management**

Chairman: K. Hasegawa (Hitachi Ltd., Japan)

**7-1: SCC Experiences and NDE Technologies on Re-Circulation Pipings in BWRs**

H. Tokuma<sup>1)</sup>, T. Fukuda<sup>1)</sup> and T. Furukawa<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Tokyo Electric Power Company, Japan

<sup>2)</sup> Japan Power Engineering and Inspection Corporation, Japan

**7-2: PWSCC Experience of Pressurizer Dissimilar Metal Welds at Tsuruga Unit-2**

S. Nakama<sup>1)</sup> and M. Mukai<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> The Japan Atomic Power Company, Japan

<sup>2)</sup> Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Japan

**7-3: Aging Management of NPPs in Korea**

T. E. Jin<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Korea Power Engineering Company, Korea

**17:00 Adjourn (Move to Mitsui Garden Hotel for Banquet)**

**Note for Chairman and Speaker of Technical Session:**

- Presentation: 20 minutes

- Discussion : 10 minutes

- Instruments for presentation:

(1) Projector and PC for MS-Power Point

(2) Over Head Projector for view graph

# 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 .....                                      | 2  |
| 2-1 Session 1:Fracture (Flaw evaluation) .....                    | 2  |
| 2-2 Section 2 :Fracture2 (Fatigue and Thermal Stress) .....       | 4  |
| 2-3 Session 3 :Fracture3 (Probabilistic Fracture Mechanics) ..... | 6  |
| 2-4 Session 4 :Material Characteristics .....                     | 8  |
| 2-5 Session 5 :Structural Analysis .....                          | 10 |
| 2-6 Session 6 :Inspection .....                                   | 12 |
| 2-7 Session 7 :Operating Experience and Aging Management .....    | 14 |
| 3. むすび .....  | 16 |

## 1. ワークショップ概要

ワークショップは7セッションから構成され、全部で23編の論文が発表された。内訳は日本から9編、韓国と台湾からそれぞれ7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 Fracture 1 (Flaw Evaluation)
- セッション2 Fracture 2 (Fatigue and Thermal Stress)
- セッション3 Fracture 3 (Probabilistic Fracture Mechanics)
- セッション4 Material Characteristics
- セッション5 Structural Analysis
- セッション6 Inspection
- セッション7 Operating Experience and Aging Management

日本からの論文発表者は、柴田(原研)、鈴木(原研)、三浦(電中研)、加口(三菱重工)、長谷川(日立)、磯部(日本原燃)、徳間(東電)、釜谷(原子力安全システム研究所)、中間(原電)であり、他に原子力研究委員会から矢川委員長(東大)、鹿島委員(電中研)、島川委員(川重)、野村委員(関電)、飯田委員(三菱)、菊池幹事(東理大)、馬郡(溶接協会)が出席した。

会場の原研関西研究所多目的ホールは研究発表の設備が充実しており、大変良い環境での講演会となった。第5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活発な質疑の中にも友好的な雰囲気の中で会議が進められた。

また天候も上々であり、二日目の夕方は発表会終了後、参加者全員で奈良東大寺付近の散策を楽しんだ。

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 Ting 教授(台湾)が選出され、次回を2006年2月に台湾の南端、墾丁市で開催することが決定された。その頃には台北市から日本製新幹線が開通している予定であるとのことであった。

ワークショップ1日目の夜には参加者のレセプションが開かれた。また二日目は矢川教授の Happy Retirement をお祝いするためのバンケットが開かれた。矢川教授夫人と韓国の Kim 夫人(ご主人は矢川研究室博士課程修了)とのバイオリンとピアノの演奏で始まり、参加者からの祝辞が続いた。最後に矢川教授から謝辞が述べられて和やかな雰囲気の中でワークショップが終了した。

(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 Session 1 : Fracture 1(Flaw evaluation)

#### 1-1 Assessment of Steam Generator Tube with Multiple Axial Through-Wall Cracks

Y. S. Chang<sup>1)</sup>, S. I. Moon<sup>1)</sup>, Y. J. Kim<sup>1)</sup>, J. H. Lee<sup>2)</sup>, M. H. Song<sup>2)</sup> and Y.H.Choi<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Sungkyunkwan University, Korea

