

# INSS 技術システム研究所 15 年間の研究活動と今後の方針

## Fifteen Years' Research Activities of the INSS Institute of Nuclear Technology and Future Policy

木村 逸郎 (Itsuro Kimura)\*

**要約** 原子力安全システム研究所（以下「INSS」という）が設立されてから 15 年間を経過したので、技術システム研究所の 15 年間の研究活動を総括し、今後の研究の方針を提示した。まず、15 年間の主な経過を年表によって示した。特記すべきこととして、美浜町に本社が移転し実験室と実験設備が整備されたこと、関西電力と防災支援協定を締結したこと、同電力美浜発電所 3 号機の事故に際し原因調査に協力し、その後高経年化研究センターを設置したこと、国内の PWR 保有全電力会社へ原子力発電所の不具合情報提供を開始したこと、福井県エネルギー研究開発拠点化計画に協力してきたこと、国の高経年化対策強化基盤整備事業の福井・近畿圏クラスタ総括業務を開始したことなどがある。

各研究グループおよび研究プロジェクト毎に研究活動 15 年の歩みを表示し、続いて主要な研究の内容と主な成果を紹介した。最後に 15 年間の対外発表の状況を図示し、特許等の取得状況を表示した。

次に今後の研究方針の中で、先ずこれまでの研究活動の評価と反省を 7 項目に分けて順次述べた。特に研究所の名称にある「システム」工学的な取り組みの強化や「アナリシス」（分析）に加えて、「シンセシス」（合成）にまで目を向けた前向きで創造的な研究への指向を訴えた。

その上で、安全研究のあり方について述べ、それに基づいて基礎に戻ったメカニズムの解明、複合事象への俯瞰的な取り組みと先見的（プロアクティブ）な保全の重要性を強調した。続いて、研究計画検討のプロセスおよび研究成果の活用をフローチャートで示した。

最後に今後の研究方針として、次の 6 項目を提案している。

- (1) 原子力発電所の安全性と信頼性向上への支援強化
- (2) 上に示したあり方に沿った研究の進め方と成果の活用
- (3) 優秀な研究員の確保、充足と調和ある配置、マネージメントの強化
- (4) 熱流動・構造研究を中心とした新実験棟の建設、最新鋭実験設備と計算環境の整備
- (5) 内外の大学・研究機関との連携、協力、特に福井県エネルギー研究開発拠点化計画への協力
- (6) 検査技術グループの強化、耐震技術や従事者の被ばく低減対策等への取り組み

**キーワード** 原子力安全システム研究所, 原子力発電所, 加圧水型原子炉, 原子炉の安全性, 原子炉の信頼性, 高経年化対策, 原子力発電所不具合情報, 原子力防災

**Abstract** Fifteen years have passed since the Institute of Nuclear Safety System, Incorporated (INSS) was founded. This paper reviews the research activities of the Institute of Nuclear Technology in INSS over that time and proposes a policy for future research.

First, a chronological table shows the major milestones over the past fifteen years. Notable events include the following: The head office was moved to Mihama-cho where laboratories and experimental facilities were installed; the Institute signed an agreement with the Kansai Electric Power Co., Inc. (KEPCO) on assistance for the preparedness of nuclear emergency; it assisted KEPCO to investigate the causes of the accident at its Mihama Nuclear Power Station Unit 3 and subsequently established the Nuclear Power Plant Aging Research Center; it began providing information on adverse events occurred at nuclear power plants in the world to Japanese electric utilities that own PWRs; it supported the Energy Research and Development Centralization Plan of Fukui Prefecture, and it embarked on a project to develop the Fukui regional cluster in the Fukui and Kinki area under the government's program for aging management of nuclear power plants.

The fifteen years of research activities are shown for each research group and for each research project, and then important achievements of the major research projects are described. Finally, the status of research papers published in external Journals and in INSS over the past fifteen years is illustrated and the number of patents acquired during this period is presented.

We evaluated our research activities over the fifteen years and reviewed them according to seven

\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所長

items under a future research policy. The plans include the enhancement of system engineering-based research efforts as the name of this Institute implies, and committing ourselves to forward-looking and creative research program focusing on not only from “analysis”, but also on “synthesis”.

A suitable approach to safety research is described, based on which the importance of returning to the basics to shed light on relevant mechanisms, taking an overall view of composite events, and carrying out proactive maintenance activities is emphasized. A flow chart is presented to describe the research planning and reviewing process, and the active use of research results.

Finally, a policy for future research on the following six items is discussed:

- (1) Strengthening support for improving the safety and reliability of nuclear power plants;
- (2) Carrying out research projects and using research results in line with the abovementioned safety research approach;
- (3) Maintaining enough excellent researchers, assigning them appropriately, and bolstering the management of research staff;
- (4) Constructing a new laboratory focusing on thermal-hydraulics and mechanics research, arranging modern experimental facilities, and creating a superb computing environment;
- (5) Carrying out cooperation and collaboration with universities and research institutions both in Japan and abroad, and more importantly, assisting the Fukui Strategic Research and Development Plan on Energy; and
- (6) Reinforcing the Non-Destructive Inspection and Monitoring group, developing seismic technologies, and carrying out the research on measures to reduce workers’ radiation exposure.

**Keywords** Institute of Nuclear Safety System, Inc., INSS, nuclear power plants, pressurized water reactor, PWR, reactor safety, reactor reliability, ageing management of reactor, adverse events of nuclear power plants, preparedness of nuclear emergency

## 1. 設立からの主要な経過

1992年（平成4年）に原子力安全システム研究所（INSS）が設立されてから、昨年（2007年[平成19年]）までの15年間における技術システム研究所の主要な経過を年表にしたものを表1に示す。ここで黄色く塗ったものは特に重要と思われる事項である。同じ表に関西電力の原子力発電に関する主要な事項および内外の原子力関連情勢を一緒に示した。この間、世界的には、地球温暖化対策やエネルギー資源の確保、米国その他の国における原子力発電所の設備利用率の向上などを受けて原子力発電が再評価されつつある。一方、表1に示すように、我が国の原子力発電と核燃料サイクルでは、いくつかの事故、不正行為、それに加えて地震まであったが、国としては原子力の重要性が再認識され、原子力立国計画が進められ始めている。その中で、2004年8月に発生した関西電力美浜発電所3号機の2次系配管破断事故に際し、技術システム研究所としてその対応に協力した。またこれを契機に注目が深まった原子力発電所の高経年化対策研究に積極的に参画するため、翌年所内の改組を実施し、高経年化研究センターを設立した。

また技術システム研究所では、研究の立案から成果の評価を通して内外の専門家による指導を仰いできた。そのうち国内では、研究企画会議（大学の教授等5～7名の委員で構成）において研究の方針、意義、進め方から成果まで厳しく議論していただいている。特に初期におけるこの会議では、美浜町に本社が移転した後に本格的に実験研究を進める際の研究方針、課題、設備等についてご指導いただいた。これにより移転後直ちに実験研究に着手することができた。一方国外では、早くから英国との関係が深く、Oxford大学と研究協力を進め、B.Eyre博士に10年間にわたり海外技術顧問をお願いした。設立10周年と15周年を記念して国際シンポジウムを開催したが、これらについても同博士の協力を得た。

原子力情報研究プロジェクトでは世界の原子力発電所の不具合情報の分析を行い、提言をまとめて関西電力はもちろん、我が国でPWRを保有する全電力会社へ情報を提供するに至っている。技術支援研究プロジェクトでは、原子力発電所の防災に関する研究の成果をその防災訓練にも活かすよう努力した。関西電力とは防災支援協定を締結し、防災訓練に全面的に協力している。最近では他の電力会社の防災訓練にも一部協力を始めている。

表1 設立からの主な経過

技術システム研究所	年	関西電力	内外の原子力関連情勢
INSS 設立 (92)	1992 (H04)		
西原所長就任 (94)	93	大飯発電所 4号機運転開始 (93)	
研究企画会議発足 (94)	94	美浜発電所 2号機本格運転再開 (94)	高速炉もんじゅ 2次系 Na 漏れ事故 (95)
ヒューマンファクタ研究会 (94)	95	全ての旧型蒸気発生器の交換作業終了 (97)	COP3 京都会議 (97)
美浜に本社移転、実験設備整備 (97)	96		
関西電力高浜 2号機 旧上蓋管台調査 (97-98)	97		
トランスサイエンス研究会 (98)	98		
英国 AEA Technology 社と情報交換協定 (98)			
海外技術顧問に英国 B.Eyre 博士 (98)			
英国オックスフォード大学寄付講座分担 (98)			
西原所長退任、木村所長就任 (99)	99	英国 BNFL 社 MOX 燃料検査不正発覚 (99)	JCO 臨界事故、原子力災害対策特別措置法 (99)
北海道電力へ情報提供開始 (00)	2000 (H12)		原子力発電環境整備機構発足 (00)
「軽水炉材料の劣化メカニズムと非破壊診断技術」国際シンポジウム (02)	01	原子力発電所運転順調高い設備利用率維持 (02)	原子力安全・保安院発足 (01)
関西電力との防災支援協定締結 (03)	02		米国同時多発テロ (01)
関西電力美浜発電所 3号機事故調査に協力 (04)	03	美浜発電所 3号機 2次系配管破断事故 (04)	東京電力原子力発電所記録不正発覚 (02)
福井大学 原子力・エネルギー安全工学専攻発足、連携講座に協力 (04)	04		原子力安全基盤機構発足 (03)
全 PWR 所有電力へ不具合情報提供開始 (04)			福井県原子力安全専門委員会設置 (04)
高経年化に関するシンポジウム [福井] (05)	05	上記事故に対する報告書作成、保全改革検証委員会発足 (05)	原子力政策大綱閣議決定 (05)
高経年化研究センター設置 (05)		原子力事業本部、美浜町へ移転 (05)	日本原子力研究開発機構発足 (05)
日本原子力学会特賞、技術賞、奨励賞受賞 (06)	06		福井県エネルギー研究開発拠点化計画 (05)
国の高経年化対策強化基盤整備事業の福井・近畿圏クラスタ総括業務開始 (06)			原子力立国計画 (06)
仏国 EDF と情報交換開始 (06)			耐震設計審査指針改訂 (06)
JAEA 安全研究センターと研究情報交換協定 (07)	07	美浜発電所 3号機運転再開 (07)	発電設備総点検 (06-07)
「軽水炉の高経年化対策研究と今後の方向」国際シンポジウム開催 (07)			中越沖地震 東京電力柏崎刈羽発電所で被害 (07)

