



# FAPIG

THE FIRST ATOMIC POWER INDUSTRY GROUP

**178**

**2009 February**

明日を描く、  
明日を創る。

■ 紹介

放射線管理区域立入管理システム .....(3)  
柴田鉄生 / 酒巻 剛 / 増井 馨 / 佐藤 久 / 井上 章 / 数藤隆之

3次元形状認識遠隔ハンドリングシステム  
—プロトタイプの開発, システム強化— .....(9)  
富塚千昭 / 竹内 豊 / 神坐圭介 / 高橋 浩

JMTRを用いた放射性医薬品製造プロセスの整備計画 .....(14)  
飯村光一 / 坂本太一 / 菅野 勝 / 堀 直彦

北陸電力原子力発電所の保守業務システムの構築 .....(19)  
中村達明 / 蓮沼潤一 / 鈴木信太郎

■ 論文

応力再配分軌跡 (SRL) 法を用いたクリープ疲労評価手法 .....(28)  
中村協正 / 島川貴司 / 小林謙一

■ グループ情報

FAPIGにおける原子力PA活動について .....(36)  
米田正章

FAPIGの機構 .....(44)

表紙デザイン：キム ミンコン 金 珉健

私たち富士電機グループは、  
地球環境 (environment) と調和しながら、  
豊かな社会づくり (enrichment) のために、  
たゆまぬ進化 (evolution) を続けていく…。  
私たち、一人ひとりが「e」の最前線を走るフロントランナーです。

CONTENTS

■ Introduction

Access Control System for Radioisotope Controlled Area .....( 3 )  
 T. Shibata / T. Sakamaki / K. Masui / H. Satou / A. Inoue / T. Sudou

Remote Handling System Based on 3-D Shape Recognition Technique  
 - Development of Prototype and System Improvement - .....( 9 )  
 C. Tomizuka / Y. Takeuchi / K. Jinza / H. Takahashi

Conceptual Plan of Radiopharmaceutical Production Process in JMTR .....(14)  
 K. Iimura / T. Sakamoto / M. Kanno / N. Hori

Development of Management Systems for Nuclear Power Plant  
 of Hokuriku Electric Power Company .....(19)  
 T. Nakamura / J. Hasunuma / S. Suzuki

■ Paper

Creep-Fatigue Life Estimation Scheme Based  
 on Stress Redistribution Locus Concept .....(28)  
 K. Nakamura / T. Shimakawa / K. Ken-ichi

■ FAPIG Activities

FAPIG's Activities for Public Acceptance of Nuclear Energy.....(36)  
 M. Yoneda

Cover Design : Kim, Min-Gun

放射線管理区域立入管理システム  
 Access Control System  
 for Radioisotope Controlled Area

柴田 鉄生*	酒巻 剛**	増井 馨**
Tetsuo Shibata	Tsuyoshi Sakamaki	Kaoru Masui
佐藤 久**	井上 章***	数藤 隆之***
Hisashi Satou	Akira Inoue	Takayuki Sudou

〔概要〕

富士電機では、原子力発電所および原子力関連施設における放射線管理区域に立ち入る作業者の個人被ばく線量の監視システムを設計・製造している。このうち、管理区域内に立ち入る作業者の外部被ばく線量に係る管理システムとして立入管理システムがある。今回、国際規格を盛り込んだJIS規格の改正に伴い外部被ばく線量の計測器である電子式個人線量計の製品開発・改良を行い、立入管理システムの開発をしたので紹介する。

1. ま え が き

富士電機は1983年に半導体検出器を用いた電子式個人線量計を開発して以来、国内初の中性子計測可能な電子式個人線量計の開発を進め、現在、国内の原子力発電所および原子力関連施設の個人被ばく管理における立入管理システムにおいて7割以上のシェアを占めている。特に、国際規格IECおよび国内のJIS規格に対応した電子式個人線量計の開発を進めるとともに、作業者および管理者の利便性を考慮した立入管理ゲートから上位の立入管理計算機まで一元的に管理ができる立入管理システムの開発・改良を進めてきた。更に、世界的規模の原子力カルネサンスの波に対応するため、合理的な個人被ばく管理を追求した立入管理システムの開発を進めている。

2. システム概要

立入管理システムは、管理区域内に立ち入る作業者が、電子式個人線量計を携帯し、立入管理ゲートにて作業情報を上位の立入管理計算機から読み込み、その情報に基づき電子式個人線量計に作業情報を書き込み、管理区域内で作業を行って

る。その後、作業者が管理区域から退出する場合に、携帯している電子式個人線量計にて計測した作業者の外部被ばく線量を立入管理ゲートにて読み取り、上位計算機に取り込み、作業者の外部被ばく線量における総合的な管理を行うものである。

図1に立入管理システムの概略構成図を示す。電子式個人線量計の開発・改良の中、特に、耐ノイズ性・耐衝撃性を改善し、放射線計測における信頼性が飛躍的に向上した機器となっている。これは、 $\gamma$ 線計測に加え、 $\beta$ 線と中性子の多線種同時計測可能な電子式個人線量計が開発された当初では、外的要因のノイズによる誤計数の発生が多かったことから、より精度の高い計測が求められていた。今回、電子式個人線量計の筐体や内部のシールド構造を改良し、外的要因によるノイズに対する、特に作業中に携帯するPHSや携帯電話などの電磁波ノイズに対しての耐ノイズ性を向上することができた。また、作業者が誤って落下させたことによる誤動作や故障の発生に対して、1.5m落下に耐えられるような耐衝撃性の高い機器の開発を行うことができた。

写真1に電子式個人線量計シリーズを示す。

\*富士電機システムズ(株) 放射線システム部

\*\* 同社 放射線装置部

\*\*\* 同社 ITシステムセンター 社会システム部

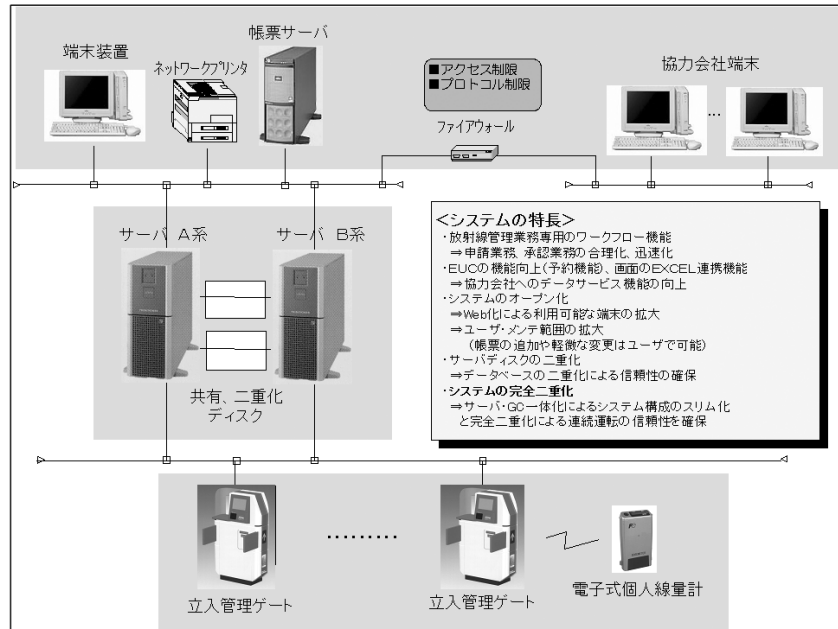


図1 立入管理システム概略構成図

3. システムの特徴 (図1参照)

立入管理システムは、電子式個人線量計を使用することにより管理区域内の作業場において、線量、立入時間などが直読できるとともに、立入管理ゲートや立入管理計算機とオンラインで連携し、作業者の立入管理、線量管理が総合的に行えるシステムである。

また、管理会社ごとに、所属している作業者に関する管理区域内の立入線量や立入状況などの情報を端末装置から監視することができ、データの検索・集計が簡単にできるシステムとなっている。

3.1. 電子式個人線量計

電子式個人線量計は、作業者が携帯して管理区域内の作業中に受けた放射線量を測定し、作業ごとに設定された警報レベルに達した場合に、大音量にて作業者に知らせる機能を有している。更に、マグネシウム合金筐体の採用と内部シールドの構造を強化することにより、耐ノイズ性や耐衝撃性を向上して、より信頼性のある放射線計測が可能となった。

その他の構造についても、国際規格IECやJIS Z4312 (2002) を準拠し、液晶表示部を機器上部に配置して線量などの計測情報を確認しやすくな



写真1 電子式個人線量計の外観図

表1 電子式個人線量計の仕様

測定線種	$\gamma(X)$ 線	$\beta$ 線	中性子
エネルギー範囲	35keV~6MeV	300keV~2.4MeV	0.025eV~15MeV
エネルギー特性	$\pm 20\%$ 以内 (50keV~1.5MeV), $\pm 30\%$ 以内 (1.5MeV~6MeV)	$\pm 30\%$ 以内 (500keV~2.4MeV)	$\pm 50\%$ 以内 (100keV~4.5MeV)
方向特性	$\pm 20\%$ 以内 上下左右60°まで ( $^{137}\text{Cs}$ )	$\pm 30\%$ 以内 上下左右60°まで, ( $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ )	$\pm 30\%$ 以内 上下左右60°まで ( $^{241}\text{Am-Be}$ )
	$\pm 50\%$ 以内 上下左右60°まで ( $^{241}\text{Am}$ )		
	$\pm 30\%$ 以内 水平全周360° ( $^{137}\text{Cs}$ )		
線量指示誤差	$\pm 10\%$ 以内 (0.02 mSv以上)	$\pm 15\%$ 以内 (0.02mSv以上)	$\pm 15\%$ 以内 (0.5mSv以上)
線量率直線性	$\pm 10\%$ 以内 (0.1mSv h <sup>-1</sup> 以上)	$\pm 20\%$ 以内 (0.1mSv h <sup>-1</sup> 以上)	$\pm 20\%$ 以内 (0.5mSv h <sup>-1</sup> 以上)
応答時間	5秒以内 (5mSv h <sup>-1</sup> 以上)		5秒以内 (100mSv h <sup>-1</sup> 以上)
温度特性	NRF3シリーズ： $\pm 20\%$ 以内 (-20°C~+40°C), NRF40： $\pm 10\%$ 以内 (-40°C~+50°C)		
耐衝撃	1.5m落下(木板)各表面1回, NRF40:2.0m落下(鉄板2cm)		
耐電磁波ノイズ	PHS・携帯電話密着, 100V/m, 400A/mで1 $\mu$ Sv未滿		
耐静電気ノイズ	8kV (2mJ) 接触放電で1 $\mu$ Sv未滿		
防滴	NRF3シリーズ：JIS保護等級4級 (IP64 (IEC60529)), NRF40:耐水没, 耐塩水噴霧		
警報機能	ブザー音量:85dB以上 (20cm), 80dB以上 (30cm), 表示灯:赤色LED点滅		
電源	電池CR123A, 1個 (連続2880時間使用)		
使用温湿度範囲	温度:-20°C~+50°C, 湿度:35%~95%		
ケース材質	NRF3シリーズ:樹脂, NRF40:マグネシウム合金+保護ゴム		
質量	NRF30:約100g (電池, クリップ含む), NRF40:約115g (電池, クリップ含む)		
寸法	NRF3シリーズ:W 60×H78×D27, NRF40:W 62×H82×D27		

っている。

通信機能においては、無線通信方式、赤外線通信方式、接点通信方式の3方式の機能を有しており、各装置との通信性能に適した方式を採用している。特に、立入管理ゲートでの入退域処理においては、立入管理ゲート内にいる作業者の電子式個人線量計を識別し、その他の作業者が携帯している電子式個人線量計との通信を区別する通信システムを構築することができた。

万が一、電子式個人線量計の使用中に機器の故障などが発生しても計測した情報は保存され、取り出すことができる構造となっており、過去の計測データを保持するバックアップ機能も追加機能として有することが可能である。

電子式個人線量計のラインナップは、立入管理システムの構成により、充電式のもの、一次電池式のものを取り揃えている。(写真1参照)

国内の立入管理システムでは、システムの信頼性が特に重要であるので、充電機能を有した貸出装置と組み合わせた充電式のシステム構成が大勢を占めているが、簡易的な立入管理システムや海外向けのシステムでは、一次電池式のものによるシステム構成もある。

表1に一次電池式シリーズの電子式個人線量計の仕様を示す。

3.2. 立入管理ゲート

立入管理ゲートは、管理区域に立ち入る作業者の個人情報を上位の立入管理計算機とオンラインでデータ伝送し、上位の立入管理計算機にて判定した立入資格審査の後、作業者が選択した作業情報を電子式個人線量計に書き込み、作業者の管理区域への入退域管理をする装置である。このとき、作業情報は、立入管理計算機に登録されている情報を数件表示し、立入管理ゲート内での作業選択



写真2 立入管理ゲート外観図

操作の時間短縮を図っている。

また、立入管理ゲートでは、電子式個人線量計との通信において、別作業者の携帯している電子式個人線量計との混信や隣接ゲートとの通信干渉を防止するための通信改良を図り、確実に、かつ、信頼性のあるシステムを構築している。

近年では、作業者の携帯しているIDカード情報を直接電子式個人線量計で読み取り、混雑時の立入管理ゲートの待ち時間を回避したゲートレスシステムや個人被ばく管理のうちの内部被ばくを測定する体表面モニタに退域時のデータ伝送機能を設けたシステムなど、作業者への負担軽減を図ったシステムの提供も行っている。

### 3.3. 立入管理計算機

立入管理システムの立入管理計算機では、主に個人管理、作業管理、線量管理の機能を有し、各データの重要性から、管理者からは高い信頼性と強いセキュリティが要求されている。また、同時に、ユーザの作業負荷の低減や管理業務の効率化のため、ユーザの利便性も重視したシステム構築も合わせて必要となっている。

#### (1) 信頼性

信頼性を確保するため、計算機は、運用系が故障時は自動で待機系に切替る主従型の2重化構成とし、更に、データベースを保存するディスク装置は、異なる2台のディスク装置ユニット間でミラーリングを行うなどの信頼性の高い構成としている。また、システムの規模および機能に応じて、特定用途向けの専用サーバ計算機を構築し、サーバ間で連携する負荷分散が可能なシステムとなっ

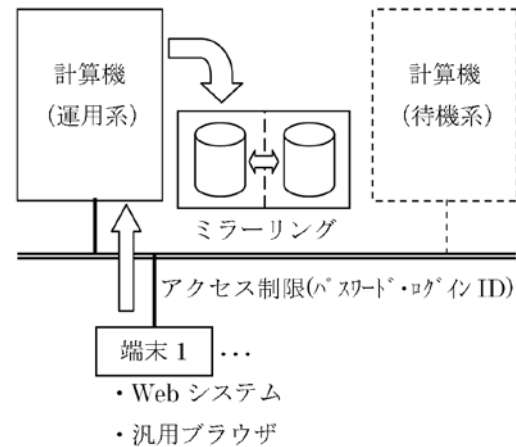


図2 立入管理計算機の構成図

ている。

#### (2) セキュリティ

セキュリティを確保するため、パスワードによるユーザ認証後、ログインユーザに加え端末装置ごとに対象となる画面、データおよび機能単位で詳細なアクセス制御設定が可能となっている。ログイン後のアクセスログは、自動的に採取し、管理者によるチェックが可能で、これにより、不正アクセス、データ改ざんおよび情報漏えいなどを防止している。

#### (3) ユーザの利便性

立入管理計算機にはWebシステムを採用し、アプリケーションソフトはサーバ側に搭載され、端末装置では汎用ブラウザのみで利用可能である。これにより、管理者側は端末装置の保守コストの低減、ユーザ側は操作性の向上および汎用OAソフトとの連携が容易になるなどのメリットがある。

また、システム管理や端末装置でのデータ集計などを行うためデータベースの自由検索を可能にするエンドユーザ・コンピューティング (EUC) 機能を持っている。対象データの選択、検索条件設定、データ表示・出力などの仕様については、ユーザ側のニーズにきめ細かく対応することが可能である。



写真3 貸出装置

## 4. 関連装置

立入管理システムは、電子式個人線量計、立入管理ゲートおよび上位の立入管理計算機がシステム構成における主な機器・装置となっているが、これらの機器・装置に加え、電子式個人線量計を充電するための貸出装置、電子式個人線量計に専用アタッチメントを装着することで作業者の外部被ばく線量をリアルタイムに遠隔監視する無線モニタリング、運用における測定器の定数を設定する設定器、および電子式個人線量計の計測機能を校正する校正装置など取り込むことにより、作業者の外部被ばく線量計測に対し、より高度で効果的なシステムとすることが可能である。

### 4.1. 貸出装置

貸出装置は、管理区域内で使用する電子式個人線量計を充電する装置であり、充電中に電子式個人線量計の計測機能をチェックしている。充電中に異常と判定された電子式個人線量計は、大型の表示部に異常表示をし、作業員へ電子式個人線量計の貸出を自動的に禁止している。

管理区域内で使用した電子式個人線量計を作業員が貸出装置に返却すると、電子式個人線量計に格納した内部データを読み取り、管理端末とのネットワークにより電子式個人線量計の使用状況などの在庫管理をすることができる。

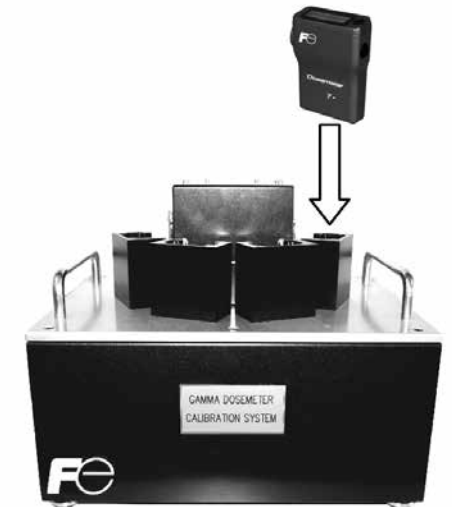


写真4 線量計簡易校正装置

### 4.2. 校正装置

校正装置は、電子式個人線量計の計測機能を維持するために定期的に確認するための装置である。立入管理システムでは、数多くの電子式個人線量計を使用する構成となっているため、効率よく、合理的に校正できる装置が必要となる。

富士電機では、 $\gamma$ 線、 $\beta$ 線および中性子の照射が可能な校正装置のシステム構築を図っている。

写真4に一次電池式の電子式個人線量計の簡易校正装置を示す。

### 4.3. 無線モニタリング

無線モニタリングは、電子式個人線量計の内部データを伝送する専用のアタッチメントを装着することにより作業員の外部被ばく線量や作業時間をリアルタイムで遠隔監視することができ、高線量区域における作業員の被ばく低減につなげることができる。

