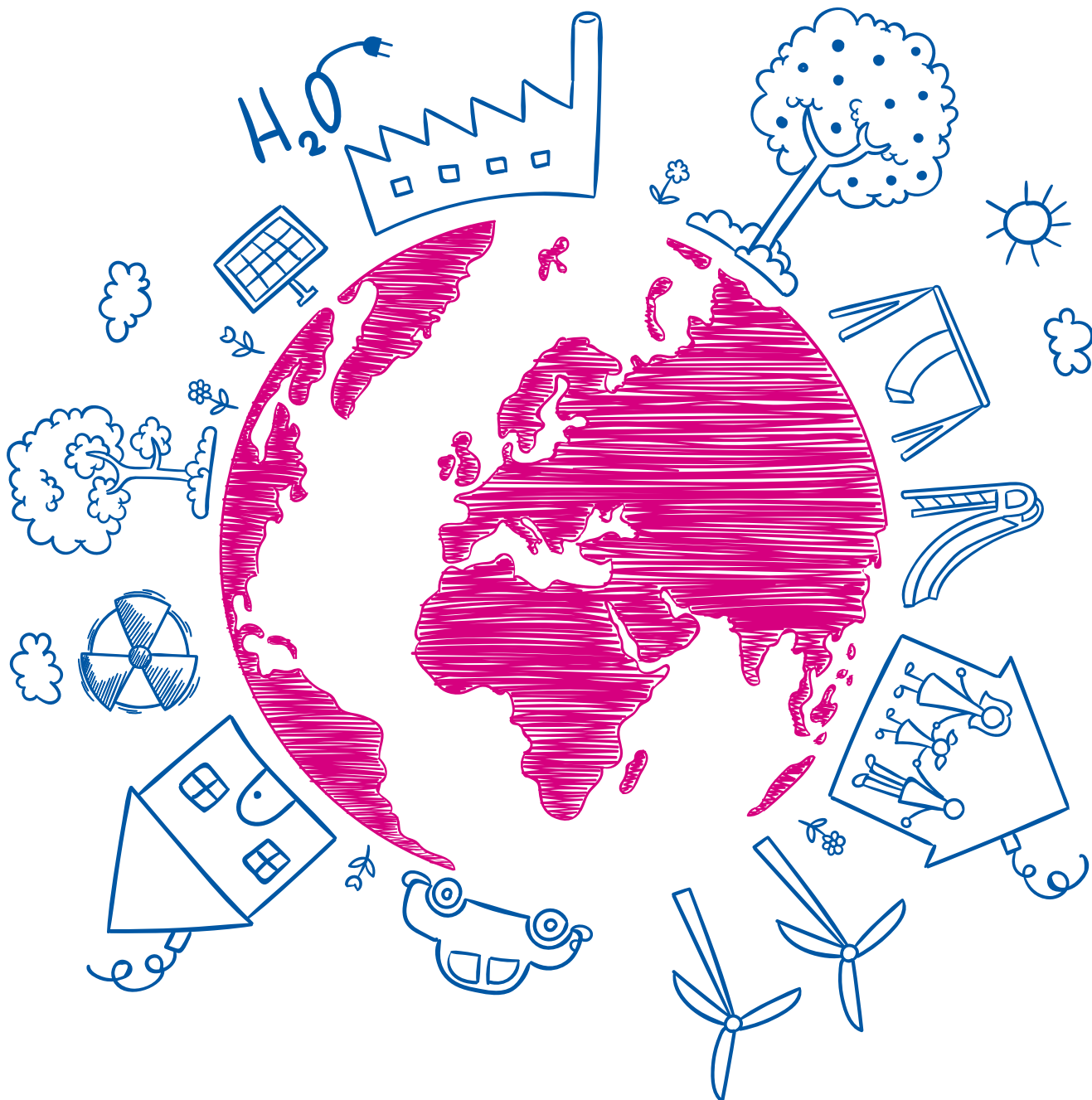


FAPIG

THE FIRST ATOMIC POWER INDUSTRY GROUP

190

JULY
2015



テクノロジーの頂点へ。



川崎重工業株式会社 www.khi.co.jp

川崎重工グループは「世界の人々の豊かな生活と地球環境の未来に貢献する“Global Kawasaki”」という理念のもと、広範な領域における先端技術と、その総合力で、地球環境との調和を図りながら、持続可能な未来社会の実現に向けて、新たな価値を創造しています。陸・海・空はもとより、宇宙や深海にまで及ぶ製品・システムは、その成果といえます。川崎重工グループは、これからも自らのテクノロジーをより高いレベルへと磨きつづけ、人と地球へのやさしさを次々にカタチにしていきます。

イラストは右上から ◎ボーイング787 ドリームライナー ◎産業用ロボット ◎新型高速鉄道車両efSET ◎油圧ポンプ ◎ホイールローダ、左上から ◎モーターサイクル ◎発電用ガスタービン ◎セメントプラント ◎発電用ガスエンジン ◎LNG船

 **Kawasaki**
Powering your potential

FAPIG

THE FIRST ATOMIC POWER INDUSTRY GROUP

2015 - 7 / 平成 27 年度 第 1 号

No.190

目 次

■ 紹 介

高速実験炉「常陽」MARICO-2 試料部の回収 (3)

古賀和浩 / 大原紀和 / 猪 博一 / 近藤勝美 / 伊東秀明 / 芦田貴志
中村俊之

新形式触媒式水素再結合装置の開発状況の紹介 (9)

平田慎吾 / 毛利智聡 / 五十嵐 実 / 佐藤 学 / 上地 優 / 西畑保雄
日野竜太郎

ナトリウム工学研究施設内装設備の設計・製作 (13)

内山尚基 / 朽木憲一 / 佐藤康士

■ 論 文

HTGR 燃料ブロック冷却流路の流動特性の研究 (20)

辻 延昌 / 大橋一孝 / 田澤勇次郎 / 橋 幸男 / 大橋弘史 / 高松邦吉

社会インフラ評価方式案の原子力発電所への適用 (25)

市村富保

FAPIG の機構 (33)

表紙デザイン：渡辺 望

CONTENTS

■ Introduction

Experimental Fast Reactor “Joyo” Retrieval
for the Bent MARICO-2 Test Subassembly Using Remote Control Devices (3)
K. Koga / N. Oohara / H. Ino / K. Kondo / H. Ito / T. Ashida
T. Nakamura

Development Status of New Type Passive Autocatalytic Recombiner (9)
S. Hirata / T. Mohri / M. Igarashi / M. Satoh / Y. Kamiji
Y. Nishihata / R. Hino

Design and Fabrication of Sodium Test Facility for Fast Breeder Reactor (13)
N. Uchiyama / N. Kuchiki / K. Satou

■ Report

Study of the Flow Characteristics of Coolant Channel of Fuel Blocks for HTGR (20)
N. Tsuji / K. Ohashi / Y. Tazawa / Y. Tachibana / H. Ohashi
K. Takamatsu

Applicability of the Proposed Evaluation Method
for Social Infrastructures to Nuclear Power Plants (25)
T. Ichimura

Cover Design : Nozomu Watanabe

高速実験炉「常陽」MARICO-2試料部の回収
Experimental Fast Reactor “Joyo”
Retrieval for the Bent MARICO-2 Test Subassembly
Using Remote Control Devices

古賀和浩*	大原紀和**	猪 博一***	近藤勝美*
Kazuhiro Koga	Norikazu Oohara	Hiroichi Ino	Katsumi Kondo
	伊東秀明****	芦田貴志****	中村俊之****
	Hideaki Ito	Takashi Ashida	Toshiyuki Nakamura

〔概要〕

高速実験炉「常陽」では、2007年に計測線付き照射装置の試料部の切離しが不能となるなどにより、原子炉容器内において試料部が折れ曲がった状態で留まってしまう事象が発生した。

富士電機は、試料部回収のための装置を設計、製作し、現地の回収作業では、事業者の日本原子力研究開発機構と協同して作業にあたり、試料部の回収に成功した。

本稿では、回収装置の設計および製作、並びに現地回収作業の概要を紹介する。

1. はじめに

高速実験炉「常陽」では、2007年に原子炉容器内に装荷された計測線付き照射装置（以下、MARICO-2）の試料部の切離しが不能となるなどにより、原子炉容器内において試料部の上端が折れ曲がった状態で留まってしまう事象が発生した（図1）。試料部は、他社が設計、製作したものであるが、富士電機は試料部回収に係る設計検討の段階から回収作業まで一貫して受注し、事業者の日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）と協力して作業にあたった。

炉心上部機構（以下、UCS）の下面を富士電機納入のUCS下面観察装置で観察した結果、整流板などの変形が確認され、UCSの交換が必要であることが判明した。これを受け、試料部回収は、UCS交換工事中（UCS引抜き後～新UCS装荷前）にUCS撤去孔を利用して実施する計画とした。

本稿では、2012年3月から2014年3月までに実施した試料部回収のための装置（以下、回収装置）の設計および製作、並びに2014年6月から10月までに実施した現地回収作業の概要を紹介する。

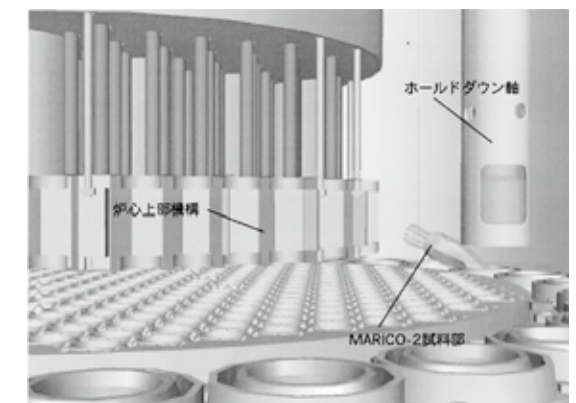


図1 原子炉容器内の試料部

* 富士電機株 発電プラント事業部 原子力プラント部
 ** 同社 川崎工場 原子力部
 *** 同社 発電プラント事業部 原子力技術部
 **** 日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 高速実験炉部

2. 回収作業の目的

「常陽」は、試料部の上端が炉内ラックから突き出た状態で滞留したことにより、燃料交換機能の一部が阻害され、運転停止状態となった。運転再開を果たすためには、UCS交換工事（他社所掌）とともに、試料部の回収作業を確実に成し遂げる必要があった。

折れ曲がった試料部の回収は、通常の手順と経路では行えないため、これまでに経験のない特殊な作業となり、適切な作業計画とそれに合わせた回収装置の設計、製作が重要であった。

3. 回収装置の設計

3.1. 回収装置設計のポイント

回収装置の設計や作業計画では、大気と遮断された高温、高放射線環境下の装置を遠隔で操作しなければならないなど、高速炉特有の制約はもちろん、回収作業には主として下記①～③に示す制約・条件があった。これらを適切にクリアすることが設計上のポイントであった。

- ①試料部はポット（炉内外で使用する炉心構成要素移送用の上端開放容器）の上端で折れ曲がって固着しており、「試料部+ポット」の一体吊り上げ、吊り上げ後の収容が必要である。
- ②作業は回転プラグ上のUCS撤去孔から行うが、試料部がUCSと干渉するため、事前にUCS撤去孔の中心軸を試料部の中心軸に位置決めすることができない。このため、両者の中心軸のズレを調整する機能が必要である。
- ③炉内の回収作業は、直接の目視確認ができない。回収作業を確実なものとするため、ポットのつかみ状態や吊り状態を監視する装置が必要である。

3.2. 回収装置の全体構成

回収装置は、上記3.1のポイントを踏まえ、役割・機能を適切に分担した複数の装置から構成させた。回収装置の一例として、原子炉建家内における全体構成を図2に示す。

(1) 試料部把持装置+ガイド管（図2拡大部）

本装置は、UCS撤去孔から炉内に挿入し、試料

部が収納されているポットの把持、吊り上げを行うものである。ポットのハンドリングは、折れ曲がった試料部が邪魔をして一部分しかつかむ箇所がないこと、把持部にフレキシビリティを持たせることから、1本爪方式とした。これは、初めて的方式であったことから、実規模の要素試験を実施して、性能を検証した。

UCS撤去孔と試料部の中心軸ズレに対しては、把持機構が昇降する案内筒をパンタグラフ機構により約600mm横へスライドする方式を採用した。また、UCS撤去孔以外の範囲には熱遮へい板があり、ポットを真っ直ぐ上に吊り上げられない。そこで、図3に示すとおりパンタグラフ機構の上下アームの閉動作をずらして案内筒を一時的に傾斜させる方法を考案し、試料部入りポットが干渉することなく熱遮へい板との空間をすり抜ける動線を確認した。

(2) 試料部回収装置

本装置は、回収した試料部入りポットを試料部把持装置とともに吊り上げ、胴体内部に収容するキャスク状の密閉容器であり、仮設ピット蓋上に設置される。胴体は、炭素鋼で330mmの遮へい厚さを有し、内部には収容後に固化したポット内ナトリウムを溶融するためのヒータを設けている。

(3) UCS撤去孔プラグ、ガイドスリーブなど

本装置は、原子炉容器との遮へいとカバーガスバウンダリを維持しつつ、炉内へのアクセスルートを形成するものであり、試料部把持装置+ガイド管は、UCS撤去孔プラグ部に挿入して吊り下げられる。その状態で、把持機構やパンタグラフ機構の操作部は回転プラグ上のガイドスリーブ内に位置する。ガイドスリーブは、グローブボックス構造となっており、グローブを介して操作部（操作ハンドルなど）の操作を行う。

(4) 炉内作業監視装置（ファイバースコープ）

本装置は、回転プラグ上の別の貫通孔から挿入し、炉内における試料部把持装置+ガイド管による回収作業（ポットつかみなど）を監視するものである。ファイバースコープは、JAEAが耐放射線性向上を目的に開発したものを使用している。

