JWES－AE－0802

第７回　原子力機器健全性国際ワークショップ報告書

The 7th International Conference on the Integrity of Nuclear Components

July 2-4, 2008

Muju , Korea

2008 年 9 月

社団法人　日本溶接協会

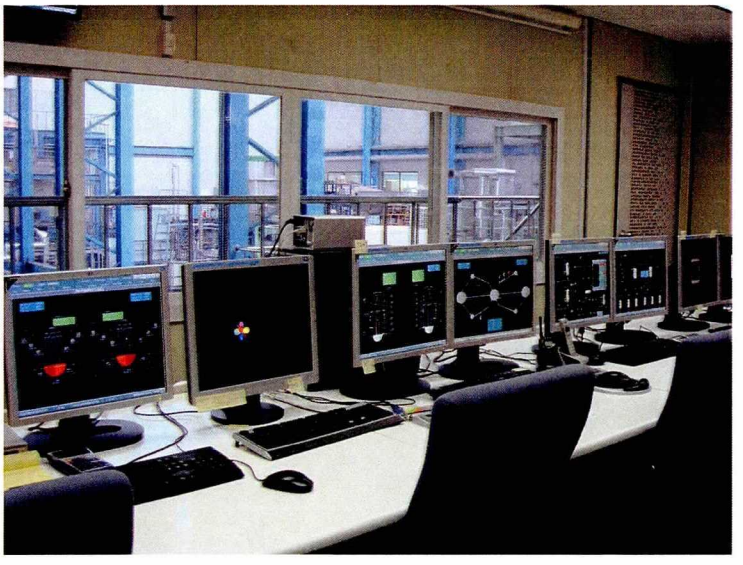
原 子 力 研 究 委 員 会

Workshop 会場にて

日本代表小山田氏の挨拶

韓国代表 Park 氏の挨拶

台湾代表 Ting 氏の挨拶



熱流動試験設備の監視・制御システム

設備の説明に熱心に耳を傾ける参加者

熱流動試験設備 ATLAS の前で

Korea Atomic Energy Research Institute にて

はじめに

本資料は、韓国南部の Muju 郡において 2008 年 7 月 2 日～4 日に開催された第 7 回 ASINCO(Asian Society for Integrity of Nuclear COmponents) ワークショップの報告書である。

経緯を記すと、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回には新たに台湾からの参加者を迎えて、1998年4月20-21日の2日間、東京大学山上会館で開催された。第3回は2000年10月11-12日に台湾、桃園にある台湾原子力研究所(INER)において日韓台の研究者・技術者の参加を得て開催された。第4回はASINCO主催のワークショップとして、中国、インドからのゲストも迎えて2002年4月15-16日の2日間、韓国済州島で開催された。第5回は再び会場を日本に移し、日本原子力研究所の関西研究所にある多目的ホールにて2004年4月21日－23日に開催され、第6回は2006年4月24日-26日に台湾の最南端、懇丁市で開催された。

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Solid State Phenomenaにて特集号が発刊された。第6回のワークショップの論文については、'International Journal of Pressure Vessels and Piping'誌に掲載された。

今回はこうしたシリーズのワークショップの第 7 回目にあたり、Muju リゾートホテルの Hotel Tirol において開催された。開催地は、冬はスキー客で、夏は避暑の人々で賑わう場所とのことである。この時期、ソウルは、30℃を越えていたが、Muju は、涼しく過ごしやすい温度であった。会場の手配、ワークショップの準備、運営等はKorea Institute of Nuclear Safety のDr.Youn-Won Park とそのグループがすべて行ってくれた。このことに謝意を述べたい。

（文責　小山田）

Table of Contents

Session I: Fracture Mechanics and Material Characteristics

1-1 : Development of Higher Strength and Toughness RPV Steels for Advanced PWR Systems

B.S. Lee(Korea Atomic Energy Research Institute, Korea), M.C. Kim, J.H. Yoon, C.K.Rhee, J.H. Hong

1-2 : Reference Stress Method for Evaluation of Failure Assessment Curve of Cracked Pipes in Nuclear Power Plants

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

1-3 : Fatigue Crack Growth and Fracture Resistance of the Stainless Steel Narrow Gap Welds in Nuclear Piping System

C.H. Jang(Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea), P.Y. Cho, S.J.Oh, , J.S. Yang

1-4 : Evaluation of J-Integral for Surface Cracked Plates under Biaxial Loading Using Extended Reference Stress Method

N. Miura(Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan), Y. Takahashi

Session II: Codes and Licensing Issues

2-1 : Overview of Nuclear Structural Codes Activities in Japan

O. Oyamada(Japan Atomic Energy Agency, Japan)

2-2 : Development of a Replacement Process for Damaged In-Core Instrument Seal Housings

D.N. Shim(Doosan Heavy Industries & Construction, Korea), I.C. Jung, Y.J. Kim, S.I.Choi

2-3 : FEM Stress Analysis and Bolting Load Evaluation for Standard Pipe Flanges

A. Nebu(Hitachi, Ltd., Japan), S. Ono

2-4 : The Status of the License Renewal Activities for Chinshan Nuclear Power Station of Taiwan Power Company

S.S. Shyu(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), F.H. Wang

Session III: Operating Experience and Aging Management (1)

3-1 : Leakage Integrity of Thin Tubes Containing Corroded Cracks

Y.S. Chang(Sungkyunkwan University, Korea), J.U. Jeong, Y.J. Kim, S.S. Hwang, H.P.Kim