(注) この間、94年と96年にドイツ、ベルリン、および99年と02年に美浜において、「原子力発電の運転におけるヒューマンファクターに関する国際会議」(ICNPO)が開催された。また07年には、「ヒューマンファクターに関する国際シンポジウム2007」が美浜において開催されている。これらはいずれも社会システム研究所が運営を担当した。

## 2. 主要な研究活動と成果

### 2.1 高経年化研究センター 熱流動・構造グループ

本グループは、高経年化研究センター発足以前の潜在事象研究プロジェクトの中の有機系材料の経年劣化研究を除く熱流動研究および構造研究の2分野を引き継ぎ、原子力発電所の事故・故障の未然防止に貢献することを目的として、高経年化の一因である応力負荷・熱負荷を評価する研究、劣化によるト

ラブルを未然に防止する研究に熱流動評価と構造強度評価の観点から取り組んできた。研究活動15年の歩みを表2に示す。

熱流動評価の観点では、キャビテーションによる壊食量評価とキャビテーション発生検知<sup>(1)</sup>、熱による疲労<sup>(2)</sup>等、構造物に影響を及ぼす現象について数値解析と実験の両面から研究に取り組み、定量的な評価技術の開発を実施してきた。熱による疲労の研究例としては、原子力発電所における高温水と低温水の合流部等の配管には温度変動による熱疲労が生じる場合があるが、そのような配管の健全性評価に



表2 熱流動・構造グループ 研究活動 15年の歩み

	93	94	95	96	97	98	99	00	01	02	03	04	05	06	07
熱流動研究															
<ul style="list-style-type: none"> <li>・流体温度ゆらぎの解析に関する研究</li> <li>・配管系のキャビテーション、エロージョンに関する研究</li> <li>・局所流動挙動が配管劣化に及ぼす影響評価に関する研究</li> </ul>															
構造評価研究															
<ul style="list-style-type: none"> <li>・振動解析・振動測定の実機適用に関する研究</li> <li>・円筒容器の耐震性に関する研究</li> <li>・運転事象に基づく容器・配管の構造評価手法に関する研究</li> <li>・局所的な温度変化により発生する応力の詳細評価に関する研究</li> </ul>															
その他															
<ul style="list-style-type: none"> <li>・確率論的破壊力学に基づく保全最適化の検討</li> </ul>															



写真1 加圧器スプレイ配管の模擬実験



写真2 流れ加速型腐食（FAC）実験設備

適用できるように、熱流動数値解析と構造解析を連成させた統合的熱疲労評価手法（IMAT-F）を開発した<sup>(3)</sup>。本研究を発展させ、現在は神戸大学と共同で加圧器スプレイ配管内部の流況の可視化等の模擬実験（写真1）、および配管内部の水面の変動により生じる熱応力の詳細評価に取り組んでいる<sup>(4)</sup>。また、平成16年度には流れ加速型腐食（FAC）の研究にも取り組み始めた。この設備の概観を写真2に示す。

一方、構造強度評価の観点からは、小口径配管の振動による影響および円筒容器の耐震性の評価を始

めとして、配管、容器の構造評価技術の構築に取り組んできた。前者はポンプ等を加振源とする小口径配管の疲労破壊の未然防止を目的として、レーザー光を利用し非接触で配管に発生している振動応力を評価する手法を開発し<sup>(5)</sup>、現在は実機適用に向けた改良に取り組んでいる。後者としては耐震重要度の高い大型の液体貯蔵タンクを対象とした円筒容器の耐震性評価の実験と解析に取り組む、タンク試験体を用いた大入力の振動試験（写真3）の結果、ビーム振動とオーバル振動の連成によりタンクの応答倍



写真3 水の入ったタンク振動試験

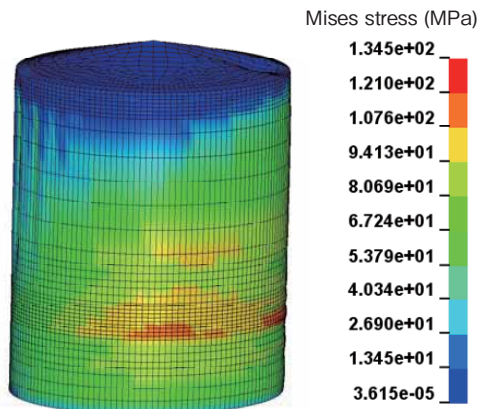


図1 燃料取替用水タンクの大地震に対する動的解析例

率の低下という非線形振動応答が発生することを明らかにした<sup>(6)(7)</sup>。図1はその解析結果の例であり、タンク下部に象脚座屈が発生しているのに対し、上部にはオーバル振動が発生している。

また近年は応力腐食割れ等のき裂評価の精緻化を目的として、主要要因である溶接部や冷間加工曲げ部の残留応力の数値シミュレーション技術の開発や中性子回折法による残留応力測定等に取り組む等、技術基盤の整備を進めている。

## 2.2 高経年化研究センター 材料グループ

原子力発電所の安全性と信頼性の大半は、材料（燃料、減速材および構造材）に依存するといっても過言ではない。INSS 設立以来技術システム研究所

では、そのことを強く認識し、主として1次系に使用される構造材の経年劣化の研究を強力に推進するため、人員、実験室、実験設備等を重点的に配備してきた。特に原子力発電所の近傍に位置する研究所という特色を活かして、実機に直結した研究に取り組むよう努めている。残念ながら高レベルの放射化試材を扱えるホットラボは保有していないが、低レベルの放射化試材を扱えるセミホットラボ実験室を関西電力美浜発電所内に設置している。

高経年化研究センター発足以前の経年劣化プロジェクト（非破壊検査研究を除く）は、同センター発足後、材料グループと名称変更し、1次系に使用される主要構造材の腐食および照射を中心とした経年劣化のメカニズムの解明とそれを元とした寿命評価等を目的に研究に取り組んできた。また最近では、2次系の主要構造材料（炭素鋼）の経年劣化の研究を始めている。材料グループの研究活動15年の歩みを表3に示す。

この表にあるように、最も早くから取り組んできたのは原子炉容器等の管台部や蒸気発生器細管等に用いられているニッケル基合金の1次冷却水中の応力腐食割れ（PWSCC）および原子炉容器そのものの鋼材の照射脆化の研究である。前者は表1にも記載している関西電力高浜発電所2号機原子炉容器上蓋の制御棒取付用管台における微小な割れ深さの測定が研究の取り組みを大きく深化させる第一歩となった。ここで得られた値は自ら別の実験によって求めたSCC進展予測式とよく一致した<sup>(8)</sup>。その後、ニッケル基合金のPWSCCのメカニズムに関し、SPRING-8等の最先端設備やINSS内の電子顕微鏡を駆使して、表面酸化膜の構造やき裂先端部の分析を推進した<sup>(9)~(11)</sup>。寺地がこの研究および後述のステンレス鋼に関する研究により日本原子力学会2005年度奨励賞を受賞した。最近になり、こうしたニッケル基合金のPWSCCに関する研究を集大成したモノグラフを発刊した<sup>(12)</sup>。その中に示されている成果の例を図2に示す。2006年より、原子力安全基盤機構（以下「JNES」という）の委託を受け、ニッケル基合金のPWSCCのメカニズムに関する研究を推進中である。

一方PWRの実機では、極めて特殊な環境を除いてこれまで発生と進展が確認されていなかったステンレス鋼のPWSCCについて、先進的な取り組みを行ってきた。まずニッケル基合金と同様に、ステンレス鋼のPWSCCに関連し、表面酸化膜の構造やき