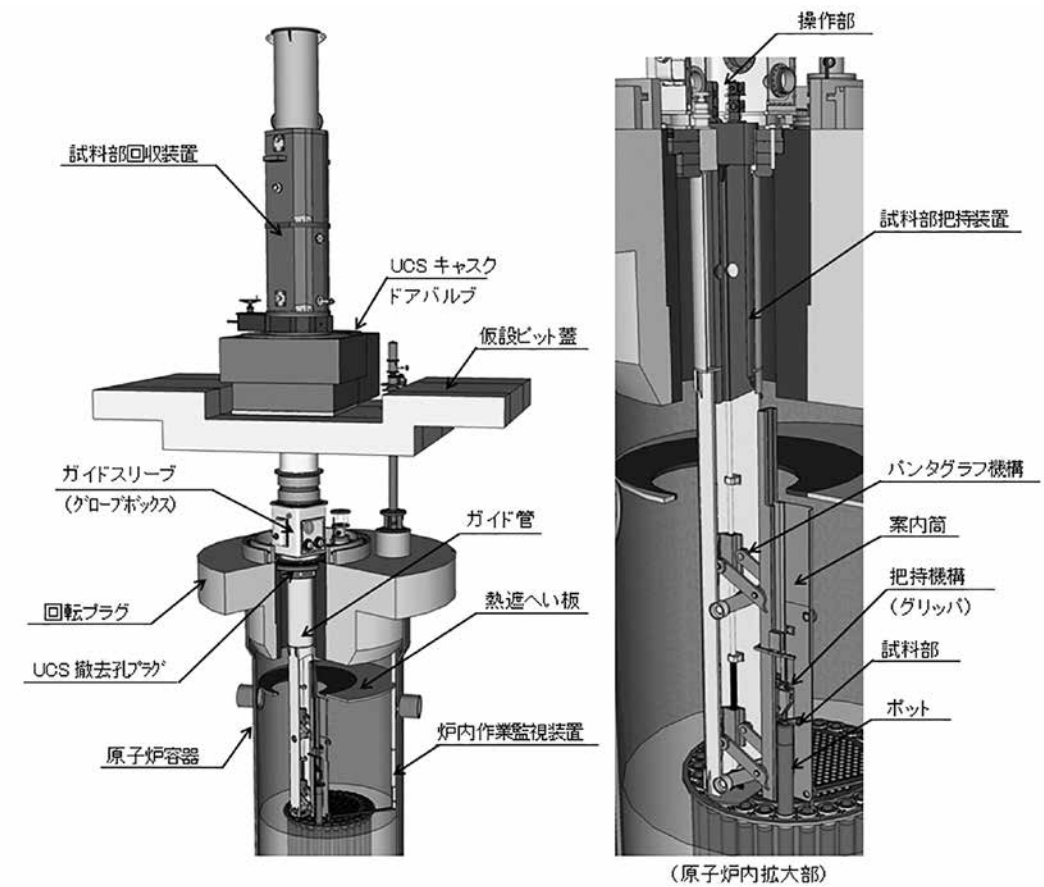


図2 回収装置の全体構成

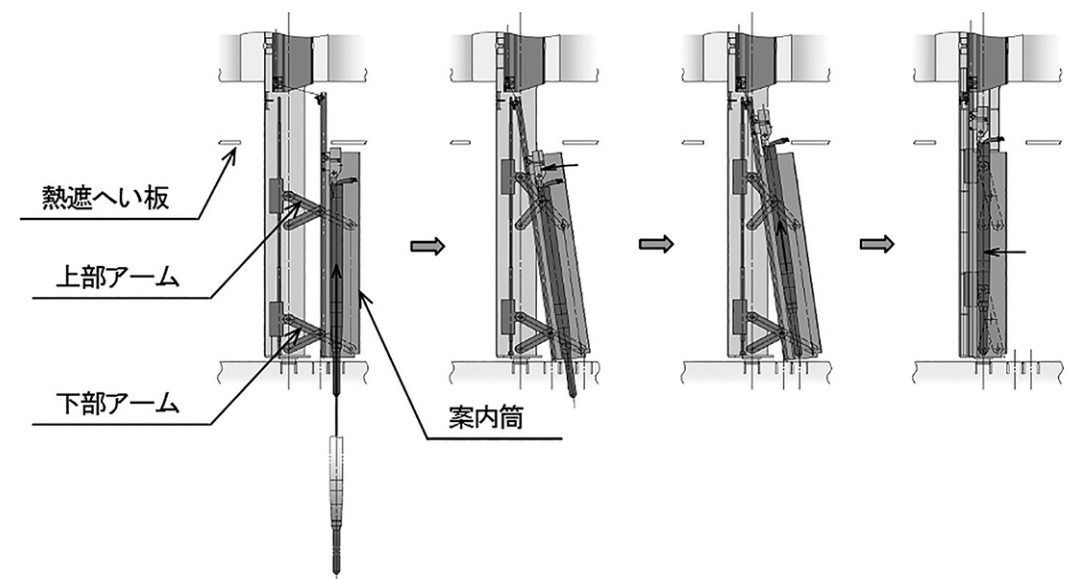


図3 ポットの吊り上げ手順

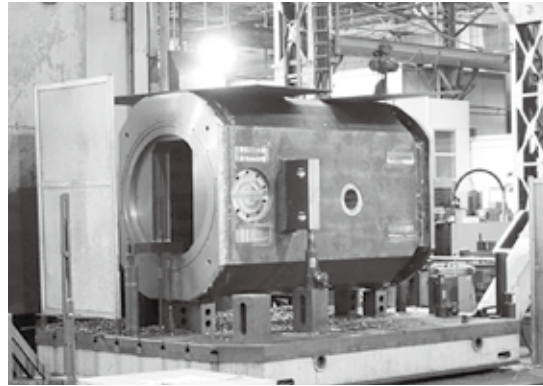


写真1 試料部回収装置の遮へい体（加工中）

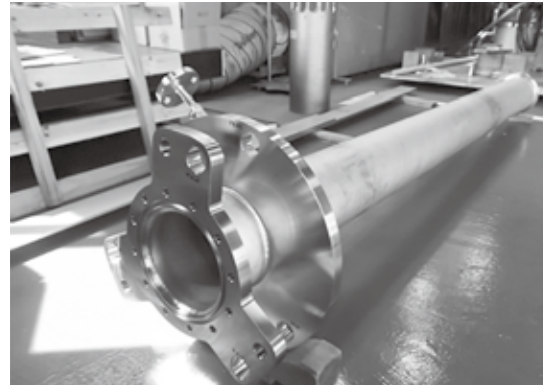


写真4 炉内作業監視装置の収納管（組立中）

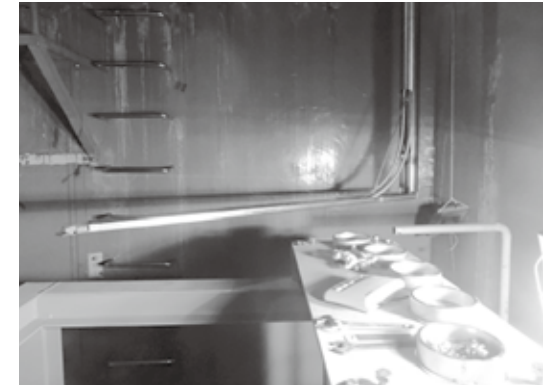


写真6 炉内作業監視装置の屈折アーム（試験中）

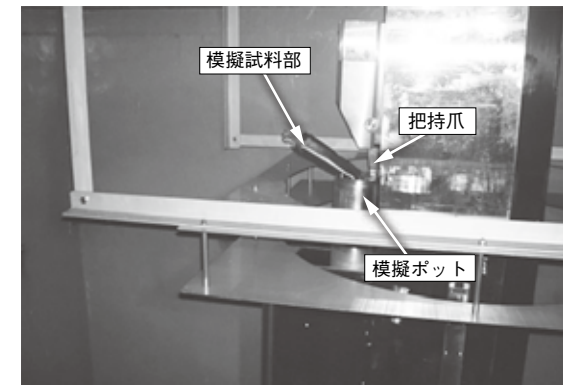


写真8 ポットつかみ試験

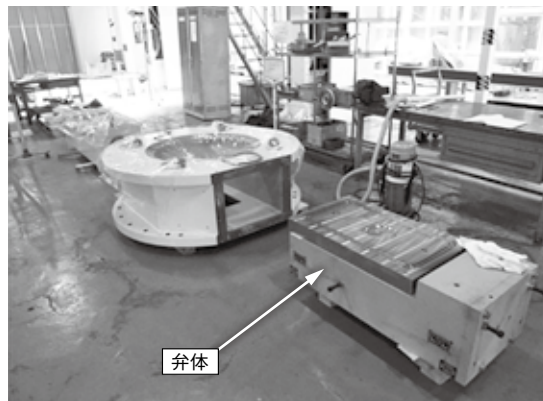


写真2 試料部回収装置のドアバルブ（組立中）



写真5 試験状況全体（原子炉上部・内部の模擬）

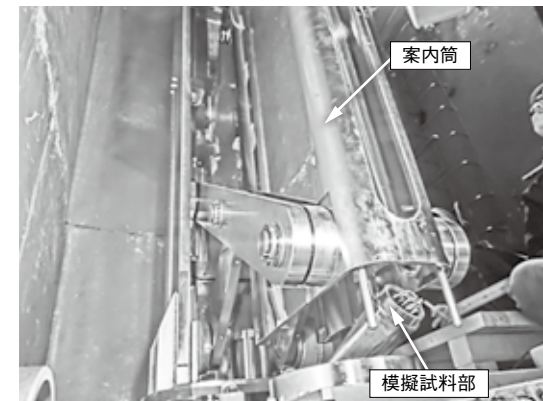


写真7 ガイド管のパンタグラフ機構（試験中）



写真9 ガイド管取扱装置の炉上部設置（試料部把持装置などを收容した状態）

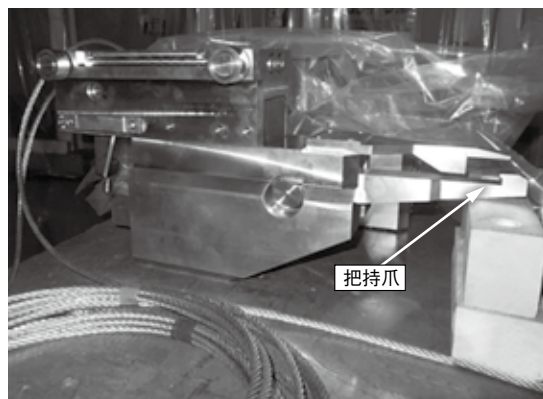


写真3 試料部把持装置の把持機構（組立中）

4. 回収装置の製作

4.1. 工場製作

回収装置は、富士電機川崎工場において、2013年3月までに主要な材料を調達し、同4月から本格的な製作（製缶、機械加工、組立など）を開始

した（写真1～4）。

製作にあたっては、工程厳守の観点から、致命的な不具合を絶対に起こさないよう、回収作業全体を網羅した全装置組合せ状態の基本設計図および装置間の取合条件書を作成、整備した上で、各装置の担当者に展開して製作設計（製作図の作成）を推進した。製作設計では、装置毎の製作DR（設計レビュー）や装置製作図の担当者間の相互チェックを実施した。

また、工程が製作に比重が移った段階では設計

員を製造部門へ派遣するなど、設計部門、製造部門、品証部門が一体となって取り組んだ。製作の進捗状況は、最低毎月1回行うプロジェクト会議などを通じて漏れなくフォローした。

4.2. 工場での実機模擬試験

2014年1月末までに全装置の製作を完了し、同1月末から3月中旬にかけて実機模擬試験を実施した。実機模擬試験では、原子炉の下部から装置上端までの全高約24mを架台やピットで模擬した。装置単体の調整、試験はもちろん、現地回収作業の通常手順、異常時の対応に係る操作試験を行い、設計どおり装置が性能を発揮することを確認した（写真5～8）。

また、実機模擬試験中は、JAEA担当課も富士電機川崎工場に常駐し、富士電機試験部隊と連携して試験に取り組み、現地作業に向けて技術移管や操作訓練も行った。

一方、試験期間中（2月中旬～末）には、下記

の多くの関係者の視察を受け入れ、実機の模擬状態を直接見て装置の特徴などを理解頂くとともに、富士電機とJAEA担当課が一体となって取り組んでいる姿勢をご覧頂いた。現地回収作業に対して安心頂くとともに、貴重なアドバイスも頂いた。

- ① JAEA理事長の視察
- ② JAEA副理事長の視察
- ③ 日仏米高速炉専門家の視察
- ④ 「常陽」干渉物対策アドバイザー会合委員の視察

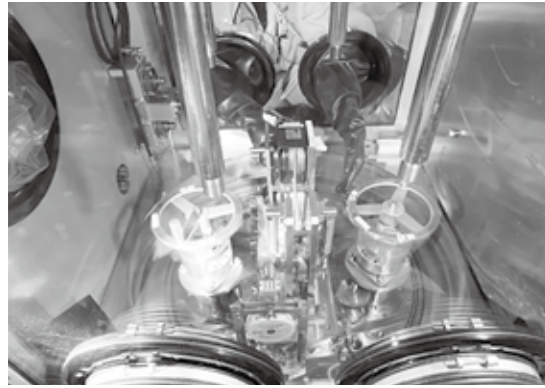


写真10 試料部把持装置などの操作部（ガイドスリーブ内）
（試料部把持装置などの炉内挿入状態）



写真11 試料部回収装置の移動
（試料部などを収容した状態）

⑤ JAEA大洗研究開発センター関係者の視察

5. 現地回収作業

「常陽」現地での回収作業にあたっては、作業を細かく区切って視覚的に分かりやすくした作業手順図を作成した上で、要領書のDR、作業者を含めた要領書の読合せ会やリスクアセスメントを実施し、安全確保と誤作業防止に努めた。