3-2 : Thinned Pipe Management Program in Korea
S.H. Lee(Korea Electric Power Research Institute, Korea), T.R. Kim

3-3 : The Influence Evaluation of Equipments in the Kashiwazaki-Kariwa NPP following Niigataken Chuetsu-Oki Earthquake
E. Yamazaki(Tokyo Electric Power Company, Japan)

3-4 : Evaluation of ECT Reliability for Axial ODSCC in Steam Generator Tubes
J.B. Lee, J.H. Park(Chungbuk National University, Korea), H.D. Kim, H.S.Chung

Session IV: Operating Experience and Aging Management (2)

4-1 : Core Internals Replacement in Japanese PWRs
K. Soga(Mitsubishi Heavy Industries, Japan)

4-2 : The Effect of Repair Welding on Residual Stress Distributions in Dissimilar Metal Weld in Major Components
S.G. Lee(Korea Power Engineering Company, Korea), T.E. Jin, S.S. Kang, J.S. Kim

4-3 : The Reconciliation of Fatigue Usage Factors for Class-1 Components Considering Plant Operation History
M.S. Lu, K.Y. Shie, J.J. Chen(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

4-4 : Development of a Web-based Aging Monitoring System for the Integrity Evaluation of Major Components in a Nuclear Power Plant
J.B. Choi(Sungkyunkwan University, Korea), S.W. Yeum, H.O. Ko, Y.J. Kim, H.K. Kim, Y.H. Choi, Y.W. Park

4-5 : Welding Overlay Analysis of Dissimilar Metal Weld Cracking of Feedwater Nozzle
Y.L. Tsai(Industrial Technology Research Institute, Taiwan), D. Fang, C.K. Wang

Session V: Probabilistic Fracture Mechanics and Risk Assessment

5-1 : The Study of the Probabilistic Risk Assessment to the Dry Storage System of Spent Nuclear Fuel
K.C. Chen, K. Ting(Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), Y.C. Li, W.K.Cheng, Y.Y. Chen, T.H. Ko

5-2 : Reliability Studies in Non-Markovian System
Y.F. Wu(Nuclear Safety Department of Taiwan Power Company, Taiwan)

5-3 : Recent Japanese Research Activities on Probabilistic Fracture Mechanics for Pressure Vessel and Piping of Nuclear Power Plant

Y. Kanto(Ibaraki University, Japan), K. Onizawa, H. Machida, Y. Isobe, S. Yoshimura

5-4 : Development of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Codes for Reactor Pressure Vessels and Piping Considering Welding Residual Stress

K. Onizawa(Japan Atomic Energy Agency, Japan), H. Nishikawa, H. Itoh

Organizing Committee

Chairman

Dr. Youn-Won Park (Korea Institutive of Nuclear Safety)

Members

Senior Advisory Members
Prof. Young-Jin Kim (Sungkyunkwan Univ., Korea)
Prof. Genki Yagawa (Toyo Univ., Japan)
Prof. Masanori Kikuchi (Science University of Tokyo, Japan)
Prof. Kuen Ting (Lunghwa Univ., Taiwan)
Steering Committee Members
Chairman : Dr. Youn-Won Park (KINS, Korea)
Secretary : Prof. Yoon-Suk Chang (Sungkyunkwan Univ., Korea)
Dr. O. Oyamada (JAEA, Japan)
Dr. N. Miura (CRIEPI, Japan)
Dr. J.J. Chen (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

目　次

1. ワークショップの全体概要 …… 1

2. 原子力機器健全性国際ワークショップ概要 …… 2
Session 1 : Fracture Mechanics and Material Characteristics …… 2
Session 2 : Codes and Licensing Issues …… 5
Session 3 : Operating Experience and Aging Management(1) …… 8
Session 4 : Operating Experience and Aging Management(2) …… 11
Session 5 : Probabilistic Fracture Mechanics and Risk Assessment …… 14
A-PRO2 : Asinco PROject for PRObabilistic fracture mechanics …… 16

3. テクニカルツアー …… 17

4. むすび …… 18

5. 発表論文 …… 19

１．ワークショップの全体概要

ワークショップは五つのセッションにより構成され、全部で 21 編の論文が発表された。内訳は日本，韓国から各 8 編，台湾から 5 編であった。各セッションのタイトルは以下のとおりである。

セッション 1：Fracture Mechanics and Material Characteristics
セッション 2：Codes and Licensing Issues
セッション 3：Operating Experience and Aging Management (1)
セッション 4：Operating Experience and Aging Management (2)
セッション 5：Probabilistic Fracture Mechanics and Risk Assessment

日本からの講演発表者は、小山田(原子力機構)、関東(茨城大)、鬼沢(原子力機構)、山崎(東電)、釜谷(原子力安全システム研究所)、根布(日立)、曽我(三菱重工)、三浦(電中研)であり、他に原子力研究委員会から馬郡(溶接協会)が出席した。

また、全セッション終了の後、関係者間で A-PRO2 (Asinco PROject for PRObabilistic fracture mechanics)に関するディスカッションが行われ、確率論的破壊力学に関するラウンドロビン解析の具体的な実施内容，実施体制，スケジュールを取り決めた。これにより、本ラウンドロビン解析が今後本格的に始動することとなった。