<sup>2)</sup> Korea Institute of Nuclear Safety, Korea

SG 伝熱管の許容減肉基準は通常 40%に設定され、基準値を超える減肉が検出された場合は施栓されることになっている。この施栓基準は、欠陥の種類や位置によっては過度に保守的になっている。また、検査による検出欠陥は複数の貫通き裂が多いにも拘わらず、現行基準は単一き裂にしか適用できない。本研究は、2 個の隣接貫通き裂に対する破損基準について提案することを目的に実施した。まず、既存の破損基準を適用して、単一き裂に対する現行施栓基準の保守性を検討した。さらに、複数貫通き裂に対する 6 種の新規破損モデルを導入した。局部及び全体破損の最適破損基準を選定するため、薄板試験片を用いた崩壊試験を実施した。この結果から、複数貫通き裂付き SG 伝熱管に対する破損基準として、反力モデル、塑性域接触モデル、COD モデルが最適との結論が得られた。

#### 1-2 Finite Element Alternating Method for Interacting Surface Cracks

M. Kamaya<sup>1)</sup> and T. Nishioka<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Institute of Nuclear Safety System, Inc., Japan

<sup>2)</sup> Kobe University, Japan

有限要素法と無限体中楕円き裂の任意表面荷重に対する解析解を併用する有限要素交代代入法 (FEAM) により、表面き裂の応力拡大係数を求めることができる。この方法により、本研究では非同一平面における寸法の異なる 2 個の表面き裂及び 3 個の同一寸法の表面き裂の応力拡大係数を求め、き裂干渉効果を検討した。その結果、干渉効果はき裂の寸法差に強く依存すること、寸法差が十分大きい場合は干渉効果が無視できること、き裂が多数あっても、近接き裂のみの考慮で干渉効果を十分現せること等が分かった。

さらに、複数 SCC の進展シミュレーションを行い、き裂平面間隔が小さい場合は、大きなき裂の進展が優先的となり小さき裂の進展を考慮する必要がなく、単一き裂として取扱えること、ASME Code や JSME Code のように合体基準の適用も必要無いことが分かった。

### 1-3 Ductile Fracture Behavior of Class 2 and 3 LWR Piping and Its Implications for Flaw Evaluation Criteria

N. Miura<sup>1)</sup>, K. Miyazaki<sup>2)</sup>, M. Hisatsune<sup>2)</sup>, K. Hasegawa<sup>2)</sup> and K. Kashima<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan

<sup>2)</sup>Hitachi Ltd., Japan

現行の配管欠陥評価基準は、靱性の高いクラス1配管を対象にしているが、高経年炉の合理的な維持管理を行うためには、安全上の重要性がクラス1と同等の中靱性材のクラス2、3配管も含めた欠陥評価基準の確立が必要である。本研究では、クラス2、3配管の許容基準策定に必要な破壊評価法を確立するため、配管試験及び解析を行った。

試験は、周方向欠陥付き配管試験体に4点曲げ荷重を負荷して行った。塑性崩壊基準は、試験結果に対して過大評価であり、Z係数の導入が必要であることが分かった。ジェネレーションフェース解析により配管試験データからJ-R曲線を求めた。さらに、FEM解析及び参照応力法に基づく簡易解析により破壊解析を行い、参照応力法による簡易解析は、適度に保守的な破壊評価結果を与えることが分かった。この方法によりクラス2、3配管のZ係数を求め定式化した。このZ係数はクラス1配管のZ係数より大きく、また、半径/肉厚比に依存する。

### 1-4 Allowable Embedded Flaws Located Near Component Surface in the JSME Code

Kunio Hasegawa<sup>1)</sup> and Katsumasa Miyazaki<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup>Hitachi Hitachi Ltd., Japan

日本機械学会維持規格では、クラス1配管及び容器の評価不要埋没欠陥基準を規定している。この規定では、埋没欠陥が表面近傍に位置する場合は (Proximity factor  $S/a < 0.4$ )、表面欠陥と見なして扱うルールを定めている。この埋没欠陥から表面欠陥への変換ルールを検討した結果、以下の矛盾点があることが分かった。すなわち、埋没欠陥から表面欠陥に変換される点で、埋没欠陥より深い表面欠陥が許容され、不連続が生じるようにルールが設定されている。そこで、配管及び容器についてこの不連続が生じないように形状変換できるような修正を試み、許容欠陥範囲を定めた改良案を提案した。