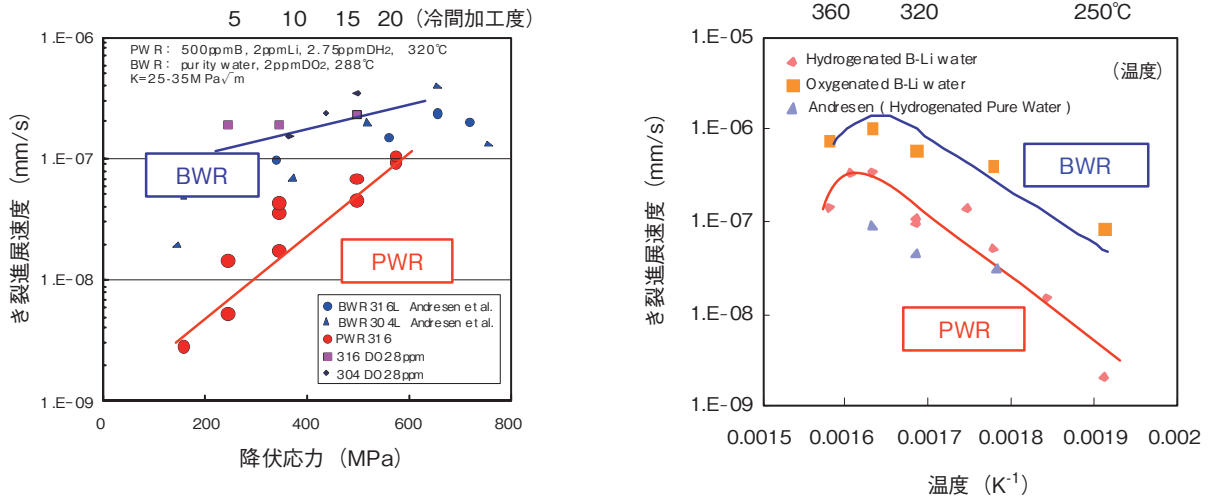


図3 ステンレス鋼のPWSCC き裂進展速度と冷間加工度、温度の関係

所において最も高い中性子照射を受ける場所に設置されている炉内計装シンプルチューブの取替え材を用いて、IASCC のメカニズム解明に取り組んできた。最大照射量 74dpa (ボルトの照射期間に換算すると 70 年相当) まで照射された試料に対し、機械的特性、マイクロ組織データを体系的に取得した<sup>(22)(23)</sup>。これは実際の PWR で照射した試料に関し、世界で比類のない貴重なデータベースとして注目されている。さらにこの結果を踏まえて、SCC 試験等を実施することにより、IASCC は粒界偏析のみならず、照射硬化が重要な役割を演じることを初めて解明した<sup>(24)</sup>。この成果により福谷は日本原子力学会 2005 年度論文賞・特賞を受賞した。また JNES のプロジェクトに参加し、IASCC 評価ガイドライン検討の一翼を担っている。その他原子炉容器材の脆化と同様に、

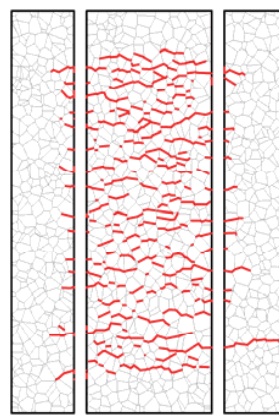
基礎研究の幅を広げるため、イオンビーム照射研究も進めている。

PWR の 1 次冷却材管に casting ステンレス鋼が用いられていることが多いが、これは 2 相構造をしており熱時効により脆化する可能性がある。そこでこうした casting 2 相ステンレス鋼の経年変化を機械的性質とマイクロ組織的な変化の両面から調べた。その結果、その機械的性質はフェライト相の性質とその量によって説明ができることを明らかにした<sup>(25)</sup>。

一方、内外の研究者の協力を得て、釜谷が中心となって実施した実験と数値解析により、SCC や疲労によるき裂の発生過程と微小なき裂の挙動を記述するモデルの構築が著しく進展した。その成果の例を図 4 に示す。また微視組織によるき裂成長速度の変化を定量化し、多数き裂が発生し成長する過程を模



SCC き裂発生を観察 (ステンレス鋼、硫酸環境中)



3次元的な粒界き裂の発生・進展シミュレーション

図4 多数き裂が発生・成長する過程を模擬するモンテカルロモデル図

擬するモンテカルロ計算モデルを構築した<sup>(26)~(28)</sup>。

最近、PWRの2次系の主要構造材料である炭素鋼配管の減肉評価に注目し、特に2次冷却水中へのエタノールアミン注入による減肉への影響に関し実験を進めている。

本グループは、関西電力の原子力発電所の実機プラントで発生した種々の材料に関わるトラブルの原因調査に協力し対策を提言している。特に美浜発電所3号機の2次系配管破断事故の調査に関しては、前章に述べたように全面的に協力した。またごく最近、大飯発電所3号機の原子炉容器上蓋管台部の調査に協力し、対策提言も行った。

### 2.3 高経年化研究センター 検査技術グループ

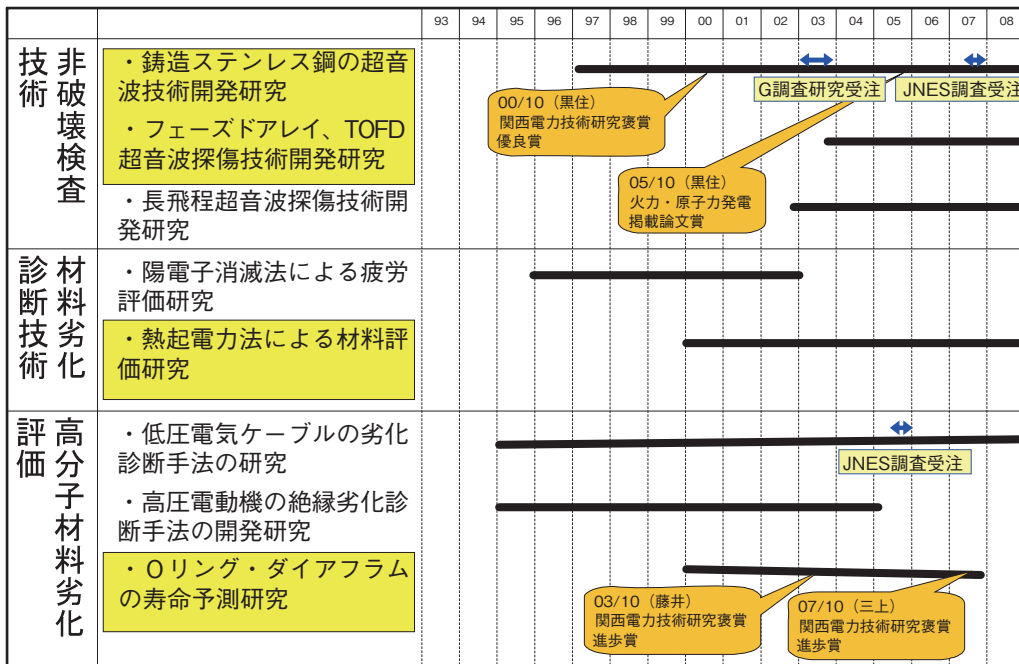
本グループは、高経年化研究センター発足以前の、潜在事象研究プロジェクトの有機系材料の経年劣化研究と経年劣化研究プロジェクトの非破壊検査研究とを統合し、原子力発電所の現場に役立つ非破壊検査技術の開発を目的として、超音波探傷技術を中心とした金属材料中の欠陥検出技術、熱起電力法に代表される金属材料劣化診断技術、ケーブル絶縁材料等の高分子材料劣化診断技術、Oリング、ダイヤフラム等の機器部材の寿命予測技術の開発を進めてき

た。研究活動15年の歩みを表4に示す。

超音波探傷技術では、PWRの1次冷却材管を対象とした大型探触子による自動超音波探傷法を新たに開発した<sup>(29)(30)</sup>。本探触子は従来のものに比べて遥かに大型で、球面集束2振動子方式を採用しているので、鑄造ステンレス鋼のような粗粒結晶構造を持ち、超音波の散乱・減衰が著しいPWRの1次冷却材管材料に対し、十分な欠陥検出と寸法同定の能力を有することを実証した。開発された自動超音波探傷装置を用いて過去7回にわたり実際の原子力発電所において検証試験を実施している。実機で試験中の本装置を写真4に示す。本研究の成果により、黒住が火力原子力発電技術協会より平成16年度優秀論文賞を受賞した。

金属材料評価技術では、陽電子消滅法や熱起電力法による材料の脆化や疲労による劣化を診断する技術を開発した。特に熱起電力法の優位性を確認した上で、鑄造2相ステンレス鋼の熱時効に伴う脆化の原因であるスピノーダル分解によるCr濃度変動が熱起電力に及ぼす影響を明らかにした<sup>(31)</sup>。そして実際の原子力発電所において熱起電力の測定が可能な装置を開発し<sup>(32)</sup>、これを実機の1次冷却材管の熱起電力測定に適用し、熱時効による脆化が加速試験により推定されている予測の範囲内であることを確認した<sup>(33)</sup>。実機において熱起電力測定を実施している