ワークショップの会場となった Muju は韓国のほぼ中央部に位置する同国有数のスキーリゾートであり、韓流ドラマのロケ地としてもその筋では高名とのことである。韓国機械学会の Korean Pressure Vessels and Piping Conference と並行して開催されたこと、また外界から隔絶された(Isolated)地での開催であったこともあり、特に韓国からの聴講者が多く、活発な質疑応答が展開された。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、また会議の規模も大き過ぎることはなく、相互の顔がよく見える程度にあって、セッションのみならず、休憩時間やバンケットの場においても和やかな雰囲気の中で盛んな情報交換がなされた。

ワークショップに先立って ASINCO 運営委員会が開催され、講演発表の一部を Intrernational Journal of Pressure Vessels and Piping の特集号として公刊することが確認され、また次回ワークショップを 2010 年春に日本で開催することが決定された。

会議の閉会にあたり、ASINCO の設立とワークショップの運営、活性化に長年にわたり多大な貢献をされてきた故柴田勝之博士を偲び、参加者全員により黙祷が捧げられた。

(文責　三浦)

２．原子力機器健全性国際ワークショップ概要

Session 1 :　Fracture Mechanics and Material Characteristics

1-1 Development of Higher Strength and Toughness RPV Steels for Advanced PWR Systems

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

近年の原子力発電プラントの高経年化、大型化に対応して、PWR 型原子炉圧力容器の材料として高強度で高靭性の材料の開発が望まれている。そこで、従来鋼より Ni 含有量が高い ASME 規格の SA508 Grade4N 鋼について検討した。従来鋼と比較した結果、降伏強度、引張強度が高くなっていることを確認した。

また、シャルピー衝撃試験では遷移温度がおおよそ 90℃低下し，上部棚吸収エネルギーも増加していることが明らかになった。

また、溶接 HAZ 部についての機械特性についても調べた結果、溶接後熱処理によって、引張特性と衝撃特性には、溶接による劣化が見られなかった。

Ni 含有量の増加によって、照射脆化が促進されることが懸念されたが、6×10^{19} n/cm^2 (E>1MeV, 290℃) までの結果では、特に照射脆化が促進されるような傾向は確認されていない（試験は継続中)。Mn と Ni の両方の含有量が高い場合は、照射脆化が促進されるが、Ni のみの含有量が高い場合は、照射脆化への影響は少ないとの考察結果を得た。今後、さらなる高照射域での傾向や、熱脆化の影響についても検討する。

1-2 Reference Stress Method for Evaluation of Failure Assessment Curve of Cracked Pipes in Nuclear Power Plants

by M. Kamaya (INSS), H. Machida (TEPCO Systems Corp.)

日本機械学会の維持規格で規定されている２パラメータ評価法は、汎用性があり精度も高い破壊評価法であるが、その適用には破壊評価線図（FAC）を設定する必要があり、その中で J 積分値を評価しなければならない。J 積分値は材料定数に依存するために、ハンドブック等の既存の解を引用することが困難な場合が多く、数値解析が必要となる。

本研究では、数値解析の代わりに簡易的手法である参照応力法の適用を試みた。参照応力法は、用いる極限荷重に依存することから、用いる極限荷重の妥当性を示す必要がある。そこで、過去に提案されている４種の解を用いて解析し、弾塑性の有限

要素解析の結果と比較した。原子力発電プラントで使用されている 6 種の材料、12 通りの欠陥と配管の形状の組み合わせに対して破壊荷重の誤差を検討した結果、いずれの極限荷重を用いても、有限要素解析結果に対して 5%程度の誤差以内で評価できることが明らかになった。

これにより、参照応力法を 2 パラメータ評価法に適用できる見通しが得られた。

1-3 Fatigue Crack Growth and Fracture Resistance of the Stainless Steel Narrow Gap Welds in Nuclear Piping System

by C. H. Jang, P. Y. Cho, S. J. Oh (Korea Advanced Institute of Science and Technology, Korea) and J. S. Yang (Korea Electric Power Research Institute, Korea)

厚さ 76mm の 316L 鋼管を 308L によって狭開先の GTAW 自動溶接を実施した部位の疲労き裂進展特性と破壊強度を評価した結果が報告された。特に、複数の位置から取得した試験片を用いて、得られた特性の位置の影響も調べた。降伏強度と引張強度については、溶接金属が母材に比べて降伏強度が大きくなる傾向を示したが、引張強度はほぼ一様であった。また、溶接金属の降伏強度の深さ方向の分布では、管外側が内側より大きくなった。これは、溶接順序に影響を受けていることが考察された。疲労き裂進展では、溶接金属が母材より数倍早くなり、この要因として、溶接金属部における引張の残留応力の影響が考えられた。疲労き裂進展特性の溶接金属部で深さ方向の分布を調べると、内側が残留応力と微視組織の影響で進展速度のばらつきが相対的に大きかった。微視組織の観察結果から、疲労き裂進展は樹脂状晶粒界に沿う傾向が見られた。

このことから、疲労き裂進展は微視組織の影響を大きく受けていることが示唆された。

1-4 Evaluation of J-integral for Surface Cracked Plates under Biaxial Loading using Extended Reference Stress Method

by N. Miura and Y. Takahashi (Central Research Institute of Electric Power Industry)

本研究では、2 軸荷重下における参照応力法による J 値解析方法を提案した。

まず、平板の半楕円表面き裂を対象に、参照応力法で必要となる極限荷重のレビューを行い、引張荷重下の有限要素解析結果と比較することで、その妥当性を検証した。

また、き裂方向（S_x）とき裂直角方向（S_y）の 2 軸荷重下での有限要素解析からは、き裂形状やき裂深さに関わらず塑性崩壊荷重と J 積分値のいずれも S_x/S_y = 0.5 付近