### 4.4. 線量計携帯確認装置

線量計携帯確認装置は、通常の管理区域への立ち入りとは別に限定された場所へ作業員が立ち入りする場合や更衣場所の区域から他の区域へ移る場合で、作業員が電子式個人線量計を携帯しているかどうかを確認する装置であり、作業員の確実な線量管理を補助するための装置である。

写真5に線量計携帯確認装置を示す。

通行可の場合、ゲートを  
上げることができます。



写真5 線量計携帯確認装置

## 5. おわりに

現在、電子式個人線量計において、国際規格 IEC61256 (2005) が制定され、この規格に準拠した特性・機能の製品開発を含めた高性能・高機能が要求されている。この要求に応えるべく、電子式個人線量計の改善を図り、信頼性の高い電子式個人線量計の開発・製作をすることにより、国内シェアの確保のみならず、海外市場への展開、および、競争力のある機器の製品化を進めている。

富士電機では、立入管理システムにおけるリーディングカンパニーとしての自負のもと、信頼性の高い電子式個人線量計を主軸とした、国内および海外に向けた新しい立入管理システムの提供を今後とも実施していく所存である。

## 参考文献

- 1) 富士時報Vol80 No.4 (2007-7) 電子式個人線量計

## 紹介

# 3次元形状認識遠隔ハンドリングシステム —プロトタイプの開発、システム強化— Remote Handling System Based on 3-D Shape Recognition Technique —Development of Prototype and System Improvement—

富塚千昭\* 竹内豊\*\* 神坐圭介\* 高橋浩\*  
Chiaki Tomizuka Yutaka Takeuchi Keisuke Jinza Hiroshi Takahashi

## 〔概要〕

原子力分野の放射線環境におけるハンドリング作業では、人が作業環境に立ち入ることができないため、遠隔操作機器を使用する。富士電機システムズ(株)では、形状認識技術を応用してハンドリング対象(ターゲット)の位置、姿勢を特定、ビジュアル化する遠隔操作補助システムの開発を行っている。オペレーターは本システムの操作画面を見ることによってマニピュレータなどのハンドリング装置を容易に操作することが可能となる。

本稿では、プロトタイプを製作して本システムの強化を図った内容について紹介する。

## 1. はじめに

従来の遠隔ハンドリング機器の代表である燃料取扱設備では、取扱対象の核燃料が厳密な位置、方位に配置されており、遠隔操作上厳しい環境下で精密で高度な動きを要求されるものの、定められた軌道を一定量動いたら止まり、次に別の動作に移るといったあらかじめ計画された作業を行うものが主であった。

ところが近年、位置、姿勢が不特定なターゲットを取り扱うケースが増えてきており、このような場合には多関節マニピュレータを手動操作で作業を行っている。廃止措置における原子炉解体作業や、セル内の遠隔作業では、多関節マニピュレータ、カメラを作業環境内に設置し、オペレーターは操作室でカメラの映像を見ながら手動操作することになる。

このような背景から以前より当社にて開発を行っている遠隔操作補助システム<sup>1)</sup>について、その操作性向上、機能の検討評価、などを行うためにプロトタイプの開発を行った。

本稿では、プロトタイプ開発過程において実施した補助システムの強化結果について紹介する。

## 2. 遠隔ハンドリング補助システムの詳細

### 2.1. 概要

以前より当社にて開発してきた3次元形状認識技術について、操作性を向上させ、機能を検討・開発するため、小型垂直多関節ロボットを用いて遠隔ハンドリング補助システムのプロトタイプを製作して評価を行った。

本システムの特徴は、把持対象物の3次元形状認識結果とロボットをバーチャルにCG表現し、オペレーターが視点変更して見やすい視点からの映像を表示することにより、遠隔操作を支援することである。見やすい視点を手動操作により表示する機能に加え、ハンドと把持対象物の位置関係が最も見やすい視点からの映像を、自動的に表示する機能や、操作にあたって不可欠なハンドを視点とする映像を仮想的に作成・表示する機能を開発し、操作性を向上させた。

把持動作の際、対象物周辺の障害物の有無を確認し、障害物を回避することは安全上重要である。そこで、固定位置の測定器(レーザースキャナー)に加え、ハンドに小型ステレオカメラを搭載させ、レーザースキャナーにより測定された3次元デー

\* 富士電機システムズ(株) 発電プラント事業本部 原子力・核燃料サイクル統括部 技術部

\*\* 富士電機アドバンステクノロジー(株) エレクトロニクス技術センター システム機器開発部

タに対して、移動するハンド上のステレオカメラから測定した3次元データを随時付け加えることにより、障害物回避に必要な、対象物周辺の密な3次元情報を取得する機能を開発した。

3次元形状認識技術では、実適用の場面で想定されるような、多種・多数の対象物や背景が混在する場合に、指定された対象物を抽出し、姿勢を認識する技術を開発した。

2.2. プロトタイプの開発

図1はプロトタイプのシステム構成であり、制御用パソコン、画面制御用3次元マウス、レーザーキャナー、ロボット、ロボット制御端末、映像確認用カメラにより構成される。レーザーキャナーにより測定された対象物は、パソコンにより認識され、結果のCG表現、マニピュレータのCG表現および測定点群が表示される。オペレータは、3次元マウスにより視点変更して見やすい視点からの画面を表示し、ロボット制御端末によりロボットを操作する。なおロボットとレーザー

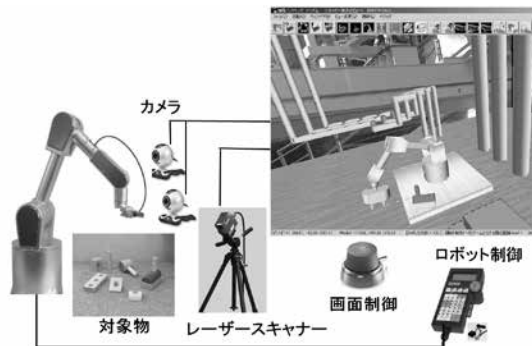


図1 システム構成

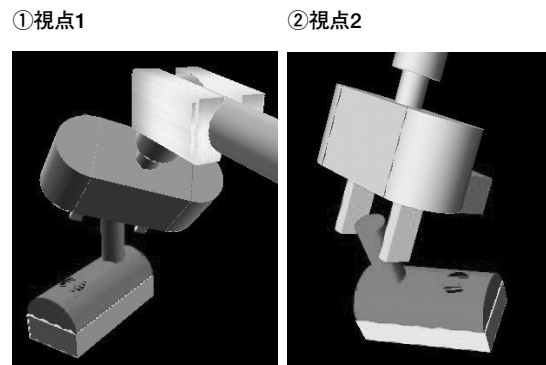


図2 マニピュレータとモデル

キャナーの座標系は、開発したキャリブレーションツールを用いて事前に合わせておく。

マニピュレータ動作時は、各軸の情報(エンコーダの値)をリアルタイムに読み取ることにより、CG表現されたマニピュレータを、実際の動作と同一動作させている。

こうして、図2のようにシーンの測定データとしての点群、認識したモデルのCG表現、マニピュレータのCG表現を重ね合わせた複合現実視(Augmented Reality)と言える表現を行う。図2①では、対象物がハンド部に遮られて見えない状態であるが、②のように視点を変えることにより対象物の状態を確認することができる。

3次元認識結果は、レーザーキャナー座標系における対象物の位置・姿勢であるが、ロボットにより対象物を把持するためには、これをロボット座標系に変換する必要がある。両座標系の関係を表す剛体変換行列は事前に求めておく必要があり、その作業がキャリブレーションである。ロボット座標系において座標値が既知の対象物を、レーザーキャナーにより測定し、レーザーキャナー座標系における座標値を求める。両座標系における座標値の対応を複数求め、両者を対応付ける剛体変換行列を推定する。本システムでは、レーザーキャナーは黒色物体の測定が困難であることを利用し、黒地に白丸を描いたキャリブレーションプレート(図3)をロボット上の所定の位置へ配置し、レーザーキャナーにより読み取られた白丸からその中心を求めることにより、両座標系の対応を得る方式を開発した(図3)。

2.3. 操作性の向上

視点の移動によるハンドリング補助の例を示す。図4①は測定機方向を視点とする映像であり、マニピュレータが対象物を把持できる位置に操作

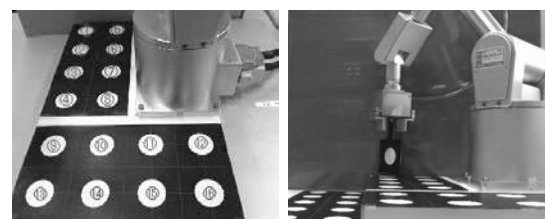


図3 キャリブレーション

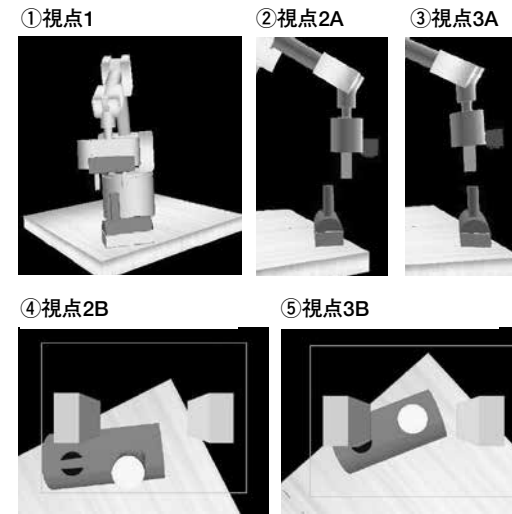


図4 視点移動によるハンドリングの例

されているか不明である。マウス操作により映像の視点を変更すると、②および④のように把持できない位置であるか、③および⑤のように把持できる状態であるか、判断することができる。

このように、本システムでは、把持対象物を3次元形状認識結果に基づいてCG表現することとマニピュレータをCG表現することにより、任意の視点からの観測が可能になり、実際には観測できない映像を表示することができる。また、複数の視点を指定し、複数の観測映像を常時表示することも可能である。その結果、距離感のつかみや、方向から対象物を確認することや、対象物を遮っている物体を避けた視点から見ることができ、熟練度の高くないオペレータのハンドリング操作を適切に補助することができる。

補助的にオペレータの遠隔ハンドリングを支援するための機能として、下記を開発した。

- ①ハンド視点からの映像：対象物をハンドにより把持する作業を行うためには、ハンド位置を視点とした映像が有効である(図4④⑤)。
- ②自動視点変更：手動操作では、ハンドと把持対象物の相対関係が見やすい視点の映像を手動操作により表示するが、見やすい視点を自動的に算出し映像を映し出す機能を開発した。
- ③環境構築機能：ハンド上にステレオカメラを搭載させ、ハンド近傍の3次元情報を随時取得し、

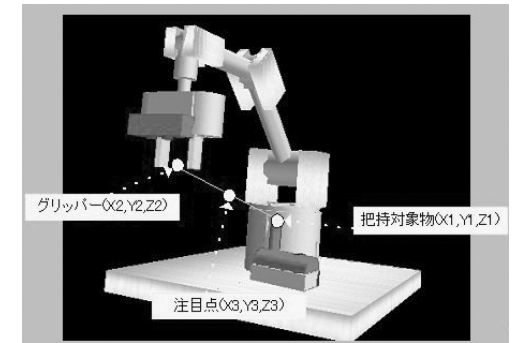


図5 自動視点変更における視点

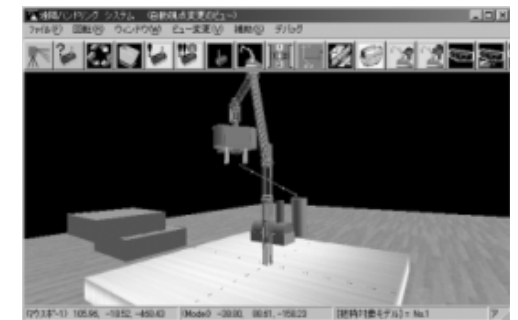


図6 自動視点変更の映像例

レーザーキャナーにより取得した3次元情報と合わせて、周辺環境の3次元情報を構築した。これにより、マニピュレータと障害物との衝突を回避することが可能になる。

オペレータの支援を前提とした遠隔操作機能では、オペレータが手動操作により表示画面をスクロールして、自ら見やすい画面を選択する。この処理の自動化を目的とし、最も見やすい視点を自動的に選択して表示する機能を開発した。

操作にあたって監視すべき最も重要な箇所は、ハンドの位置と把持対象物の位置関係である。そこで、ハンド位置と対象物の位置を結ぶ直線の中心点を注目点とし、この直線と垂直な方向から注目点を見る視点を、最も見やすい視点とする(図5)。該当する視点位置であり、かつロボット軸上に存在する点を視点とし、その視点から見た映像を採用することとした。ただし、ロボット軸上から見た映像では、ロボット軸が視野の妨げとなり、対象物を見ることができない。そこで、ロボット軸を半透明なワイヤー表示とし、妨げられた視野の対象物を見ることができるようにした(図6)。

固定位置の測定器（レーザースキャナー）による測定データには、レーザースキャナーに対して前方に存在する対象物の前面は測定されるが、その対象物の背面や後方に存在する物体は測定できない。こうした箇所がハンドの動作経路となる場合には、障害物の有無を確認する必要がある。そこで、レーザースキャナーにより測定できない部分の3次元計測を行うため、ハンド上にステレオカメラを搭載し（図7）、ハンドの動作に伴って計測を行い、レーザースキャナーの測定データと合わせた周辺環境3次元データを作成する機能を開発した。本システムでは、ステレオカメラに加えて映像監視用のウェブカメラを搭載している。この周辺環境のデータに基づいて、コンピュータと障害物の衝突を回避することができる。

2.4. 3次元形状認識機能の向上

当社で開発した局所的な特徴量を用いた3次元形状認識アルゴリズムにおいて、以下の要素技術を開発し機能を向上させた。

- ①複数の対象物が混在する場合に、指定した対象物を切り出すアルゴリズム
- ②3次元認識原理では認識困難な、回転対象体を認識するアルゴリズム（円柱型など）
- ③精度向上のため、上記認識結果を初期値として、辞書データと測定データを繰り返し法により合致させるアルゴリズム（一般的ICP法の応用）  
実適用の場面では、複数の対象物が混在し、測

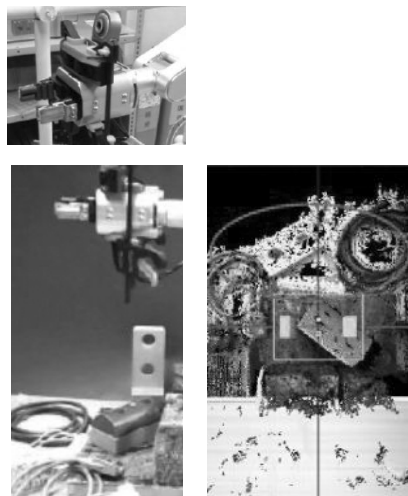


図7 ハンド上のステレオカメラと環境構築

定データには床面や背景などの情報が含まれる。正確な認識を行うためには、認識対象物のデータを切り出す必要がある。そこで、オペレータが画面においてマウスにて指定した対象物について、該当する3次元データを自動的に切り出すアルゴリズムを開発した（①）。

局所的な特徴量を用いた3次元認識では、辞書登録により任意の対象物を認識することが可能であるが、面対象体や回転対象体では同一の局所的な特徴量が多数存在するため位置を特定できず、姿勢認識が困難であるという弱点がある。そこで、回転対象体を高速・高精度に認識するアルゴリズムを開発した（②）。

3次元点群データにおける認識にて最も高精度が得られ手法は、辞書データと測定データを繰り返し法により合致するアルゴリズムであるが、膨大な処理時間を要するという難点がある。そこで、局所の特徴量による認識結果を初期値として繰り返し法を適用することにより、短時間で高精度な認識結果を得るアルゴリズムを開発した（③）。

以降にこれらアルゴリズムの評価結果を記す。対象物の3次元的特徴（凹凸などの特徴のある部分）が測定される場合や、立体の3面が測定できる場合は、高い認識性能を得ることができた。しかし、こうした3次元的特徴が測定できない場合（真横、真上からの計測など）では、測定データが3次元的特徴を有していないため、認識が困難であった。対応としては、3次元的特徴の計測できる視点から再計測することが必要である。評価用の約10種類の対象物（図8）において、3次元的特徴が計測されている場合、ほぼ正しく認識できた。

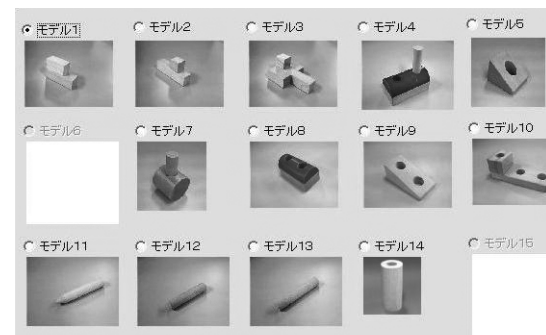


図8 認識対象物

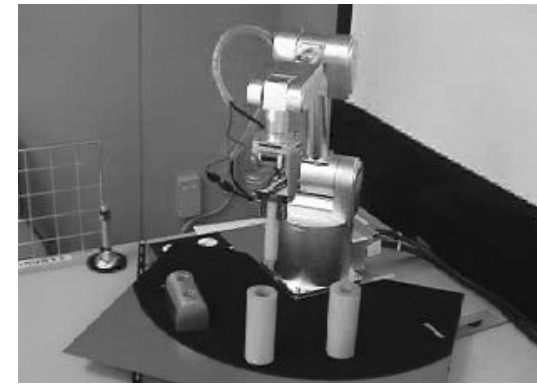


図9 卓上ロボット操作システム

2.5. 応用例

これらの要素技術を組み合わせた応用例として、任意の位置へ配置された対象物を自動認識し、自動作業する卓上ロボット操作システムをプロトタイプシステムとして作成した（図9）。本システムでは、任意の位置に配置された円柱状のブロックと円筒状のブロックの位置・姿勢を認識し、マニピュレータが前者を後者へ挿入する作業を自動的に実行するものである。

2.6. 実用化へ向けての課題

実用化へ向けての課題をまとめる。

- ①3次元認識機能の向上：認識率および認識精度とも、要素技術としての研究・実験段階のレベルである。実用化に向けては、認識率、認識精度および認識速度の向上が必要である。
- ②金属体の認識：金属体の3次元計測は非常に困難な課題である。計測を行う手段、または計測を行わなくても姿勢を認識する手法を検討する必要がある。
- ③非剛体・柔軟物：ロープやケーブルなどは、非剛体・柔軟物であるばかりでなく、形状が変化する可能性がある。動きを捉えるためには、レーザースキャナーのように測定時間を要する測