(文責 柴田)

## 2-2 Session 2 : Fracture 2(Fatigue and Thermal Stress)

### 2-1 Cracking Behaviors of Thermal Components

by Rwei-Ching Chang (St. John's & St. Mary's Institute of Technology, Taiwan),  
and Jhy-Jen Shyr (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

有限板の上下面に一様応力、およびそれぞれ異なる一様温度が与えられた時の、板中央部に存在する傾斜き裂の応力場を解析した。温度の境界条件は、上下面以外はき裂面を含め断熱とした。Muskhelishvili の複素応力関数に、温度による変位場を連成させ、境界条件が一致するように各定数を最小自乗法で求めた。き裂の傾斜角を変化させて応力拡大係数を評価したところ、応力による境界条件のみを考慮した場合、角度に依存してモード I およびモード II の値が算出された。また、温度場のみを考慮した場合は、モード II の応力拡大係数は、傾斜角度に依存して上下方向に平行になる場合を除き算出されたが、モード I は傾斜角にかかわらず零となった。そうなる要因については不明とのこと。き裂の発生、発生方向、進展方向を評価するためにひずみエネルギー密度を評価し、等高線図でその分布を示した。

### 2-2 Thermal Stress Analysis and Failure Prediction of the Irregular Ligaments in an Infinite Domain Containing a Row of Circular Holes

By Y. W. Yang (Nan-Kai College, Taiwan), K. Ting (Lunghwa Univ. of Science and Technology, Taiwan), and K. T. Chen (National Chung-Hsing Univ.)

多数の円孔のある平面の熱応力状態を、重ね合わせの原理を用いた交代繰り返し法で求めた。円孔周囲の温度場と熱応力場を解析的に求め、円孔同士の温度場の干渉を考慮した。最大 125 個の一行に並んだ円孔に対して、熱流束が円孔の列に平行および垂直にある場合について解析を実施した。そして、熱流束が流入する方向が円孔の列に対して垂直な場合は、中心にある円孔縁での引張応力が円孔の数とともに大きくなること、平行な場合は、逆に応力が小さくなる結果を得た。さらに、中心にある円孔の位置がずれた場合、径が相対的に変化した場合の解析を実施し、それぞれの場合での応力の変化を調べた。有限要素法を用いた場合より、計算コストが小さいことが利点。

## **2-3 Development of Web-based Fatigue Life Evaluation System for Reactor Pressure Vessel**

By J. B. Choi, J. C. Kim, Y. J. Kim (Sungkyunkwan Univ.), M. J. Jung, and Y. H. Choi (Korea Institute of Nuclear Safety)

実際のプラントの温度や圧力の運転データを用いて、原子炉圧力容器下部胴部分の応力解析を FEM により実施し、疲労評価を実施するシステムに関する紹介。運転データはインターネットを通じて取得し、運転中のプラントの疲労評価を実施し、累積疲労損傷値を算出することができる。プレゼンテーションでは、その他インターネットを利用したメンテナンスシステムについても説明し、韓国で情報共有化を進めようとしている様子が紹介された。

## **2-4 Socket weld integrity in nuclear piping under fatigue loading condition**

By Y. H. Choi, Y. K. Chung (Korea Institute of Nuclear Safety), S. Y. Choi (Korea Atomic Energy Research Institute), N. S. Huh (Sungkyunkwan Univ.), and Y. W. Park (Korea Institute of Nuclear Safety)

韓国においてソケット溶接部で発生した9件のトラブルに関する情報分析では、キャビテーションによる振動や温度変化による熱応力、さらにはソケット差し込み部の隙間がないことに起因していることが判明した。そこで、有限要素解析によりき裂進展解析を実施し、き裂進展寿命を評価した。熱変化や圧力変化に比べて振動による応力変動がき裂進展に大きく寄与すること、さらに差し込み部の隙間がない場合は、き裂進展が速くなることが確認された。その結果、据え付け時には隙間を確認できるRT検査が推奨されるという結論が導かれた。

(文責：釜谷)