でピークを示すなどの傾向を明らかにした。２軸荷重下での参照応力法の適用にあたっては、まずき裂直角方向応力を参照応力に置き換えることで、２軸荷重下の Mises 降伏条件を導き、単軸荷重に対する変化量を得た。これを、極限荷重の比に置き換えることで、２軸荷重下における参照応力、および参照応力法による J 積分値の単軸荷重に対する変化量が求まる。最後に、得られた J 積分値と有限要素解析結果を比較し、両者がよく一致することが確認し、本手法の有効性を確認した。

（文責　釜谷）

Session 2 : Codes and Licensing Issues

2-1 Overview of Nuclear Structural Codes Activities in Japan

by O.Oyamada (Japan Atomic Energy Agency, Japan)

日本の原子力発電プラントの構造規格に対する活動の現状・歴史を、特に日本機械学会の活動に着目して報告する。

(社)日本機械学会は、1897 年に設立され、現在の会員は 39,000 人に達する。組織内には発電用設備規格委員会を持ち、原子力プラントの構造規格を策定している。原子力規格に関する他の組織は、原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構、日本電気協会、日本原子力技術協会、日本溶接協会などがある。

日本の原子力研究は 1953 年より始まり、1967 年に最初の原子力規格，通産省告示 272 号が制定されたが、非常に簡単なものであった。一方、ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section III が 1963 年に編成され、その手法が日本に強い影響を与えたことにより、通産省はこれを参考に 1970 年に告示 501 号を編成した。また、1991 年に日本人のメンバー4 人が ASME 規格委員会に参加して以来、日本人メンバーは徐々に増え続け、現在も ASME と機械学会の間で規格に関する協力関係が続いている。

90 年代の終わりには、従来の告示 501 に代わる民間規格を策定する動きがあり、1997 年に発電用設備規格委員会が日本機械学会に発足した。以来、数々の規格を発行し、2006 年には告示 501 号が廃止され、機械学会規格に置き換わっている。

機械学会の発電用設備規格委員会は、材料、高温設計、溶接、コンクリート容器、維持、環境疲労など多方面の範囲をカバーしている。規格の特徴的な点は、合理的な Ke 係数の制定、サポート規格の制定、3 次元弾塑性解析の適用および日本の材料に関する知見を反映した高速炉規格、などである。将来の課題として、民間によるチェック体制の強化、非破壊検査の高度化に合わせた設計建設規格の改良、維持規格の更なる拡張が挙げられる。

2-2 Development of a Replacement Process for Damaged In-Core Instrument Seal Housings

by D. N. Shim (Doosan Heavy Industries & Construction, Korea),
I. C. Jung, Y. J. Kim, S. I. Choi

2005 年、Yonggwang プラントの寿命長期化のため、ICI(炉心内計測器)シール

ハウジングの交換が計画された。アクセス困難なシールハウジングに対する交換プロセスの開発結果について報告する。

ICI アセンブリは、一次圧力バウンダリの一部として設計されており、高い品質保証が求められる。一つの炉ごとに 45 の ICI アセンブリを持ち、それぞれのアセンブリはガイドチューブを通して炉心にアクセスし、シールハウジングによりシールテーブルに固定される。ICI シールハウジングが密に設置されているため、作業スペースが非常に狭く、溶接作業者がアクセスするのは非常に困難である。また、炉心に近いことから被ばく線量の低減が求められており、交換に際して自動切断・溶接装置を開発した。

シールハウジングとガイドチューブの溶接には、特別な自動 GTA 溶接機構を開発した。これにより、ガイドチューブとハウジングの固定、溶接ヘッドの正確な位置合わせを可能とした。また、継手は開先加工の無い突合せ溶接となり、フィラーワイヤも不要とした。また、ガイドチューブとシールハウジングの接合を切断する装置を開発した。これらの装置は実物大のモックアップ試験によって性能を確認すると同時に、作業者の訓練を行った。

溶接後の非破壊検査の結果、溶接欠陥は認められず、ビード外観や断面微視組織にも問題がないことを確認した。ビードにくぼみが見られたが、入力熱量、電流の制御により最小化できることがわかった。

以上の全工程は 12 日で完了し、当初の計画より 3 日短縮された。

2-3 FEM Analysis and Bolting Load Evaluation for Standard Pipe Flanges

by A. Nebu (Hitachi, Ltd., Japan), S. Ono

フランジの密封性を向上させることを目的に、従来より高い締付力を規格フランジに負荷した場合の応力評価結果について報告された。

規格フランジに対する応力評価は義務付けられていないことから、計算手法には任意フランジに用いられる JIS の公式による手法および FEM 解析の両者で実施し、比較した。許容応力には、0.9Sy を仮定した。

JIS の手法で許容限界応力 0.9Sy が生じる締付力を求め、この締付力を FEM モデルに負荷した。この結果、JIS の手法で評価する応力、すなわちハブの軸応力、フランジリングの周および径方向応力については、JIS の手法が応力を保守的に評価した。しかし、FEM によると、ハブの組合せ応力(トレスカ応力)が高くなることが確認された。

締付力に加えて、内圧および配管自重による曲げ外力を加えた FEM 解析を実施し、トレスカ応力による強度評価を実施した。解析の結果、口径が大きいほ

どハブのトレスカ応力が高くなり、JISの公式による許容限界締付力を負荷した場合でも、ハブの局部一次膜応力が降伏応力Syを超えるケースが見られた。

以上の結果から、JISの応力評価手法と許容応力0.9Syを規格フランジに適用する場合、小口径フランジに限られることが示唆された。小口径フランジに対しては高い締付力を用いることでシール性を確保できるが、大口径フランジの場合、ガスケット必要面圧を満たす締付力を確保できない場合がある。