定器は向いていない。高速測定可能なステレオビジョン方式により、動きを追跡する処理の検討が必要である。

- ④耐放射線環境：レーザースキャナーは放射線環境で使用することに向いていない。放射線環境で3次元情報を得る手段としては、耐放射性カメラを複数使用したステレオビジョン方式が適していると考えられる。

3. あとがき

本研究では、これまでに形状認識技術を中心に開発を行ってきて、シーンの中からターゲットを特定する、当初の目標を達成した段階にある。今後は、より現実的な作業環境を想定して、簡易で使い易いマンマシンインターフェイスを発展していく予定である。また、今回は手動操作の補助システムとして開発を行っているが、任意の位置、姿勢の取扱物を対象とした自動運転の位置測定機能として応用することも考えられ、将来は自動運転も組み合わせたシステムに発展させることが可能である。

遠隔ハンドリング機器が活躍する場面は原子力分野に限ったことではない。危険物の取扱や、大型重量物のクレーンによる取扱もまた、遠隔操作による技量を要する作業と言える。本システムを適用することにより効率がアップすることはもとより、熟練者でもなくとも作業を行えることのメリットは大きいと考えられ、本研究で開発している遠隔ハンドリング補助システムが原子力以外の分野でも活用されていくことを期待している。

参考文献

- 1) 富塚他, 3次元形状認識遠隔ハンドリングシステムの開発, FAPIG誌, 172, (2006) pp.13-18

# JMTRを用いた放射性医薬品製造プロセスの整備計画

## Conceptual Plan of Radiopharmaceutical Production Process in JMTR

飯村 光一\*      坂本 太一\*\*      菅野 勝\*      堀 直彦\*  
 Koichi Iimura      Taichi Sakamoto      Masaru Kanno      Naohiko Hori

〔概要〕

(独) 日本原子力研究開発機構 (JAEA) 大洗研究開発センターの材料試験炉 (以下「JMTR」という。) は現在改修中であり、原子炉施設の一部更新を行うとともに新たな照射ニーズに応えるための照射設備を整備して、平成23年度から再稼働する予定である。

現在、医療の分野において放射線やラジオアイソトープ (RI) は、病気の診断 (放射性診断薬) や、治療 (放射性治療薬) に欠かすことができないものとなっており、特に核医学の分野で放射性診断薬として最も多く用いられるテクネチウム-99m (<sup>99m</sup>Tc: 半減期 6 時間) は、年々需要が増加しているが、その供給源をすべて輸入に依存している状況にあり、安定的な国内生産による供給が望まれている。その要望に応えるため、JMTRではその有効利用の一環として<sup>99m</sup>Tcの製造プロセスの検討を進めており、その概要について紹介する。

### 1. JMTRの概要

JMTR (Japan Materials Testing Reactor, 材料試験炉) は、熱出力50MWの軽水減速冷却タンク型の原子炉で、昭和43年の臨界から平成18年まで、原子炉の燃料、中性子照射下での材料の耐久性、健全性の試験や基礎研究、RIの製造などに利用されてきた。施設の高経年化などを理由に平成18年度に運転停止が計画されたが、今後も長期に亘って原子力発電の技術を支えるべき材料試験用原子炉の必要性が各界より指摘され、JAEAではJMTRを平成23年度に再稼働すべく、必要な改修、準備を着実に進めている。

### 2. 製造プロセスの検討

#### 2.1. 生成方法

RIから放出される放射線は、物質自体はごく微量であっても確実に検出・定量することができ、この性質を利用してシンチグラフィによる検査、診断が行われている。これに用いる医薬品は

いわゆる“放射性診断薬”と呼ばれる。放射性診断薬に用いられるRIには半減期が短く、放射線の透過力の大きいガンマ線を出すものが適している。<sup>99m</sup>Tcはその代表的な核種であり、臓器の形を画像として捉えることのできるガンマカメラまたはシンチレーションカメラの普及により<sup>99m</sup>Tc製剤の使用量は急増している。

この<sup>99m</sup>Tc製剤の供給には、唯一の原料 (親核種) であるモリブデン-99 (<sup>99</sup>Mo: 半減期約66時間) を得なければならないが、この方法として、「核分裂法」および「中性子放射化法」の二つの方法がある。

現在海外で主に用いられている核分裂法は、ウランを照射ターゲットとし、原子炉などにおけるウラン-235 (<sup>235</sup>U) の核分裂生成物として<sup>99</sup>Moを得るものであり、製造量において現在世界の主流となっている。しかし、この核分裂法では多数の核分裂生成物の中から<sup>99</sup>Moを抽出する化学処理過程が複雑で、大量の廃棄物発生が問題となっており、それに係る費用を押し上げている。

一方、中性子放射化法は、天然Mo中の同位体である<sup>98</sup>Moをターゲットとし、中性子照射による<sup>98</sup>Mo (n, γ) <sup>99</sup>Mo反応を利用し<sup>99</sup>Moを得る方法である。この方法の採用により核分裂法の問題点を解決が多いに期待できることから、本検討では「中性子放射化法」を選定した。

#### 2.2. 製造工程

前述の中性子放射化法により、JMTRの既設の設備を利用することを主眼におき、前述の中性子放射化法を用いた<sup>99</sup>Mo製造の基本プロセスを構築した。全体製造プロセスを図1に示す。

原料となる<sup>98</sup>Moは、モリブデンの酸化物である三酸化モリブデン (MoO<sub>3</sub>) の形態としてペレット化し、これを照射試料として用いる。これはラビットと呼ばれる小さなアルミニウム製の容器に照射試料を封入し、原子炉炉心での照射が可能なJMTRの照射設備である「水力ラビット照射装置」に装荷するためであり、一定期間炉心で照射し、<sup>99</sup>Moを得る。

JMTRでは、照射した照射試料の遠隔取扱い、照射後試験が可能なホットラボを備えており、ここで<sup>99</sup>Moを照射試料から抽出し、検査および出荷できる形態に処理する。以下に各工程について説明する。

##### (1) 照射前工程

三酸化モリブデンペレットの製法は、高純度のMoO<sub>3</sub>の粉末を原料として調達し、これに樟脳と

2 w/oエタノールのバインダーを加えて焼結して、ペレット状に成型する。MoO<sub>3</sub>の一般的な物性値を表1に示す。この焼結体は型崩れがなく、またカドミウムや鉛より堅く、スズ、銅、アルミニウムより柔らかいペレットとなる。ペレットの検査として、寸法検査、重量測定、外観検査、不純物分析を行い内筒に封入したうえで、ラビットに入れる。図2にラビットの概略図を示す。

##### (2) 照射中工程

照射中工程では、前述の照射前工程から照射試料を封入したラビットを受取り、水力ラビット照射装置で照射を行う工程である。

この水力ラビット照射装置は、原子炉容器内にラビットを送り込むための「炉内管」と、冷却水の循環やラビットの装填、取出しの機能を持つ「炉外装置」の部分から構成されている。よって

表1 MoO<sub>3</sub>物性値 (粉末)

分子量	143.95 (Mo 66.6%, O 33.3%)
<sup>98</sup> Mo存在比	23.75%
α相結晶	斜方晶系
密度	4.692 g/cm <sup>3</sup>
融点	780℃ 融解
溶解度	1~2 g/l H <sub>2</sub> O (pH4.0~4.5)
電気伝導度	誘電性

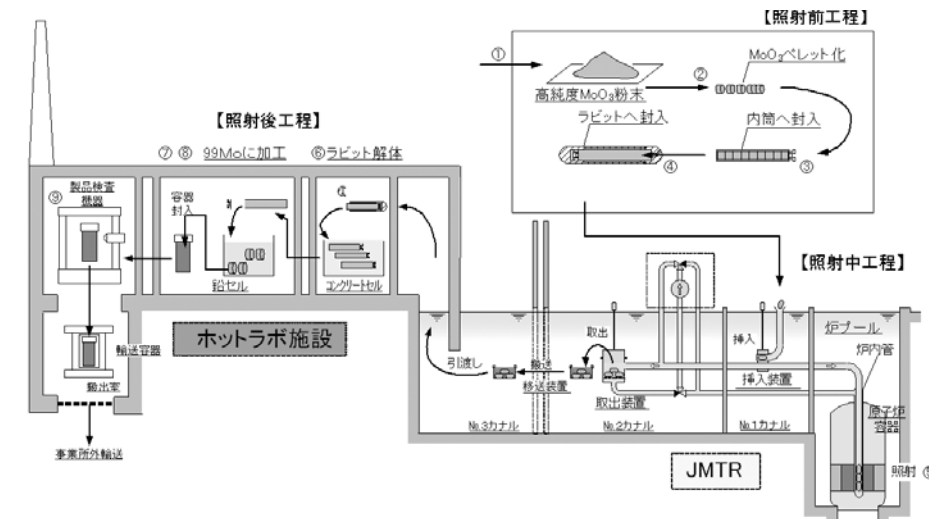


図1 JMTRを用いた<sup>99</sup>Mo製造プロセスの概念図

\* (独) 日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 照射試験炉センター 原子炉施設管理部

\*\* 同機構 同センター 同センター 同部 (出向職員 (カワサキプラントシステムズ(株)))

原子炉を運転したままラビットを炉心の照射位置へ挿入、取出しできることから、MoO<sub>3</sub>への照射時間を任意に制御して常に最も高い<sup>99</sup>Moの生成率を確保することができる。

本照射装置では、挿入装置に装填したラビットを冷却水（水力）によって炉内管に挿入し、原子

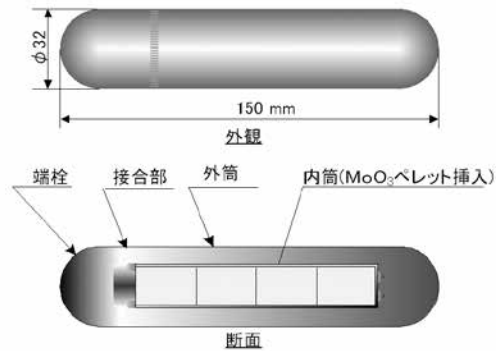


図2 ラビットの概略図

表2 水カラビット照射装置（既設）の主な仕様

熱中性子束	8.1×10 <sup>13</sup> n/cm <sup>2</sup> ・s(平均)	
高速中性子束	6.7×10 <sup>12</sup> n/cm <sup>2</sup> ・s(平均)	
炉心位置	D-5	
冷却材	種類	軽水
	流量	11m <sup>3</sup> /h
	温度	約40℃
	圧力	1.96MPa(最大)
ラビット	外形寸法	φ32×ℓ150mm
	材質	アルミニウム合金 またはステンレス鋼
	重量	600g/個(最大)
	照射時間	1分以上

炉心での照射中は、ラビット、炉内管などを含む炉心位置における発熱を冷却水の循環により冷却する。計画時間照射した後は、挿入時と水流方向を切り替え、取出し装置へ取り出す。取出したラビットは、チャンネル水中をバスケットに入れた状態で移送し、次工程へ引き渡す。JMTRに既設の水カラビット照射装置の主な仕様を表2に示す。

(3) 照射後工程

原子炉内で照射されたラビットは、チャンネルを通じてJMTRホットラボに引き渡し、製品化する。ホットラボ建家は原子炉建家とチャンネル（水路）で結ばれており、チャンネル水の放射線しゃへい効果により、ラビットや照射試料をしゃへい容器などに詰め替えることなく安全に、かつ速やかに移送することができる。ホットラボではしゃへいをしたセル内にラビットを取り込み、遠隔操作によってラビットを開封、内筒を取り出し、さらに内筒を開封し、封入されているMoO<sub>3</sub>ペレットを取り出し、化学処理工程に送り出す。

ラビット外筒および内筒の開封は、試料に熱や傷などの影響を与えない工法が好ましく、セル内での遠隔作業において実績のある、刃を押し付けて切断する方法を想定している。

取出したMoO<sub>3</sub>ペレットは水酸化ナトリウム水溶液を用いてMoを溶解・抽出し、溶液の状態ですべての製品検査（pH測定、γ線測定、容積・容量測定、重量測定）および少量のサンプリングによる不純物分析を行う。

その後、出荷する放射エネルギーに合わせて製品容器に配分して詰め、密栓し、輸送容器にローディングし、表面汚染検査および1m線量率の測定など

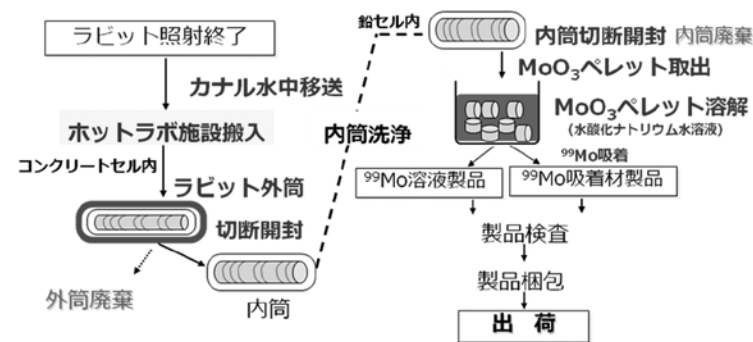


図3 ホットラボでの<sup>99</sup>Moの製品化概略フロー

所定の測定を行いホットラボから出荷する。

図3にホットラボでの<sup>99</sup>Moの製品化概略フローを示す。

<sup>99</sup>Moは半減期が66.7時間であり、需要先に引き渡されたのち<sup>99m</sup>Tc（半減期6時間）を分離して放射性診断薬として調整することから、放射エネルギーの減衰を考慮すると、照射直後から出荷までの<sup>99</sup>Moを扱う作業は連続的かつ工程時間短いほうが好ましく、JMTRの各施設はその特徴を備えている。

3. 製造量の検討

水カラビット照射装置による<sup>99</sup>Moの製造量を決める主な因子は、「原子炉内の照射位置における熱中性子束の違い」と、「同時に炉内管で照射できるラビットの個数」である。現在計画されている炉心の構成においては、ラビットの照射が可能な位置として、照射孔D-5およびM-9があり、これらについて製造量の試算をしている。

3.1. 照射孔の位置

照射孔の選定は、既設水カラビット照射装置の炉内管（以下「既設炉内管」という。）が設置されている照射孔「D-5」の他に「M-9」を候補としている。炉内管におけるラビットの照射状態を図4に示す。

同時に炉内管で照射できるラビットの個数は、その照射孔位置での軸方向の中性子束分布、および燃料要素、反射体などの炉心構成要素や炉内管の支持、位置決めをする炉心格子板の形状、寸法により制限される炉内管の形状によって決まる。よって、照射孔D-5ではラビット3個に対し、M-9では最大5個を見込んでいる。

3.2. <sup>99</sup>Moの生成量の試算

各照射孔における照射による<sup>99</sup>Moの生成量を

JMTRにおける既往の試験照射例の結果と、各照射孔における熱中性子束の比などを基に試算した。炉心での照射時間については試験照射例と同じ6日間を1バッチとし、照射後直後から出荷までの時間に約2.5日要することを前提とすると、各週ごとに1バッチ、すなわち<sup>99</sup>Moの出荷量として既設の水カラビット照射装置を用いた場合（D-5）は3.7TBq/週となる。これに加え照射孔D-9での照射を考慮すると、合わせて最大18.5TBq/週の出荷が可能である見通しを得ている。

水カラビット照射装置は汎用性があることから他の照射依頼への対応があるが、<sup>99</sup>Mo製造への占有を仮定すると、JMTRの1運転サイクルを標準30日として、1サイクル中最大4バッチの出荷が可能である。

製造量の試算値を表3にまとめる。

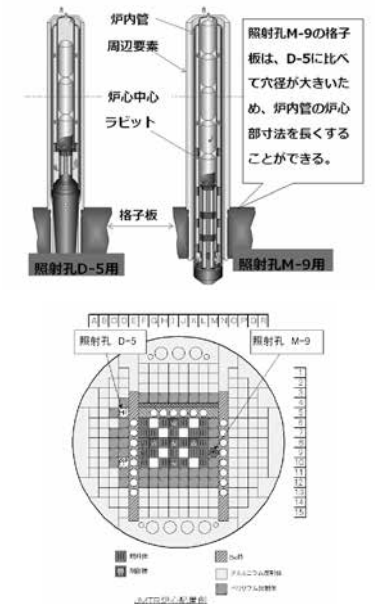


図4 水カラビット炉内管（炉心部）構造

表3 <sup>99</sup>Mo<sub>3</sub>製造量（試算値）

仕様	照射孔	既設水カラビット照射設備により製造		既設水カラビット照射設備と水カラビット照射装置を1基増設して製造	
		D-5	M-9	D-5	M-9
熱中性子束(最大)		1.1×10 <sup>14</sup> n/cm <sup>2</sup> ・s	1.1×10 <sup>14</sup> n/cm <sup>2</sup> ・s	1.1×10 <sup>14</sup> n/cm <sup>2</sup> ・s	3.5×10 <sup>14</sup> n/cm <sup>2</sup> ・s
ラビット最大照射数量		3個	3個	3個	5個
製造量		3.7 TBq/週 (100Ci/週)		18.5 TBq/週 (500 Ci/週)	

## 4. 照射装置および化学処理装置の整備

### 4.1. 照射設備

既設水力ラビット照射装置は、供用開始から年月を経ているが、現在も維持保守管理しており、今後数十年の本格的な供用を念頭において整備を検討している。さらに水力ラビット照射設備の増設については、製作、設置に十分実績があるものであるが、国への認可申請を必要とするものであり、設置計画はこれに対応して順次進めていく予定である。

### 4.2. ホットラボ

ホットラボのセル内には、ラビット外筒の解体装置、<sup>99</sup>Moを抽出するための装置などが必要であり、狭いセルに対応した小型の<sup>99</sup>Moの抽出装置の概念設計と開発を進めている。

## 5. ま と め

JAEAでは<sup>99</sup>Mo製造プロセスとして、これまでの概念検討において三酸化モリブデンを焼結したペレットを照射ターゲットとする中性子放射化法を選定し、JMTRに既設の水力ラビット照射装置を活用することにより、各工程が連続的で処理時間の短縮化が可能な製造プロセスの成立性を確認した。また、極力高い中性子束の得られる原子炉内の照射位置を用いることで既設照射装置のみによる場合に比べ、約5倍と飛躍的に増産できる見通しを得ている。

これらの検討と技術開発により、<sup>99</sup>Moの高い生成率の達成と短い半減期による崩壊損失を最小に抑えた効率的な供給が可能となり、産業界と協調し、放射性診断薬（<sup>99m</sup>Tc）の一部国産化および安定供給体制の確立に貢献できると確信している。

### 参考文献

- 1) 飯村光一 他, JMTRを用いた<sup>99</sup>Mo製造設備の概念検討, JAEA-Technology 2008-035, (2008)
- 2) 飯村光一 他, 照射設備の整備計画, 平成19年度弥生研究会 (2007), 1-3.