作業は、2014年6月上旬の「UCS引抜き」の完了に引き続いて、富士電機とJAEAが協同して開始した。

初期の炉内試験において炉内作業監視装置のファイバースコープに画像不調が発生し、この補修のために当初の工程に対して約2ヶ月の遅れが生じたが、それ以外の作業は総じて計画どおり進めることができた（写真9～11）。試料部の炉内からの回収は同年9月26日に成功し、その後の搬出作業などを経て、10月末には「新UCS装荷」作業側に炉上部の現場を引き渡すことができた。

6. まとめ

「常陽」において2007年に発生した試料部の炉内滞留に対して、困難な制約や条件の下、適切な回収作業計画を構築し、それに適合させた回収装置の設計、製作を実施した。

現地の回収作業では、回収装置は所期の性能を発揮し、2014年9月に試料部の回収に成功することができた。

参考文献

- 1) 芦田他, 日本原子力学会「2015年春の年会」G11

新形式触媒式水素再結合装置の開発状況の紹介

Development Status of New Type Passive Autocatalytic Recombiner

平田 慎吾*	毛利 智聡*	五十嵐 実**	佐藤 学**
Shingo Hirata	Tomoaki Mohri	Minoru Igarashi	Manabu Satoh
	上地 優***	西畑 保雄****	日野 竜太郎****
	Yu Kamiji	Yusuo Nishihata	Ryutaro Hino

〔概要〕

東京電力福島第一原子力発電所事故の経験から、シビアアクシデント対策の一環として、電力の供給がなくとも水素燃焼・爆発を抑制する受動的触媒式水素再結合装置が注目されている。日本原子力研究開発機構と川崎重工は、品質/性能ともに優れた自動車用触媒を活用して、小型・軽量で設置性に優れた原子力発電所向け新形式触媒式水素再結合装置の開発を進めてきた。本稿では、新形式触媒式水素再結合装置開発の進捗状況を紹介する。

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、水素安全対策が注目され、発電用原子炉の設計基準事故時とシビアアクシデント時に発生する水素の燃焼・爆発を防止するために、受動的触媒式水素再結合装置 (Passive Autocatalytic Recombiner, PAR) の導入が我が国でも進められている。川崎重工では、熱式可燃性ガス再結合装置を製作して、国内原子力発電所に26基納入しており、その実績の下で電源およびユーティリティ停止時にも、自発的な水素再結合が期待できる新形式触媒式水素再結合装置(以下「新形式PAR」)の開発を、日本原子力研究開発機構(以後、原子力機構)と実施している。新形式PARは、品質、耐久性ともに優れた自動車の排ガス処理用触媒(モノリス型セラミックス担持貴金属触媒)を用いることを特徴とし、これにより既存のPARと同等な性能を有しつつ、軽量小型にして容易な設置性を確保できるようにしている。本稿では、新形式PARの設計と性能評価の進捗状況を紹介する^{1),2)}。

2. 装置概念

2.1. 触媒¹⁾

PARで用いる再結合触媒は特殊なものではないが、より耐久性のある触媒の使用が必須である。そこで、長期間安定した性能を有する自動車排気ガス浄化用セラミックス触媒(ダイハツ工業製インテリジェント触媒)を利用した新形式PARの開発を進めている。この触媒は、モノリス型担持セラミックスの表面に、触媒金属である白金やパラジウムなどの貴金属を結晶構造の一部として取り込んだペロプスカイト構造のセラミックスを塗膜したもので、常温から1,000℃までの耐熱性を有し、一酸化炭素(CO)、炭化水素(HC)、窒素酸化物(NOx)を無害化するものである。

2.2. 装置構造

ダイハツ工業と原子力機構において実施した原子炉への適用に向けた触媒の特性評価試験結果¹⁾を基に、PAR基本概念を構築した。ここでは、自動車用触媒の特長を最大限活用して軽量、コンパクトな構造とし、既存のPARに比べて高い設置フレキシ

* 川崎重工業(株) プラント・環境カンパニー 新規プロジェクト推進部 原子力プロジェクト室

** 同社 プラント・環境カンパニー エネルギープラント総括部 ボイラ設計部 解析技術課

*** 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 原子力エネルギー基盤連携センター
水素安全技術高度化特別グループ

**** 同機構 原子力科学研究部門 量子ビーム応用研究センター 放射光エネルギー材料研究ディビジョン
環境・構造物性研究グループ

ピリティを有することを基本概念とした。

新形式PARモジュールの概念を図1に示す。円筒型の収納容器（概略、φ105mm×高さ400mm）の下部に触媒を収納する。触媒部に流入した水素+空気混合ガスが水素-酸素の再結合反応（ $H_2 + 1/2O_2 \rightarrow H_2O$ ）で発生する熱により、チムニー部で残空気と生成した水蒸気に浮力流が生じ（チムニー効果）、その浮力流に誘起されて触媒部からの水素+空気混合ガスの流入を促進する。チムニー部

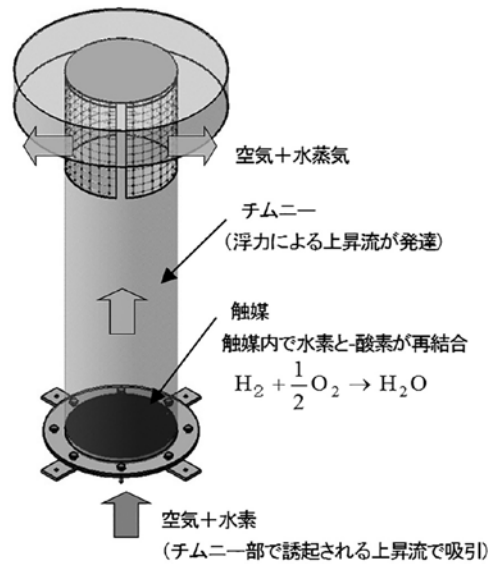


図1 新形式 PAR モジュール概念

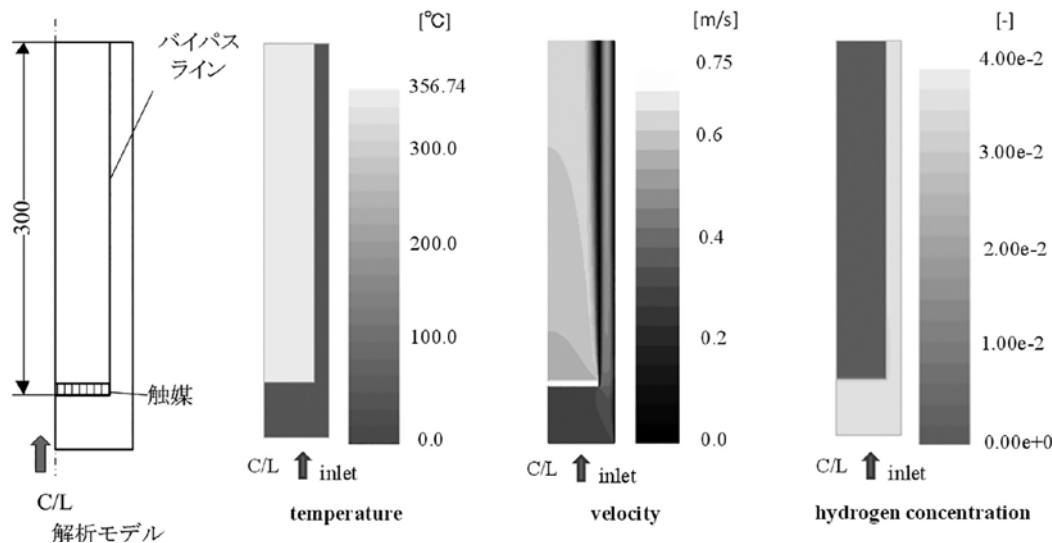


図2 新形式 PAR モジュールの熱流動特性

出口の網状部から残空気と生成した水蒸気が流出する。本体上部は、スプレイ水から内部を保護するため傘状としている。

2.3. 熱流動特性

新形式PARの触媒寸法および装置諸元は、原子力機構にて取得した触媒再結合性能評価式を適用して、汎用熱流動解析コードANSYS Fluent 14.5を用いた熱流動解析により設定した。解析は、モノリス触媒の流路を約1mmの矩形流路とし、その圧損を考慮しつつ、触媒厚さ、チムニー高さなどをパラメータとした。その結果、触媒厚さは5mmで十分であり、また、チムニー部の高さは、既存PARと同等の単位面積あたりの処理性能を確保できる300mmと設定した。入口水素濃度が水素の爆発下限界である4%、入口温度が常温のときの熱流動解析結果例を図2に示す。既存のPAR触媒では厳しい条件である常温の入口温度にもかかわらず、水素の再結合反応がほぼ100%進行し、水素は水蒸気に変換されている。触媒部での温度上昇は約327℃で、水素の自己着火温度（約570℃）までは余裕がある。また、チムニー部では0.6m/sの上昇流速が得られた。この上昇流速は既存PARと同等である。新形式PARモジュールの主要諸元を表1に示す。

表1 新形式 PAR モジュールの諸元

主要材質	SUS304
概略寸法	φ 105mm × H424mm
概略質量	2 kg
処理性能	0.03kg (H ₂)/h/ モジュール
チムニー部高さ	300mm
触媒部寸法	φ 93mm × H5mm

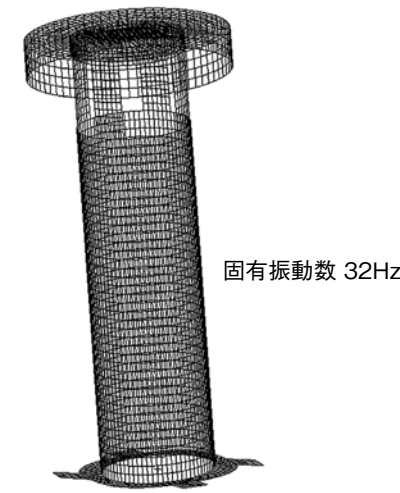


図3 標準モジュール固有値評価（1次モード図）

2.4. 構造・強度特性

新形式PARのフレキシブルな設置性を活用するために、MSC NASTRAN ver.2008 r1を用いて、既往の熱反応式可燃性ガス再結合装置と同等な機器区分で国内適用規格に沿って装置本体応力評価および固有値評価を実施した。応力評価により、モジュール本体は許容応力に対して十分な裕度をもつことを確認した。また3次元多質点モデル要素による固有値評価（図3参照）により、モジュール本体は十分に剛構造とみなせることを確認した。

架台は設置モジュール数に対応したユニット架台とするよう計画しているが、8モジュールまでのユニット架台について固有値評価を実施し、十分剛構造とみなせることを確認した。

2.5. モックアップ製作

新形式PARの製作性および操作性の確証のため、標準モジュールの実寸大モックアップを製作した。モックアップ製作過程で抽出された改良点は標準モジュール設計に反映した。標準モジュールモックアップ

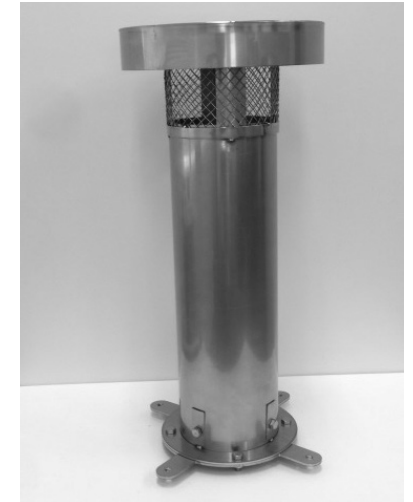


図4 標準モジュールモックアップ外観

の外観写真を図4に示す。本モックアップは水素を用いた性能試験に供することも可能である。

3. 高度化検討

3.1. 放射性廃棄物貯槽用モジュール

放射性廃液を処理した使用済み貯槽内では、残留する水分が放射線分解により水素と酸素に分解されることから、それらを安全に水蒸気に変換する廃液貯槽用モジュールを、熱流動解析にて設定した基本構造を基に検討した。本モジュールは水素ガスが滞留しやすい廃液貯槽上部ノズルに設置することを想定し、処理性能の最適化検討を実施した。

3.2. 高濃度水素モジュール

シビアアクシデント時に大量に発生する水素のため、原子炉内では局所的に高濃度水素が存在する可能性がある。高濃度水素を再結合する際には大量の反応熱を生じるため、触媒部での温度が上昇して、水素の自己着火温度570℃を超える可能性がある。そこで、高濃度水素雰囲気においても、触媒部での温度上昇が自己着火温度以下になるように、高濃度水素対応モジュールの開発を実施中である。

4. おわりに

本稿ではモノリス型セラミック触媒を用いた新形式PARの開発状況を紹介した。今後は、商品化を視野にした実機プロトタイプを試作するとともに、新形式PARの性能試験を行い取得データを基に性

能確証を進める計画である。

なお、本稿は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）」に基づく（国研）日本原子力研究開発機構からの再委託事業の成果である。

参考文献

- 1) Y.Kamiji et al., Development of New Type Passive Autocatalytic Recombiner-Part1. Characterization of Monolithic Catalyst, E-Journal of Advanced Maintenance, 7(1)(2015) pp84-89
- 2) S.Hirata et al., Development of New Type Passive Autocatalytic Recombiner-Part2. Proposal of Conceptual Structure, E-Journal of Advanced Maintenance, 7(1)(2015) pp122-128

ナトリウム工学研究施設内装設備の設計・製作

Design and Fabrication of Sodium Test Facility for Fast Breeder Reactor

内山 尚基* 朽木 憲一* 佐藤 康士*
Naoki Uchiyama Norikazu Kuchiki Kouji Satou

〔概要〕

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構では、福井県敦賀市にナトリウム取扱技術の高度化のための研究開発施設の整備を進めている。ここでは、川崎重工業㈱が国立研究開発法人日本原子力研究開発機構から受注し、平成23年度～平成26年度にかけて、設計、製作、据付を行ったナトリウム工学研究施設内装設備について紹介する。