## **2-3 Session 3: Fracture 3 (Probabilistic Fracture Mechanics)**

### **3-1 Recent Japanese PFM Researches Related to Failure Probability of Aged RPV**

by Katsuyuki Shibata (JAERI, Japan), Yasuhiro Kanto (Toyohashi University of Technology, Japan), Shinobu Yoshimura and Genki Yagawa (University of Tokyo, Japan)

日本における確率論的破壊力学研究に対する近年の取り組みについて、その概要が報告された。この中で、最近のトピックとして、日本原子力研究所が新たに開発した計算コード“PASCAL”の概略が紹介された。また、同コードを用いて、日本機械学会維持規格に規定された原子炉圧力容器中の評価不要欠陥を対象とする破損確率を評価するラウンドロビン解析の結果が報告された。講演を受けて、各国における確率論的破壊力学の維持規格への導入の見通しについて活発な議論が行われた。

### **3-2 Failure Probability Estimation of Pressure Tube Using Failure Assessment Diagram**

by Joon-Seong Lee (Kyonggi University, Korea), Sang-Log Kwak (Korea Railroad Research Institute, Korea) and Chang-Ryul Pyo (Induk Institute of Technology)

CANDU 炉圧力管の供用中検査の合理化を目的として、確率論的破壊力学に基づき、圧力管の健全性に及ぼす各種因子(水素濃度、欠陥形状、遅れ割れ速度、破壊靱性)の影響評価を行った結果が報告された。破損の評価には破壊評価線図を用い、これにモンテカルロ法を組み合わせた体系的な評価を実施した。この結果、破損確率に最も影響を及ぼす因子は管径であることを見出した。

### **3-3 Economic Evaluation of Maintenance Strategies for Steam Generator Tubes Using Probabilistic Fracture Mechanics and Financial Method**

by Yoshihiro Isobe, Mitsuyuki Sagisaka (Nuclear Fuel Industries, Japan), Shinobu Yoshimura and Genki Yagawa (University of Tokyo, Japan)

PWR 蒸気発生器伝熱管の保守の最適化を図るため、確率論的破壊力学と財務的手法を組み合わせたリスクベネフィット評価を行った結果が報告された。検査

精度、検査間隔、抜き取り検査、蒸気発生器取り替え、維持規格(き裂許容運転)の判定基準、検出欠陥のサイジング精度などが影響因子として考慮された。保守計画の適否を経済的な観点から定量的に評価するため、正味現在価値(Net Present Value)を指標とする財務的評価手法が紹介された。

### **3-4 The Application of Probabilistic Fracture Mechanics to Piping Welds due to IGSCC**

by K. Ting (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), W. F. Wu, Y. L. Lu (National Taiwan University, Taiwan) and Y. T. Lee (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan)

BWR 再循環系配管の IGSCC に対する健全性評価のため、Win-Praise コードを用いた確率論的破壊力学解析を行った結果が紹介された。配管系に含まれる溶接部を対象として、応力分布、環境条件、形状、検査データ、オーバーレイなどを影響因子として漏洩確率の解析を実施した。得られた結果をもとに、いずれの溶接部位の検査が重要であるかの優先順位付けが行われ、その知見はプラントの維持管理に十分反映し得るものであるとの報告がなされた。

(文責 三浦)

## 2-4 Session 4 : Material Characteristics

### 4-1 Effect of Dose Rate on the Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steels

By M. Suzuki, Y. Nishiyama, T. Tobita, K. Onizawa, Y. Nagai (Japan Atomic Energy Research Institute, Japan) and M. Hasegawa (Tohoku University, Japan)

日本原子力研究所で実施の JMTR 炉を用いた低合金鋼の照射によるぜい化の研究が報告された。試験に供した低合金鋼は実際に使用し除染した炉の材料を試験炉で照射したものである。ぜい化に及ぼす照射速度の効果は  $1 \times 10^{10} \text{n/cm}^2/\text{s}$  から  $1 \times 10^{13} \text{n/cm}^2/\text{s}$  の範囲では小さく、照射速度の依存性がみられたのは、非常に低い  $5 \times 10^8 \text{n/cm}^2/\text{s}$  の場合で、照射硬化が認められた。陽電子消滅スペクトラムから、低い照射速度によりナノオーダーサイズの銅の析出が促されたためであることが示された。