# 北陸電力原子力発電所の保守業務システムの構築 Development of Management Systems for Nuclear Power Plant of Hokuriku Electric Power Company

中村 達明\* 蓮 沼 潤一\*\* 鈴木 信太郎\*\*  
Tatsuaki Nakamura Junichi Hasunuma Shintaro Suzuki

### 〔概要〕

北陸電力株式会社は石川県志賀町に原子力発電所を建設し、1993年7月の1号機の営業運転開始以来、15年以上の運転を重ねてきている。原子力発電所の運転は、発電に加え大規模なプラントを保守・点検することがもう一つの大きな業務になるが、近年、原子力業界では発電所におけるトラブルを発端に、保守・点検などの国の検査制度が度々改正されている。

本稿では、大規模プラントである原子力発電所の保守作業を安全、かつ効率的に進めるために、ITを効果的に利用した原子力作業管理システム、および原子力保守履歴管理システムの導入背景・目的、業務システム開発手法、およびシステムの特徴について述べる（本稿は雑誌FUJITSU 2008-9月号pp490-498に掲載された論文です）。

## 1. ま え が き

日本の原子力発電は、1963年10月26日に茨城県東海村で日本原子力研究所（現、日本原子力研究開発機構）が動力試験炉（JPDR：Japan Power Demonstration Reactor）で12.5MWの発電を成功したのが最初になる。その後、商用原子力発電では、1966年に日本原子力発電株式会社によるコールダー・ホール改良型原子炉を導入し、日本初の営業運転を開始している。現在主流の軽水炉（BWR：Boiling Water Reactor, PWR：Pressurized Water Reactor）による発電は1970年から開始されている。2008年1月現在、日本国内では、55基の原子力プラントが稼働中である<sup>1)2)</sup>。原子力発電所は巨大なプラントであり、運転業務の中で、検査・保守の占めるウェイトは大きい。

近年、原子力発電を取り巻く情勢は、1999年の臨界事故や2002年の原子力発電所不正データ問題発覚から厳しさを増している。

このことから、国の監督官庁である経済産業省原子力安全・保安院では2002年2月から「検査の在り方に関する検討会」を開催し、2003年に原子

力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2003）、および原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2003）について評価し、検査制度の法令改正がなされ、2004年には品質保証制度に基づいた保安検査、定期検査、および定期安全管理審査が開始された。

この2003年の検査制度改正後、2004年に発生した二次系配管破損事故を契機に、運転期間が長期にわたる高経年化プラントへの社会的関心が高まったこと、および検査制度改正から2年が経過していることを受け、2005年～2007年にかけて検査制度の見直しが実施された。この見直しにより「保全プログラムに基づく保全活動に対する検査制度」の導入が検討された。

2008年現在も、より具体的な対策を国を中心に進めており、今後は本検査制度で発電所の保守を実施することになる。

富士通では、上記の原子力プラント保全活動の強化という情勢の中で、1985年から動力炉・核燃料開発事業団（現、日本原子力研究開発機構）ふげん発電所における保守管理システムなどの開発、および2002年から東北電力株式会社における

\*北陸電力(株) 情報通信部

\*\* 富士通(株) テクニカルコンピューティング・ソリューション事業本部 科学システムソリューション統括部

保守管理システムなどの開発に発電所の方々と一丸となって携わってきた。

この実績から、本稿で紹介する北陸電力株式会社（以下、北陸電力）志賀原子力発電所向けのシステム構築を共同で行うこととなった。

## 2. 北陸電力志賀原子力発電所の設備保守概要

北陸電力では、1993年7月に志賀（しか）原子力発電所1号機が定格電気出力54万kWの営業運転を開始している。さらに、2006年3月に同2号機で定格電気出力135万8千kWの運転を開始している<sup>3)</sup>。

北陸電力におけるプラントの保守フローを図1に示す。

プラント保守では計画（Plan）→実施（Do）→確認（Check）→改善（Act）を実施している。

### (1) 計画（Plan）

各種設備の点検計画を策定するため、定期点検などの計画立案、保守にかかわる費用の算出を実施する。利用するシステムは、保全計画管理システムおよび全社積算システムであり、北陸電力グループ会社の北電情報システムサービス株式会社（以下、HISS）が構築したシステムである。

また、各種設備の不具合などから、計画外の保守が必要になる場合は、点検計画を立案して、作業を実施する。利用するシステムは、「原子力保

守履歴管理システム」の一部機能であり、北陸電力と富士通が共同で設計し構築したシステムである。

### (2) 実施（Do）

発電所内での保守作業を安全に行うために、「作業票」や後述する「アイソレーションリスト」などを起票する。また、事前に同一設備に対する作業のチェックなどを実施する。さらに、作業終了時には、各種帳票の結果報告を記載し、関連部門の承認を得る。

このために利用するシステムとして「原子力作業管理システム」を構築した。本システムも、北陸電力と富士通が共同で設計し、構築したシステムである。

### (3) 確認（Check）

作業票の内容から、点検補修などの評価を実施し、申送事項・懸案事項のある設備については、保守メモを作成する。

### (4) 改善（Act）

各種評価、故障記録分析などを基に改善案を出し、計画への反映を実施する。

上記、確認業務・改善業務についても、「原子力保守履歴管理システム」を利用する。システムを利用することで、点検した結果が電子化され、後に点検実績一覧や、設備からの点検履歴を参照することができるようになる。

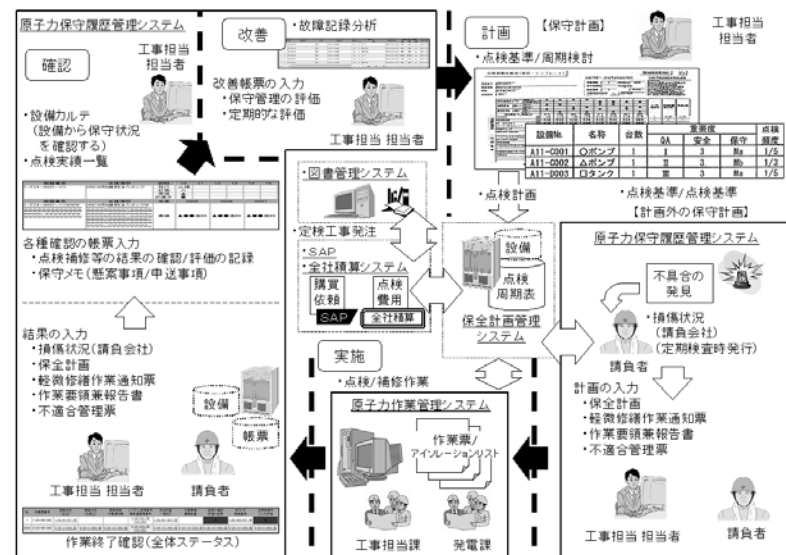


図1 保守業務システムフロー

## 3. 管理システム構築の背景

原子力プラント1基には、主要機器で2万点、点検機器単位で10万点、スイッチ類などの操作対象機器に至っては30~40万点の設備が存在する。プラントの保守作業は、安全確保が第一である。これらの設備を安全にかつ、効率良く保守・管理するためには、前章で述べた管理システムの利用が必須である。

従来使用していた原子力作業管理システムは、北陸電力で自社開発したシステムを志賀1号機の運転開始以降運用していたが、志賀2号機の運転開始に伴い業務量が増加することから、更なる作業安全の確保と作業実施の円滑化を図るため再構築することとした。また、原子力保守履歴管理システムについては、2003年に導入した、原子力発電所における安全のための品質保証規程および原子力発電所の保守管理規程に基づく検査対応のため、新たにシステムの構築の必要があった。

この背景により、北陸電力志賀原子力発電所では、2003年の法令改正に伴う保守管理変更への対応、および2006年に運転開始する志賀2号機を見据え、2003年から保守管理に必要な保全計画管理システム、原子力作業管理システム、原子力保守履歴管理システムの再構築、新規構築に向けた概要設計をHISSと開始した。

北陸電力では、原子力作業管理システム、原子力保守履歴管理システムの開発について、富士通に委託した。

## 4. 業務システム開発手法

より良いシステム開発のため、情報システム部門のみならず、原子力発電所におけるシステムの利用部門、および現場作業員との調整を行うことが前提となっていた。情報システムの設計・構築に不慣れな利用者、および情報システム部門との合意形成には、紙上の仕様書の確認のみでは、非常に難しいと想定した。とくに情報システムで活用されているUML (Unified Modeling Language) など、事前に教育が必要な図を利用することは不可能であった。

このため、今回の設計ではHTML (Hyper

Text Markup Language) による半プロトタイプ手法を採用し、できるだけ完成イメージに近い動きを作成し設計を進めた。この設計の進め方を以下に示す。

### (1) 画面構成、基本事項の設計

画面構成などを決定し、HTMLで記述する(図2)。

### (2) 共通部品の設計

画面の共通部品を決定し、HTMLで記述する(図3)。

### (3) 詳細画面の設計

詳細Web画面を作成する。ここで注意するのは、画面で入力できる項目の大きさ、画面遷移、ボタンをクリックしたときの動作を、できるだけ完成システムイメージに近付けることである。また、本システムの画面設計の基本思想として、紙で運用している帳票をそのまま入力画面として採用し、運用開始後の教育に負担をかけずにスムーズな運用が開始できるような設計をしている。同

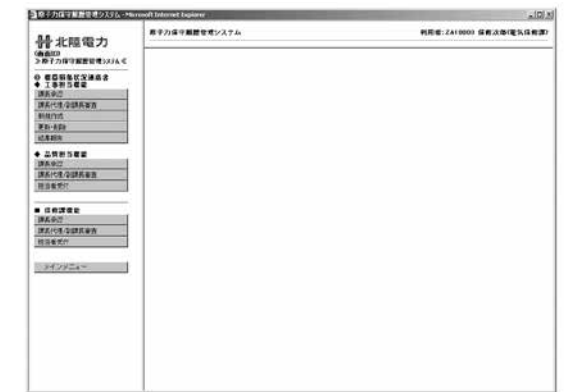


図2 基本構成のWeb画面



図3 共通部品のWeb画面

時に、業務フローの見直しも実施していく。これらの画面例を図4に示す。

基本的には(1)、(2)に示した設計を行い、続いて(3)の詳細画面の設計において半プロトタイプ手法を用いて、数回の詳細Web画面の作成と業務フローの見直しを実施している。

本手法は、設計段階で多くの工数を要するが、システムテスト時における仕様の食い違いが減少すること、および何よりも使いやすいシステムが設計段階から判明するなど、利点の多い設計手法と言える。

5. 原子力作業管理システム

北陸電力志賀原子力発電所では、所内で実施する保守作業の安全性を確保するために、作業の概要をまとめた作業票の作成、点検対象の設備のリストである点検機器一覧、点検機器を保守するために必要な設備の操作を記載したアイソレーション（以下、アイソレ）リストを作成し、工事担当課をはじめ、関連する部署で承認を得ることで、保守作業を可能としている。

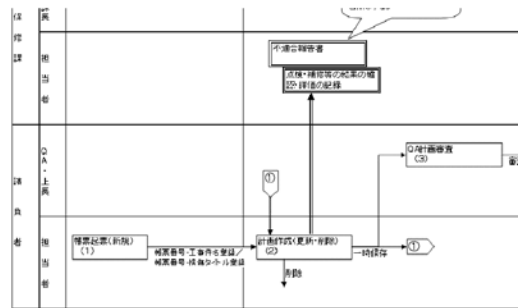
とくに、設備を安全に保守するためには、通常、水・蒸気で満たされている配管から水などを抜くために、様々な周辺設備に対して操作をすることが必要になる。このための措置をアイソレ（隔離）と呼ぶ。

このように、作業票による保守作業業務を支援するために、原子力作業管理システムは、作業票・アイソレリスト操作、電子フロー機能、および安全性を確保するための機能の二つの機能を提供している。

5.1. 作業票・アイソレリスト操作、電子フロー機能

本機能は、作業票・アイソレリストの起票・上覧・承認・変更をする機能である。基本的な機能は以下のとおりである。

- (1) 作業票関連機能（新規作成・複写作成・更新削除・アイソレリスト作成/修正・点検機器一覧）
- (2) アイソレ機器マスタ管理・標準アイソレマスタ管理
- (3) 承認処理（工事担当課承認・受付担当課承認・設備担当課当直承認）
- (4) アイソレ札印刷
- (5) 作業票の変更依頼（アイソレ実施解除依頼・期間変更などの依頼・アイソレリスト修正）



(a) 業務フローの例

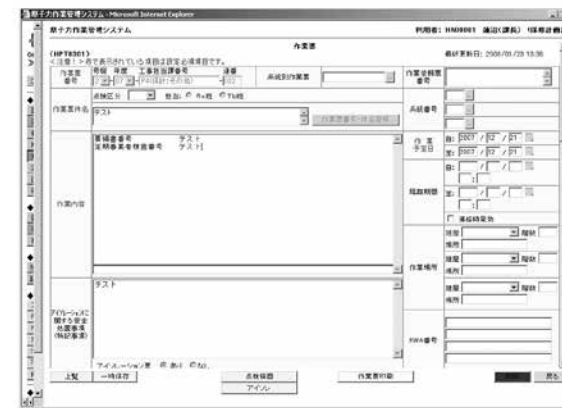


(b) 検索ボタンクリックして結果を表示



(c) 帳票の入力設計（紙帳票と同じ）

図4 詳細Web画面と業務フロー



(a) 作業票の入力画面



(b) アイソレリスト入力画面

図5 作業票・アイソレリスト入力画面例

以下、これらの機能について説明する。

【作業票関連機能】

作業票関連の機能では、円滑に保守作業を進めるために、紙帳票と同じイメージの入力インタフェースを採用している。また、過去の同様な作業票から内容を引き継いで作業票を作成できる参照起票を用意している。この参照起票を利用することで、作業票に付随するアイソレリストも同時にコピーされる。点検機器一覧については、点検回数などの違いがあるため、コピーはしない。

【アイソレ機器マスタ管理・標準アイソレマスタ管理】

アイソレリストの作成では、標準アイソレマスタ管理を提供し、雛形となるアイソレリストを登録することができ、停止時定期点検など大掛かりな点検時の作業効率向上に一役買っている。

また、停止時定期点検など、大規模な保守作業を実施する際には、担当各課に保守業務がまたがるため、系統単位で管理する「系統別隔離作業票」（親作業）を用意して、アイソレの共通化を図るとともに、個々の作業票（子作業）を関連作業票として登録することも可能としている。

作業票の入力画面・アイソレリストの画面例を図5に示す。

【承認処理】

作業票作成によって、作業票・点検機器一覧・

アイソレリストおよび付属するドキュメントの用意を完了した後、電子承認機能を利用して、帳票の工事担当部署内での管理職による上覧・承認を実施する。工事担当部署での承認後、受付担当課による作業受付・承認、設備担当課の当直による作業受付・承認を経て、作業票が発効状態となり、保守作業が実施可能な状態となる。設備担当課の当直による受付・承認では、操作を簡単にするため、バーコードによる対象作業票の検索と、検索条件の指定による作業票検索の2種類の機能を提供している。作業変更の変更依頼や作業完了時の結果報告時の受付・承認でも、本機能を利用する。受付・承認のバーコード検索画面の例を図6に示す。

【アイソレ札印刷】

通常の業務では、作業票の発効前に、アイソレ札の印刷処理を行う。アイソレ札とは、安全措置のための操作対象設備とその状態を示したものであり、操作禁止であることを表示する札である。この札は、現場での誤操作を防止するために用いる札である。

アイソレ札の印刷には専用のラベルプリンタを使用せず、一般の事務で利用されるレーザープリンタを利用し、専用のプレプリント用紙を採用して札の作成をしている。アイソレ札の例を図7に示す。



図6 受付・承認のバーコード承認画面



(a) 変更依頼票画面

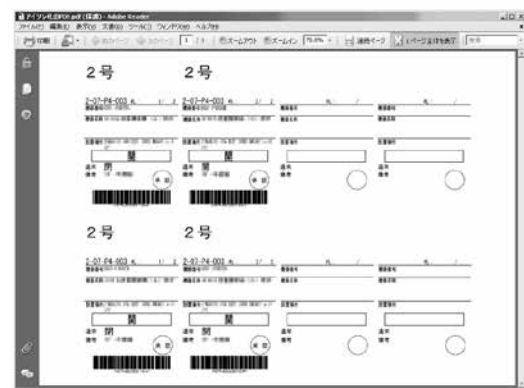


図7 アイソレ札の例



(b) アイソレ実施・復旧画面

図8 変更依頼票画面例

【作業票の変更依頼】

保守作業実施中に生じる作業計画の変更や、アイソレ操作の実施・復旧依頼をするために、変更依頼票を用いている。このために、本システムでも、変更依頼票の作成機能を提供している。作業票の変更依頼には、重要と軽微の区分が存在する。アイソレ実施・復旧依頼に関しては、保守担当箇所<sup>(注1)</sup>の担当者から直接設備担当箇所<sup>(注2)</sup>に依頼ができるように「軽微」区分にて簡単に電子フローを回すことが可能である。しかし、作業内容やアイソレリストの編集については、「重要」区分となり、保守担当箇所の上長の承認を得る必要がある。変更依頼の画面例を図8に示す。

5.2. 安全性を確保するための機能

本機能は、プラント内の作業の安全性を確保す

(注1) 設備の点検、補修を実施する部署。

(注2) 設備の運転をする部署。

るための機能である。  
 設備操作においては、高温・高圧、かつ放射性物質を含む可能性のある水・蒸気・そのほかを扱うため、他作業で同時に進行している設備操作との同時期に同一設備に対する操作（干渉）の有無状況の把握が必須になる。例えば、作業AでX設備の弁操作を「開」にしたい、また作業Bでも同じX設備の弁操作を「閉」にしたいといった場合に、いずれかの作業を中止するなどの調整が必要となる。

このような干渉状況の把握のため、以下の機能を提供している。

- (1) アイソレリスト干渉チェック（計画：アイソレリストとの干渉チェック）
- (2) アイソレ機器干渉チェック（実施：アイソレ設備との干渉チェック）
- (3) アイソレ実施・解除機能（クラサバ機能・



図9 アイソレ干渉チェック



図10 アイソレ実施・復旧登録画面

Web機能)

- (4) 各種業務帳票出力（請負許可帳票印刷・作業予定表印刷）

【アイソレリスト干渉チェック】

作業票間の干渉状況の把握のために、自作業票の作業開始日以降に作業日（隔離予定日）がある他作業票と完了していない作業票に対して対象機器の操作状況チェックを実施する。