1. はじめに

平成21年度エネルギー研究開発拠点化計画推進方針（重点施設）「国内外の研究者が集う高速増殖炉の実用化に向けたプラント運用技術の研究開発拠点を敦賀市に形成し、国際的に特色のある拠点として地域の発展・活性化に貢献する」を受け、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構では「もんじゅ」から得られるプラント運転信頼性や保全技術向上の課題解決およびナトリウム取扱い技術の高度化などの研究開発を行うための施設として「ナトリウム工学研究施設」を「もんじゅ」に隣接する福井県敦賀市白木地区に建設することを計画した。

川崎重工業㈱は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構からナトリウム工学研究施設の内装設備の設計・製作を受注した。本稿は、平成23年度～平成26年度にかけて実施した本設備の設計、製作、据付について、その設備構成を中心に紹介する。

2. ナトリウム工学研究施設の概要

2.1. ナトリウム工学研究施設の構成

「ナトリウム工学研究施設」は、高速炉の実用化を目指し、発電プラントである「もんじゅ」の運転・保守経験などを反映しながら、ナトリウムに関連す

る研究開発を実施し、国内外のニーズに応えるためのナトリウム取扱技術に特化した試験研究施設であり、以下の6設備から構成される。(写真1)

- タンク・ループ試験設備
- ミニループ試験設備
- ナトリウム純化・供給装置
- グローブボックス試験設備
- セル試験設備
- ガス供給設備

2.2. タンク・ループ試験設備

本設備は、ナトリウム環境下での検査・補修技術の開発、ナトリウム液面計などの各種計装品の校正、新手法および高度化開発に係る試験を行うための設備で、縦10m×横10m×高さ13mのスペースに約5.5tonのナトリウムを取扱い、

- ナトリウム充填・ドレン系
- ナトリウム供給系
- 純化系
- アルゴンガス系

の4系統から構成される。系統図を図1に示す。鳥瞰図を図2に示す。(写真6, 7)

* 川崎重工業㈱ プラント・環境カンパニー 新規プロジェクト推進部 原子力プロジェクト室

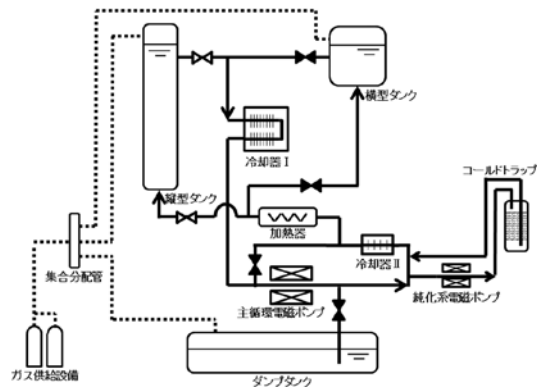


図1 タンク・ループ試験設備系統図



写真1 ナトリウム工学研究施設建物

2.2.1. ナトリウム充填・ドレン系

ナトリウム充填・ドレン系は、主にダンプタンクと配管系にて構成する。ダンプタンクは、ドラム缶からナトリウムを受け入れ、ナトリウムの貯蔵およびナトリウム供給系、純化系へナトリウムを充填するステンレス製横型円筒容器である。ダンプタンクにはダンプタンク冷却プロワを設置し、ドレンされた液体ナトリウムを強制冷却し、早期に融点以下まで冷却(凝固)することができる。

2.1.2. ナトリウム供給系

ナトリウム供給系は、主に縦型タンク、横型タンク、主循環電磁ポンプ、加熱器、冷却器I、IIと配管系によって構成する。ナトリウム充填・ドレン系のダンプタンクより縦型タンクと横型タンクにナトリウムを充填し、加熱器および冷却器Iを通して循環運転することにより、200℃～550℃までのナトリウム循環運転が可能である。循環運転時のナトリウム流量は主循環電磁ポンプの電圧制御により調節する。



写真2 竣工式

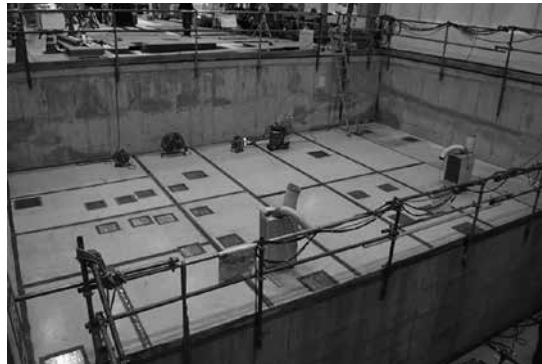


写真3 床ライニング設置工事



写真4 縦型タンク搬入工事

流量計試験部は、80A配管の閉ループを構成して強制的な循環運転ができ、主循環電磁ポンプからの入熱は冷却器IIで除熱することにより循環ナトリウムの温度上昇を抑えることができる。

2.2.3. 純化系

純化系は、コールドトラップ、エコノマイザ、純化系電磁ポンプ、プラグング計、サンプリング装置、ガス抜きポットと配管系によって構成する。

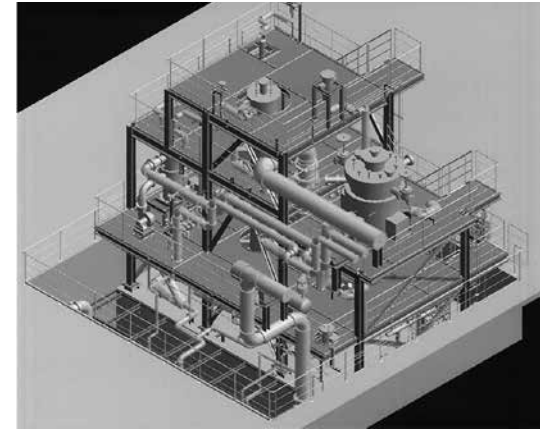


図2 タンク・ループ試験設備鳥瞰図



写真5 電気盤搬入工事

ナトリウム充填・ドレン系のダンプタンクから純化系電磁ポンプにより純化系にナトリウムを受け入れた後、コールドトラップにて冷却し、析出する不純物を捕獲する。ナトリウム純度は、循環ループより分岐したプラグング計で測定する。

純化系にナトリウムを充填する際にはガス抜きポットを使用してナトリウムの液位を確認する。

コールドトラップは配置スペースの制限から1基としているが、万一コールドトラップが不純物により閉塞した場合に、再生処理(コールドトラップを加熱してドレン)が可能となるように通常ドレンとは別のドレンラインを設置している。

ナトリウムのサンプリングは、純化系配管からバイパスしたサンプリング装置により行う。サンプリングしたナトリウムを圧縮空気により強制冷却し凝固させた後にサンプル採取する。

2.2.4. アルゴンガス系



写真6 タンク・ループ試験設備



写真7 計測制御コンソール

アルゴンガス系は、集合分配管、真空ポンプおよび配管系で構成する。集合分配管は、ガス供給設備のアルゴンガスボンベからアルゴンガスを受け入れ、自由液面を有する機器にアルゴンガスを供給する。真空ポンプは集合分配管を介して各機器と接続しており、ナトリウム真空充填時などに各機器または系統全体の真空引きを行う。

2.3. ミニループ試験設備

ミニループ試験設備は、高速炉発電所の系統間の水素移行を試験する設備である。

水素移行に関しては、従来知見では実機データによる大まかな挙動しか分かっていないため、対象となる鋼材の水素(トリチウム)透過係数の算出だけで無く、系統間の移行分布(ナトリウム中とカバーガス中)や系統間での移行挙動についての基礎的な挙動確認を本装置で実施する。本設備は、縦1.2m×横1.8m×高さ1.7mのスペースに設置し10kg未

満のナトリウムを保有する小型試験設備であり、

- ナトリウム系
- カバーガス系
- 水・蒸気系
- グローブボックス系
- 冷却空気系

の5系統から構成される。(写真8)

2.3.1. ナトリウム系

ナトリウム系は、実機1次系と中間熱交換器(IHX)に該当する1次容器、実機2次系と蒸気発生器(SG)に該当する2次容器およびそれぞれの容器のナトリウムをドレン貯留する1次ドレンタンクと2次ドレンタンクから構成する。1次容器内にはIHXを模擬する伝熱部を設け、2次容器内にはSGを模擬する伝熱部を設けている。IHX模擬伝熱部と2次容器はナトリウム循環配管で接続し電磁ポンプで所定のナトリウム流量を設定できる。1次容器内の流動は、1次容器の胴および底板外部に取付けた加熱ヒータによる内部ナトリウムの加熱とIHX模擬伝熱管部での冷却による自然対流循環となる。2次容器内のナトリウム流動は2次容器胴外壁の空気冷却とSG模擬伝熱部の冷却によるナトリウム冷却と電磁ポンプによる2次容器底部中央管台からの高温ナトリウム流入による自然対流循環+強制循環となる。2次容器の冷却は1次容器のナトリウム温度と2次容器のナトリウム温度に温度差を設定するために行う。これらのナトリウム系機器は雰囲気調整系を有するグローブボックス内に設置している。

2.3.2. カバーガス系

カバーガス系は、アルゴンガス集合管、真空ポン

プ、弁・配管類にて構成され、ナトリウム機器のカバーガスとしてのアルゴンガスの供給・排気機能を有し、真空ポンプにより減圧、ガス置換を行う。

1次容器および2次容器、1次ドレンタンクと2次ドレンタンクのカバーガスの排気は、ナトリウムペーパーの流出を抑制するためペーパートラップを介して行う。

2.3.3. 水・蒸気系

水・蒸気系は、注入ポンプ、給水加熱器、SG模擬伝熱管、蒸気クーラ、復水タンク、冷却水タンク、冷却水ポンプおよび弁・配管類から構成される。復水を復水タンクより給水ポンプにて給水加熱器に給水し、給水加熱器にて飽和蒸気とし2次容器内のSG模擬伝熱部に供給する。SG模擬伝熱部で加熱された過熱蒸気は2次容器を出て蒸気クーラにて冷却され、復水として復水タンクに戻る。蒸気クーラの冷却水は、循環量確保のために屋外に設置された冷却水タンク内の冷却水を循環させている。

2.3.4. グローブボックス系

グローブボックス系は、グローブボックスと循環ガス冷却装置および循環ガス精製装置から構成する。グローブボックスはナトリウム系を内部に収納し、気密構造とする。循環ガス冷却装置と循環ガス精製装置はグローブボックス内雰囲気温度維持とガス純度管理調整を行う。

2.3.5. 冷却空気系

冷却空気系は、送風機、2次容器の出入口側ダクト、および出入口ダンパから構成される。グローブボックス外に設置した送風機から送気し、2次容器の胴部を冷却しグローブボックス外部の空調排気ダクトに排気する。

2.4. ナトリウム純化供給装置

本装置は、純化したナトリウムをグローブボックス試験設備の試験装置に供給する装置であり、電磁ポンプ、電磁流量計、コールドトラップ、ガス抜きポット、チャージドレンタンクなどから構成する。本装置は、コールドトラップにて不純物を析出し捕集することにより純化したチャージドレンタンク内のナトリウムを、アルゴンガスで加圧することによりグローブボックス設備の試験装置に供給する。縦1.2m×横2.1m×高さ2.6mのスペースに設置し、約50リットルのナトリウムを取扱う。(写真9)



写真8 ミニループ試験設備



写真9 ナトリウム純化供給試験装置

2.4.1. ナトリウム充填, ドレン系

ナトリウム充填は、コールドトラップおよびガス抜きポットから構成するラインを真空加圧または加圧法により行うことができる。

ナトリウム純化運転が完了した後、コールドトラップ冷却用ブロウ、循環ポンプ停止後ガス抜きポット出口弁を開として系統内のナトリウムをチャージドレンタンクにドレンする。

2.4.2. ナトリウム純化

ナトリウム充填後、チャージドレンタンク内のナトリウムを電磁ポンプで循環しコールドトラップにて不純物を捕集することによりナトリウムを純化する。循環時のナトリウム温度の調節は、チャージドレンタンクおよび配管の予熱ヒータにより調節することができる。

コールドトラップ底部温度の制御は、コールドトラップ冷却用のブロウインバータ制御による冷却空気通風量調節により調整する。

2.4.3. ナトリウム供給

チャージドレンタンクをアルゴンガスで加圧することにより、グローブボックス試験設備のうち、所定のグローブボックスへナトリウムを供給することができる。

2.4.4. ガス給排気

アルゴンガス供給ヘッダは、自由液面を有するチャージドレンタンクおよびガス抜きポットに、ガス供給設備からアルゴンガスを供給する。真空排気は、排気ヘッダを経由して真空ポンプにより系内ガスを排気する。



写真10 グローブボックス試験設備

2.5. グローブボックス試験設備

本設備は、グローブボックス装置、循環ガス精製装置、循環ガス冷却装置で構成する。

循環ガス精製装置および循環ガス冷却装置はグローブボックス内の酸素と水分の除去および除熱するための装置である。各々のグローブボックスは、パスボックスにより連結、相互の物品の出し入れが可能としている。(写真10)

2.5.1. 保全技術試験用グローブボックス

ナトリウム機器の検査・補修技術などの要素試験を行うためのグローブボックスであり、ボックス内にナトリウムポットおよび自動ステージを設置している。サイズは、縦1.0m×横2.8m×高さ1.0mである。

2.5.2. 汎用試験用グローブボックス

ナトリウムの濡れ性試験やガス状ヨウ素試験、ナトリウム中材料浸漬試験および磁歪振動キャビテーション試験などを実施するためのグローブボックスであり、ナトリウム純化供給装置から純化されたナトリウムを受入れる。サイズは、縦1.0m×横1.2m×高さ1.0mである。

2.6. セル試験設備

本設備は、セル内部でナトリウム環境下での検査・補修技術の開発などに係る試験を行う設備であり、以下に示す試験内容に対応した2種類のセルと付帯設備から構成する。

- 汎用セル (大型の高温環境試験用セル)
- 銅製セル (ナトリウム燃焼試験用セル)
- 付帯設備

ナトリウム供給タンク

ガス供給装置

ガス排気装置(排煙廃液処理装置)