表4 検査技術グループ 研究活動15年の歩み





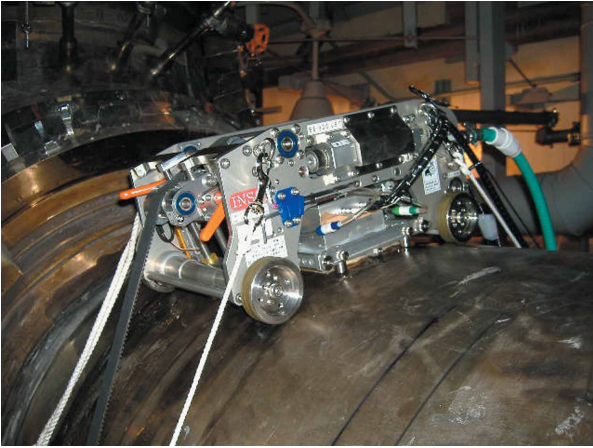


写真4 1次冷却材管自動超音波探傷装置



写真5 1次冷却材管における熱起電力測定作業

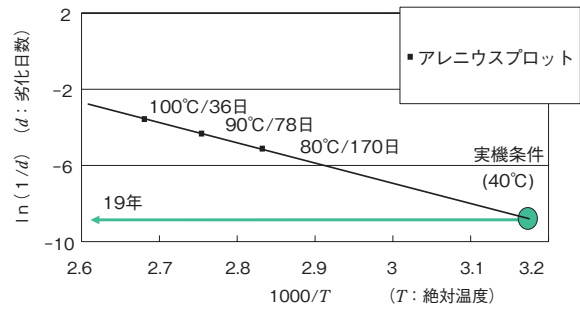


図5 オリング材料の促進劣化試験結果

ところを写真5に示す。

機器部材の寿命予測技術では、原子力発電所の換気空調システムのダンパオペレーター（空気シリンダー方式駆動装置）に装着されているOリングについて、その劣化に影響を与える主要因が熱酸化反応であることを明らかにし、三つの異なる温度で実施した促進劣化試験によって得られた伸び残率の変化から、アレニウス則が成立することを実機機材データとの比較により確認した<sup>(34)</sup>。その結果を図5に示す。これらのデータに基づいて当該Oリングの寿命評価を行った結果、原子力発電所での当該Oリングの取替え周期を2倍以上延長することが可能であることが判明し、関西電力の保全計画に反映された。

表5 原子力情報研究プロジェクト 研究活動15年の歩み

	93	94	95	96	97	98	99	00	01	02	03	04	05	06	07	08
海外不具合情報分析	・海外不具合情報の分析															
	・特定重要事象の分析															
	・各種傾向分析															
各種調査分析	・確率論的安全評価の研究															
	・電動弁作動性能評価の研究															
	・サーモグラフィーによる状態監視技術の研究															
	・運転員ヒューマンエラー防止の研究															
	・運営保守管理不具合要因の研究															

## 2.4 原子力情報研究プロジェクト

どんな新技術でも実際に使われてこそ意味があるが、さらにその使用経験、特に使用に伴う問題点や不具合を収集して分析し、改善策を講じてこそ、その技術は進歩する。INSSでも設立当初から世界の原子力発電所の運転管理状況に注目し、その不具合情報を収集、分析し、原子力発電所の安全性向上に役立てるように努めてきた。これに取り組んでいるのが原子力情報研究プロジェクトである。ここではそうした不具合情報を収集しているの、それらを整理してデータベース化し、それを元にした不具合の傾向分析等の研究にも取り組んでいる。本プロジェクトの15年間の歩みを表5に示す。

この表からも分かるように、当初は関西電力のみに分析結果と提言を提供していたが、2000年度に北海道電力に、2004年度からは加圧水型（PWR）を保有する国内の全電力会社に、それらを提供するに至っている。

主要な活動は海外の原子力発電所の不具合情報の入手と分析で、入手件数の推移と2007年の入手情報と分析結果を図6に示す。

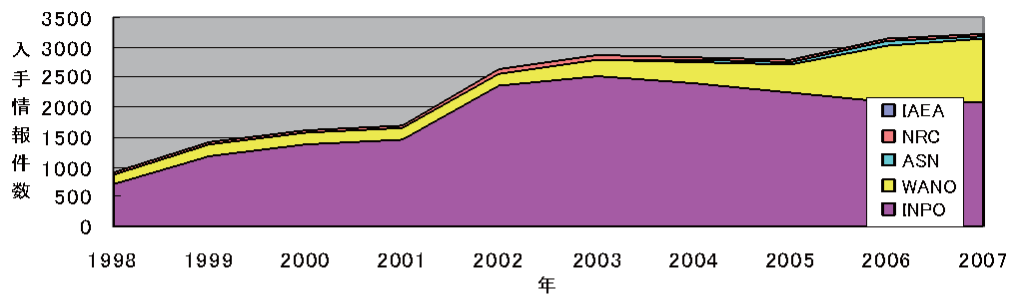
国内のPWR保有電力会社に対しては、写真6に示すようなPWR海外情報検討会を通じて分析結果と提言を示し、議論する形を取っている。

世界の原子力発電所の不具合情報データベースを元にして、特定の不具合事象（ECCS作動事象、弁不具合事象、振動不具合事象、水撃（ウォーターハンマー）事象、熱疲労事象、伸縮継手不具合事象、安全系統配管内ガス蓄積事象、水素燃焼・爆発事象）の分析研究、安全系の電動弁作動性能評価の研究、確率論的安全評価手法を活用した機器重要度評価の研究<sup>(35)</sup>、2次系配管減肉管理状況の研究等、幅広い調査分析を研究として推進してきた。近年は本データベースを活用し、いろいろな観点（発電機、遮断機、ケーブル、カード型計器、ポジショナー、火災事象、運転員の人的過誤等）からの傾向分析研究を毎年数件実施している。

高経年化や人的過誤等を含めた傾向分析を行う過



写真6 PWR海外情報検討会



2007年の入手情報	
合計	3243件(100%)
IAEA	1件 (0%)
NRC	44件 (1%)
ASN	48件 (1%)
WANO	1065件 (33%)
INPO	2085件 (64%)



2007年度の分析結果		
重要情報	(対策不要)	46件
49件	(改善提言)	3件
重要情報以外の情報	(一次除外)	895件
3194件	(二次除外)	1870件
(事象数:2852件)	(分析中)	4件
	(対策不要)	83件
	(改善提言)	3件
改善提言		6件

図6 海外不具合情報の入手情報と分析結果

程で、新しい不具合の原因分類法を提案し<sup>(36)</sup>、各方面の注目を浴びた。海外の原子力発電所の不具合の原因をこの方法によって分類した結果を図7に示す。その後、関西電力ではこの本原因分類法を採用して不具合事象の分析を行っている。

不具合情報の収集と分析から発展して、海外原子力発電所の良好事例の調査研究とその適用性試験にも取り組んでいる。その一例としてサーモグラフィによる状態監視技術の研究がある。これは米国において電気設備の異常をサーモグラフィで検知し保守するという事例が多くみられたことから、その導入

に向けて調査を行い、さらに測定方法の改善も試みた。その上で実際の原子力発電所で試用し、電気設備の異常な過熱箇所を見い出したりもした。その一例を図8に示す。この成果は、火力原子力発電大会<sup>(37)</sup>等で発表し注目された。関西電力では原子力発電所へのサーモグラフィの採用を決め、本研究プロジェクトの担当者がその技術指導を行っている。

また海外の原子力発電所の運転員過誤事例を抽出して、過誤防止のポイントをまとめた事例集(3分冊)を作成し、関西電力や四国電力の原子力発電所の運転員教育に提供してきた。さらに岡山大学等と