### 4-2 Evaluation of the Cleavage Fracture Toughness of RPV Steels using Small

#### Bend Specimens

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

圧力容器鋼のへき開破壊靱性は、小型曲げ試験片を用いて ASTM E 192 の試験法で測定される。へき開破壊靱性は、き裂先端からへき開破壊が発生する位置の距離に強く関係することがわかった。ミクロ構造観察や破面観察から、へき開破壊が発生する位置は材料の結晶粒径に影響しなかった。介在物や炭化物のような金属パーティクルがへき開破壊や遷移温度の変化に重要な役目をしているようである。

### 4-3 The Study of Fatigue Crack Growth of 304 SS with the Influence of Loading Frequency and Temperature

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

ステンレス鋼 304 の疲労き裂進展速度は、温度、応力比、負荷速度に依存し、材料の機械挙動を用いることによってこれらのパラメータで疲労き裂進展速度を明らかにすることを試みた。解析から得られる降伏応力とヤング率の無次元

関数を用いて、き裂進展速度に及ぼす温度と負荷速度の効果を示す 1 つの式を提案した。負荷速度は 0.083cpm から 4000cpm の範囲であり、温度は室温から 1200F の範囲である。提案式から予測されるき裂進展速度は実験結果とよい一致を示した。

(文責 長谷川)

## 2-5 Session 5: Structural Analysis

### 5-1 Analysis of Burst Pressure of Damaged Steam Generator Tubes Using Plastic Instability Analysis

by Kyu In Shin and Jai Hak Park

(Korea Institute of Nuclear Safety and Chungbuk National University, Korea)

PWR プラントの蒸気発生器の伝熱管のバースト(内圧破断)についての解析的な検討が紹介された。対象は触れ止め(AVB)との摩耗により伝熱管が減肉した場合のバースト圧力を塑性不安定解析から評価し、既存の実験結果との比較を行って妥当性を評価している。塑性崩壊解析は汎用 FEM プログラム ABAQUS の RIKS 法を用いて実施している。材料モデルとして n 乗則に沿ったものと、極限応力で上限を定めたものの 2 種類を仮定して解析し、EPRI の実験データが両者の間にあることを示している。市販のソフトによる解析によりバースト荷重を推定する方法を提案しており、実際の維持基準評価に役立つものと考えられる。

### 5-2 The Sliding and Overturning Analysis of a Free-Standing Cask under Earthquake

by J.S. Yu, R.F. Shie, J.J. Chen and C.T.Liu

(Institute of Nuclear Energy Research and Fuel Cycle and Materials Administration, Taiwan)

自立型の使用済み燃料貯蔵キャスクの耐震性を評価するために、ANSYS/LS-DYNA を用いた数値シミュレーションを実施した結果が紹介された。その解析結果から、自立型のキャスクがスライドするか転倒するかの判断基準が提案されている。結果としては、ChinShan 原発のキャスクはスライドすることはありませんが転倒することがないことが示されている。解析にあたっては、摩擦係数を 0.2 から 0.6 まで、基礎の加速度を 0.3 g から 1.0 g まで振って感度解析を実施した結果として上記の結果を得ている。いずれにしてもこの範囲ではキャスクはスライドするが転倒するケースはない結果になっており、設計としては問題ないと思われる。このような動的でかつスライドのあるような非線形問題も多数のケースを市販コードで解析できるようになっていることが示されたのは興味深い。会議での質問としては、キャスクの許容スライド量に関するものなど実際の設計に関するものが多く出された。

### 5-3 Proposal of Rationalized Assessment Procedure for Buckling of Thin-Walled Cylindrical Tanks

by H. Kaguchi, K. Hamada, A. Sugiyama, H. Morita, K. Setta, H. Ogo, E. Shirai  
(Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. and Kansai Electric Power Co., Inc.)