系統図を図3に示す。(写真11, 12, 13)

2.6.1. 汎用セル

本装置は、炭素鋼鉄骨造でステンレス鋼板の内壁および外壁で挟み密閉構造をした方形セル(幅約3m×奥行約3m×高さ約2.5m)である。セル内昇温は、汎用セルの内壁外面に設置した電気ヒータおよび温風発生ブロワにより行う。排気は汎用セル天井部ノズルから排出し、排煙廃液処理設備に移送する。ガス供給設備から窒素ガスを汎用セルに導入して、雰囲気を不活性ガス雰囲気にする事ができる。

2.6.2. 鋼製セル

鋼製セルは、小規模(10kg程度)のナトリウム燃焼試験においても構造健全性を維持できる耐熱性を有する最高使用温度260℃、最高使用圧力0.3MPa、主要寸法φ1.3m×2.9mHのステンレス鋼

製円筒容器である。鋼製セル内に試験資材を持ち込めるように、容器は上鏡部をフランジ構造としている。

2.6.3. 付帯設備

(1) ナトリウム供給タンク

ナトリウム燃焼試験などを行う鋼製セルに実験時にナトリウムを供給するステンレス鋼製容器で内部のナトリウムを昇音するための電気ヒータを有している。最高使用温度650℃、最高使用圧力0.5MPaである。

(2) ガス供給装置

ガス供給設備から、各セルに窒素ガス、酸素ガス、およびアルゴンガスを供給する。

(3) ガス排気装置(排煙廃液処理装置)

本設備は、汎用セルおよび鋼製セル内で発生するナトリウムエアロゾルを捕獲して外部への放出を抑える排気処理、エアロゾル処理後に発生するアルカリ廃液の貯留および移送を行う。

本設備は、スクラバ、ベンチュリスクラバ、パイロスクリーン、HEPAフィルタ、ブロワから構成するナトリウム排煙処理ユニット、並びに、廃液貯水タンク、循環ポンプなどから構成する循環水供給・廃液ユニットがある。

ナトリウム排煙処理ユニットでは、セル試験設備で発生するナトリウムエアロゾルを含んだ排ガスをブロワにて吸込み、スクラバ、ベンチュリスクラバおよびパイロスクリーンにて循環水に吸収・吸着・溶解捕集させることで排ガス中ナトリウムエアロゾル濃度を低減した後、HEPAフィルタを通じてガスを大気に放出するとともに、エアロゾル捕獲で発生するアルカリ廃液を廃液貯水タンクに貯留する。

循環水供給・廃液ユニットでは、廃液貯水タンクに貯留した循環水を循環ポンプによりスクラバおよびベンチュリスクラバに供給すると共に、廃液貯水タンク内のアルカリ廃液を既設建屋(ナトリウム取扱研修棟)廃液処理室まで移送する。

2.6.4. ガス供給設備

本設備は、タンク・ループ試験設備、ミニループ試験設備、ナトリウム純化供給装置、グローブボックス試験設備、セル試験設備で使用する各種のガスをナトリウム工学研究施設内のガス系室に設置するガスボンベから供給する。

本設備は、アルゴンガス供給設備3系統、窒素ガス供給設備1系統、酸素ガス供給設備1系統より構成する。

アルゴンガスは、タンク・ループ試験設備用として1系統、ミニループ試験設備、グローブボックス試験設備、ナトリウム純化供給装置用として1系統、セル試験設備として1系統でそれぞれ供給される。又、窒素ガスおよび酸素ガスは1系統でセル試験設備へ供給する。

3. 据付

据付工事は、平成26年7月から平成27年1月に実施し、無事故、無災害で完工した。

主な作業実績工程は以下のとおりである。

- 機械工事：平成26年7月～平成27年1月
- 電気工事：平成26年8月～平成26年12月
- 縦型タンク吊り込み：平成26年10月20日
- 機能試験：平成26年12月～平成27年1月

機能試験は、ナトリウム充填前の状態で各設備の単体機能確認を行った。

機械工事は、万一のナトリウム漏えい時のナトリウムとコンクリートとの接触を防止するための金属製ライニングの敷設工事から開始し(写真3)、機器架台、機器、配管、予熱ヒータ、保温の順に据付を行った。約7mを超える縦型タンクは、建物天井に設けた機器搬入口よりラフタークレーンを用いて建物外より直接架台への据付を行った。(写真4)電気工事には、機器の据付後に電気盤を搬入設置し(写真5)、機械工事の予熱・保温取付工事に追従して配線工事を行った。

ナトリウム充填後の総合機能試験は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構にて平成27年度に実施する計画で準備が進められている。

4. おわりに

ナトリウム工学研究施設は、平成27年6月3日に竣工式(写真2)が行われ、本格的な運用が開始する。本年度は、タンク・ループ試験設備ダンプタンクへの約5.5tonのナトリウム移送、その後ナトリウムを用いた総合機能試験を実施する計画されており、ナトリウム取扱技術の高度化を担う高速炉開発研究拠点の一つとしての始めの一歩を踏み出した。今後、本設備が高速炉の安全運転、技術向上に貢献するものと確信する。

5. 謝辞

ナトリウム工学研究施設の内装設備の設計・製作および本稿の執筆にあたり、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速炉研究開発部門 もんじゅ運営計画・研究開発センター殿より多くのご指導、ご協力をいただきました。この場をお借りして、関係者各位に感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構：もんじゅの現状と今後の取組み(平成27年5月21日 nuclear salon FUJIE 講演会)
- 2) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構：ナトリウム工学研究施設の概要 ナトリウム冷却高速炉の実用化に向けて(平成27年6月3日)

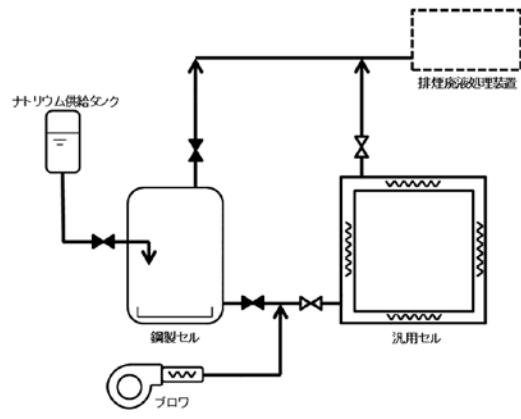


図3 セル試験設備系統図



写真12 鋼製セル試験設備



写真11 汎用セル試験設備



写真13 排煙廃液処理装置

HTGR燃料ブロック冷却流路の流動特性の研究

Study of the Flow Characteristics of Coolant Channel of Fuel Blocks for HTGR

辻 延昌* 大橋 一孝* 田澤勇次郎*
 Nobumasa Tsuji Kazutaka Ohashi Yujirou Tazawa
 橋 幸男** 大橋 弘史** 高松 邦吉**
 Yukio Tachibana Hirofumi Ohashi Kuniyoshi Takamatsu

〔概要〕

高温ガス炉 (HTGR) の固有の安全性にとって受動的除熱は最も関心のあるところである。強制冷却喪失事故では、ブロック型HTGRの崩壊熱は輻射、熱伝導および自然対流で除去されなければならないが、燃料温度は炉心領域の自然対流に強く影響されるため炉心領域の自然対流を精度高く評価することが重要となる。自然対流における燃料温度の検討を熱流動CFDコードを使って1燃料カラムで行った。熱流動解析は通常運転状態と強制冷却喪失事故状態でを行い、流量と燃料ブロックの熱伝達特性を定量的に強制対流モードと自然対流モードで評価した。さらに炉心の自然対流を計算する炉心領域の30°セクターモデルも開発したが、上昇流の流量は1カラムモデルに比べてかなり減少した。またMHTGRのマルチホール型燃料ブロックをモデル化し、流量と熱伝達特性をピンインブロック型とマルチホール型で比較した。マルチホール型燃料ブロックはピンインブロック型より炉心の自然対流が大きくなった。本論文は、2014年7月にチェコ プラハにて開催された国際会議ICONE22 (22th International Conference on Nuclear Engineering) で発表した内容を紹介するものである。

1. ま え が き

本研究の目的は、強制冷却喪失事故において炉心領域に生じる自然対流の特性を調べることである。この場合、いわゆる加圧事象(PCC)においては、一次系冷却材は加圧状態のままであるため、炉心領域の自然対流は燃料ブロック温度に影響を与える。以前の研究で、我々は現在稼働しているブロック型高温ガス炉であるHTTR¹⁾の炉心ブロック、炉内構造物および原子炉圧力容器 (RPV) 全体をモデル化して自然対流のCFD解析を試みた。²⁾しかし計算機能力の制約から、HTTRでは1燃料ブロックあたり33個ある円環形状の冷却材孔を7個の円管流路に単純化しなければならず、自然対流流量のような定量的な特性は十分な信頼性で評価できたとはいえなかった。炉心領域に生じる自然対流を正確に理解するためには、燃料ブロックの詳細な形状を正確に反映した3次元モデルによるCFD解析が望ましい。本研究では、実機の燃料ブロック流路の伝熱・

流動特性を調べることが目的である。

本研究では、最初に燃料ブロックの1カラムモデルを作成して強制対流および自然対流モードにおけるCFD解析を行い、燃料ブロック流路の基本的な流動・伝熱特性を把握した。

次に燃料ブロックの複数カラムモデルを作成して炉心領域における自然対流のパターンをCFD解析により計算した。モデルは燃料ブロック、制御棒案内ブロックおよび固定反射体ブロックに限定した30°セクターモデルである。

2. HTTR 燃料ブロックの形状

HTTR (高温工学試験研究炉) は日本で最初のブロック型高温ガス炉 (HTGR) であり、熱出力30MWで、炉心は30カラム5段積の燃料ブロックで構成され、高さは2.9mである。燃料ブロック形状は平径 (対面間距離) 360mm、高さ580mmの六角柱で、外径34mmの燃料ピンが外径41mmの孔にピンインブロック型配置されている。図1に燃料ブロックの概観を示す。

ブロック型高温ガス炉の燃料ブロック冷却構造にはHTTRで採用したピンインブロック型の他にマルチホール型があるが、燃料ブロックの流路特性をより包括的に理解するために、比較用としてマルチホール型の燃料ブロックもモデル化した。マルチホール型燃料ブロックはHTTRの燃料ブロックと同じ平径であるMHTGR³⁾の燃料ブロックを対象として、外径13mmの燃料ピン120個と外径16mmの冷却材孔102個を配置した。燃料ブロックの高さは580mmと同じとした。図2にマルチホール型燃料ブロックの平面図を示す。

3. 1 カラムモデルの解析

(1) 解析モデルおよび解析条件

1カラムモデルは燃料ブロック5段積で全高2.9mである。ピンインブロック型燃料ブロックのモデル

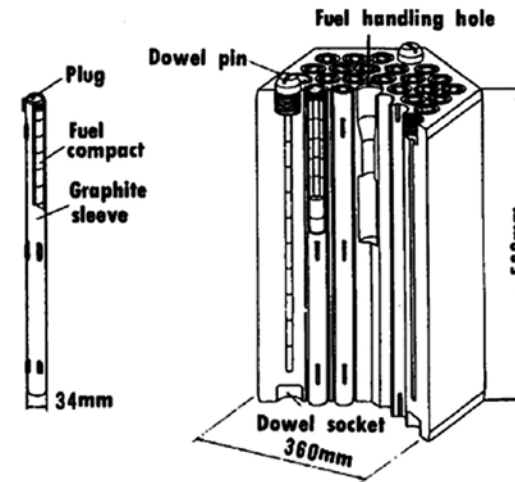
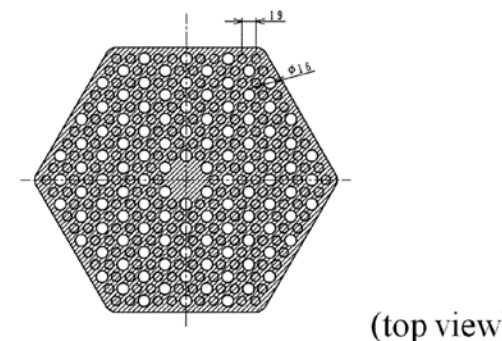


図1 ピンインブロック型燃料ブロック (HTTR)



(top view)

は33個の燃料ピンとその周囲の円環形状冷却流路を忠実にモデル化する。マルチホール型燃料ブロックのモデルは210個の燃料ピンと102個の円管冷却流路をモデル化する。5段積燃料ブロックモデルの上端と下端には、自然な冷却材の流入と流出を実現するために、高さ1mの流体空間を追加する。

CFD解析は強制対流モードと自然対流モードについて各々定常解析を実施する。解析は汎用流体解析コードANSYS-CFX v.14⁴⁾を使用し、k- ω 乱流モデルで計算する。

強制対流モードでは定格運転時を想定し、定格運転における1カラムあたりの冷却材流量372g/sと温度395°Cをモデルの上面に流入条件として設定し、燃料ピンに定格出力30MWに相当する発熱密度を設定する。

自然対流モードでは加圧事象 (PCC) を想定し、モデルの上面・下面を開口とし、下面の冷却材温度を600°Cと設定する。燃料ピンに崩壊熱レベルである定格出力30MWの1%に相当する発熱密度を設定する。