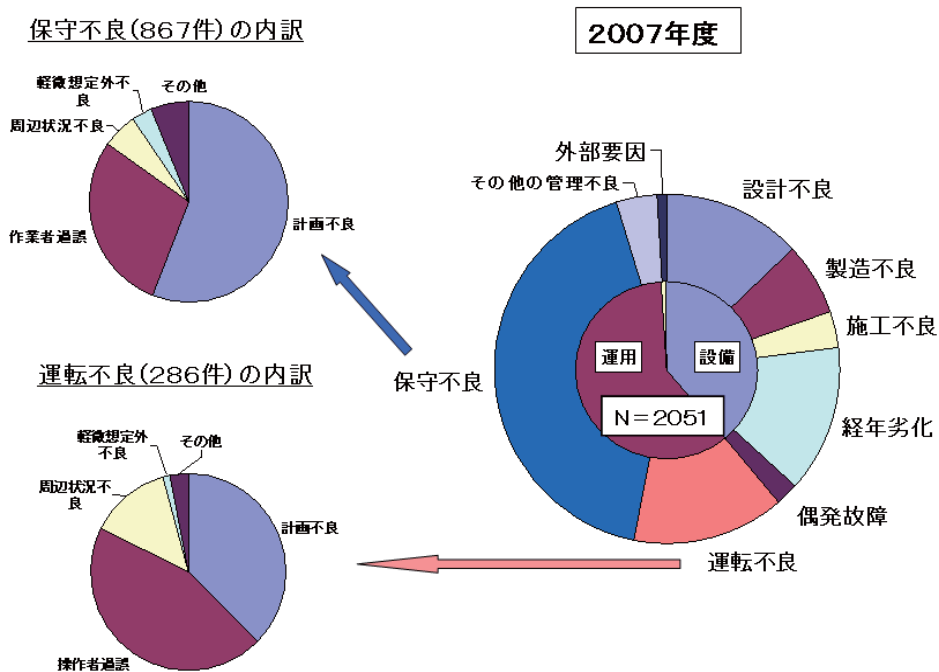


図7 海外の不具合の原因分析結果

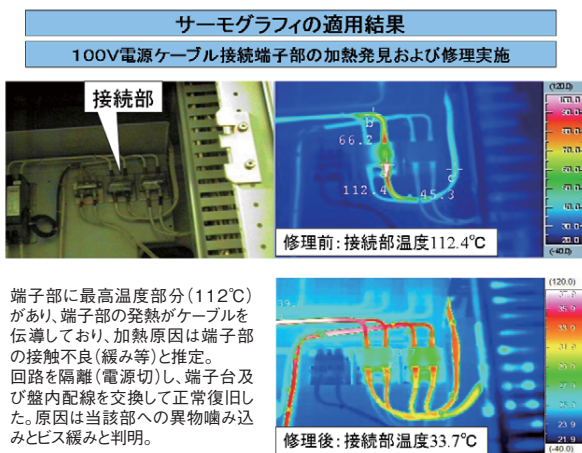


図8 サーモグラフィによる国内発電所での過熱検知例

協力し人的過誤防止の研究を進め、保守員の人的過誤防止にも注目し分析評価を行っている<sup>(38)</sup>。

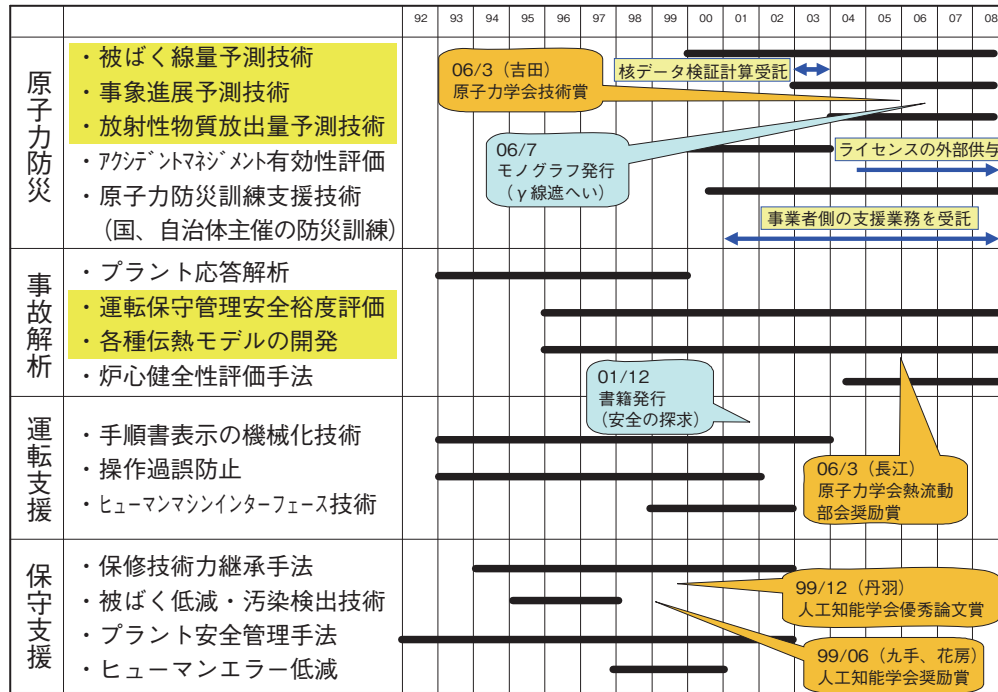
## 2.5 技術支援研究プロジェクト

技術支援という名称からすれば、非常に幅広い分野が想定されるが、当初は原子力発電所の運転支援および保守支援の研究が主であったが、現在では事故解析および防災支援を中心とした研究を推進している。本プロジェクトの15年間の歩みを表6に示す。

運転支援では、主に事故時操作に着目し、操作過誤防止とマン-マシンインターフェイス技術を中心に研究を進め、事故時操作手順書を自動表示するプ



表6 技術支援研究プロジェクト 研究活動 15年の歩み



ロトタイプシステムを開発した<sup>(39)</sup><sup>(40)</sup>。これにより丹羽は、人工知能学会 1999 年度優秀論文賞を受賞した。

保守支援では、現場係員の技術力伝承を支援する目的で、点検作業の勘所を知識ベースとして集大成するためのシステムを開発した<sup>(41)</sup>。九手と花房は、これにより人工知能学会 1998 年度奨励賞を受賞している。さらに多くの大学の研究者の協力を得て、運転支援と保守支援を中心とした研究をとりまとめ、2001 年に「安全の探求」を上梓した<sup>(42)</sup>。

事故解析では、最新知見の設計基準事象を超えた場合の拡大防止操作および影響緩和操作への反映を目的として、実験に基づく熱流動モデルの開発と実機解析への適用を進めてきた。その一つは米国スリーマイル島原子力発電所の炉心溶融事故に際し、溶融物が原子炉容器内に保持されたことに関連し、京都大学や工学院大学と協力して狭隘流路の伝熱実験を実施し、評価モデルを開発した<sup>(43)</sup>。その第二段として、PWR の停止時運用管理裕度の評価を目的として、米国 Purdue 大学と協力し、蒸気発生器 1 次側での非凝縮ガス（空気）を含む凝縮伝熱実験を実施した<sup>(44)</sup>。その装置を写真 7 に示す。この結果を用いて新しい伝熱モデルを開発し、上記裕度の評価計算に採り入れた。この研究により長江は、日本原子力学会 2005 年度熱流動部会奨励賞を受賞した。

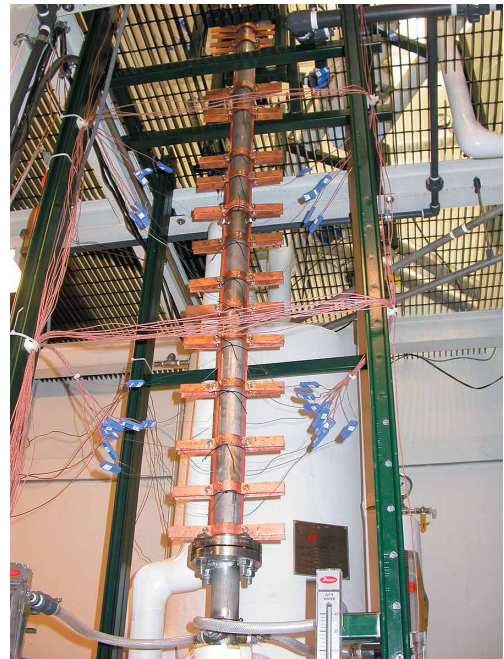


写真 7 蒸気発生器伝熱管凝縮伝熱実験装置

防災支援では、1999 年 9 月に発生した JCO 臨界事故以来、主として原子力発電所の事故時影響および緩和操作の有効性の観点から、現場を支援する技術開発に取り組んでいる。主な成果として、(1) 原子力災害時に発電所の高線量区域の認知 (図 9)、従

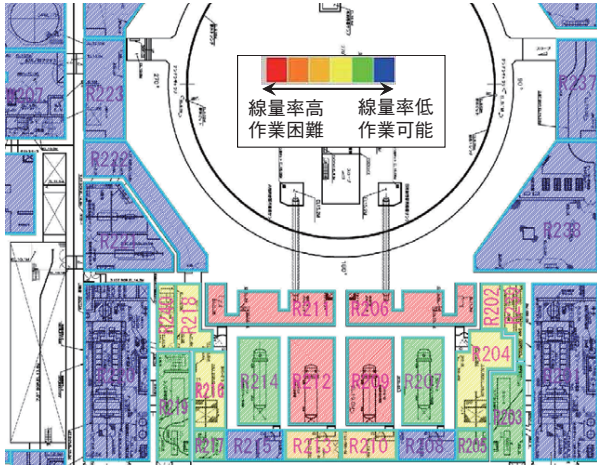


図9 原子力災害時における発電所内放射線量率マップ表示例

事者の被ばく線量低減をねらった被ばく線量予測システムの開発、(2) 通報連絡等の限定された情報を用いて放射性物質の放出量および公衆防護措置範囲を迅速に予測する技術の開発<sup>(45)</sup>、(3) 深い透過距離に対応したガンマ線ビルドアップ係数とGPパラメータの作成<sup>(46)</sup>、(4) 影響緩和操作の確率論的有効性評価<sup>(47)</sup>等がある。これらを統合した事象進展予測技術により関西電力の防災業務を支援している。写真8は2006年度の原子力防災訓練時の事象進展予測支援の状況である。これら一連の成果により吉田が日本原子力学会2005年度技術賞を受賞した。

## 2.6 研究成果の公表と特許等の取得状況

INSSでは、基本方針の中に研究成果の公開を挙げており、技術システム研究所でも研究成果は原則として全て公開してきた。公開の形態としては、(1) 内外の学会等における口頭発表、(2) INSS JOURNAL誌への論文等寄稿、(3) 内外の学会等の学術雑誌への論文投稿（査読付き原著論文およびそれ以外の論文等）が主である。15年間にわたる技術システム研究所の研究成果の推移を図10に示す。科学技術の基礎研究や新しい物の創造を目指す応用研究の場合とは異なり、安全に関する研究では、成果の活用度合いを学会発表数や論文発表数で表すことの難しさや問題点をよく認識しながらも、やはり成果の公開の重要性からINSSではこれらのデータを重視してきた。しかしなお、筆者としては学術雑誌掲載論文、特に査読付き原著論文数が少ないと自己評価している。