日本では阪神淡路地震を踏まえて耐震設計指針が見直される予定であることから、大型円筒タンク(燃料取替水タンク等)の耐震設計手法を合理化しようとするために実施した研究の成果が報告された。基本的な概念としては建築学会で採用されている応答低減係数が原子力プラントでも適用できるかどうかの検討を、非線形解析と 1/5 スケールの大型モックアップ試験で検証したものである。座屈後の塑性ヒステリシスによるエネルギー吸収により、内部流体の漏洩をもたらす疲労破損までには、座屈の発生時点からは十分に余裕があることを示している。原子力の設計としては動的応答低減係数  $D_s=0.5$  を用いて許容荷重を 2 倍まで拡大することを提案している。この動的応答低減係数を用いた場合でも、安全裕度としては荷重で 1.5 を確保できることを示している。本発表では、具体的な基準としての適用範囲、適用条件、評価式まで規定しており、今後実用的に設計に用いることができる提案となっている。

(文責 加口)

## 2-6 Session 6: Inspection

### 6-1 The Application of Risk-Informed-Inservice Inspection to Welds of Taiwan BWR Recirculation System

by T.H.Ko, K.Ting (Lunghwa University of Science and Technology, Tayuan, Taiwan), W.F.Wu, Y.L.Lu, Y.T.Lee (National Taiwan University, Taipei, Taiwan)

リスクインフォームド供用期間中検査 (RI-ISI) について、米国 NRC と原子力産業界における基準の制定が進められ、米国のいくつかのプラントでは、試運用を開始している。

台湾においても、RI-ISI 導入による試験項目の合理化及び保守点検費用の削減を背景に、これらの検討が進められており、そのなかで、実機に適用する BWR-PLR 配管溶接部に関する IGSCC 発生について、リスク管理の考え方のパイロットプログラムを紹介したものである。

台湾における PLR-IGSCC は、現在き裂進展・劣化評価の対象となり、ウエルドオーバーレイ (WOL) により補修が行われる。この WOL を伴った、ISI 検査プログラムについて損傷確率を評価し、本検討で位置付けられたリスク評価結果を提示している。このリスク評価によって得られる、検査プログラムの試運用が今後のステップとして掲げられている。

### 6-2 The Development of the Interactive Information System for the Flaw Evaluation of the Recirculating Piping of BWR Nuclear Power Plant

by A.D.Yang, K.Ting (Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan, R.O.C), K.C.Hseish, K.T.Chen (National Chungshing University, Taiwan, R.O.C), F.T.Chien, J.T.Kang (Taiwan power Company, Taipei, R.O.C)

計画停止期間中に BWR-PLR で確認された IGSCC の管理について、現状までは現場技術者が維持規格等を熟知していなかったため、停止期間スケジュールの遅延を余儀なくされていた。そこで、通常技術者が容易且つ迅速に、確認された PLR 配管の IGSCC について評価できるようなシステムの開発を進め、効率的な管理・情報システムを紹介したものである。

ASME コードに準拠した配管に対するウエルドオーバーレイ (WOL) のような補修の評価は複雑であることから、評価プロセスを単純化し、パフォーマンスが向上したシステム開発は必要不可欠である。これらのニーズから、よ

り操作性、対話性に優れたシステムを構築し、開発されたシステムの健全性を確認しており、その精度は 0.1%誤差程度で、システムの有効性が確認されている。

また、システムのデモにより操作の簡易性、アクセスの容易性などが合わせて紹介された。

(文責 徳間)

## **2-7 Session 7: Operating Experience and Aging Management**

### **7-1 SCC Experience and NDE Technologies on Recirculation Piping in BWRs**

by Hideaki Tokuma, Toshihiro Fukuda(Tokyo Electric Power Company), Takashi Furukawa(Japan Power Engineering and Inspection Corporation)

日本国内のいくつかのBWRプラントにおいて、低炭素SUS316鋼製の原子炉再循環系配管に多くの応力腐食割れ(SCC)が見つかりしている。

詳細な調査の結果、ひび割れは製造時の機械加工に伴う加工硬化層から発生していること、また、いくつかのケースでは従来の知見とは異なり溶接金属内部へ進展していることが分かった。

これらのひび割れのサイジングにおいては、従来用いられている超音波探傷法(横波端部エコー法)では、実際の深さよりも浅く(非保守的)評価されるケースがあることが分かった。原因としては、検査員がひび割れ位置と特徴を認識していなかったこと、横波では溶接金属内のひび割れをうまく検出できないことの2つが考えられている。