解析モデルおよび解析条件を図3に示す。

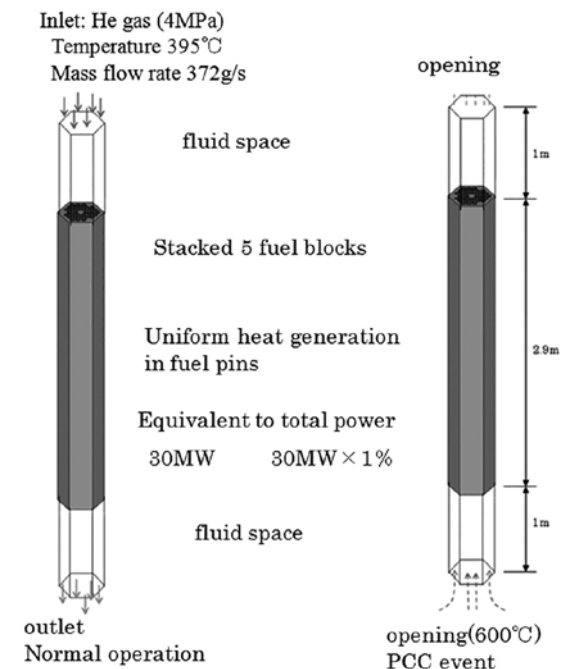


図3 1カラムモデルの解析モデル・解析条件

図2 マルチホール型燃料ブロック (MHTGR)

* 富士電機(株) 発電・社会インフラ事業本部 発電プラント事業部 原子力技術部

** 日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 原子力水素・熱利用研究センター

(2) 解析結果

i) 強制対流モード (定格運転)

定格運転条件における1カラムモデルの解析結果として温度分布を図4に示す。ピンインブロック型、マルチホール型ともにモデル上端から下端に向けて単調に温度が上昇している。燃料ブロックの最高温度は当然ながら下端付近に生じている。

解析結果のうち、ブロックと燃料ピンの最高温度と全流路圧損を表1にまとめる。冷却材流量と流入温度が同じ条件ではピンインブロック型の方がマル

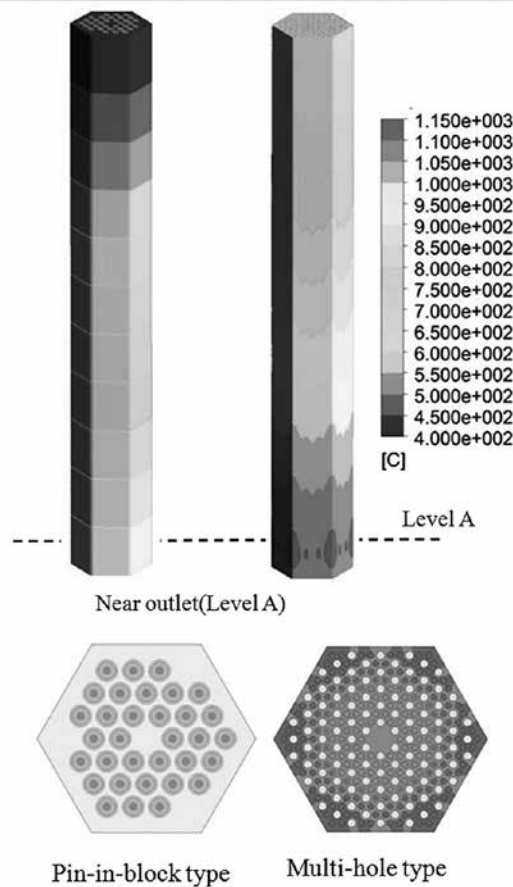


図4 1カラムモデル解析結果
温度分布—定格運転時

表1 1カラムモデル解析結果
各部最高温度・全体圧損—定格運転時

	Pin-in-block	Multi-hole
Tmax of block (°C)	939	1113
Tmax of fuel pin (°C)	1076	1121
Pressure loss (Pa)	2867	485

チホール型よりブロックと燃料ピンの最高温度は低くなる。逆に流路圧損はピンインブロック型の方がかなり大きくなる。

ii) 自然対流モード

加圧事象 (PCC) 条件における1カラムモデルの解析結果として温度分布を図5に示す。燃料ピンの発熱により自然対流上昇流が生じブロックが加熱され燃料ブロック上段に高温部が生じる。

解析結果のうち、ブロックと燃料ピンの最高温度と自然対流上昇流量を表2にまとめる。ピンインブ

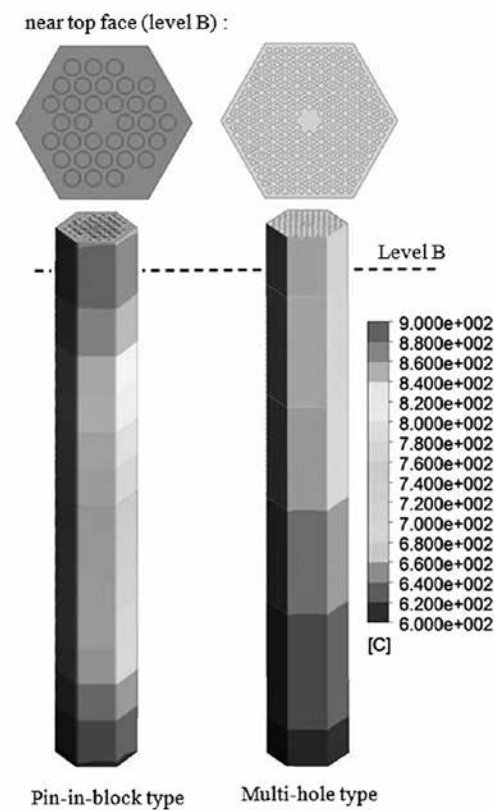


図5 1カラムモデル解析結果
温度分布—加圧事象 (PCC)

表2 1カラムモデル解析結果
各部最高温度・上昇流量—加圧事象 (PCC)

	Pin-in-block	Multi-hole
Tmax of block (°C)	869	703
Tmax of fuel pin (°C)	873	704
Mass flow rate of upward flow (g/s)	7.2	21.1

ロック型の方がマルチホール型よりブロックと燃料ピンの最高温度は高くなる。自然対流上昇流量はピンインブロック型の方が小さい。

4. 30° セクターモデルの解析

(1) 解析モデルおよび解析条件

加圧事象 (PCC) においては炉心の内側で温度が高く外側に向かって温度が低くなるのが典型的な炉心温度分布であるので、炉心領域における自然対流は高温の内側カラムで上昇流、低温の外側カラムで下降流というパターンが想定される。この炉心領域の自然対流パターンを定量的に把握するには、複数の燃料ブロックカラムで構成するモデルによるCFD解析が必要となる。

解析モデルは5段積の燃料ブロック、制御棒案内ブロック、反射体ブロックおよび固定反射体ブロックから構成する。燃料ブロックについては1カラムモデルと同様に、ピンインブロック型燃料ブロックのモデルは33個の燃料ピンとその周囲の円環形状冷却流路を、マルチホール型燃料ブロックのモデルは210個の燃料ピンと102個の円管冷却流路を忠実にモデル化する。炉心のカラム配置はHTTRを対象とし、計算時間の節約のため30°セクターモデルとする。モデルの上端と下端には、自然対流による燃料ブロックへの流入と流出を実現するために、高さ1mの流体空間を追加する。

CFD解析は自然対流モードについて定常解析を実施する。解析は汎用流体解析コードANSYS-CFX v.14を使用し、k- ω 乱流モデルで計算する。

境界条件は、上部、下部の流体空間は断熱壁で囲まれているとし、固定反射体の背面は、適切な炉心の温度分布をつけるために、熱伝達境界 (450°C, 20W/m²C) を設定する。

燃料ピンに崩壊熱レベルである定格出力30MWの1%に相当する発熱密度を設定する。

解析モデルおよび解析条件を図6に示す。

(2) 解析結果

30°セクターモデルの解析結果として温度分布を図7、燃料ブロック中心レベルにおける流速分布を図8に示す。

ピンインブロック型、マルチホール型ともに炉心の内側カラムにブロック最高温度が生じるが、マル

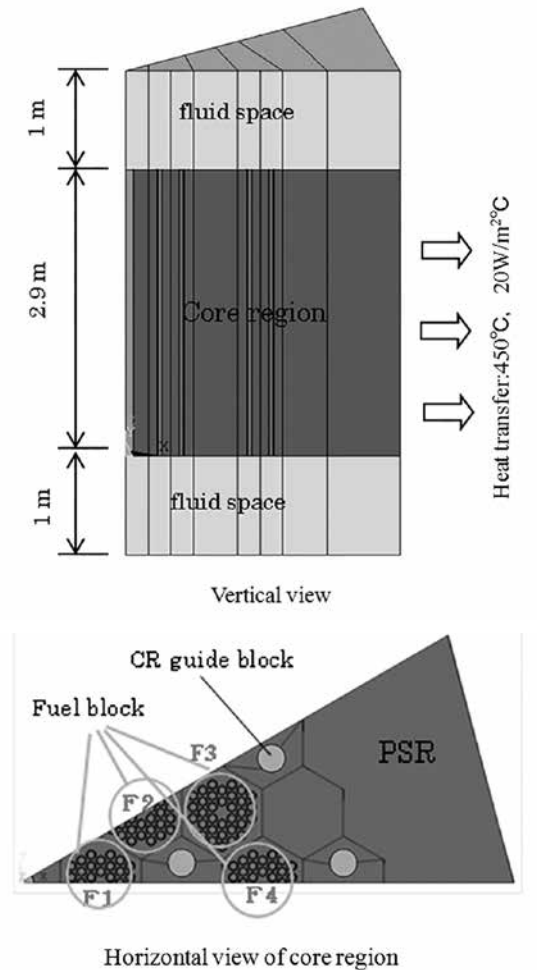


図6 30°セクターモデルの解析モデル・解析条件

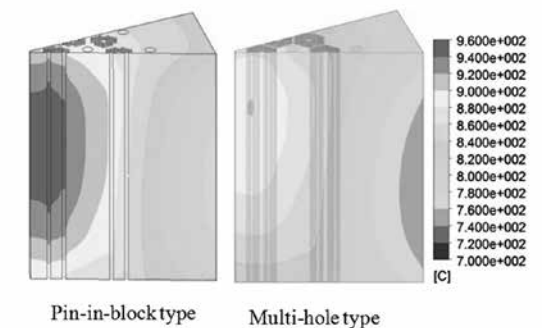


図7 30°セクターモデル解析結果
温度分布—加圧事象 (PCC)

チホール型の方が発生位置は高い。炉心の自然対流は内側カラム (F1, F2) で上昇流, 外側カラム (F3, F4) で下降流となっている。

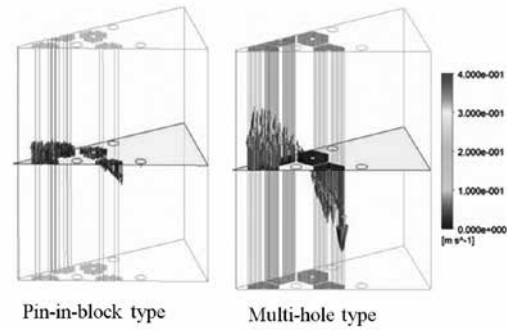


図8 30°セクターモデル解析結果
中央面における流速分布—加圧事象 (PCC)

表3 30°セクターモデル解析結果
各部最高温度・上昇/下降流量—加圧事象 (PCC)

	Pin-in-block		Multi-hole	
Tmax of block (°C)	952		900	
Tmax of fuel pin (°C)	955		900	
Mass flow rate of upward flow (g/s)*	F1	F2	F1	F2
	1.2	0.8	5.8	4.0
Mass flow rate of downward flow (g/s)*	F3	F4	F3	F4
	0.2	0.7	2.0	5.0

*flow rate per one column

解析結果のうち、ブロックと燃料ピンの最高温度と各カラムの自然対流上昇/下降流量を表3にまとめる。ピンインブロック型の方がマルチホール型よりブロックと燃料ピンの最高温度は高くなる。自然対流上昇流量はピンインブロック型の方が小さい。これらの傾向は、1カラムモデルでみられたものと同様である。

5. 結論

特に強制冷却喪失事故時に炉心に発生する自然対流の特性を調べる目的で、1カラムモデルと30°

セクターモデルのCFD解析を実施した。

ピンインブロック型の燃料ブロックについては、1カラムモデル解析による自然対流上昇流は7g/s程度であるが、30°セクターモデルでは内側カラムの上昇流は1カラム換算で2g/s程度と小さい。これは、1カラムモデルは上端/下端が開口条件であるのに対して30°セクターモデルはモデルの外表面がすべて壁で囲まれている閉空間体系であることによる。実機の体系はさらに広い閉空間であるので、30°セクターモデルの自然対流評価は過小評価していると思われる。数g/s程度の自然対流流量は生じていると推定される。

マルチホール型と比べるとピンインブロック型燃料ブロックは自然対流流量が少なく燃料温度は高くなるが、反面、自然対流で上昇する高温冷却材の流量が少ないことは炉上部にある上鏡や制御棒駆動機構などの金属部品に対する加熱の影響が緩和されることも期待できる。

参考文献

- 1) S.Saito, T.Tanaka, Y.Sudo, O.Baba, M.Shindo, S. Shiozawa, F.Kobayashi, R.Kurihara, K.Hada, K. Yamashita, K.Kawasaki, T.Iyoku, K.Kunitomi, S.Maruyama Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), JAERI 1332, 1994.
- 2) N.Tsuji, M.Nakano, E.Takada, K. Tokuhara, K.Ohashi, F.Okamoto, Y.Tazawa, Y.Inaba, Y. Tachibana Study of the applicability of CFD calculation for HTTR reactor, HTR2012, 2012.
- 3) General Atomics Preliminary Safety Information Document for Standard MHTGR Report HTGR-86-024 (1986)
- 4) ANSYS 14.0 Use's Guide, ANSYS Inc., 2012

社会インフラ評価方式案の原子力発電所への適用 Applicability of the Proposed Evaluation Method for Social Infrastructures to Nuclear Power Plants

市村 富保*
Tomiyasu Ichimura

〔概要〕

本論文では、社会インフラに関する評価方式を提案するとともに、提案する評価方式を、社会インフラの1つである原子力発電所の評価へ適用することで、提案する評価方式の社会インフラ評価への適用性を検証するものである。