【アイソレ機器干渉チェック】

アイソレ機器干渉チェックでは、干渉チェックをしたい設備を検索し設備を一つ指定して、アイソレが実施されている設備があるかのチェックを実施する。本機能は、実際に設備に対してアイソレ操作を実施する前に、該当設備がほかの作業と干渉していないかの確認に利用する。とくに原子力プラントでは、作業場所に到着するまでに数十分を要する場所もあるため、事前確認をすることで作業の手戻りを抑えることができる。

【アイソレ実施・解除機能】

前述した「アイソレ機器干渉チェック」をするためには、アイソレ状態が実施状態であるか、復旧状態であるかの管理をする必要がある。本システムではこの作業の効率化を図るため、アイソレ札へのバーコード印刷を実施し、専用の連続バーコード読み取り装置を設置することで、実施/解除札の一括読み込みを可能としている。

なお、本機能のみ、専用バーコード読み取り装置との接続性や操作性向上を考慮し、専用パソコンにて、クライアント/サーバ方式を採用したシ

ステムで構築している。

作業票間のアイソレ干渉チェックに利用している帳票を図9に示す。また、アイソレ実施・復旧操作画面の例を図10に示す。

【各種業務帳票出力】

作業票の状況を簡単に確認するため、作業許可が出た作業票の一括印刷を実施する「請負許可帳票印刷」機能や、期間内に実施する作業票の一覧を印刷する「作業予定表印刷」を提供している。

6. 原子力保守履歴管理システム

2003年の検査制度変更以来、QMS（Quality Management System）に基づいた保守作業の実施、すなわち計画（Plan）したことを計画どおりに実施（Do）し、その記録（履歴）を確認（Check）し、改善（Act）することを国から求められるようになった。

これらの業務を支援するために、原子力保守履歴管理システムを構築しているが、本システムには計画外保守に必要な帳票機能、実施作業の予定・実績を管理する機能、および蓄積した情報を検索・管理する機能の三つの機能を提供している。

6.1. 計画外の保守に必要な帳票機能

本機能は、計画外の保守が必要になった場合の帳票を管理する機能である。管理する帳票は以下のとおりである。

- (1) 機器損傷
- (2) 不適合管理
- (3) 文書管理系機能

(4) 軽微修繕作業通知票

(5) 保全計画-様式3

帳票により、電子フローと紙回覧で管理する帳票が存在する。電子フローでは、作業管理システム・保守履歴管理システムで共通の利用者管理で登録された、部門・上長権限・所属会社を基にして、フローの制御を実施している。フロー自体は作業管理システムの方が作業許可部門が多いため複雑であるが、本システムでは、基本的に計画と結果の承認がそれぞれ電力会社サイドと協力会社サイドに存在するだけである。

プラント保守業務では、計画 (Plan) → 実施 (Do) → 確認 (Check) → 改善 (Act) をQMSに基づき実施することで、業務の改善をする。このとき、帳票類も見直されるため、業務の改善に柔軟に対応する必要がある。そのため、不適合管理 (文書管理系書類も) では、帳票ベースのWeb画面での入力の実施せず、帳票を構成するための主たる情報を入力することとし、不適合管理票自体はPDFの添付ファイルで管理する方式を採用した。また、不適合管理の一部に将来の検査対応の一部として信頼性重視保全 (RCM: Reliability-Centered Maintenance) をするための機能である、起り得る不適合を管理する予防処理管理票も実装した。また、不適合管理では故障が発生した設備に対し、故障モードを設定することで、後日に故障モード分析に利用することが可能である。不適合管理の画面例を図11に示す。

6.2. 実施作業の予定・実績を管理する機能

本機能は、実施作業の予定や実績を管理する機能である。管理対象には以下の機能・帳票がある。

- (1) 承認・審査機能
- (2) 作業日報
- (3) 点検・補修などの結果の確認・評価の記録
- (4) 保守メモ
- (5) 保守管理の定期検査時ごとの評価
- (6) 保守管理の定期的な評価
- (7) 運転記録管理
- (8) 作業終了確認

本機能にも、電子フローと紙回覧で管理する帳票が存在する。フロー制御については、前述の計画外の保守に必要な機能と同様である。



図11 不適合管理 (電力) の画面

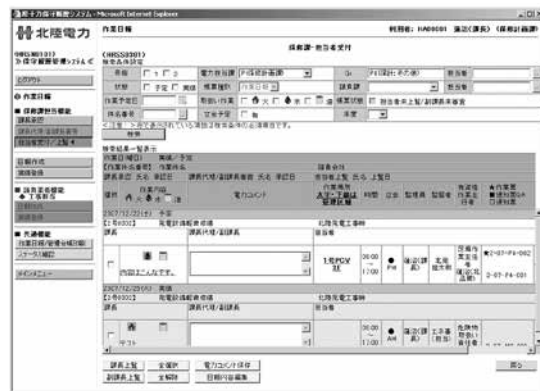


図12 作業日報の画面

毎日の作業状況を確認するための作業日報では、協力会社からの日報を受け取れる仕組みを構築している。さらに、複数の日報を効率的に処理できるように、一覧から内容の確認を可能とするインターフェースを採用した。その例を図12に示す。

保守作業が完了した際には、原子力作業管理システムで起票した作業票を完了とする操作を行う。完了した作業票1件1件に対して評価をするための帳票として、点検・補修などの結果の確認・評価の記録を実装している。「作業票」完了→「点検・補修などの結果の確認・評価の記録」完了→「定期検査時ごとの評価」完了のそれぞれの操作を実施しないと、原子力保守履歴管理システムでの作業終了確認操作で、未完了となり、評価漏れを防ぐ機能も実装している。

特徴的な作業終了確認画面を図13に示す。

6.3. 蓄積した情報を検索・管理する機能

本機能は、蓄積した情報を検索・管理する機能

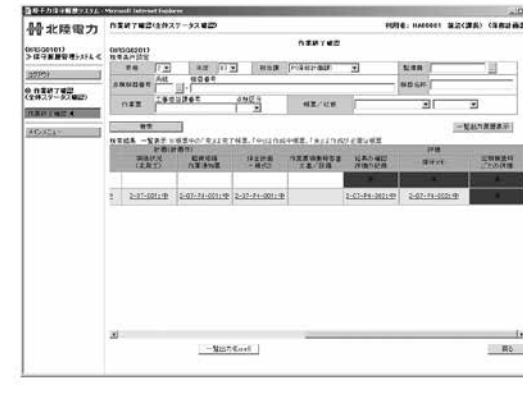


図13 作業終了確認画面

である。管理対象には、以下の機能・帳票がある。

- (1) 軽微修繕実績把握
- (2) 点検実績一覧
- (3) 設備カルテ
- (4) 故障記録分析

以下、これらについて説明する。

【軽微修繕実績把握】

北陸電力グループの協力会社への軽微な修繕作業依頼した結果として、依頼した作業に対する人工数を集計することができる。

【点検実績一覧】

評価の記録で入力した点検の実績を星取表の形式で表示する。このことで、点検計画があるにもかかわらず、点検を実施していない設備の一覧を取ることが簡単にできる。さらに、計画外の点検もどの時点であったかの履歴を参照することが可能になる。

【設備カルテ】

検索した設備に対し、どのような帳票が起票されたかを検索することが可能となっている。このことで、作業側からではなく、設備側から点検履歴を参照することが可能になる。

【故障記録分析】

故障機器を検索してダウンロードし、後のExcelでの分析に利用することを可能としている。

7. む す び

本稿では、原子力発電所業務システム構築における業務システム開発手法および、原子力作業管理システム、原子力保守履歴管理システムにて構築した機能について述べた。

原子力作業管理システムは2006年12月に、原子力保守履歴管理システムは2007年12月にそれぞれ運用が開始された。運用開始以来、安定稼働中であり、原子力発電所を安全かつ効率的に運用するために必須のシステムとなっている。

今後も、発電所の安全な保守点検を実施するため、システムとしてのPDCAを回し、継続的な改善、拡張を進めていくこととなる。システム改善後も重大障害を発生させないために、設計、構築を実施していく所存である。

参考文献

- 1) (社)日本原子力学会：原子力技術開発50年の歴史 (EXCELファイル)  
<http://www.iae.or.jp/energyinfo/energyfig/nenpyou.xls>
- 2) (社)日本原子力学会：中高生のためのエネルギー情報ポータルサイト?を!にするエネルギー講座  
<http://www.iae.or.jp/energyinfo/index.html>
- 3) 北陸電力株式会社 ホームページ  
<http://www.rikuden.co.jp/>

# 応力再配分軌跡 (SRL) 法を用いた クリープ疲労評価手法 Creep-Fatigue Life Estimation Scheme Based on Stress Redistribution Locus Concept

中村 協正\* 島川 貴司\* 小林 謙一\*\*  
Kyotada Nakamura Takashi Shimakawa Kobayashi Ken-ichi

〔概要〕

ボイラーや原子力機器、石油化学装置などの機器は、高温下で繰返し熱過渡を受けて運転される。これらの機器で問題となる主な損傷モードはクリープ疲労であり、その要因となる熱応力はひずみ制御型であることから、高温設計規格では降伏応力以上の非弾性領域での使用が許されている。また、クリープ変形も非弾性挙動であることから、規格には非弾性ひずみ集中の予測手法が必要となる。非弾性ひずみ集中量は非弾性FEM解析を用いれば直接的に算出することが可能であるが、計算結果は採用した構成則に依存することから、多くの設計規格では、弾性解析結果と簡易手法を組み合わせ非弾性ひずみを算出する方法が採用されている。本論文では、非弾性ひずみを高精度に算出する手法として開発された応力再配分軌跡 (Stress Redistribution Locus: SRL) 法を紹介し、ノズル、支持スカート、および、熱交換器の管板など圧力容器の代表的部位に対してSRL法の適用性を検討した結果を述べる。

1. はじめに

設計規格の目的は、機器で想定される供用期間中の運転に対して健全性を評価し、損傷の発生を防止することである。高温機器の損傷モードのなかでクリープ疲労は最も重要であり、クリープ疲労評価に関する規定を有する規格の代表例としては、米国のASME Sec. III subsection NH<sup>1)</sup>、フランスのRCC-MR<sup>2)</sup>、イギリスのR5<sup>3)</sup>、日本のDDS<sup>4)</sup>など、高速増殖炉 (FBR) や高温ガス炉 (ATGR) 機器の設計を目的として開発されたものがある。クリープ疲労損傷の要因は過大な熱応力であるが、熱応力はひずみ制御型となる特徴を有している。このため、これらの規格では熱応力に対する設計許容値を降伏応力以上となることを許している。高温設計で考慮すべき非弾性挙動にはクリープ変形も挙げられ、非弾性ひずみを算出、評価できる合理的な手法を規格は備えていなければならない。非弾性有限要素法 (Finite Element Method: FEM) 解析をひずみの算出に用いるこ

とは可能であるが、解析で用いる構成則に依存して結果が変わる上に、その適用に手間と費用がかかるといった問題もある。

このような判断から、現状の設計規格では弾性解析を行って、その結果を用いて簡易的な手法により非弾性ひずみを算出する方法を採用している。ASME, RCC-MR, R5では非弾性ひずみ範囲の算出にノイバー則<sup>5)</sup>を採用し、DDSでは弾性追従係数<sup>6)</sup>を非弾性ひずみ範囲と応力緩和の算出に採用している。しかしながら、これらの手法は、多くの構造や荷重条件に対応するために過大な裕度を含んでおり、また、応力分類などの複雑で煩雑な作業が必要となる。

本報告では、著者らが提案した、圧力容器機器などのクリープ疲労評価に適用可能で、高精度な非弾性ひずみ算出手法である応力再配分軌跡法について紹介する。本手法では熱負荷時の応力再配分が非弾性ひずみ挙動の基本メカニズムであると考慮しており、Stress Redistribution Locus (SRL) 法と名付けられ、日本高圧力技術協会の専門委員

会として活動しているETD委員会 (委員長: 渡部 修-筑波大教授, 幹事: 寺前哲夫-東京電力, 島川貴司) などで開発が進められているものである。本報告は同委員会、千葉大学とカワサキプラントシステムズとの共同研究として検討した内容をまとめたものである。

2. SRL法の概要

弾性FEM結果の任意の応力、ひずみから直接、非弾性の応力、ひずみが得られればクリープ疲労評価を行う上で大変有用である。島川ら<sup>7)</sup>は、応力分類をすることなくピーク非弾性の応力ひずみ挙動を直接予測する、応力再配分軌跡 (SRL) 法を提案した。SRL法の概要は図1に示すように、弾性FEM解析結果の応力範囲 $\sigma_e$ を通るSRL曲線と繰返し応力ひずみ関係との交点から非弾性ひずみ範囲を予測するものである。

笠原<sup>8)</sup>は圧力容器支持スカートを模擬したYピースモデルの解析を塑性、クリープの各種構成則で実施し、任意点からの応力緩和軌跡が構成則に依存せず同様な再配分挙動を示すと報告している。SRL法が形状や材質、熱過渡に依存しないで非弾性ひずみを予測できることを示す重要な報告である。

SRLの特性は、弾性FEM解析結果 (弾性応力 $\sigma_e$ 、弾性ひずみ $\epsilon_e$ ) を用いた無次元化応力 (=  $\sigma/\sigma_e$ )、無次元化ひずみ (=  $\epsilon/\epsilon_e$ ) によって示すことができるもので、SRL曲線は次式で表すことができる。

$$\tilde{\epsilon} = \frac{1}{k} \left[ \frac{1}{\tilde{\sigma}} + (k-1)\tilde{\sigma} \right]$$

ここで  $\tilde{\epsilon} = \frac{\epsilon}{\epsilon_e}$ ,  $\tilde{\sigma} = \frac{\sigma}{\sigma_e}$

上式において割り下げ係数 $k$ はSRL法が1.6、ノイバー則は1.0である。

3. SRL法の適用性検討

ノズル、支持スカート、熱交換器の管板などは、厳しい熱過渡と応力集中にさらされる高温プラントの代表的部位である。高温設計では、これら機器のクリープ疲労損傷を評価するため、塑性ひずみやクリープひずみを求めなければならない場合

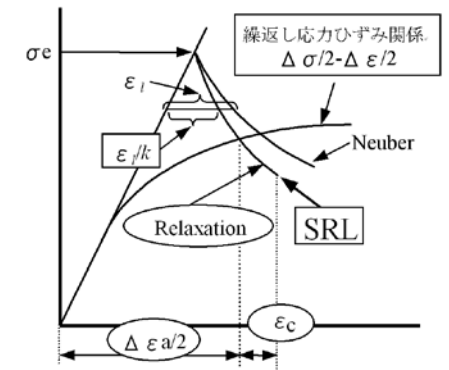


図1 応力再配分軌跡 (SRL) 法の概要

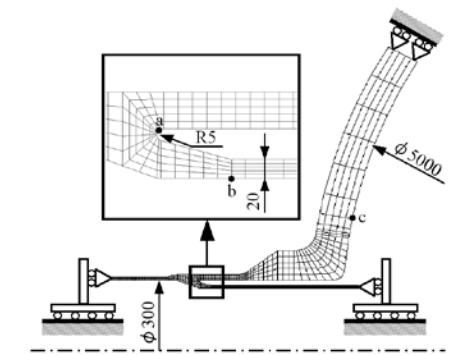


図2 ノズル解析モデル

が多い。そこで、これらの代表的部位を対象としてFEM解析を実施し、SRL法の適用性を検討した。

3.1. 解析条件

検討では、以下の点についてSRLに及ぼす影響を確認した。

- ・構成則
- ・単調負荷、繰返し負荷などの負荷条件
- ・温度範囲
- ・熱過渡条件 (過渡の急峻さ)
- ・塑性、クリープなどの非弾性ひずみの種類

ノズル、支持スカートの解析モデルを図2および図3にそれぞれ示す。ノズルには厳しい熱衝撃を和らげるためのサーマルスリーブが設けられている。

材質はSUS316で、表1に示すような材料特性とした。構成則については、弾完全塑性体、2直線近似式の移動硬化則および等方硬化則、の3種類の解析を行った。また、弾塑性解析との比較では、ノートン則を用いた弾クリープ解析を実施し

\* カワサキプラントシステムズ(株) 技術総括部

\*\* 千葉大学 大学院工学研究科

表1 材料特性

縦弾性係数	169 [GPa]
ポアソン比	0.3
降伏応力	130 [MPa]
加工硬化係数	1.69 [GPa]
ノートン則	$\dot{\epsilon}_c = B\sigma^m$ ( $B=3.08 \times 10^{-25}$ , $m=6.58$ )

表2 熱過渡条件

T <sub>1</sub>	T <sub>2</sub>	(dT/dt) <sub>1</sub>	(dT/dt) <sub>2</sub>
100°C	550°C	50°C/hr	15°C/sec
	325°C		0.15°C/sec

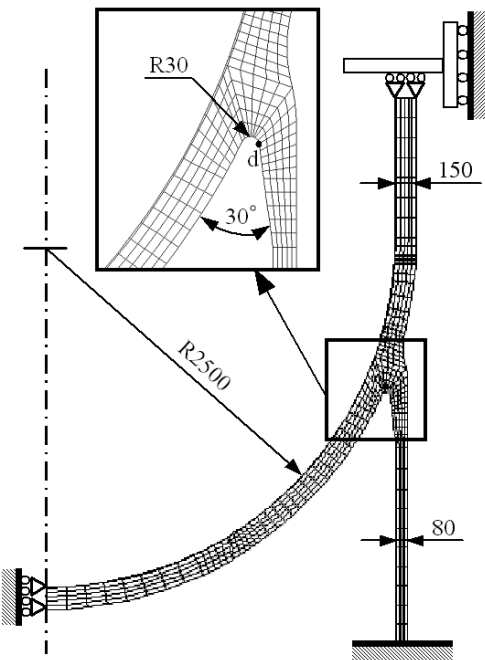
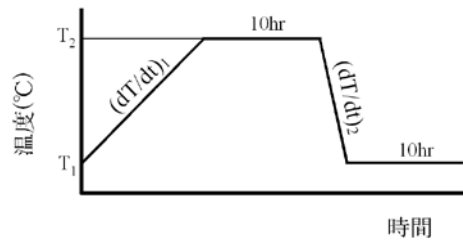