2-4 The Status of the License Renewal Activities for Chinshan Nuclear Power Station of Taiwan Power Company

by S. S. Shyu (Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan), F. H. Wang

台湾Chinshanプラントの運転認可更新の実施と評価結果について報告する。

Chinshanの2つのユニットに対して認可された運転期間40年は、2018年および2019年に終了する。米国NRCの運転認可に倣って運転年数を更新することを目的に、評価プロジェクトが2005年に発足した。認可申請書はすでに完成し、約2年で規制側の評価が終了する見込みである。

認可更新には、NRCの定めた総合プラント評価の実施が求められる。まず、評価するシステムや構造物の範囲を、NRCが発行した10 CFR 54によって定める。次に、同様に10 CFR 54のクライテリアに従い、それぞれのシステムまたは構造物が使用期間の長い静的機器である場合を抽出し、これらには経年管理が必要と判断される。経年管理は、材料･環境･経年効果･管理計画の組合せが適当か否かをNUREG1801と比較することによって行われる。また、今後見込まれる運転期間中に疲労や照射脆化などの劣化に対する健全性を示す必要がある。

総合プラント評価の結果、重要な機器や配管は60年の使用に対して安全であることが示された。総合プラント評価の結果は、台湾の規制機関であるAECに近日提出される予定である。Chinshanプラントの認可更新完了の後、KuoshengプラントおよびMaanshanプラントの認可更新を行う予定である。

（文責　根布）

Session 3 : Operating Experience and Aging Management(1)

3-1 LEAKAGE INTEGRITY OF THIN TUBES CONTAINING CORRODED CRACKS

by Yoon-Suk Chang, Jae-Uk Jeong, Young-Jin Kim(Sungkyunkwan University),
Seong-Sik Hwang and Hong-Pyo Kim(KAERI, Korea)

薄板の配管は、原子力発電プラントの運転中に異なった破損メカニズムを伴うため、予想できない配管破損を避けることを目的として構造健全性に関する評価手法および漏えい量評価手法が提案された。しかしながら、漏えいに関する健全性評価手法に対しては、解析上、様々なパラメータが解析モデルにおいて考慮されるにもかかわらず、その不確実性のために、クラックを有する配管の漏えい量を想定することには未だに多くの議論がある。

本報告では、内圧を受けやすい人工のクラックを有する薄板の配管に対する漏えい量評価が提案された。現状の研究においては、予備的な漏えい量試験を行い、この結果と同等である工学的な方程式が詳細な３次元弾塑性解析により導かれ、その際、一般的なオリフィスの方程式に基づく単純モデルが試験的な流量係数とともに提案された。漏えい量評価モデルを構成する主要なパラメータの違いを試験するために感度評価が行われ、その結果が十分に議論された。提案された手法の適用性は、現在進行している漏えい量試験と複雑なクラックの分布に関する調査によって、今後証明される。

3-2 THINNED PIPE MANAGEMENT PROGRAM IN KOREA

by Sung Ho Lee and Tae Ryong Kim(KEPRI, Korea)

流れ加速型腐食による局所的な減肉および健全性の減損は、安全性と運転可能性の観点で原子力発電所の炭素鋼配管における主要な問題点である。減肉配管の管理プログラムは、2 次系配管の減肉に起因する破損による予期せぬプラント停止の可能性を低減するため、発展し、最適化されてきた。

本報告において、最適化のために研究されている最新の減肉配管の管理プログラムとそのリサーチ方法が紹介された。

高エネルギー配管の破断という単一事象でさえ、負傷者および経済的損失につながる重大な事故となるため、韓国の原子力発電所は、多大な努力により予測可能なプラントモデル、肉厚測定に関する規格、局所的な薄板評価の基準を発展させてきている。努力の目的は、減肉配管の管理プログラムの信頼性を向上させるために、実際に減肉を経験している配管を発見、および計測するためのリソースを集約することである。

減肉配管の管理システムに関連した、これらの積み重ねられたアプローチは、配管破損の可能性を最小限にすることができることが報告された。

3-3 THE INFLUENCE EVALUATION OF EQUIPMENTS IN THE KASHIWAZAKI KARIWA NPP FOLLOWING NIIGATAKEN CHUETSU-OKI EARTHQUAKE

by Eiichi Yamazaki (TEPCO, Japan)

2007 年 7 月 16 日に発生した新潟県中越沖地震により、柏崎刈羽原子力発電所 1 号機をはじめとして設計を上回る最大加速度を観測したプラントもあるが、運転していたプラントは安全停止し、現在、安全上重要な設備に大きな損傷は確認されていない。柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の当該地震による設備の影響評価結果が説明された。

7 号機の設備に加わった荷重、加速度は設計と同程度であると考えていること、個別の設備に生じた応力は規格基準上のIII_AS を満足する結果となり、概ね弾性範囲に収まっていると考えていることが説明された。

3-4 EVALUATION OF ECT RELIABILITY FOR AXIAL ODSCC IN STEAM GENERATOR TUBES

by Jae Bong Lee (Chungbuk National University, Korea),
Jai Hak Park, Hong Deok Kim and Han Sub Chung (KEPRI, Korea)