本論文で提案する社会インフラの評価方式では、4つの評価視点、および、各視点から得られる評価指標に関し、共通的な評価基準を提案する。これを原子力発電所の評価に適用することで、各評価視点からの評価指標例を抽出し、さらに、規制に基づく原子力発電所の活動が、提案する評価方式の共通的な評価基準のレベルを適用して評価を行うと、最高水準のレベルであることを確認した。

この適用検証を通じ、提案する社会インフラの評価方式に関し、一定の有効性が認められることを認識する。

1. はじめに

本稿では、筆者が提案する都市に向けた社会インフラの評価方式を、社会インフラの1つである原子力発電所に適用することで、提案評価方式のベンチマークを行うことを目的とする。

ここで、原子力発電所を対象として選定した理由は以下の通りである。

原子力発電所は、電力の供給サービスを提供するにあたり、さまざまな外部要因や厳しい規制への対応を図り、ライフサイクルにわたり、安全に、かつ、継続的に、運転・運用を実施している。このような取り組みは社会インフラ評価の面からも、高く評価されるべき技術を有している、と考えられる。そのため、原子力発電所での評価を行うことで、提案する社会インフラ評価方式を活用した指標の評価を行う際に、提案方式が想定している共通的な評価基準の設定内容について、検証・確認を行うことができると考えられる。

本稿では、2章にて、提案する社会インフラの評価方式の概要を記載する。その上で、3章では、その評価方式の評価視点に基づいた原子力発電所の評価を行う。4章では、評価指標に関する評価基準に関する検証を行うものとする。

2. 社会インフラの評価方式の提案

本論文では、都市インフラ評価に関するISOでの議論を参考に、社会インフラの評価方式に関する提案を行う。

2.1. ISO TC268/SC1の活動

都市インフラ評価に関する国際標準検討を行っているISO TC268/SC1では、日本から議長を輩出し議論を進めているが、都市を、サービス、施設、都市インフラの3つのレイヤに分け(表1参照)、その中の都市インフラを対象とした評価の標準の策定を行っている。ISO TC268/SC1で策定されたドキュメントTS37151では、Residents (end-users, beneficiaries, consumers), Community Managers, Environmentの3つの視点が抽出され、それぞれの視点ごとに、都市インフラに対する評価

表1 都市サービス実現の構成要素

要素	概要
サービス	教育, 医療, 治安, 国防, 防衛, など
施設 (ファンリテイ)	住居, 商業施設, オフィスビル, 工場, 病院, 学校, 保養施設, など
インフラ	エネルギー, 水, 交通, 廃棄物処理, ICT, など

* 富士通(株) スマートシティ・エネルギー推進統括部

指標への要求事項が整理されており、バランスの取った良い指標の抽出が行われている。なお、都市インフラには、水、交通、エネルギー、廃棄物、ICT（通信、コンピュータ利用環境）などが想定されている。

2.2. 提案する社会インフラ評価方式概説

本論文で提案する社会インフラの評価方式について概説する。

当提案の目的は、社会インフラ評価で利用される指標に対し、共通的な基準を設定するものである。本論文では、原子力発電所を1つの社会インフラとみなし、提案する社会インフラの評価方式による評価を行う。

ISOの都市インフラでは、3つの視点を基にその評価を行ったが、原子力発電所を含む社会インフラに対しては、自然災害などの要素を明確にする必要があると提案する。そのため、図1のように、サービス、環境、作用要因、および、運用・管理の4つの視点で社会インフラを捉えるものとする。

社会インフラも、都市インフラと同様、サービス提供のための基盤としての役割を果たす。すなわち、社会インフラを評価するにあたっては、サービスの観点からの評価の視点が存在する。社会インフラがターゲットとなる都市などの空間・地域を定義すれば、そこでのサービス要求量から当該の社会インフラへの処理要求量が定まる。これをサービス視点からみた社会インフラ評価の指標の1つと捉えることができる。すなわち、社会インフラの要求処理能力が、サービス視点から見た社会インフラの評価指標値になることがわかる。

サービス視点では、その他にも、提供品質なども挙げられる。電力の場合、社会インフラの評価指

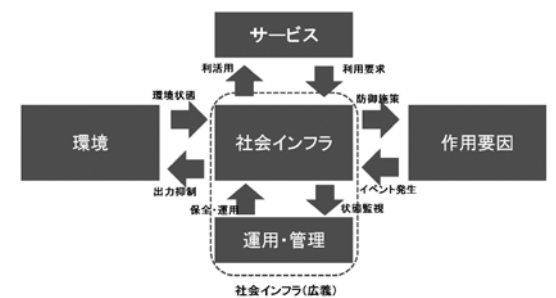


図1 社会インフラを取り巻く環境

標例として、電力供給能力、電力安定化などが評価される。

環境の評価視点は、社会インフラを活用することによって発生する外的環境への影響要素を意味する。たとえば、社会インフラが火力発電所の場合、CO₂が排出されるため、その排出量による環境影響が評価される。このように、環境の評価視点は、社会インフラの利活用に伴って排出される有形、無形の影響に関する評価視点を提供する。具体的には、地球環境への影響、および、社会・経済的への影響要素が挙げられる。環境に有害な排出物の発生がある場合は、その有害性の除去・削減を図るなど、影響緩和に向けた施策活動や、発生した場合のリスク対策に関する評価がなされる。

作用要因は、社会インフラに作用を及ぼす可能性がある要素を意味する。たとえば、政策や法律などの規制や、自然災害、テロ、セキュリティ事故などが作用要因と考えられる。作用要因の発生により、サービスの継続的な提供が阻害されるなどの影響をうけるため、防御施策、もしくは、発生時の影響軽減（含む発生リスク軽減）施策などが実施される。社会インフラの評価は、この防御施策、リスク対策などの実現程度に対して評価がなされる。もちろん、作用要因の発生により、社会インフラへの影響がプラスに変化することもある。この場合、推進施策となる。

社会インフラについて作用要因視点での評価には、以下のようなものが挙げられる。

- ・自然災害（地震・津波・暴風雨・火山活動など）
- ・人的災害（テロ、事故、火事など）
- ・立地環境
- ・政策・規制環境
- ・社会的状況（慣習、世論など）
- ・技術的進展

作用要因の評価指標例として、リスク発生時の実装された防御レベル復元力などに関する指標などを挙げることができる。

なお、環境の評価視点を要素は、作用要因の要素になることが考えられる。同一事象でも、作用要因は、社会インフラに作用する要素であり、その作用に応じて対策をとることを想定する。また、環境の評価視点からは、稼働により発生する外部影響を指し、その影響に応じて、対策をとることを想定す

るため、外部影響=作用要因の場合、は同一の対象となる。

最後に、運用・管理の評価視点を見ていく。社会インフラを継続的に運用し、機能維持を行うためには、保全活動や運転に必要となる資源の調達活動など、運用のための活動や、管理活動が必要となる。これら活動の実施により故障率の低減稼働率向上、および、稼働設備の延命を図ることができる。なお、ここで述べた運用・管理に係る活動は、社会インフラが提供する機能実現には不可欠なものであることから、社会インフラ+運用・管理活動を、広義の社会インフラと呼ぶことがある。

社会インフラの運用・管理活動視点での評価には、運用効率性、コスト、保全性、資源有効利用などの評価指標が該当する。

2.3. 社会インフラ評価指標の共通基準

提案評価方式では、社会インフラを評価するにあたり、上記の4つの視点からその評価を行う。各視点での評価にあたり、評価視点に対応する評価指標を設定・抽出する。これらの評価指標に対する評価を行うにあたり、各指標に共通となる基準に基づく評価レベルを定めることにより、評価結果を横並びに比較することができるようになる。提案方式では、その評価基準の案提示を行っている。複数の社会インフラ間で評価を行う場合、および、社会インフラを評価するために複数の指標に基づき評価を行う場合に、共通となる評価基準に基づいて評価ができれば、社会インフラから構成された都市の評価にあたり、強み・弱みの抽出、および、コスト適用の優先順位付けなどにも応用できる可能性がある。

以下、評価指標に対する共通となる基準について記述する。

提案する社会インフラ評価方式においては、評価指標に関し、2つの種類があることが想定されている。1つは静的指標と呼ばれ、対象社会インフラの状態や活動結果を評価するための指標を指す。インフラの稼働率、稼働によるCO₂排出量などは、この指標の範疇に属する。もう1つは、動的指標と呼ばれ、ある活動を評価する際に、その活動プロセスに注目して評価を行う場合の指標を指す。社会インフラの保全性評価などはこの動的指標に該当する。

静的指標に対する共通の評価基準として、いくつかの提案がされている。米国土木学会 (ASCE: American Society of Civil Engineers)、英国土木学会 (ICE: Institution of Civil Engineers)、オーストラリア技術者協会 (EA: The Engineers Australia) などでも、評価レベルの設定が行われており、ほぼ、5段階に分類されることが多い。しかしながら、その評価手法に対し、標準的な評価手法は存在しない状況にある。その評価レベルの定義が公開されているEAにおける評価基準を表2に示す。

このように、1つの指標 (EAではレベルAを基準として設定) から派生して他の評価レベルを定義するパターンがある。その他にも、全体の割合を決めて評価レベルを定義するパターンなどが見受けられる。

社会インフラを継続的に利活用するためには、その運用・管理を計画的に実践する必要がある。また、作用要因に対するリスク対策を行い、事象発生に向けた対応を継続的に実施する必要がある。

表2 EAにおけるグレードの定義

	grade	Definition
A	Very Good	Infrastructure is fit for its current and anticipated purpose in terms of infrastructure condition, committed investment, regulatory appropriateness and compliance, and planning processes.
B	Good	Minor change required in one or more of the above areas to enable infrastructure to be fit for its current and anticipated purpose
C	Adequate	Major change required in one or more of the above areas to enable infrastructure to be fit for its current and anticipated purpose
D	Poor	Critical change required in one or more of the above areas to be fit for its current and anticipated purpose
E	Inadequate	Inadequate for current and future needs

このような要請から、社会インフラの評価にあたって、その活動プロセスの評価を行うことが重要である。そこで、本提案では、動的指標の共通的な評価基準として、ソフトウェア開発におけるプロジェクトの品質評価などで活用される能力成熟度モデル統合CMMI (Capability Maturity Model Integration) の考え方を取り入れて、評価を行うことを提案する。

CMMIは、プロセスの評価や改善をすすめるための枠組みであり、その段階表現では、組織の実施プロセスを評価し、レベル1からレベル5までの5段階の成熟度レベルで(組織に対して)評価結果を表現している。

社会インフラの評価に当たり、4つの視点から社会インフラを概観したが、そのいずれの視点においても、動的指標、すなわち、管理などの活動に関するプロセス評価の適用が必要であり、それぞれの状況変化に対応した改善活動を必要とする。そのため、社会インフラとソフトウェア品質では、分野が違うものの、評価の視点という意味で流用できるものと判断した。

CMMIでは5つの成熟度レベルを厳密に定義している。これらを社会インフラ向け評価基準に活用して評価基準を定義したものを内容を表3に示す。

成熟度モデルを社会インフラの活動プロセスの評価基準に対応させるにあたり、その評価のポイントを概観する。

成熟度モデルのレベルは、表3で各レベル定義からわかる通り、PDCAプロセスに関連している、とみることができる。すなわち、レベル3は標準的なPDCA管理プロセス活動が実践されていることを示

している。さらに、レベル4では、さまざまなデータを収集することで定量的な分析を行い、その結果を踏まえた判断を実施するPDCA管理プロセス活動が実践されていることを示している。また、レベル5はベストプラクティスを目指す改善の仕組みを内包し、最適化されたPDCAプロセス活動の実践を意味する。

静的指標、動的指標に対し、共通的な評価基準レベルを5段階で設定し、社会インフラの評価基準のための成熟度モデルと呼ぶ。なお、4つの評価視点から抽出された評価指標を活用して評価を行う場合、1つの領域評価に対し、静的指標、動的指標のどちらかの指標を適用するといった背反的な考え方ではなく、1つの領域評価に対し、静的指標、動的指標の混在を含めた複数の評価指標で評価を行い、その総合化による領域評価を下すことを想定する。

以上により、筆者が提案する社会インフラの評価を行う枠組みを説明した。

3. 原子力発電所の評価視点マッピング

本章では、提案する社会インフラの評価方式を原子力発電所に適用することにより、各評価視点でどのような評価項目が抽出されるか?を見てゆく。

最初に、社会インフラ評価視点であるサービスの評価視点からは、原子力発電所に対する稼働率、運転コストなどの指標を基に評価する。原子力発電所は、ベース電源としての電力供給を提供するためのインフラと定義でき、その評価は、サービス要求に対する処理能力評価や供給品質などが挙げられる。また、稼働コストの評価に関しては、内外にお

ける稼働コスト比較などにより評価がなされる。

原子力発電所の評価指標例として稼働率があげられる。日本の原子力発電所の平均設備利用率は、2010年までは年によって異なるがおおむね80%程度だった。100%との乖離の多くは、点検周期の規制によるものである、と想定される。東日本大震災以降は、2011年の平均設備利用率は38.0%、2012年は4.4%にまで落ち込んでいる。

次に、2番目の社会インフラ評価の視点として、環境の評価視点から原子力発電所を概観する。

環境の評価視点からの評価にあたっては、社会インフラとしての原子力発電所が稼働する場合の排出物による環境への影響評価を行う。ここでの「稼働」は、そのライフサイクル全般をにわたり評価の対象となる。

具体的には、核廃棄物、放射能に関する外部影響、冷却水などに関する外部影響など自然環境への影響などが評価項目としてあげられる。放射能などのモニタリング状況の評価といった環境関連の指標が設定される。これらの他にも、原子力発電所の立地による経済効果などを含め、経済的、社会的評価も、この視点の範疇に含まれる。