図3 スカート解析モデル

た。なお、現象を理解しやすくするため、材料の温度依存性は無視した。

温度範囲、熱過渡条件については表2に示す4

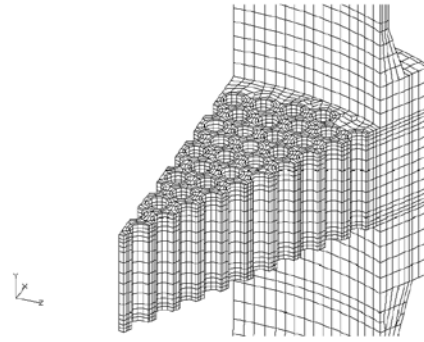


図4 管板解析モデル

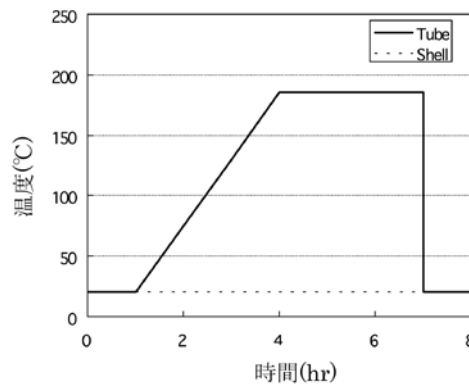


図5 管板モデル解析に用いた熱過渡

種類 (T<sub>2</sub>と (dT/dt)<sub>2</sub>の組合せ) を解析した。非弾性解析では、各熱過渡とも3サイクルの繰返し負荷を与えた。弾クリープ解析は550°Cに到達した時点で実施した。

熱交換器の管板の解析モデルを図4に示す。管板は伝熱管の温度変化に速やかに伴うが、胴の温度変化は容器内の変化に対して緩やかであるため、熱応力が管板と胴の温度差によって生じるものである。解析に用いた熱過渡条件を図5に示す。構成則は弾完全塑性体のみを実施した。

3.2. 解析結果

同一の温度解析結果を用いて弾性解析および非弾性解析を実施し、ミーゼスの相当応力および相当ひずみを用いて図6に示すように両解析結果を対応づけ、次式を用いた比の軌跡がSRLである (モノトニックSRL)。

$$\frac{\sigma}{\sigma_e} = \frac{\sigma_i}{\sigma_{ei}}, \quad \frac{\epsilon}{\epsilon_e} = \frac{\epsilon_i}{\epsilon_{ei}} \quad (i=1 \sim n)$$

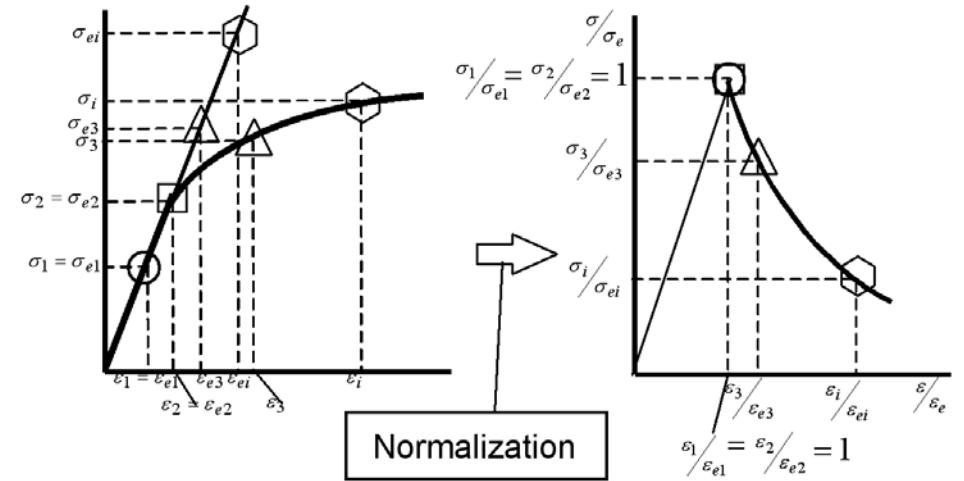


図6 無次元化応力、ひずみの算出方法

表3 解析ケースと図の記号対応

	Temperature range	Cooling rate	Monotonic SRL	Cyclic SRL
Elastic perfectly plastic	100°C-550°C	-15°C/sec	□	□
		-0.15°C/sec	■	■
	100°C-325°C	-15°C/sec	◇	◇
		-0.15°C/sec	◆	◆
Kinematic	100°C-550°C	-15°C/sec	○	○
Isotropic	100°C-550°C	-15°C/sec	△	△
Creep	100°C-550°C	-15°C/sec	×	

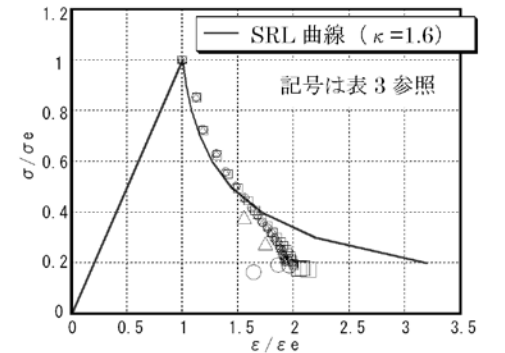


図7 単調負荷と繰返し負荷のSRL比較 (a点)

σ, ε : 非弾性応力, 非弾性ひずみ  
σ<sub>e</sub>, ε<sub>e</sub> : 弾性応力, 弾性ひずみ

降伏応力に達していない場合、非弾性解析結果の応力、ひずみは弾性解析結果のそれと同一であるので、応力レベルに係わらず比は1.0である。降伏応力を超えると応力比は1.0より下がり、ひずみ比は1.0を上回るようになる。

サイクリックSRLは同様にして、繰返し負荷の非弾性解析結果と弾性解析結果の応力範囲とひずみ範囲を用いて求めることができる。

3.2.1 ノズルモデルの解析結果

ノズルモデルでは、図2に示す位置a, b, cの3点の応力、ひずみ挙動を分析した。

表3に解析パラメータと以降の図7~11, 13~15で用いている記号の対応を整理して示す。a点でのSRLを図7~9に示す。解析結果のSRLは、

それぞれ上述の手順に従って無次元化して示している。

図7は構成則の違いの影響を比較して示すものである。解析の熱過渡条件は、表2に示したようにノズルと容器の内面を100°Cから550°Cに変化させ、一定の定常状態の後-15°C/秒の割合で冷却したものである。小記号は1サイクル目のコールドショックまでの単調負荷のSRL (モノトニックSRL) を示している。全ケースとも同一の軌跡となっていることから、モノトニックSRLが構成則に依存しないことが確認できる。モノトニックSRLは、ε/ε<sub>e</sub>が1~1.5の範囲ではκ=1.6の曲線によく一致している。ε/ε<sub>e</sub>>1.7では、無次元化応力がκ=1.6の曲線より小さくなっている。

一方、図7にモノトニックSRLとの比較で示すように、サイクリックSRLの結果 (大記号□, ○,

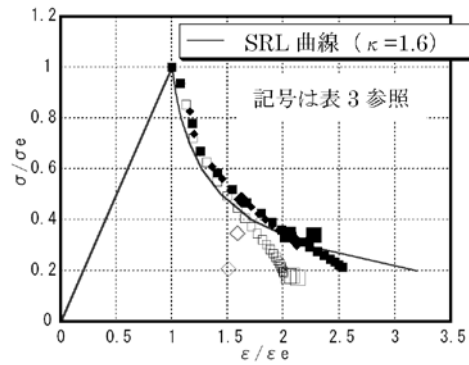


図8 各種熱過渡でのSRL比較 (a点)

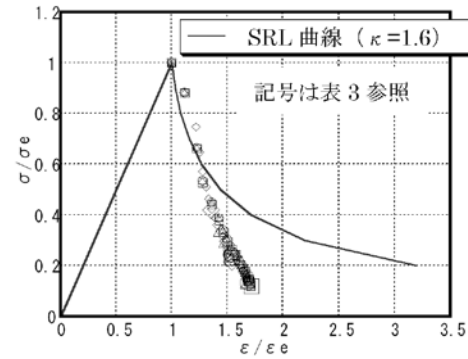


図10 b点のSRL

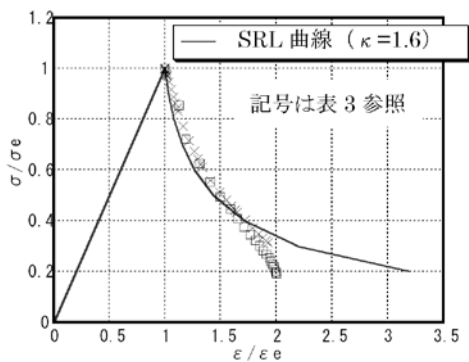


図9 弾完全塑性体とノートン則のSRL比較 (a点)

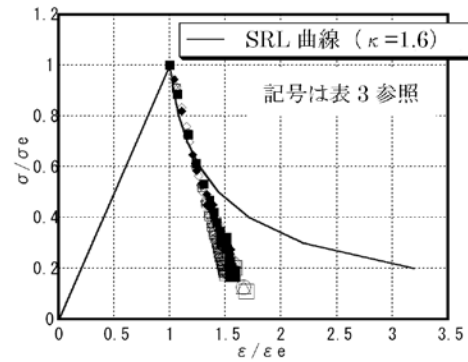


図11 c点のSRL

△) は若干構成則の影響を受けている。ほとんどはモノトニックSRLの終端に位置し、サイクリックSRLの無次元化ひずみは  $\kappa=1.6$  の曲線よりも小さな値となっている。

熱過渡条件 (過渡の急峻さ) のSRLへの影響について図8に示す。ここでの解析は全て弾完全塑性体を用いて行った。無次元化応力0.5以下の領域でモノトニックSRL, サイクリックSRLとも若干の違いが現れている。冷却速度が遅い場合 (■, ◆) には, 0.4以下の領域で曲線の傾きが緩やかとなっている。

図9は弾完全塑性体での弾塑性解析とノートン則での弾クリープ解析の比較である。いずれのSRLも,  $\kappa=1.6$  のSRL曲線とほぼ一致していることがわかる。

各種の構成則および熱過渡に対するb点, c点のSRLを図10, 11にそれぞれ示す。それぞれ異なる条件でのSRLであるがよく一致している。冷却速度の影響は見られず, 冷却速度の影響の見

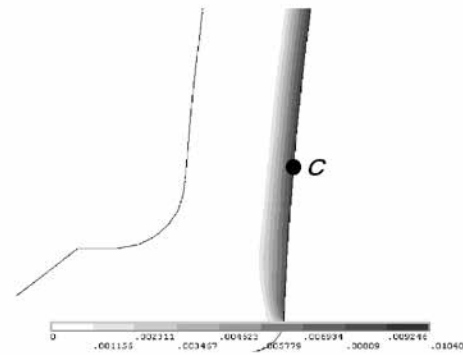


図12 c点における非弾性ひずみ集中

られた図8の場合と本結果は違ったものとなった。これは, 図12に非弾性ひずみ分布を示すように, 肉厚方向の大きな弾性域によりc点にひずみが集中していることが理由として考えられる。 $\sigma/\sigma_e$ が0.6~1.0の領域では, 僅かであるが $\kappa=1.6$ の曲線との一致が悪くなっている。無次元化応力が減少すると, 無次元化ひずみは $\kappa=1.6$ の曲線より小さくなっている。

ノズルモデルでの解析検討の結果, SRLが単調負荷や繰返し負荷といった負荷条件, 構成則, 荷重の大きさ, 荷重の速度, 塑性かクリープかの非弾性ひずみの種類, に依存しない特性を持つことが確かめられた。評価点位置の影響も小さく, 割下げ係数 $\kappa=1.6$ としたSRL曲線で近似できる。

3.2.2. スカートモデルの解析結果

図3に示すd点についてSRLの確認を行った。

図13に各種構成則でのモノトニックSRLとサイクリックSRLを比較して示す。温度範囲が100℃~550℃, 冷却速度が-15℃/秒, の熱過渡を解析に用いている。モノトニックSRLとして示しているのは1サイクル目のホットショックでの無次元化応力, 無次元化ひずみである。モノトニックSRL (小記号□, ○, △) は構成則の影響を受けていないことがわかる。 $\epsilon/\epsilon_e$ が1.0~1.7の領域ではモノトニックSRLは $\kappa=1.6$ の曲線に一致しているが, 無次元化ひずみが増加すると次第に曲線から離れていっている。一方, サイクリックSRL (大記号□, ○, △) は若干構成則の影響を受けている。移動硬化則や等方硬化則のサイクリックSRL (大記号○, △) に比べて, 弾完全塑性体のサイクリックSRL (大記号□) のほうがモノトニックSRLに近い。これは繰返し硬化の影響と考えられる。全てのサイクリックSRLは $\kappa=1.6$ の曲線の左側 (安全側) に位置する。

図14にSRLに対する温度範囲の影響を示す。モノトニックSRL (小記号□, ◇) は温度範囲の影響を受けていないことがわかる。弾完全塑性体でのサイクリックSRL (大記号□, ◇) はモノトニ

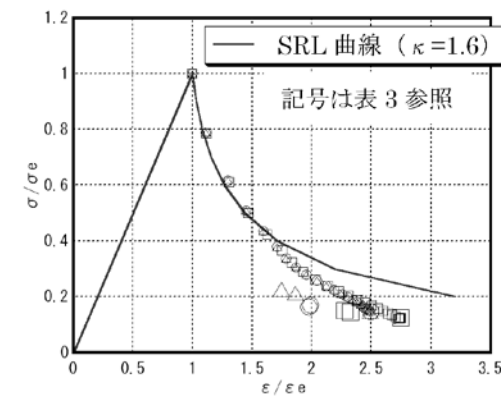


図13 単調負荷と繰返し負荷のSRL比較 (d点)

ックSRLの近くに位置する。

弾完全塑性体での解析結果と, ノートン則を用いた弾クリープでの解析結果を比較して図15に示す。 $\epsilon/\epsilon_e$ が1.0~1.4の領域では両結果とも $\kappa=1.6$ の曲線に一致している。無次元化ひずみが増加すると弾完全塑性体のSRLは弾クリープのSRLから離れ, いずれとも $\kappa=1.6$ の曲線から離れる。弾クリープの無次元化ひずみは弾完全塑性体より若干小さい。

SRLが負荷条件, 構成則, 荷重の大きさ, 塑性かクリープかの非弾性ひずみの種類, に依存しない特性を持つことが改めて確かめられた。評価点位置の影響も小さい。スカートモデルのSRLもノズルモデルのSRLと同様, 割下げ係数 $\kappa=1.6$ のSRL曲線で近似できる。

3.2.3. 熱交換器の管板モデルの解析結果

管板モデルでは, 図16, 図17に示す胴とリムおよびリガメント部の各点についてSRLを確認し

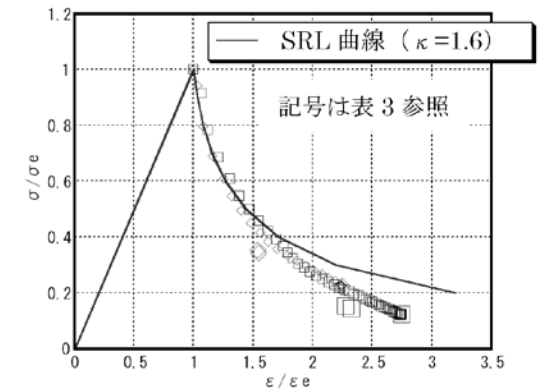


図14 各種温度範囲のSRL比較 (d点)

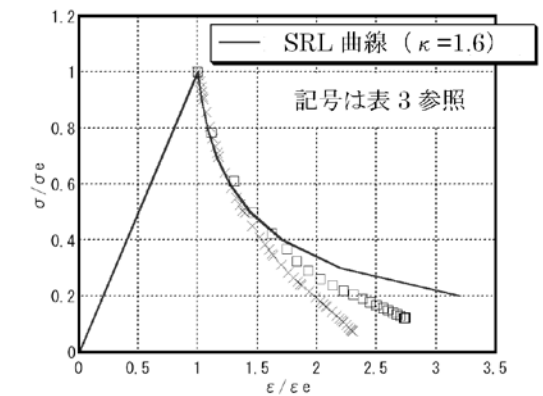


図15 弾完全塑性体とノートン則のSRL比較 (d点)

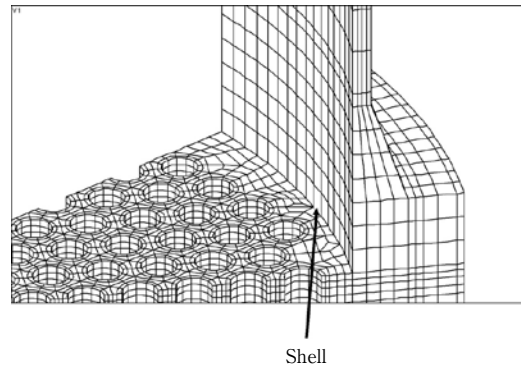


図16 管板モデル上方視

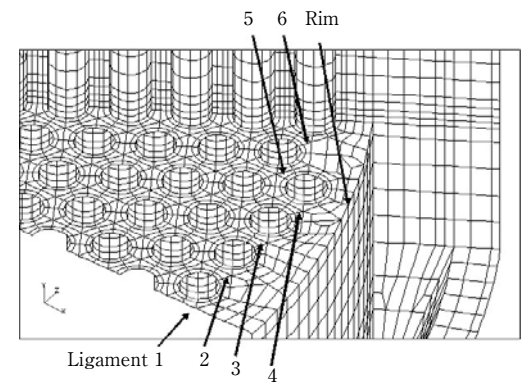


図17 管板モデル下方視

た。図16は管板モデルを上方より見たもので、図17は下方より見たものである。

最大応力はリガメント部と胴の温度差によりリム部で発生する。リム部の評価点 (「Rim」) は下面の最外周孔近くである。リガメント部については6箇所のSRLを確認した。図18に応力分布図を示すように、リガメント部の最大応力は最外周孔近くのNo.4点で発生する。図19に各点のサイクリックSRLを算出して示す。胴部 (「Shell」) の非弾性ひずみの発生は大きくないので  $\sigma/\sigma_e$  が高く、図18からわかるようにリム部 (「Rim」) では非弾性ひずみが大きいので  $\varepsilon/\varepsilon_e$  が大きい。リガメント部でのひずみ集中は、いずれもほぼ同程度である。