写真8 原子力防災訓練時の事象進展予測支援（平成17年国民保護実動訓練時）

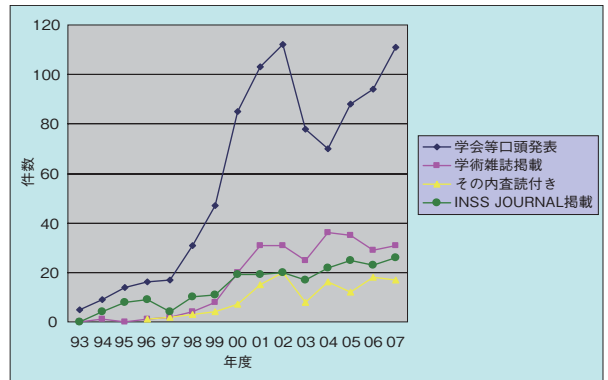


図10 技術システム研究所員の年度別外部発表件数

表7 技術システム研究所特許取得件数等

プロジェクト・グループ		特許件数*	著作物販売件数等**
究 高 セ ン 年 化 研 1	熱流動・構造	7	0
	材 料	5	3***
	検査技術	8	0
原子力情報		1	2
技術支援		1	2
合 計		22	7

\* 出版中のもの等を含む      \*\* 計算コード  
\*\*\* 著作権登録済み

次に技術システム研究所における特許、著作物販売等の状況を表7に示す。安全性と信頼性の研究ということもあろうが、これらの件数も少ない。

## 3. 今後の研究の方針

### 3.1 これまでの研究活動の評価と反省

前章で述べたように、技術システム研究所は原子力発電所の安全性と信頼性の向上を目指して研究を推進し、多くの成果を挙げることができ、それらを



実際の原子力発電所の現場に役立てるよう努力してきた。また、具体的な研究成果とは別に、原子力発電所の近傍にある研究所として、関西電力のトラブル対策等の際し、ホームドクター的な役割も果たしてきた。また、設立理念に掲げられた成果の公表を誠実にやり、国や地元で第三者性も認められるようになった。一方、社会システム研究所と協力して、社会・環境との調和を目指した活動にも取り組んできている。

しかし、いくつか反省すべき点も存在する。系統立てた整理はできていないが、それらを以下に箇条書きにする。

(1) 研究課題の選定において、真に現場のニーズに応えたもの、さらにそれを先取りしたものが十分に取り上げられ、大きなもので抜けはなかったか。これに関し、筆者は2004年8月に起きた関西電力美浜発電所3号機の2次系配管破断事故をどうして防ぐことができなかつたのかという気持ちを抱いているし、外部から問われたこともあった。

(2) 研究の方法において、以下の方針は概ね成功であった。

- ① 自ら手を汚して実験、解析を行うこと（こういう当たり前のことが電力業界では業務の性格上、実施できないことがよくある）。時には、実験装置そのものを自作して使用。
- ② できるだけ基礎に戻り、事象の進展メカニズムの解明から取り組むこと。また原子炉の中の事象の多くは複合的に進展することが多いので、広い観点から考察し、総合すること。
- ③ 電力業界等において、研究開発について棲み分けがあるような場合でも、それにあまり縛られず、何をすべきか、何ができるかということの起点として比較的自由的な発想を進めること。

しかしながら、このような方針に沿って進めたせいもあり、一般に研究のペースが遅いことが多かった。

(3) 技術システム研究所の所員は現在約40名であり、そのうち約4分の3が関西電力からの出向者、残りがプロパーである。プロパーのうち約半数がメーカー出身の教授級（シニア）研究員で、残りが博士研究員である。関西電力出向者は、原子力発電所の実機の状況をよく把握しており、これをシニア研究員が研究の進め方の面でリードすることが多かったが、原子力情報と技術支援両研究プロジェクトは、ほぼ全員を関西電力出向者が占め、リーダー

の下で積極的に研究を進め、新しい分野を切り開いてきた。これまでに関西電力出向者の8名が博士学位を取得した。このように所員の編成と資質は優れていると考えるが、なお研究費に対する成果の質と量を評価すれば、まだまだ十分とは言い難い。

(4) 実験室と実験設備についてみると、前章に書いたように材料グループの構造材の経年劣化、特にSCCの研究に重点を置いた配置を取ってきた。熱流動・構造グループと検査技術グループはいずれも1室のみで、他の研究所と比べると非常に遜色があった。材料グループの実験設備はよく活用され、前章に書いたように多くの成果を挙げてきたが、それでも最新鋭の設備を求めて所員が内外の研究機関に出かけて行くことが増えてきた。当初より現在に至るまで、高レベルの放射化試料は茨城県まで行かないと実験できないのも残念である。また、熱流動・構造グループに関連した実験研究（技術支援プロジェクトのものも含む）の多くは、実験室の点から内外の大学に委託せざるを得なかった。もちろん今後とも何もかもINSSの中でやるという訳にはいかないが、外部委託が多すぎて「自ら手を汚して実験を行うこと」からは程遠かった。一方、大型計算機はないものの、高性能の計算機とパソコンは数多く配備し、計算ソフトも必要なものは取り揃えてきた。さらに外部への計算の委託から始まって、計算コードの改良、新しい計算システム（例えば原子力防災対策）の開発、そして外部にライセンス供与するに至っている。

(5) 最初に書いたように、INSSでは早くから内外の大学や研究機関と連携協力を図ってきた。当初は英国の研究機関を始め、内外の大学や研究機関に一方的に研究を委託するようなことが多かったが、シニア研究員の参加と関西電力出向者の研究能力の向上により、徐々に本格的な研究協力ができるようになってきた。もちろん最近でも最新の設備や解析法の使用等で入門からの指導をいただく形の連携協力もあるが、逆にINSSの方がリードするものも少しずつ存在するようになった。

表1に示したように、2004年に福井大学大学院工学研究科に原子力・エネルギー安全工学専攻が設置された。INSSはそこに連携講座として正式に参画し、現在教授2名、准教授1名がその講座を担当し講義を行っており、そこには大学院学生定員も認められている。以前修士課程の学生1名が在籍し、現在博士後期過程の学生が1名在籍している。翌2005



年には福井県エネルギー研究開発拠点化計画がスタートした。INSS ではいろいろな活動を通してこれに協力しているが、技術システム研究所としての最大の取り組みは経済産業省原子力安全・保安院による高経年化対策強化基盤整備事業への参画と、その福井クラスターの取りまとめである<sup>(48)</sup>。こうした役割を果たせるようになったのは、これまでの研究実績が認められたことによると考えてよいと思う。

(6) また、技術システム研究所では研究企画会議において、研究の方針、意義、進め方から成果まで厳しく議論していただいている。その中で特に研究課題の選定やその進め方について、「システム」の名がある割りにシステム工学的に進められていないとか、学会や国の示している研究開発ロードマップとの適合性の吟味が十分でないというようなご指摘もいただいている。さらに前記の事業その他が増加して、所員が研究に専念できるかとの疑問も示された。

(7) INSS の最高顧問会議でも、技術システム研究所の研究の現況や具体的な研究例等を報告し、ご意見をいただいている。その中で、原子力発電所の高経年化対策について、もっと深く考察するようにとのご指摘があった。さらにもっと根源的なこととして、技術システム研究所の研究は、経年劣化研究を含め、過去に起こったことの解明が中心となっている。これは原子力発電所のホームドクターとしての役割からすると重要だが、アナリシス（分析）に留まらず、シンセシス（合成）にまで目を向け、前向きで創造的な研究を指向すべきであるというご指摘もある。これらのご指摘を今後の方針に活かすことについて次節に述べる。

## 3.2 研究のあり方、計画検討および成果の活用にあたっての基本的考え方

### (1) 安全研究のあり方

INSS の研究に限らず、本来安全の研究は、安全を脅かす危険な事象や実際に被害をもたらした事例を取り上げ、その原因を究明し対策を提案することから始まる。これは臨床医学が膨大な病例（事故等による死傷を含む）を元に、基礎医学や薬学の協力を得て治療法が得られてきたのに似ている。このために近傍にある関西電力の原子力発電所に留まらず、原子力情報研究プロジェクトでは世界中の原子力発電所の不具合情報を収集、分析、評価し、それを元に必要な提言を行ってきた。

しかし、いくら重要なこととはいえ、過去の事例の原因究明と対策の立案だけに留まり、同種のことの再発を防止することだけでは、前節の最後に挙げた創造的な安全研究とは言い難いし、若い人や学生が魅力を感じてそれに参加したいというインセンティブにはならない。

これに通じることとして、以前筆者が部会長を務めていた原子力安全委員会原子力安全研究専門部会にお招きした矢川元基東洋大学教授は、安全研究への期待として、次の7点を挙げられた<sup>(49)</sup>。

- ① 研究内容が高度であること。
- ② 欧米の後追いでない研究、新しい概念の創生につながる研究であること。
- ③ 他分野の研究動向に敏感であること。
- ④ 研究において、基礎的、俯瞰的な視点を失わないこと。
- ⑤ 指針や基準の策定に直接、間接に役立つデータを生み出すこと。
- ⑥ 安全規制に役立つ人材を生み出すこと。
- ⑦ 安全規制ニーズや次の研究ニーズを生み出すこと。

前節の終わりに示した INSS 最高顧問会議でのご指摘にも応えるべく、今後の在り方について以下のように考える。

- ① これまでどおり原子力発電所における不具合情報を重視し、研究の進め方において基礎に戻ってメカニズムまで追求するように努力する。一見泥臭い現場の経年劣化事象であっても、それを掘り下げると科学のフロンティアが存在することを再認識させ、最新の手法でそのメカニズム解明に取り組む。
- ② 複合的な事象が多いので、できるだけ俯瞰的な視点を持ち、他分野の研究動向も考慮して幅広く取り組んでいく。
- ③ 得られた成果は、当然同様の不具合の再発防止に直接役立つように最善の努力を払うべきであるが、それに留まらず、シンセシス的なとりまとめを行うことにより、より広い活用を図る。これは原子力発電所における当該の不具合に関連したことから、より広い領域まで配慮の幅を拡大することや、将来それに関連する不具合の発生を予見し、それを防止する先見的（プロアクティブ）な保全につながる。さらに、現在用いられている材料や構造等の改善から、安全性が高く高性能の次世代の原子力発電所の設