そこで、これらのひび割れにたいするサイジング精度を向上させることを目的とした、改良超音波探傷法(縦波法、フェーズドアレイ法)の試験(ラウンドロビンテスト、インプラントテスト)が実施された。

結果としては、ラウンドロビンテスト、インプラントテストともに、従来知られている超音波探傷法のサイジング下限値4.4mmを下回るものはなく、低炭素SUS316鋼のSCCに対しても、改良超音波探傷法を用いることにより従来の精度でサイジングが可能であることが実証された。

### **7-2 PWSCC Experience of Pressurizer Dissimilar Metal Welds at Tsuruga Unit-2**

by Shohei Nakama(The Japan Atomic Power Company), Masayuki Mukai(Mitsubishi Heavy Industries, Ltd)

敦賀発電所2号機 第13回定検(2004年9月)において、加圧器逃し弁用管台の検査のために保温を取外したところ、溶接継手部外表面にほう酸の析出が確認された。

超音波探傷試験(UT)、放射線透過試験(RT)の結果、90°方向(ほう酸析出部)および315°方向に欠陥指示が確認された。また、安全弁用管台(A)についても欠陥指示が確認された。これらの欠陥指示は全て軸方向であった。

エッチング後のベアメタル検査の結果、補修溶接の跡が確認され、その位置は非破壊検査で検出された指示の位置と一致していた。

研究施設における詳細調査の結果、ひび割れは溶接金属部（インコネル132）で発生しており、ステンレス部及び低合金鋼部には進展していなかった。また、ひび割れは、デンドライトに沿って進展しており、PWSCCに特有の枝分かれが確認された。

補修溶接モックアップ試験及び運転時応力解析の結果、補修溶接により内面が引っ張り応力になること、運転時の発生応力は周方向応力が軸方向応力に比べて大きくなることが分かった。また、それらの合計はPWSCCの発生にたいして十分な大きさとなることが確認された。

これらのことから、ひび割れの原因は、インコネル600系溶接金属（材料）、一次冷却材環境（環境）、溶接残留応力および運転時応力（応力）の3つの因子が重畳したことにより発生したPWSCCと結論された。

対策として、ひび割れが確認された逃し弁用管台および安全弁用管台（A）については、インコネル690系溶接金属を用いて取替えられた。

### 7-3 Aging Management of NPPs in Korea

by T.E.Jin, H.B.Park(Korea Power Engineering Company), H.J.Kim(Korea Institute of Nuclear Safety)

韓国では、古里1号機（1978年運開）をはじめ8つの原子力プラントが10年以上の運転年数を経しており、原子力プラントの安全性が社会的に関心を集めてきている。

韓国においては、安全解析（FSAR）で考慮した設計期間がプラント運転寿命と考えられているが、古里1号機をはじめとする運転年数の長いプラントでは近い将来このプラント運転寿命に到達することになる。しかしながら、現在のところ、プラント運転延長についての法的なプロセスは確立されておらず、早急に整備されることが求められている。

韓国政府は、技術基準の改訂、高経年化マネジメント、運転経験、および技術の進歩を考慮した定期安全レビュー（PSR）を、運転継続を承認する際の要求事項のひとつとして計画しており、既に作成されたガイドラインに沿っていくつかのプラントについては実施されている。

本発表では、現行の規制内容、古里1号機における定期安全レビュー（PSR）および高経年化マネジメントの具体的な内容について紹介された。

（文責 中間）

### 3. むすび

日本での2回目の開催となる第5回ワークショップが無事終了した。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。

今回は、このワークショップの主唱者であり、第一回目から一貫してワークショップの開催に尽力されてきた矢川教授が東大を定年退官され新しい職場での活躍を開始されたことをお祝いすることも目的の一つであった。韓国から、何人もの矢川教授のお弟子さんが参加され、お祝いに参加された。今後とも矢川教授から本ワークショップへのご援助をお願いしたい。

第6回は、2006年春に台湾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の準備全般に渡って多大のご協力を頂いた柴田委員(原研)、またワークショップの運営にご協力いただいた鹿島委員(電中研)、島川委員(川重)および釜谷氏(INSS)に改めてお礼を申し上げてむすびとしたい。

(文責 菊池)