管板モデルのSRLも同様に、割下げ係数  $\kappa=1.6$  のSRL曲線で近似できる。

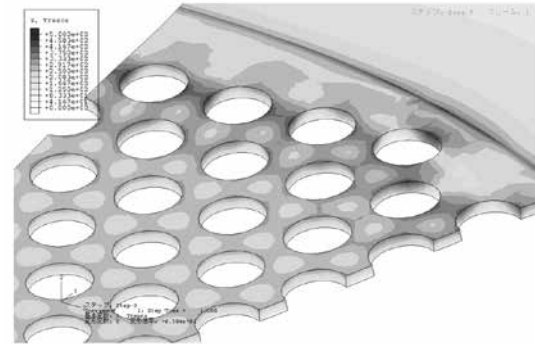


図18 管板モデル応力分布

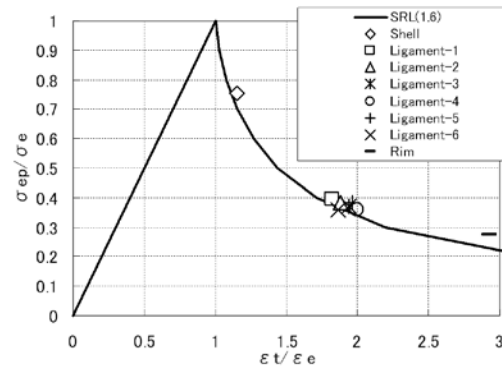


図19 管板モデルのSRL

#### 4. まとめ

高温機器のクリープ疲労寿命評価への応力再配分軌跡 (SRL) の適用性について、高温プラントの代表的部位を対象としてFEM解析により検討した。解析に影響を及ぼす主要なパラメータを変化させた検討の結果、単調負荷条件下では、構成則、温度範囲、非弾性ひずみの種類 (塑性、クリープ) が変わってもSRLには影響がないことがわかった。また、繰返し負荷条件下の場合や、熱過渡条件 (過渡の急峻さ)、形状 (ノズル、支持スカート、管板) などを変化させた場合も含めた全ての条件において、得られたSRLは  $\kappa=1.6$  のSRL曲線で包絡できることがわかった。

$\kappa=1.6$  のSRL曲線を用いた非弾性ひずみ算出手法のクリープ疲労寿命評価への適用性は高く、今後、理論的な解明や実構造物による試験検証などを経て、高温設計規格への導入の取り組みがなされるものと期待される。

#### 参考文献

- 1) ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Sec.III, Subsection NH, 2007
- 2) Design and Construction Rules for Mechanical Components of FBR Nuclear Island, RCC-MR, AFCEN, 2007
- 3) An Assessment Procedure for High Temperature Response of Structures, Nuclear Electric R5, Issue 3, 2003
- 4) 高速増殖実証炉高温構造設計方針 (案), 日本原子力発電(株), 1998
- 5) H. Neuber, Theory of Stress Concentration for Shear-Strained Prismatic Bodies with Arbitrary Nonlinear Stress-Strain Law, Trans. ASME, J. of

Applied Mech., pp544/550, 1961

- 6) K. Iida, Y. Asada, K. Okabayashi and T. Nagata, Simplified Analysis and Design for Elevated Temperature Components of Monju, Nuclear Engng. and Design, 98, pp305-317, 1987
- 7) T. Shimakawa, O. Watanabe, N. Kasahara, K. Kobayashi, Y. Takizawa and S. Asada, Creep-Fatigue Life Evaluation based on Stress Redistribution Locus (SRL) Method, PVRC/EPERC/JPVRC Joint Workshop, 2002
- 8) 笠原直人, 構造不連続部のひずみ集中挙動とコンプライアンス変化特性に基づく予測, 日本機械学会論文集 A編, vol.66, No.643, pp642/649, 2000

# FAPIGにおける原子力PA活動について

## －原子力発電所見学会におけるPA観点よりの成果－

### FAPIG's Activities for Public Acceptance of Nuclear Energy － Analytical Results of Questionnaire Executed at Organized Visits to Nuclear Power Stations －

米田正章\*  
Masaaki Yoneda

#### 〔概要〕

第一原子力産業グループ（FAPIG）では、原子力PA活動の一環として平成元年より毎年10月～12月にかけて原子力発電所の見学会を一泊二日で開催している。

見学会の実施にあたっては、グループ各社に呼びかけ、原子力発電所を見学する機会が少なく、また原子力発電の仕組みや放射線・放射能という言葉に馴染みの少ない女性社員を主体として参加を募り運営してきた。

参加者には、実際に原子力発電所の諸施設を自分の目で見る前に、エネルギー全般および原子力の基礎を理解するためのセミナーを受講してもらい、原子力に対する正しい知識を習得することを目的とする見学会としている。

毎年のことであるが、原子力全般の一般知識を習得するためのセミナーを受講後に発電所を見学するという工程で見学会を実施している。セミナー受講前と発電所見学後にそれぞれ同じ設問のアンケートを行ない、参加者が見学会を通じて原子力に関しどのような感想を抱き、意見を有しているか、また、それがどのように変化したかを分析した。原子力発電所見学会が、原子力PA活動にどのような意義または成果を与えたかを述べたものである。

#### 1. はじめに

平成4年から平成18年まで毎年東京電力柏崎刈羽原子力発電所を見学していたが、平成19年7月に発生した新潟県中越沖地震の影響で柏崎刈羽原子力発電所の運転が停止されたために、平成19年は、見学会の訪問先を東京電力福島第二原子力発電所に変更した。平成20年も当初は福島地区で計画したが、地震から1年強を経過して復旧作業が着々と進んでいる柏崎刈羽原子力発電所を見学することとした。当該発電所を見学場所に選んだのは、復旧に取り組んでいる発電所および近傍の町を参加者が直接自分の目で見て、地震という自然災害に遭遇しても原子力発電所の安全性が損なわれず、近傍地域にも放射能の影響がなかったことを実感してもらうことが1つである。他方運転停止中であることから、通常立ち入ることができない原子力発電所の管理区域にある色々な設備を目の前で見ることが可能なためである。

参加者のアンケートの感想として、めったに立ち入ることのできない場所に入れて良かったとの記載が多々あり、今回柏崎刈羽原子力発電所を見学場所に選定したことが間違いでなかったことを確信した。

さて、原子力を取り巻く環境は大きく変わりつつある。米国においては、30年間新規の原子力発電所の建設がなかったが、地球温暖化対策の大きな役割を原子力発電所が担うということで、新規の原子力発電所の建設計画が多数具体化しており、世界規模で原子力発電所が見直されている。わが国においても国民の合意を得て、化石燃料に頼らない原子力発電所の建設を推進するためにも、このような地道な見学会を通じて、わが国の原子力発電所がいかに安全に留意して、建設・運転・管理されているかを理解してもらうために、原子力発電所の見学会を毎年開催してきた。

本編は、平成20年10月28日～29日に実施した見学会を通じて、参加者が原子力発電に対しどのよ

うな印象を持ち、また認識を得たかを見学会時に行なったアンケートをもとに纏めたものである。

#### 2. 見学会の概要について

FAPIG女性社員を主体とする原子力発電所の見学会は、今回で17回目となる。

時期 平成20年10月28日～29日

場所 東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所

参加人数 17名

第1回と第16回の見学場所は東京電力福島第二原子力発電所、第2回は中部電力浜岡原子力発電所であったが、この3回の見学会以外は、今回を含めて全て柏崎刈羽原子力発電所が見学場所である。セミナーは、柏崎市内にある東京電力(株)殿の施設である「エネルギーホール」で開催した。参加者は発電所見学のセミナーを受講して、翌日発電所を見学する工程で実施した。

今回の参加者は男性5名、女性12名であった。参加者のほとんどが原子力に関する知識がないため、原子力発電所を見学するだけでは、ただ見て来ただけの結果となる可能性が高いため、原子力発電所の見学の前に、原子力の基礎知識およびエネルギー全般を勉強すると同時に、参加者自らが放射線に関する特性について測定器具を用いて体験するなどのセミナーを3時間半実施した。セミナーには、東京電力(株)から講師として2名の方に来て頂き、原子力およびエネルギー関連全般の講演と放射線を中心とした講演をお願いし、原子力を分かり易く説明して頂いた。発電所内見学については、最初にPR館にて原子力発電設備のいろいろな模型を見ながら機器およびシステムの解説を受けた後、3号機の原子炉格納容器内、タービン発電機および中央制御室などを見学して、発電所内での各機器の点検および運転管理がいかに細心の注意を払って行われているかを、参加者に自分の目で実感してもらった。また、発電所の構内をバスで移動し、1号機から7号機までの全てを外観だけであるが見学した。

参加者に対してセミナー受講前、セミナー受講後、発電所見学の3回に分けてアンケート調査を実施した。設問は択一式と記述式に分かれているが、択一式においてもその理由を記述してもら



写真1 座学研修 (1)



写真2 座学研修 (2)

うようにした。原子力発電の「必要性」および「安全性」については、参加者が本見学会を通して認識がどのように変わったかを調査するために、セミナー受講前と発電所見学後に同じ内容の設問に対するアンケート調査を実施した。

アンケートの実施においては、回答者が自由に遠慮なく記述できるように無記名とした。

アンケートの設問内容は次の通りであり、前述したように設問形式は択一式、記述式があり、択一式にはその理由を記述してもらった。

#### 2.1. 原子力発電所（含むPR館）の見学経験について

[択一式]

- ①初めて見学した
- ②過去にも見学したことがある（場所、時期）
- ③PR館だけは見学したことがある（場所、時期）
- ④火力または水力発電所を見学したことはあるか（場所、時期）

#### 2.2. 原子力に対する意見を求めたもの

- 1) セミナー受講前 [択一式]

\* (株)荏原製作所 風水力機械カンパニー エネルギー事業統括部

- ①原子力発電のしくみを知っているか
- ②現在日本の電力供給源（石油、石炭、水力、LNG、原子力、その他）で、原子力が供給している割合
- ③電力供給源のうち、太陽（光）エネルギー発電の割合
- ④電力供給源のうち、風力発電の割合
- ⑤日本にとって原子力発電は必要だと思うか（理由は記述）
- ⑥日本の原子力発電は安全だと思うか（理由は記述）

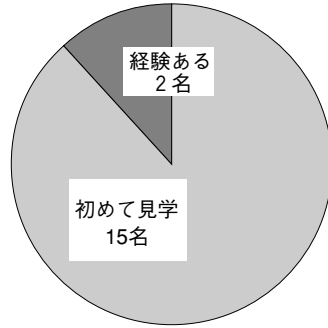


図1 原子力発電所の見学経験

表1 電力供給源で原子力が供給している割合

原子力の供給割合	回答者
5%未満	0
5%以上	0
10%以上	0
20%以上	2名
30%以上	14名
50%以上	1名

加盟会社の社員の原子力に対する関心度が高いことの現われであると思われる。

(3) 電力供給源で太陽（光）エネルギーが供給している割合

1%未満と正解した参加者が5名おり、正解に近い1%以上と回答した参加者が9名であった。かけ離れた割合を回答した参加者は3名であった。

(4) 電力供給源で風力発電が供給している割合

1%未満と正解した参加者が5名おり、正解に近い1%以上と回答した参加者が7名であった。太陽エネルギーと同様に、参加者の新エネルギーに対する認識は高いものがあることを表している。

(5) 原子力発電の必要性

平成10年の見学会以降の傾向であるが、ほとんどの参加者がセミナー受講前において、「必要である」「あった方がよい」と回答している。今回も、表2に示す通り、参加者17名の内、「必要である」「あった方がよい」がそれぞれ12名と5名であり、必要であると回答した参加者が多かった。見学前には、あった方がよいと回答したうちの2

表2 原子力発電の必要性

	設問	セミナー前	セミナーおよび見学後
1	必要である	12名	14名
2	あった方がよい	5名	3名
3	あまり必要でない	0	0
4	不要である	0	0

表3 原子力発電の必要性

	セミナー前		セミナーおよび見学後	
	設問	回答	設問	回答
1	必要である	12名	必要である あった方がよい あまり必要ではない 不要である	12名 0 0 0
2	あった方がよい	5名	必要である あった方がよい あまり必要ではない 不要である	2名 3名 0 0
3	あまり必要ではない	0	必要である あった方がよい あまり必要ではない 不要である	0 0 0 0
4	不要である	0	必要である あった方がよい あまり必要ではない 不要である	0 0 0 0

名が、見学後においては、必要であると回答した。

原子力発電所の必要性を認識してもらう一つの手段として、本見学会のような地道なPA活動が必要であると思われる。

表3は、セミナー受講前と発電所見学後における参加者の必要性に対する認識の分布を示している。受講前と発電所見学後に参加者が必要性をどのように認識したか、それぞれの理由を次に紹介する。

①「必要である」から「必要である」と回答した参加者の理由。

・資源の少ない日本にとって再利用できる原子燃料を用いて発電することは、今後この国を維持・発展して行くための不可欠要素だと考えるから。→日本は島国であり、大陸でつながった他国から電力を買うこともできない。また太陽光・風力といった自然エネルギーで石油、石炭、ガスを賄えるほどの土地もない。やはり資源、

日本の立地条件、面積などを考えても必要だと思う。

・理由なし。→エネルギーとして重要。  
・化石燃料の資源の少ない日本にとっては今後ますます重要になると思う。→化石燃料に頼っている場合ではない。また新エネルギー（太陽光、風力その他）にそれほどの比重はかけられない。なのに、使用量は増えて（減少しない）いる。やはり必要である。

・エネルギー資源を有しない日本にとって少量の輸入資源で発電を行うことのできる原子力発電は必要不可欠。→理由はセミナー受講前と同じ。  
・需要に見合う供給をするためには不可欠だと考えます。→理由はセミナー受講前と同じ。

・電力供給源としてすでに欠かせないものとなっていると考えられるため。今原子力発電をなくすと、それに代わる供給源も思いつかないから（水力や火力などでも賄いきれない）。→電力の安定供給を担っているから。

・風力・水力・太陽光エネルギーだけでは足りないから。→理由なし

・資源の少ない日本にとって、少量で多くのエネルギーを発電できることは重要であると考えられる。またCO<sub>2</sub>排出ゼロもマイナス7%には有効である。→理由はセミナー受講前と同じ。

・資源に乏しい日本にとって、石油やLNGに依存し過ぎると自給率が大きく低下すること。CO<sub>2</sub>排出量が少ないエネルギー源であること。→大変安全であり、クリーンで経済的なエネルギーを作り出せるから。

・他の発電だけでは十分な電力供給が行えない。最も光熱費や、娯楽に関するエネルギーを皆が我慢し、最小にする事ができれば、不要とできる可能性もあると思う。→安定した電力供給には不可欠で、他の発電（火力・水力など）だけでは電力供給に限りがあると考えられる。

・地球温暖化問題に有効であるため（CO<sub>2</sub>を出さない）。→電気供給の大きなシェアを占めると同時に地球温暖化防止の役割を担うため。

・エネルギー消費量が多いから。他のエネルギー源との相互利用により、電力供給不足のリスクを抑えられるため。→エネルギー消費量が増加

表4 原子力発電の安全性

	設問	セミナー前	セミナーおよび見学後
1	安全だと思う	7名	7名
2	あまり不安でない	2名	6名
3	少し不安	6名	3名
4	不安である	2名	1名

していくから。環境や今後の技術力向上の意味を含めて。

②「あった方がよい」から「必要である」と回答した参加者の理由。

- 理由なし。→火力発電と違い石油や天然ガス、石炭を使わずにウランの核分裂を使用するが、1つのペレットで家族の1年分の電力を供給できるし、なくてはならないと思いました。

- 将来の安定的な電力供給のため。→資源を持たない日本では必要。これからウランも確保し難くなるのかもしれないが。

③「あった方がよい」から「あった方がよい」と回答した参加者の理由

- 原子力発電がないと電力を供給しきれないと思うため。しかし、今ある以上に増やす必要はないと考える。→エネルギー自給率の低さや、資源の枯渇を考慮すると、原子力発電が必要だと考える。しかし、今以上に増やすことには反対である。

- 日本に石油はないから。→日本にはエネルギー資源がなく、水力・火力発電だけでは補えないから。

- 電力消費を大幅に減らすのは大変なので。→30%もの電力を担っているから。原子力に代わる発電システムが出て来るまでは必要だと思う。

(4) 原子力発電の安全性

参加者の意識において原子力発電の安全性は必要性和大きなちがいがあある。参加者の全員がセミナー受講前においても必要性を感じていたが、表4に示す通り、17名の参加者のうち8名の参加者がセミナー受講前に不安感を持っていた。しかも、4名の参加者がセミナー受講・発電所見学後においても不安感を払拭していなかった。しかし、

表5 原子力発電の安全性

	セミナー前		セミナーおよび見学後	
	設問	回答	設問	回答
1	安全だと思う	7名	安全 あまり不安でない 少し不安 不安	6名 1名 0 0
2	あまり不安でない	2名	安全 あまり不安でない 少し不安 不安	0 2名 0 0
3	少し不安	6名	安全 あまり不安でない 少し不安 不安	1名 3名 2名 0
4	不安である	2名	安全 あまり不安でない 少し不安 不安	0 0 1名 1名

セミナー受講前に「安全だと思う、あまり不安でない」と回答した参加者は9名であったが、見学後には13名の参加者が「安全だと思う、あまり不安でない」と回答した。また、セミナー受講前に「不安である」と回答した参加者の一人は、見学後には「少し不安である」と回答し、セミナー受講前に「少し不安」と言っていた参加者6名のうち、4名が安全性を認識した回答となっている。このように、セミナーを受講し、運転をしていなかった原子力発電所であったが、実際発電所を見学して、原子力発電所がいかに安全に留意して管理されているかを自分の目で見て、原子力発電所の安全性に対する認識が違ってきている。

表5は、セミナー受講前と発電所見学後における参加者の安全性に対する認識の分布を示している。受講前と発電所見学後に参加者が必要性をどのように認識したか、それぞれの理由を次に紹介する。

①「安全だと思う」から「安全だと思う」と回答した参加者の理由。

- 何重にも準備された（炉に対する）安全設備、高レベル・低レベル廃棄物処理方法の徹底（地層処分）により、使用後もきちんと検討されているため。→原子力発電所を見学し、そこで働いている方々が、いかに安全性について理解を

深めているか、どの設備が、どの役割で、どういった時にその安全性を守るかを理解していた。非常に頼もしく、これならば原子力発電をもっと利用すべきだと感じたから。

- 理由なし。→品質管理が厳重で徹底していると思いました。異常発生した時も自動的に原子炉を停止する装置があり、非常用炉心冷却装置があり5重の壁があると分かったから。
- 中越沖地震の際の柏崎刈羽原発の状態から安全であると証明されたと思う。あとは、人為的なミス（ソフト面）をどれだけ防げるかであると思う。→理由はセミナー受講前と同じ。

- 地震などの自然災害に耐えることができる高い耐久力と、長年運転を続けている経験があるから。→安全運転に努める人と、安全運転に目を光らせる地域住民、非営利団体があり、高い安全性が求められているから。

- 二重三重の安全策が取られている。設備にかかる費用も海外のそれと比べると、はるかに大きいと思う。→二重三重の安全対策。今般の地震に対しても、今後1,000ガルに耐える耐震補強などをしており安全と考える。