蒸気発生器のチューブの健全性は ECT の結果に基づき評価される。ECT の検出容量が十分ではないため、蒸気発生器のチューブに存在する全ての傷を、ECT により見つけることはできない。よって、蒸気発生器の健全性を評価する上で、ECT の信頼性を分析することは重要である。

本報告では、ECT による点検システムの信頼性が定量的に分析されている。蒸気発生器のチューブにおける軸方向に対する ODSCC に対する ECT 検査システムの検出確率（POD）が評価されている。ECT の信頼性に関する解析結果は、ECT により測定された最大クラック深さは真のクラック深さを評価するために信頼できることを示しているが、総合クラック長さの評価結果において、大きな拡散が見られたことから、軸方向に対する ODSCC が蒸気発生器チューブの健全性評価に使用される場合には、注意が必要である。

軸方向 ODSCC に対する最大長さ、最大深さを用いて、POD カーブと 95%信頼度を有した低境界 POD カーブを得たうえで、軸方向 ODSCC に対するクラック長さおよび最大のクラック深さを使用した 2 次元 POD が評価された。POD コンター結果においては、

同等な最大クラック深さにおいて長さを変えた場合に、POD 値は 0.1 から 0.3 に変化した。それらの結果から、２次元 POD もしくは POD コンターは一般的な POD カーブに比べ、より精緻な POD 値を特定する傾向にあることが報告された。

（文責　山崎）

Session 4 : Operating Experience and Aging Management (2)

4-1 Core Internals Replacement in Japanese PWRs

by K. Soga(Mitsubishi Heavy Industries, Japan)

日本では、2ループプラントを対象に、高燃焼度燃料の採用に伴う制御棒増設への対応と、海外でのバッフルフォーマボルトの損傷事例に代表される初期型プラントの炉内構造物に潜在するリスクへの予防保全として、最新設計を取り入れた炉内構造物の取替工事が実施されている。

本報告では、炉内構造物の取替を行うにあたり、新しい炉内構造物に取り入れた最新設計、炉内構造物に潜在するリスクを回避するための予防保全対策を中心とした炉内構造物取替工事の概要が報告された。

取り替えられる新しい炉内構造物には、機器の形状を簡素化し、その健全性や強度を増加させることを目的に標準設計が導入されている。

また、予防保全を視野に入れた設計例として、海外で報告されているバッフルフォーマボルトの損傷を回避するためにL型バッフルプレートの採用、それに伴うボルトの長大化、フォーマ領域を流れるバイパス流量の増加、といった設計改良の導入が紹介された。加えて、炉内構造物取替工事の工事実績や作業員の被曝実績の概要が紹介され、本工事が他の取替工事手法に対して工程や被曝の点でも優れていることが示された。

4-2 The Effect of Repair Welding on Residual Stress Distributions in Dissimilar Metal Weld in Major Components

by S.G. Lee(Korea Power Engineering Company, Korea), T.E. Jin, S.S. Kang, J.S. Kim

原子力プラントの安全性及び健全性に影響を与える問題の一つとして、PWSCCが注目されており、特に溶接補修が行われた異材溶接部(Alloy82/182 溶接部)でのPWSCCへの懸念が高まっている。本報告では、RV出口ノズルと加圧器安全逃がしノズルでの残留応力への溶接補修の影響を検討するために、FEMを用いた残留応力解析を実施した結果が報告されている。

ノズル内表面への溶接補修では、高引張残留応力がノズルの内表面に発達するが、一方でノズル外表面への溶接補修では、ノズル内表面に存在する引張残留応力は減少することが示唆された。これらの結果から、溶接補修により円周方向のクラックが助長される可能性があり、これらの結果は既往の研究と類似

した結論となっている。

4-3 The Reconciliation of Fatigue Usage Factors for Class-1 Components Considering Plant Operation History

by M.S. Lu, K.Y. Shie, J.J. Chen(Institute of Nuclear Energy Research, Taiwan)

原子力機器に対する金属疲労評価は、許可更新上の経年解析の重要項目であり、一般にプラント機器の疲労は、累積疲労度(CUF)、設計過渡により評価される。しかし、BWR の RV 設計や累積疲労度において、疲労評価を難しくする要因が 2 つ存在している。1 つ目は、プラント機器の中には、40 年運転の期間中は累積疲労度が ASME 基準値を満足するが、寿命延伸期間においては ASME 基準を満足しない可能性があること。2 つ目は、設計過渡のサイクルが実際の運転や寿命延伸運転に必ずしも適合していないことである。現在の運転では、ASME Code に従って十分な保守性を有しているにも関わらず、NRC は、特定の場所に位置する機器や配管系に対して、さらなる寿命延伸期間の環境の影響を考慮した疲労評価を要求しており、寿命延伸期間中の疲労評価はより複雑となり、疲労に対する余裕もまた減少している。

本報告では、実際のプラント運転実績に基づいた設計過渡を設定し、現実に即した累積疲労度評価を検討した結果、現在の運転や寿命延伸期間中の運転での機器の累積疲労度を得られる見通しが得られたと報告された。

4-4 Development of a Web-based Aging Monitoring System for the Integrity Evaluation of Major Components in a Nuclear Power Plant

by J.B. Choi(Sungkyunkwan University, Korea), S.W. Yeum, H.O. Ko, Y.J. Kim, H.K. Kim, Y.H. Choi, Y.W. Park