計における採用がありうるし、他分野の工業技術への活用もあるかもしれない。

## (2) 研究計画検討のプロセス

原子力発電所の安全性と信頼性の向上という目的と前述のような安全研究のあり方の間において、実際に研究計画を検討するプロセスを図 11 に示す。これは高経年化研究センターの場合であるが、技術支援研究プロジェクトでもほぼこれに似たプロセスで研究計画を検討している。一方、原子力情報研究プロジェクトは、それらと少し異なり海外原子力発電所の不具合情報分析が主軸で、これに各種の調査分析研究が付随する。

いずれにしても、できるだけシステム工学的に研究計画の検討が進められるようにしていきたい。

## (3) 研究成果の活用

研究成果の活用について、成果の程度・レベルおよび成果の活用先を図 12 に示す。この中には、研究例も示している。ただ実際上は、<直ぐにそのまま実用化（適用）できる物・内容>として、「顧客に提案し現場の運営管理に反映」の中に位置づけたものであっても基礎的段階の内容まで含むこともある。例えば原子力防災関連のデータの一部は、放射線利用や医療にさえ役立つ可能性がある。また一方、例えば SCC 関連研究は<将来の実用化技術のシーズとなりうる物・内容>として、短期的には「トラブル原因の究明等」や、長期的には「新技術・材料の開発等」に位置づけたが、SCC 関連研究者は関西電力

で現実発生したトラブルの相談に乗り、現場の運営管理を助けている。また、SCC 関連の知見はやがて民間規格への反映にも役立つことであろう。

以上の基本的考え方に従って、今後の研究方針を次節にまとめる。

## 3.3 今後の研究方針

(1) 原子力発電所の安全性と信頼性向上のための技術的支援を強化する。特に関西電力の原子力発電所の高経年化対策、不具合分析と改善提言、防災対応支援技術の高度化に全面的に協力する。

(2) 研究の進め方と成果の活用において、上述のあり方、計画検討および成果の活用を示したことを重視する。成果の公開、特に査読付き原著論文の投稿を増加する。

(3) 優秀な研究員の確保と充足、調和ある配置、研究マネジメントの強化を図る。

(4) 特に熱流動・構造研究を中心とした新しい実験棟を建設し、研究の飛躍的進展を目指す。また研究施設の陳腐化に対して、最新鋭の研究設備を整備していく。さらに計算環境においてもトップレベル化を図る。

(5) 内外の大学、研究機関との連携と協力を一層推進する。特に福井県エネルギー研究開発拠点化計画に協力する。

(6) 検査技術グループを強化し、原子力発電所の運

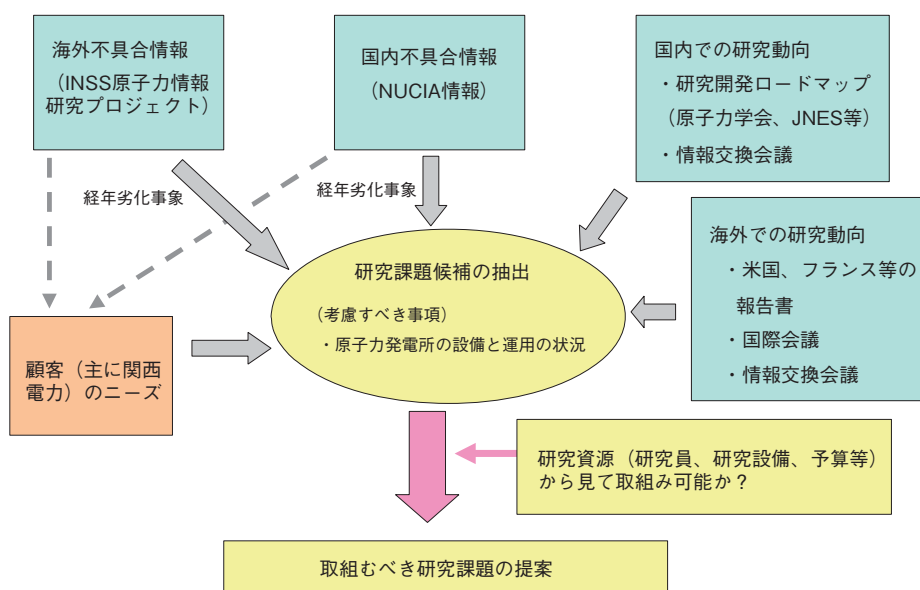


図 11 高経年化研究センターにおける研究計画と課題検討のプロセス

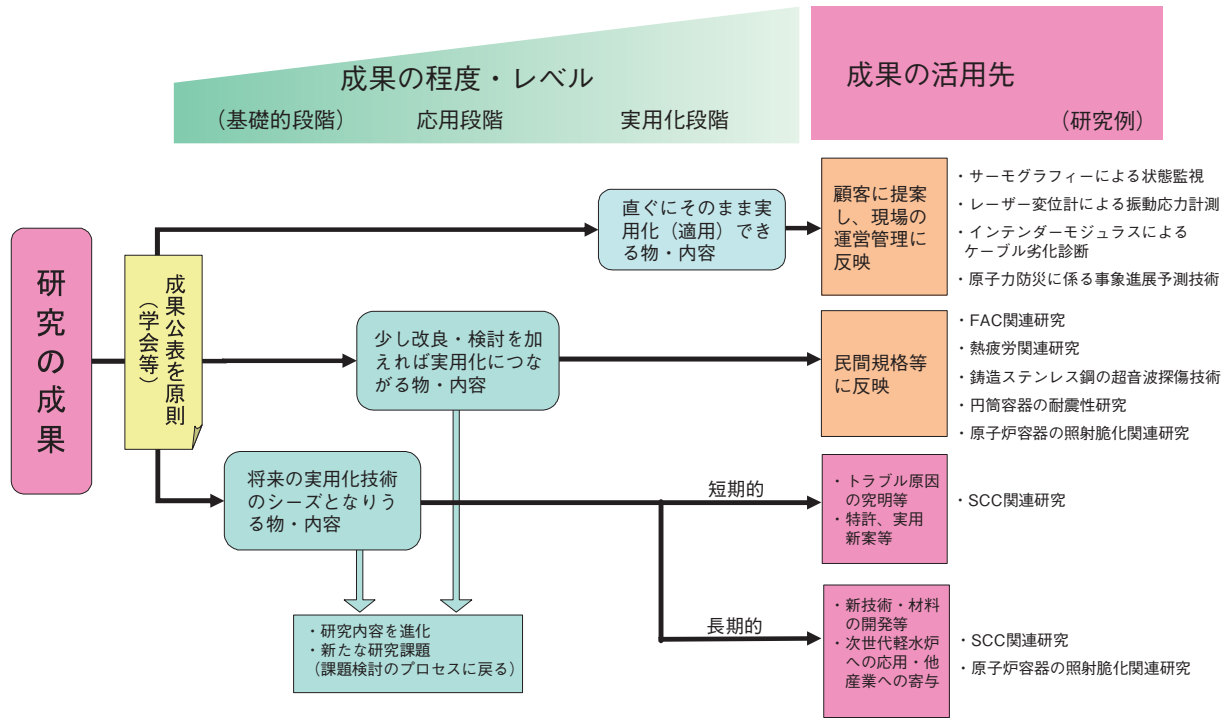


図 12 研究成果の活用

転中の状態監視技術にも取り組む。また耐震の技術や従事者の被ばく低減化対策にも取り組みたい。

文献

(1) 水山成郎, 村瀬道雄, 藤井有蔵, 八木良憲, “配管外面に取り付けた加速度センサによるキャピテーション検知” 日本機械学会論文集 (C編), Vol.74, p.1681 (2008).

(2) T. Oumaya, A. Nakamura, N. Takenaka and D. Onojima, “Thermal Stress Evaluation of a Closed Branch Pipe Connected to Reactor Coolant Loop”, 14th International Conference On Nuclear Engineering (ICONE14), CD-ROM No.89799, (2006).

(3) T. Oumaya, A. Nakamura and N. Takenaka, “Approach to a Method of Integrated Evaluation of Thermal Fatigue and Its Validation Using SPECTRA”, JSME Journal of Power and Energy Systems, Vol.2, p.1150 (2008).

(4) T. Oumaya, A. Nakamura and N. Takenaka, “The Visualization of the Flow in Pressurizer Spray Line Piping and Estimation of Thermal Stress Fluctuation Caused by the Swaying of

Water Surface”, 16th International Conference On Nuclear Engineering (ICONE16), CD-ROM No.48809, (2008).

(5) M. Noda, A. Maekawa, M. Suzuki and M. Shintani, “Development of Evaluation Method of Vibrational Stress in Piping System Applying Multiple Laser Displacement Sensors”, ASME-PVP, PVP2007-26453, (2007).

(6) 前川晃, 鈴木道明, 藤田勝久, “円筒形貯水タンクの曲げ振動とオーバル振動との連成に関する実験的考察”, 日本機械学会論文集 (C編), Vol.73, p.92 (2007).