- 事故が起こっても地域住民への影響があまりないから。→災害が起こっても結局ラドン温泉90分の放射能しか放出されなかったから。

②「安全だと思う」から「あまり不安ではない」と回答した参加者の理由。

- 日本では、かなり抑えられた規制の中で運転されている。→絶対はないが、確率的にはあまり危険はないと思う。

③「あまり不安でない」から「あまり不安でない」と回答した参加者の理由。

- これまでも色々問題を起こしながらも継続できていること。これ以上に慎重に運転してもらえと思うから。→いくつもの危険回避方法が取られているし、原子力発電所は原爆ではないのだから急激に何か起こるということはないと思っている。だが、地震大国ではあるのだから、それ相当の準備は必要と考える。

- 設計や運転が難しい。またテロなど悪意の的になる可能性が高いため。→見学前とあまり変化なし。安全のための手続きを色々としているの

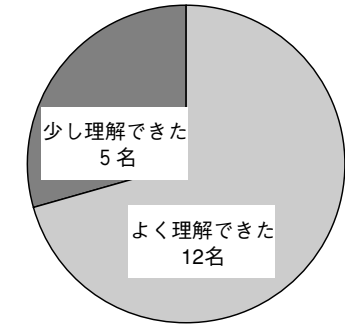


図2 セミナーの理解度について

は理解したが、これで「安全」であるとは、何に対しても言い切れないという意味で（イ）は選択できないということです。

④「少し不安である」から「安全だと思う」と回答した参加者の理由。

- 理由なし。→見学に来る前は不安があったが、見学後あれだけ考えられた構造、原理で不安が解消されました。

⑤「少し不安である」から「あまり不安でない」と回答した参加者の理由。

- 地震が多いから。→かなり堅固な安全システムを取られていることが良く分かった。

- 100%安全だということが、先ずあり得ないこと、万が一何か起こった時のリスクが大きいと思うから。→原子力そのものに対する不安のようなものが、原子力発電所までも同様に感じさせているのではないかと思う。実際に見学をし、様々な対策などを取られていることを知り、不安要素は減った。

- ウランは怖いです。被曝が怖いです。安全対策をやっているでも全て絶対大丈夫かは分からないので。→理由なし。

⑥「少し不安である」から「少し不安である」と回答した参加者の理由。

- 100%安全とは言い切れないから。放射性物質の漏れ。→地震が多い国なので、設計上安全な耐震構造であっても不安は残ります。

- 放射能漏れのニュースなどを耳にすると不安になります。また、漠然と不安という部分もあります。→原子力発電所を見せて頂いたが、見学

自体は、かなり急ぎ足で何が何だか分からず終わってしまったので、不安が取り除かれるところまで行きませんでした。

⑦「不安である」から「少し不安である」と回答した参加者の理由。

・柏崎の例にあるように十分な耐震対策がなされていないと思われる。→今後大地震が起きた際にやや不安である。

⑧「不安である」から「不安である」と回答した参加者の理由。

・原子力発電の仕組み（反応）は知っているが、安全性をどのように確保しているのか知らないため。また、放射能漏れを防ぎきれているのか分からないため。→やはり、日本は地震大国なので、外国とは事情が異なると思う。多くの国で原子力発電の必要性が高まっても、国ごとに事情は異なる。しかし、セミナーを受講して、初めに思っていたよりも不安感は減少した。

(5) セミナー全般について

①セミナーの理解度について

図2に示すように、12名の参加者が、よく理解できたと回答しており、残りの5名も少し理解できたと回答している。ほとんどの参加者が原子力の知見が少ないにもかかわらず、上記の回答であったことは、お二人の講師が平易な言葉を使用し、理解しやすく講演をして頂いた結果であったと思われる。また、放射線の実態を良く理解してもらうために、誰でも操作できる計器を使用して放射線を測定してもらった。このことも参加者が理解度を増すうえで役立ったと思われる。

②セミナーの中で最も関心を持った内容

参加者が関心をもった項目は、下記のように放射線に関することが多かった。怖いというイメージで捉えていた放射線を、例をあげて説明し、放射線は身近かなものであるという認識が参加者の頭の中に強く残ったことだと推測される。

- ・放射線、放射能、放射性物質の違い（4名）
- ・放射線が普通に生活しているだけで受けていること（1名）
- ・くらしの中の放射線（3名）
- ・ $\alpha$ 線、 $\beta$ 線を実際に測定したこと（2名）
- ・日本国内の放射線分布（1名）



写真3 測定器具を用いた体験学習

- ・放射線の透過について（1名）
- ・発電所や柏崎周辺の放射線測定（1名）
- ・高レベル放射性廃棄物の処理について（1名）
- ・原子力発電所の安全対策（1名）
- ・核分裂生成物質がどのようにあつかわれるのか（1名）
- ・燃料再処理について（1名）

本セミナーでは、講師の方に放射線測定用機器をセミナー会場に持ち込んで頂き、参加者全員がその機器を実際に操作する機会を得た。このことにより放射線を実感として捉えてもらい、参加者全員が楽しくセミナーを受講でき、理解し難い放射線と放射能の言葉の違いを始めとする講義内容の理解度を深めることに役立ったと思われる。ほとんど原子力の予備知識のない参加者に、パワーポイント・パンフレット・測定機器などを用いて、原子力を理解してもらうように準備し、講演をして頂いた東京電力(株)の講師の方々に感謝する次第である。

#### 4. おわりに

原子力発電所見学会も今回で17回目となった。本見学会を通じて参加者の原子力発電所に対する必要性および安全性の意識が、どのように変化したかを知ることは、主催者側の重要な目的の一つであり興味深いところである。原子力発電の必要性においては、毎回見学会に参加する前から必要性を認識する意見が多かった。今回は参加者17名全員が必要性を認識していたことは特筆すべきものであった。しかし、安全性においては、毎回見学会に参加する前には、ほとんどの参加者が不安

感を持って参加した。今回も17名のうち8名が不安感を持って見学会に参加した。

過去に実施した見学会のアンケートでも、不安の要因として事故・不祥事が記載されていたが、今回は昨年発生した中越沖地震の影響から地震による怖さが不安の大きな要因であった。

一度事故であれ震災であれニュースが流れると人々の記憶の中に根強く残ってしまう。特に原子力における事故の場合は、広島および長崎での原爆を連想してしまうようだ。また、中越沖地震の際のテレビ放映で柏崎刈羽原子力発電所の3号機原子炉建屋脇に設置されている変圧器で火災が発生し、黒煙が上がっている様子が延々とテレビ画面に映っており、その記憶が参加者の中に残っており、放射能漏れには全く関係がないにもかかわらず

らず、やはり原子力発電所は怖いというイメージができ上がってしまったと思われる。上記アンケートの結果報告にも記載されているが、セミナーを受講し、発電所を見学した後も、4名の参加者は不安感を拭い去ることはできなかった。

しかし、大多数の参加者がセミナーを受講し発電所を見学した後は、安心感を有するようになっていたことは、このような地道なPA活動を実施することの有効性を示すものであると思われる。

最後にあたり、原子力発電所見学会の実施に際してお世話になった東京電力株式会社殿にこの紙面を借りてお礼を申し上げますと共に、FAPIG広報委員会の方々、ならびに見学会に参加者を派遣して頂いたFAPIG加盟各社のご協力に感謝を申し上げます次第である。

# FAPIG の 機 構 (社名 ABC順)

(平成21年2月1日現在)

## 理 事 会・委 員 会・専 門 部 会・事 務 局

会 長 伊 藤 晴 夫 富士電機ホールディングス社長	理 事 河 野 雅 明 みずほCB常務執行役員
副 会 長 林 敏 和 カワサキプラントシステムズ社長	〃 真 木 浩 之 清水建設常務執行役員
〃 田 邊 弘 幸 双日副社長	
	監 事 菅 原 正 幸 みずほCB営業第十部次長
理 事 小 笠 原 保 雄 荏原製作所常務執行役員	
〃 白 倉 三 徳 富士電機システムズ社長	事 務 局 長 溝 口 忠 雄
〃 広 西 光 一 富士通副社長	
〃 佐 藤 哲 哉 古河電工取締役	
〃 小 長 谷 保 平 古河機械金属常務取締役	

## FAPIG委員会および専門部会

(◎は委員長または部会長, ○は副委員長または副部会長)

### 企画委員会 (12名)

- ◎ 白 川 正 広 (富士電機システムズ)
- 三 沢 秀 行 (荏 原 製 作)
- 藤 沢 盛 夫 (富士電機システムズ)
- 竹 石 均 (〃)
- 山 田 昌 彦 (富 士 通)
- 中 川 敏 一 (古河機械金属)
- 山 崎 誠 一 郎 (カワキアクトシステムズ)
- 吉 田 亨 (み ず ほ C B)
- 吉 澤 顕 (双 日)
- 加 納 茂 和 (清 水 建 設)
- 溝 口 忠 雄 (事 務 局)
- オ ブ ザ ー バ ー
- 阿 部 修 一 (原 燃 工)

### 広報委員会 (9名)

- ◎ 溝 口 忠 雄 (事 務 局)
- 米 田 正 章 (荏 原 製 作)
- 三 木 俊 也 (富士電機システムズ)
- 植 木 亮 (富 士 通)
- 岩 間 和 義 (古河機械金属)
- 湯 原 貴 浩 (カワキアクトシステムズ)
- 山 本 晴 彦 (み ず ほ C B)
- 村 野 博 一 (双 日)
- 酒 井 喜 則 (清 水 建 設)

### 原子力情勢調査部会 (6名)

- ◎ 村 野 博 一 (双 日)
- 尾 崎 博 (富士電機システムズ)
- 組 田 泰 男 (荏 原 製 作)
- 三 澤 真 (富 士 通)
- 湯 原 貴 浩 (カワキアクトシステムズ)
- 長 浜 哲 志 (清 水 建 設)

### 高温ガス炉プロジェクト部会 (7名)

- ◎ 岡 本 太 志 (富士電機システムズ)
- 中 村 志 郎 (双 日)
- 大 橋 一 孝 (富士電機システムズ)
- 前 川 勇 (カワキアクトシステムズ)
- 斎 藤 正 直 (清 水 建 設)
- 甲 斐 芳 郎 (〃)
- オ ブ ザ ー バ ー
- 加 藤 茂 (原 燃 工)

### 廃止措置プロジェクト部会 (6名)

- ◎ 武 伸 五 月 (カワキアクトシステムズ)
- 見 上 寿 (富士電機システムズ)
- 荒 井 正 幸 (荏 原 製 作)
- 蓮 沼 潤 一 (富 士 通)
- 沢 本 雅 弘 (双 日)
- 鳥 居 和 敬 (清 水 建 設)

### 核燃料サイクル調査研究部会 (7名)

- ◎ 山 崎 誠 一 郎 (カワキアクトシステムズ)
- 藤 沢 盛 夫 (富士電機システムズ)
- 石 山 祐 二 (荏 原 製 作)
- 蓮 沼 潤 一 (富 士 通)
- 井 上 桂 一 (双 日)
- 沢 本 雅 弘 (〃)
- 加 納 茂 和 (清 水 建 設)

### 品質保証部会 (8名)

- ◎ 高 橋 正 昭 (富士電機システムズ)
- 斉 藤 利 二 (カワキアクトシステムズ)
- 新 田 和 彦 (富士電機システムズ)
- 竹 山 敏 (荏 原 製 作)
- 江 口 健 二 (富 士 通)
- 有 本 徹 (古 河 電 工)
- 石 黒 修 司 (双 日)
- 中 村 誠 (清 水 建 設)

### 事 務 局

局 長 溝 口 忠 雄

Tetsuo Shibata, Tsuyoshi Sakamaki, Kaoru Masui, Hisashi Satou, Akira Inoue, Takayuki Sudou

### Access Control System for Radioisotope Controlled Area

FAPIG No. 178 pp.3~8 (2009)

Fuji Electric has designed and produced monitoring system for personal exposure dose of workers to enter the radiation controlled area in nuclear plants and nuclear facilities. We offer the Access Control System as control system for external exposure dose of workers to enter the radiation controlled area. Now we introduce the details that we have developed and improved the Electric Personal Dosimeter for exposure dose and have developed the Access Control System under a revision to JIS including IEC standards.

*KEYWORDS* : dosimeter, the access control system

Chiaki Tomizuka, Yutaka Takeuchi, Keisuke Jinza, Hiroshi Takahashi

### Remote Handling System Based on 3-D Shape Recognition Technique —Development of Prototype and System Improvement—

FAPIG No. 178 pp.9~13 (2009)

In a Nuclear facility, the maintenance and repair activities must be done remotely in a radioactive environment. Fuji Electric Systems Corporation has developed a remote handling system based on 3-D recognition technique. The system recognizes the pose and position of the target to manipulate, and visualizes the scene with the target in 3-D, enabling an operator to handle it easily. This paper introduces development of prototype and system improvement.

*KEYWORDS* : remote handling system, 3-D recognition technique

FAPIG No.178

平成21年 2月25日印刷

平成20年度 第2号

平成21年 2月27日発行 (非売品)

発行所 第一原子力産業グループ事務局

〒107-8655 東京都港区赤坂6丁目1-20

双日(株)内

電話 (03) 5520-4911

ホームページ: <http://www.fapig.com/>

編集兼発行人 溝口忠雄

印刷所 ミズノブリテック(株)

〒104-0042 東京都中央区入船2-9-2

電話 (03) 5566-6677(代)

Koichi Iimura, Taichi Sakamoto, Masaru Kanno, Naohiko Hori

### Conceptual Plan of Radiopharmaceutical Production Process in JMTR

FAPIG No. 178 pp.14~18 (2009)

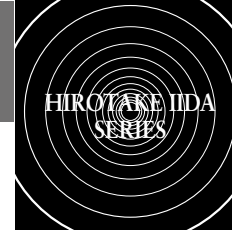
At Oarai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) advances the plan of refurbishing Japan Materials Testing Reactor (JMTR) to start the operation in fiscal 2011.

As part of effective use for JMTR, JAEA is planning to produce  $^{99}\text{Mo}$ , which is a parent nuclide of  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ .  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  is most commonly used as a radiopharmaceutical in the field of nuclear medicine.

Currently the supplying of  $^{99}\text{Mo}$  is only depend on imports from foreign countries, so JAEA is aiming at domestic production of a part of  $^{99}\text{Mo}$  in cooperation with the industrial circles.

In this article, it introduces the conceptual plan of the process, the irradiation facilities, and the commercializing equipments after irradiation for  $^{99}\text{Mo}$  production.

*KEYWORDS* : JMTR (Japan Materials Testing Reactor),  $^{99}\text{m}$  molybdenum,  $^{99\text{m}}$  technetium, radiopharmaceutical, irradiation facility



Tatsuaki Nakamura, Junichi Hasunuma, Shintaro Suzuki

### Development of Management Systems for Nuclear Power Plant of Hokuriku Electric Power Company

FAPIG No. 178 pp.19～27 (2009)

Hokuriku Electric Power Company has been operating the Shika Nuclear Power Station that it constructed in Shika city, Ishikawa prefecture, for over 15 years since bringing Unit 1 of this plant online in July 1993. In addition to electricity generation, maintenance and inspection tasks constitute a big part of operating a large-scale nuclear power plant, and in recent years, problems at power stations in the nuclear power industry have led to several revisions of nationally regulated maintenance and inspection systems. This paper describes the background, objectives, development method, and features of the Maintenance Management System and Maintenance History Management System that make effective use of information technology to promote safer and more efficient maintenance work at large-scale nuclear power plants.

**KEYWORDS** : shika nuclear power station, maintenance management system, maintenance history management system, hokuriku electric power company.

Kyotada Nakamura, Takashi Shimakawa, Kobayashi Ken-ichi

### Creep-Fatigue Life Estimation Scheme Based on Stress Redistribution Locus Concept

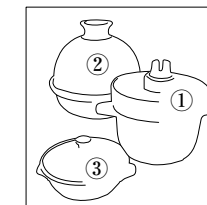
FAPIG No. 178 pp.28～35 (2009)

High temperature components are operated under cyclic thermal transient. In the design of these components, creep-fatigue is the most dominant failure mode. To evaluate creep-fatigue damage, methodology to estimate inelastic strain concentration should be presented in a design standard. This paper presents new technique to estimate inelastic strain behavior based on Stress Redistribution Locus (SRL) method. An applicability of SRL concept is discussed with a help of FEM results for representative components of pressure vessel under various analytical conditions. It is confirmed that SRL does not depend on constitutive equations, thermal load range or plasticity/creep under monotonic loading condition. Including some differences under cyclic loading condition or other, whole results is conservatively represented by proposed design SRL curve.

**KEYWORDS** : high temperature design, pressure vessel, creep-fatigue, inelastic strain concentration, simplified method, stress redistribution locus



元気が出る食の器（すべて実用の器）



- ①ごはん釜
- ②タジン鍋  
(無水鍋。モロッコ代表料理タジンから命名)
- ③平土鍋

作者プロフィール

飯田浩丈 Hirotake Iida

陶芸家、彫刻家 1965年神奈川県生まれ。

1989年～1996年 二科展毎年出展。1995年「波石」で特選 (FAPIG177号掲載)。

多摩美術大学彫刻科石彫教室卒業。現在「生活のすぐそばにある陶芸」をテーマに、作家活動のかたわら神奈川県茅ヶ崎で「赤羽根陶芸倶楽部」(www.akabanetougei.com)を主宰。

主な活動履歴

1989年～2002年 彫刻設置「飛翔」(株式会社スワン)、「天啓」「天機の壺」(聖ドミニコ学園)。個展多数。

2002年 茅ヶ崎に築窯、陶芸に転身。

2003年～2006年 ジュエリーショップ「ヴァンドームヤマダ」六本木ヒルズ店 アートワーク製作、

個展gineta「水の渦、火の渦、土の渦」、個展「土鍋とポット展」辻堂 ART SPACE キターネ、

個展「あったかおなべとほかほかご飯」北鎌倉 ギャラリーネスト、等。

2007年 個展「元気が出る食の器」神楽坂 ギャラリー遊、個展「美しい鍋と暮らす」GALLERY FIRST RIGHT。

# 第一原子力産業グループ

The **F**irst **A**tomic **P**ower **I**ndustry **G**roup

株式会社ADEKA

株式会社荏原製作所

富士電機ホールディングス株式会社

富士電機システムズ株式会社

富士通株式会社

古河機械金属株式会社

古河電気工業株式会社

川崎重工業株式会社

カワサキプラントシステムズ株式会社

株式会社神戸製鋼所

みずほコーポレート銀行

日本興亜損害保険株式会社

日本軽金属株式会社

清水建設株式会社

双日株式会社

横浜ゴム株式会社