近年、原子力プラントが設計寿命を超えて運転される中、寿命延長後も国際的な規制基準を維持することが重要となっている。プラント運転に伴う機器の経年劣化は、亀裂、脆化、摩耗、腐食、酸化といった事象を引き起こす、金属、コンクリート、その他材料の物理的・化学的特性の変化を観察することにより把握することができる。これらの変化をモニターするために、これまで多くのプラント健全性評価システムが開発されてきたが、リアルタイムのモニタリングシステムはまだ開発されていない。本報告では、同時発生する様々な環境下で、原子力プラントの主要な機器の安全性評価を行える Web ベースの原子力プ

ラント健全性評価のエキスパートシステムの開発が報告されている。

このシステムでは、圧力-温度の過渡変化の計測に基づき、5 つの経年劣化機構(亀裂、脆化、摩耗、PWSCC、疲労)を受ける 1 次系主要機器のリアルタイムな経年劣化のモニターが行われる。これらのモニターは、ライセンス更新、サイトで発生する問題の解決、プラント運転延長への経年劣化評価に使用することができ、また、このシステムは、3 次元のグラフィック情報に基づくインターネットと連動して作動するため、ユーザーがサイズ、配置、結合条件のような複雑なシステムを容易に理解することができ、従来の健全性評価手続きに比べ時間、コストの面でも利点がある。

4-5 Welding Overlay Analysis of Dissimilar Metal Weld Cracking of Feedwater Nozzle

by Y.L. Tsai(Industrial Technology Research Institute, Taiwan), D. Fang, C.K. Wang

Taiwan-BWR で生じた給水ノズルとセーフエンド溶接部の欠陥指示を受けて、機器の構造的な余裕と亀裂の成長防止のため、ASME Code CASE N-504-2 に基づいた溶接肉盛補修が行われている。本報告では、様々な溶接欠陥のケースや溶接肉盛補修の実績から得た経験に基づき、疲労亀裂の成長予測と FEM 解析モデルによる応力解析結果が報告されている。

本解析より、主応力は Code 制限範囲内に収まると考えられ、溶接肉盛が応力再配分を引き起こすには十分な幅があるということを裏付けている。また、計測された溶接収縮は小さいものであり、その結果生じる応力や反力も十分小さいことが確認され、本オーバーレイ溶接は Code CASE N-504-2 の要求を満たすことが明らかとなった。

(文責　曽我)

Session 5 : Probabilistic Fracture Mechanics and Risk Assessment

5-1 The Study of the Probabilistic Risk Assessment to the Dry Storage System of Spent Nuclear Fuel

by K.C. Chen, K. Ting(Lunghwa University of Science and Technology, Taiwan), Y.C. Li, W.K. Cheng, Y.Y. Chen, T.H. Ko

使用済み燃料の乾式貯蔵システムに対するPRAについての発表が行われた。米国のNUREG-1864に基づいたパイロット研究の成果である。使用済み燃料乾式貯蔵に対するPRAは、許認可として必須要件ではないものの、米国の事例を参考に、その手法開発と予備解析が行われたものである。まずリスク評価の対象とすべき範囲を定義し、次にリスク解析手法を確立した。起因事象については、米国におけるデータが用いられた。フォールトツリー解析プログラムINERFTを用いて実施した34ステージに対するリスク解析の結果、キャニスターやキャスクの破損による最初の年におけるリスクは、1.76E-12と見積もられた。

5-2 Reliability Studies in Non-Markovian System

by Y.F. Wu(Nuclear Safety Department of Taiwan Power Company, Taiwan)

通常の故障率等に関しては、マルコフ過程とみなすことが多い。本発表は、このようなマルコフ過程に従わない場合に対する信頼性解析に関するものである。すなわち、一定の故障率の場合は、マルコフ仮定に従うが、故障率が時間依存性を有する場合には、マルコフ仮定に従わない。このような場合に対して、モンテカルロ法によるシミュレーションによる解法を提案するものである。検証のため、一つの機器の場合、及び二つの機器が直列あるいは並列なシステムについて、モンテカルロ法と解析的な方法の検討を行った。これらの結果から、本法が有効であることを確認するとともに、4ケースの故障率を例に取って適用性を検討した。なお、本発表は著者が欠席のため、代理者により行われた。

5-3 Recent Japanese Research Activities on Probabilistic Fracture Mechanics for Pressure Vessel and Piping of Nuclear Power Plant

by Y. Kanto(Ibaraki University, Japan), K. Onizawa, H. Machida, Y. Isobe, S. Yoshimura

確率論的破壊力学（PFM）解析に関する国内の最近の動向をまとめたものである。

原子力機構では、過去に日本機械学会や日本溶接協会に委託してPFM解析手法の開発整備に関する研究委員会活動を行ってきた。この研究委員会は、現在も日本溶接協会において原子炉構造機器の健全性に関わる確率論的評価手法を検討することを目的に活動を続けている。本発表では、最近の日本溶接協会のPFM小委員会における成果が述べられた。まず、日本機械学会の維持規格に関するPFM解析の観点からの成果として、原子炉圧力容器の評価不要欠陥に対する確率論的な分析や、配管の健全性に及ぼす非破壊検査の影響を示された。次に、リスク及び経済性に基づいた保守最適化に関する新たなPFM解析手法の開発について紹介が行われた。最後に、本年から開始する予定の原子炉容器のPTS時のPFM解析に関する国際ラウンドロビン問題について述べた。