(7) 前川晃, 鈴木道明, 藤田勝久, “円筒形貯水タンクの曲げ振動とオーバル振動との連成に関する有限要素法の併用による等価モデル”, 日本機械学会論文集 (C編), Vol.74, p.8 (2008).

(8) 酒井俊治, 戸塚信夫, 釜谷昌幸, 中島宣雄, INSS JOURNAL, Vol.7, p.129 (2000).

(9) S. Sakai, N. Totsuka, M. Kamaya and N. Nakajima, “A Study of Evaluation Method for Life Time of Alloy 600 on Primary Water Stress Corrosion Cracking,” CORROSION/2001, Paper No. 01134 (2001).

(10) T. Nakagawa, N. Totsuka, T. Terachi, N.



- Nakajima, "Influence of Dissolved Hydrogen on Oxide Film and PWSCC of Alloy 600 in PWR Primary Water," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.40, p.39 (2003).
- (11) T. Terachi, N. Totsuka, T. Yamada, et al., "Influence of Dissolved Hydrogen on Structure of Oxide Film on Alloy 600 Formed in Primary Water of Pressurized Water Reactors," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 40, p. 509 (2003).
- (12) 戸塚 信夫, 釜谷 昌幸, 藤井 克彦, 寺地 巧, "PWR1 次系環境における 600 合金の応力腐食割れの発生と予測," *INSS MONOGRAPHS*, No.3, 原子力安全システム研究所 (2008).
- (13) T. Terachi, K. Fujii, K. Arioka, "Microstructural Characterization of SCC Crack Tip and Oxide Film for SUS 316 Stainless Steel in Simulated PWR Primary Water at 320°C" *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.42, p.225 (2005).
- (14) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi, G. Chiba, "Cold Work and Temperature Dependence of Stress Corrosion Crack Growth of Austenitic Stainless Steels in Hydrogenated and Oxygenated High Temperature Water," *Corrosion*, Vol.63,p.1114 (2007).
- (15) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi, R.W. Staehle, "Intergranular Stress Corrosion Cracking Behavior of Austenitic Stainless Steels in Hydrogenated High-Temperature Water," *Corrosion*, Vol.62, p.74 (2006).
- (16) K. Arioka, T. Yamada, T. Terachi et al., "Influence of Carbide Precipitation and Rolling Direction on Intergranular Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels in Hydrogenated High-Temperature Water," *Corrosion*, Vol.62, p.568 (2006).
- (17) K. Fukuya, K. Ohno, H. Nakata, S. Dumbill, J.H. Hyde, "Microstructural Evolution in Medium Copper Low Alloy Steels Irradiated in a Pressurized Water Reactor and a Material Test Reactor," *J. Nucl. Mater.*, Vol. 312, p. 163 (2003).
- (18) 福谷耕司, 大野勝巳, 中田早人, "原子炉容器鋼の照射組織変化," *INSS MONOGRAPHS* No.1, 原子力安全システム研究所 (2001).
- (19) K. Fujii, K. Fukuya, "Characterization of Defect Clusters in Ion-Irradiated A533B Steel," *J. Nucl. Mater.*, Vol.336, p.323 (2005).
- (20) K. Fujii, K. Fukuya, H. Nakata, K. Hono, Y. Nagai, M. Hasegawa, "Hardening and Microstructural Evolution in A533B Steels under High-Dose Electron Irradiation," *J. Nucl. Mater.*, Vol.340, p.247 (2005).
- (21) H. Nakata, K. Fujii, K. Fukuya, R. Kasada, A. Kimura, "Grain Boundary Phosphorus Segregation under Thermal Aging in Low Alloy Steels," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 43, p. 785 (2006).
- (22) K. Fukuya, M. Nakano, K. Fujii, T. Torimaru, "IASCC Susceptibility and Slow Tensile Properties of Highly-Irradiated 316 Stainless Steels," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.41, p.673 (2004).
- (23) K. Fukuya, K. Fujii, H. Nishioka, Y. Kitsunai, "Evolution of Microstructure and Microchemistry in Cold-Worked 316 Stainless Steels under PWR Irradiation," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.43, p.159 (2006).
- (24) K. Fukuya, M. Nakano, K. Fujii, T. Torimaru, Y. Kitsunai, "Separation of Microstructural and Microchemical Effects in IASCC Using Post-Irradiation Annealing," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.41, p.1218 (2004).
- (25) T. Yamada, S. Okano, H. Kuwano, "Mechanical Property and Microstructural Change by Thermal Aging of SCS14A Cast Duplex Stainless Steel," *J. Nucl. Mater.*, Vol.350, p.47 (2006).
- (26) M. Kamaya, T. Kitamura, "A Simulation on Growth of Multiple Small Cracks under Stress Corrosion," *International Journal of Fracture*, Vol. 130, p.787 (2004).
- (27) M. Kamaya, T. Haruna, "Crack Initiation Model for Sensitized 304 Stainless Steel in High Temperature Water," *Corrosion Science*, Vol. 48, p.2442 (2006).
- (28) M. Kamaya, "Growth Evaluation of Multiple Interacting Surface Cracks (Part I: Experiments and Simulation of Coalesced Crack)," *Engineering Fracture Mechanics*, Vol.75, p.1336

- (2008).
- (29) Y. Kurozumi, "Development of an Ultrasonic Inspection Technique for Cast Stainless Steel", *INSIGHT* Vol.44, p.437 (2002).
- (30) 黒住保夫, "1次冷却材配管の自動超音波探傷法の開発", *火力原子力発電*, Vol.54, No.4, p.29 (2003).
- (31) Y. Kawaguchi, S. Yamanaka, "Mechanism of the Change in Thermoelectric Power of Cast Duplex Stainless Steel due to Thermal Aging," *JOURNAL of Alloys and Compounds*, Vol.336, p.301 (2002).
- (32) 上坊寺克郎, "熱起電力法による鑄造2相ステンレス鋼の熱時効評価手法の原子力発電所実機適用性の検討," *INSS JOURNAL*, Vol.13, p.225 (2006).
- (33) 上坊寺克郎, "熱起電力法による鑄造2相ステンレス鋼の熱時効の非破壊評価手法の研究", *平成18年度火力原子力発電大会論文集*, p.51 (2007).
- (34) 藤井有蔵, 満田安正, "空気駆動シリンダーのシール用NBR製Oリング寿命評価手法の検討," *INSS JOURNAL*, Vol.10, p.99 (2003).
- (35) 嶋田善夫, 宮崎孝正, "確率論的評価手法を用いた簡便な原子力発電所の機器重要度分類方法の開発", *日本原子力学会和文論文誌*, Vol.5, p.167 (2006).
- (36) 宮崎孝正, "経年劣化や人的過誤等を含めた原子力発電所不具合事象の新たな原因分類法とその適用結果", *日本原子力学会和文論文誌*, Vol.6, p.434 (2007).
- (37) 島田宏樹, "赤外線サーモグラフィを用いた機器の状態監視技術の活用", *火力原子力発電大会論文集*, p.202 (2006).
- (38) K. Takagawa, T. Miyazaki, A. Gofuku, "Human Error Analysis on Adverse Events that Reported from Japanese Nuclear Power Plants as Maintenance errors," *ISSNP*, July 9-17, Wakasa-wan Energy Research Center, Tsuruga, Fukui, Japan, p.30 (2007).
- (39) 丹羽雄二, "事故時手順書表示の機械化", *安全の探求「人・社会と巨大技術が構成するシステムの安全学とその実践」* p.253, ERC出版 (2001).
- (40) Y. Niwa, E. Hollnagel, M. Green, "Guidelines for Computerized Presentation of Emergency Operating Procedures", *Nuclear Engineering and Design*, Vol.167, p.113 (1996).
- (41) 古田一雄, 花房英光, "保修技術力継承のための教育訓練支援システム", *安全の探求「人・社会と巨大技術が構成するシステムの安全学とその実践」* p.312, ERC出版 (2001).
- (42) 編・原子力安全システム研究所技術システム研究所, 監修・北村正晴, 木村逸郎「安全の探求」, ERC出版 (2001).
- (43) 岡野行光, 村瀬道雄, 長江尚史他, "下端を閉塞した狭隘流路での気液対向流と伝熱特性", *日本機械学会論文集B*, Vol.71, p.610 (2005).
- (44) T. Nagae, M. Murase, T. Chikusa, et al., "Reflex Condensation Heat Transfer of Steam-Air Mixture under Turbulent Flow Conditions in a Vertical Tube," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 44, p. 171 (2007).
- (45) 吉田至孝, "原子力防災用放射線エネルギー迅速予測技術の開発", *INSS JOURNAL*, Vol.14, p.346 (2007).
- (46) 吉田至孝, 清水彰直, 放射線遮へい計算に用いるガンマ線ビルドアップ係数とそのGPフィッティングパラメータ, *INSS MONOGRAPHS*, 原子力安全システム研究所 No.2, (2006).
- (47) 吉田至孝, "アクシデントマネジメントの確率論的有効性評価", *日本原子力学会和文論文誌*, Vol.2, p.428 (2003).
- (48) 藤村公也, 渡海親衛, 藤堂二彦, "福井地域を基盤とした近畿圏連携による高経年化対策強化基盤整備事業の実施報告", *INSS JOURNAL*, Vol.15, p.345 (2008).
- (49) 矢川元基, 原子力安全委員会安全研究専門部会, 第20回資料, (2008.1).