5-4 Development of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Codes for Reactor Pressure Vessels and Piping Considering Welding Residual Stress

by K. Onizawa(Japan Atomic Energy Agency, Japan), H. Nishikawa, H. Itoh

原子力機構における確率論的破壊力学(PFM)解析コードの開発状況として、溶接残留応力に関わる解析コードの概要が発表された。原子炉圧力容器に関しては、PFM解析コードPASCAL version 2における肉盛溶接部に関わる評価機能を改良し、確率論的解析が実施された。具体的には、肉盛溶接部内ではき裂が進展しないようにき裂進展モデルを改良するとともに、肉盛溶接に伴う残留応力を考慮して加圧熱衝撃時における原子炉圧力容器の破損確率解析が行われた。解析結果から、肉盛溶接部の存在が条件付破壊確率に及ぼす影響等が評価された。

また、国内外の最新の知見に基づき、応力腐食割れ(SCC)を考慮して配管溶接部の破損確率を評価する確率論的破壊力学解析コードPASCAL-SPが開発された。配管溶接継手部における溶接残留応力分布の不確かさや、供用期間中検査におけるSCC検出性及びサイジング精度をモデル化し、PASCAL-SPに導入した。このPASCAL-SPを用いて、溶接残留応力の不確かさ及び供用期間中検査の検査程度が配管の破断確率に及ぼす影響を評価した。

（文責　鬼沢）

A-PRO2: Asinco PROject for PRObabilistic fracture mechanics

本セッションは通常のセッションではなく、国際ラウンドロビン解析に関する小規模なミーティングとして行われた。

時　間：2008年7月4日10時50分ー11時20分
場　所：Hotel Tirol of Muju Resort, Korea
参加者：MJ Jhung(KINS, Korea) 司会者, Kuen Ting (LUST, Taiwan),
　　小山田修(JAEA, Japan)、三浦直樹(CRIEPI, Japan)、鬼沢邦夫(JAEA, Japan)、
　　関東康祐(Ibaraki Univ., Japan)

まず、Dr. Jhungが韓国で行われた前解析（温度履歴、および熱応力履歴解析）の結果について説明を行った。各国の大体の参加グループ数については、韓国：7，台湾：3，日本：5との報告があった。さらに、中国からの参加者についてはDr. Jhungがコンタクトをとることとなった。

次に、今後のスケジュールが話し合われ、以下の通り合意した。また、各国のまとめ役（Dr. Jhung(韓), Prof. Ting(台)、関東(日)）の間で、緊密な連絡をとり合うことを確認した。

End of 2008.9
　　各国の参加グループの確定
　　問題定義の確定（鬼沢）
　　前解析結果（各国、韓国は済み）
　　解析マトリクスの確定
End of 2009.12
　　各国でのRR解析結果のまとめ論文
8th ASINCO(Japan) 2009年4月頃？
　　全体をまとめた論文

また、鬼沢氏よりPascal-2の入手方法について説明があり、今年末までにOECD Databankから入手できるようになる予定であるとの報告があった。本RR問題はPascal-1でも解析可能であり、これは現在でも入手可能である。Pascalが入手できない機関(台湾)については、共同研究の形をとるなどの工夫をするとの報告があった。

（文責　関東）

3．テクニカルツアー

ワークショップの日程が終了した7月4日の午後、韓国大田(テジョン)市郊外にあるKAERI (Korea Atomic Energy Research Institute)を訪問し、大型熱流動試験設備ATLAS (Advanced Thermal-Hydraulic Test Loop for Accident Simulation)を見学した。

大田市は韓国で5番目の大都市であり、KAERIのほか政府、民間の数多くの研究施設が集積する学術研究都市として知られている。整然とした町並みに緑溢れる広大な研究施設が点在する様子はつくば研究学園都市を彷彿とさせる。KAERIはその前身にあたる研究所が1959年に設立された政府出資の研究機関であり、その立場はわが国の日本原子力研究開発機構(JAEA)に近い。

ATLASは同研究所の誇る熱流動試験設備であり、様々なシナリオに対するプラントの動的な熱流動特性を実験的にシミュレートすることを目的としている。建屋にして3フロア分の高さを誇る大型の設備に、試験の制御と計測とを集中管理して行う中央制御室が付設されている。

現在、韓国で稼動中あるいは設計，建設中のPWRプラントを想定しての緊急時炉心冷却や過渡事象に対する挙動を評価するための試験が行われており、そのデータは規制当局がプラント運転の許認可を行う際の判断材料になるとのことである。

特徴的な取り組みとして、緊急炉心冷却時の冷却水注入口を炉容器に直接設置する方法(DVI: Direct Vessel Injection)の検討が進められている。現時点では国内プラントをターゲットとした試験研究に留まっているが、将来的には国際的な研究展開を目論んでいるとの説明があった。一時間半の限られた時間ではあったが、ATLASにかけるKAERI関係者の意気込みが肌で感じられた見学であった。

（文責　三浦）

４．むすび

今回で７回目を迎えたワークショップは、ほぼ２年おきに順調に回を進めてきており、軌道に乗ってきたと言えよう。今後も、東アジアの原子力開発者の人的交流の場として活用される意義は大きい。

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、前回、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。具体的な共同作業を通じて、一層の研究の進展と、技術者間の交流が進められつつある。

今回は、日本・韓国・台湾のほかに、たまたま韓国に研修中のインドネシアの人がオブザーバーとして参加したが、原子力の世界的な重要性が高まっている状況を考えると、今後、より多くの国からの参加を視野にいれて検討を進めていく必要があると思われる。

第８回は、２０１０年春に日本がホストとなって開催する順番になっており、より有意義な会合となるように、準備をきっちりと進めていかなければならない。

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　小山田）