そして、3番目の社会インフラ評価の視点として、原子力発電における作用要因に関する評価視点について概観する。

原子力発電所に対しては、さまざまな作用要因が想定されている。1つは、地震、津波、風水害、火山、または、これらの複合系の災害など、自然災害があげられる。また、テロ、航空機落下などを含む人的災害も含まれる。これらに加え、原子力規制に関する政策、社会的動向、また、原子力に関する技術動向なども、作用要因に含まれる。このような作用要因の評価指標として、リスク対策など、さまざまな作用要因に対する予防対策、発生時の施策内容、および、活動の改善状況などが評価される。

日本では、2013年に、原子力規制委員会は、福島第一原子力発電所事故の教訓や最新の技術的知見、国際機関が定めた安全基準を含む海外の規制動向などを踏まえ、新たな規制基準を導入した。この基準により、これまで地震や津波などの大規模な自然災害の対策の更なる強化に向け、重大事故対策や従来からの基準に含まれていた設計基準につ

いても内容が強化された。これらは、作用要因に対する対策に関する規制の強化であり、作用要因にかかわる活動が、この新基準により評価されることとなる。

最後に、運用・管理の評価視点から、原子力発電における運用・管理の活動について概観する。

原子力発電所の運用・管理の評価視点では、原子力発電所のライフサイクル全体にわたるさまざまな運転・運用にかかわる活動が評価対象となる。その中でも、効率性、持続的運用性などを含む、当該社会インフラの保全活動の評価が主たる目的となる。さらに、設備のライフサイクルにおける保全活動や品質管理のほかにも、運転に必要となる資源の調達・廃棄に関する活動への管理なども運用・管理の評価視点に含まれる。

日本の原子力発電所に対しては、2008年度に「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制定され、原子力発電所の運用に向けて、過去のトラブルや高経年化を踏まえた保全計画策定、および、継続的改善を義務付けた。また、一律の検査からプラントごとのきめ細かい検査に移行していくための保全プログラムが適用されている。この新検査制度への適用性が運用・管理の評価視点の評価指標となる。保全プログラムにおける代表的な評価指標として、安全重要度評価(SDP評価)、安全実績指標評価(PI評価)などが挙げられる。また、保守活動における指標として、予防可能な機能故障(いわゆるMPFF)回数や待機除外時間(UA時間)が利用される。このような静的指標に加え、保全プログラムで言われる有効性評価といった動的指標による評価が重要である。

また、運用・管理の評価視点においては、保全活動以外にも、運用に必要となる燃料に関する輸送にかかわる活動など、調達・管理活動も対象となる。

さらに、合わせて、運用・管理の評価に際しては、ライフサイクルにかかわる活動として評価がなされるため、運転中のみならず、建設、廃炉に対する活動も、運用・管理の評価視点で評価する。

以上のように、運用・管理にかかわる評価視点に向けては、さまざまな側面での評価指標が必要となることがわかる。

表3 成熟度モデル

レベル	名称	概要
5	最適している	技術的にも海外事例からもベストプラクティス、もしくは、ベストプラクティスを考慮に入れた方式を踏まえた継続的なプロセス改善の遂行の仕組みが構築され、改善活動が最適に実行されている状態。
4	定量的に管理された	社会インフラにかかわる評価のために必要な情報が収集・モニタリングされ、これらを活用し定量的分析の結果により判断を行い、運用がなされている。
3	定義された	社会インフラのライフサイクルにわたる運用活動に対し、標準的なガイドラインなどの規程により、高いパフォーマンス、および、品質の維持を、体系的な管理手法が定義され、それに基づいて運用している。
2	管理された	社会インフラの導入・運用に際し、その活動の標準がなく、個別の活動(過去の経験に基づく対応など体系的でなく個別対応の活動)で個々の成功事例を策定。
1	初期	社会インフラに関する知見を持たず、自力での社会インフラの導入・運用ができない。

4. 原子力発電所と社会インフラ評価

提案する社会インフラの評価方式では、各視点での評価項目の評価を行う際の指標として、2つの種類があることを述べた。

これまで社会インフラに対する評価指標については、結果や現状を評価する静的指標が中心であった。しかしながら、筆者の提案では、社会インフラの評価にあたり、動的指標が必要であることを提案している。

本章では、原子力発電所の評価を行うに際して、動的指標を活用して、その評価を行うことが効果的であること、また、日本における原子力発電所に関する規制についても、動的指標での管理の方向へ進んでいることを明らかにすることで、社会インフラの1つである原子力発電所の事例から、社会インフラの評価に際して、動的指標を活用した評価が有用であることを示す。

なお、動的指標の評価にあたっては、5段階の成熟度モデルでの評価基準を提案しているが、このような動的指標の評価手法が原子力発電においては、その規制内容に合致していることも併せて示す。

まず、運用・監視の視点から、日本の原子力発

電所における保全活動について概観する。

2008年に改訂された原子力発電所の保全プログラム/検査制度の改善ポイントは以下の通りである。

- 1) 保全プログラムに基づく保安活動に対する検査制度の導入
- 2) 安全確保上重要な行為に着目した検査制度の導入
- 3) 根本原因分析のためのガイドラインの整備

上記1)は、高経年化が進む中、プラントごとの特性を踏まえて事業者の保全活動の充実を求めることが必要とし、高経年化対策の強化のために、一律の検査からプラントごとのきめ細かい検査に移行していくことを定めた。具体的には、

- ① 保全計画の届出により、事業者の保全活動が継続的に改善することを国が事前確認
- ② 継続的改善のため、経年劣化データの採取・蓄積、これに基づく日常保全から高経年化に至る劣化評価を事業者が義務づけ
- ③ 新しい技術を用いた運転中の機器の状態監視を充実

などにより、安全性の一層の向上が図られることを定めている。

これら保守活動については、「原子力発電所の保

守管理規程」(JEAC4209-2007)、および、「原子力発電所の保守管理指針」(JEAG4210-2007)が定められている。すなわち、原子力発電所の保全活動の評価はこれらに則って実施される。

上記①、②で定めている内容は、原子力発電所の保全活動においては、計画(P)を立案し、それに基づいた活動(D)を行い、その結果データの採取・蓄積を行い、それを評価(C)することで、継続的改善(A)を図ることである。すなわち、PDCAによるプロセス活動を含む保全プログラムが標準的に定義され、これに基づいた保全管理活動がなされていることがわかる。

さらに、②、③では、必要となるデータを収集し、その分析にもとづく判断を行うことが要求されている。この記載は、2008年の新検査制度で設定された内容であり、それまでは、13か月以内に定期点検を行う、といった時間基準保全を採用し、データ収集による状態評価での保全サイクル延伸ができなかった。新検査制度では、図2でわかるように、データの収集やその分析による判断を行うことが義務化された。

さらに、図2で「劣化メカニズム整理表」の記載があり、「これまでに、実施された高経年技術評価で得られた知見の活用による経年劣化管理の徹底」とあるが、まさしく、保全活動のベストプラクティスを実現するために、これまでの知見を活用した改善活動を推進することが明記されている。これらから、2008年の新検査制度における原子力発電所の保全プログラムの規程は、提案する社会インフラ評価方式における、成熟度モデルのレベル5を満たしたものであり、以前と比較しても、成熟度のレベル向上に向けてその活動が改善されていることわかる。

このように、原子力発電プラントの高経年化に対する評価指標としては、新検査制度において、動的指標の採用が強化されており、かつ、動的指標による評価が有効に活用していることがわかる。さらに、すなわち、原子力発電所の評価を行うにあたり、成熟度モデルのレベル設定など、提案する社会インフラ評価方式は、新検査制度の改善の方向性に合致しており、提案する社会インフラ評価手法が有用に活用できることがわかる。

この傾向は、保全活動だけではない。

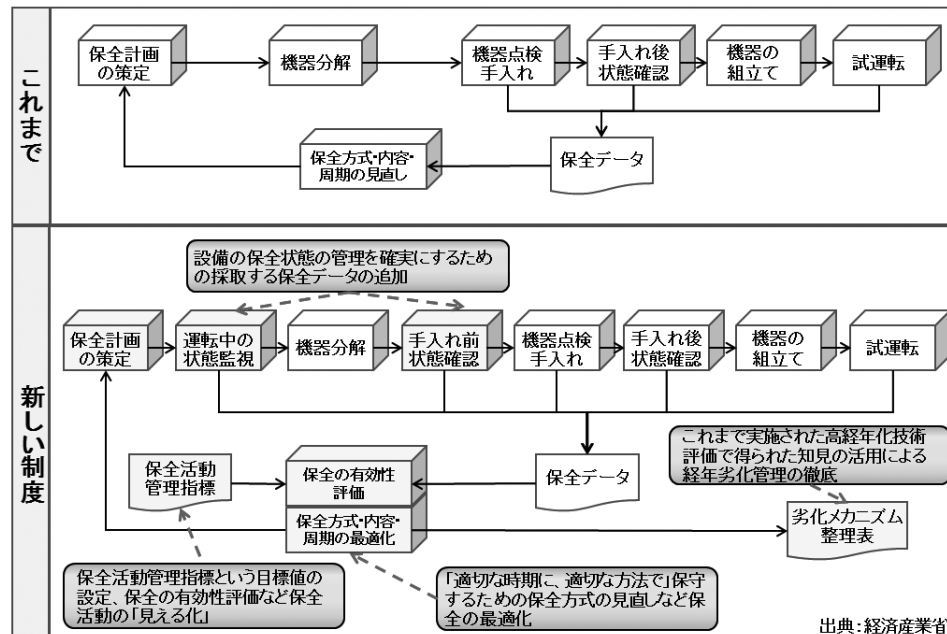


図2 新検査制度による保全活動イメージ

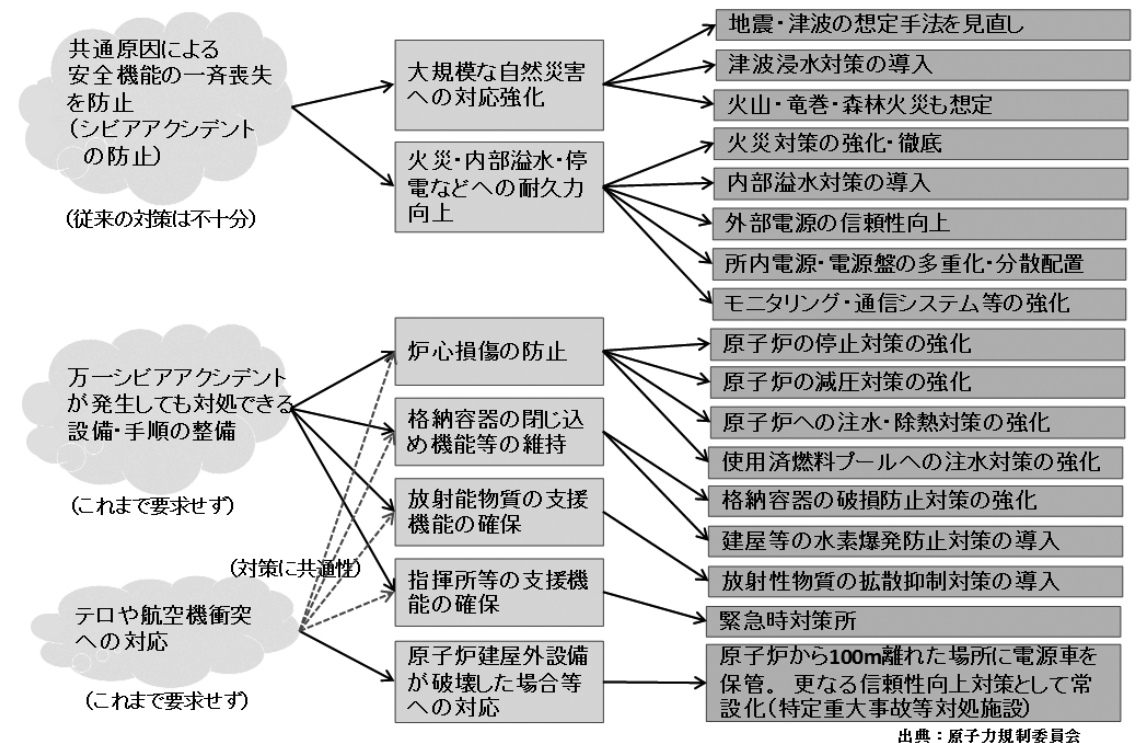


図3 新規制基準の基本的な考え方と要求事項

原子力規制委員会は、2013年に、福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、その教訓や最新の技術的知見、国際機関の定める安全基準を含む海外の規制動向を踏まえ、新たな規制を導入した。新規規制基準では、「深層防護」を基本とし、共通要因による安全機能の一斉喪失を防止する観点から、自然現象の想定と対策を大幅に引き上げ、また、自然現象以外でも、共通要因で安全機能の一斉喪失を引き起こす可能性のある事象（火災など）についての対策を強化した。さらに、新基準では、シビアアクシデントが発生した場合に備え、シビアアクシデントの進展を食い止める対策が要求されている。その概要を図3に示す。

これも、福島第一原子力発電所の事故という教訓をもとに、規制内容の改善を図ったものであり、その改善には、海外における最新知見を踏まえた内容が盛り込まれており、活動におけるベストプラクティスを目指す形で新基準が設定されている。すわなち、成熟度モデルレベル5に該当する改善内容となっている。

このように、原子力発電所を1つの社会インフラと見立て、提案の社会インフラ評価方式を採用して評価を行った場合、原子力発電所における評価の基準となる新基準は、成熟度モデル5を目指す内容であり、このような基準に則って原子力の稼働に向けた調査・承認が行われている、と認識することができる。

5. ま と め

以上、提案した社会インフラの評価方式を活用し、原子力発電所の評価の基準となる規制、および、評価指標を検証してきた。

その結果、提案した社会インフラの評価方式の観点から、原子力発電所の基準類は、成熟度モデルのレベル5を目指す内容であることがわかった。さらに、原子力発電所のこれまでの保全に関する経緯からも、提案した社会インフラの評価方式でその

評価レベルを上げる方向に推進されていることがわかる。

以上から、提案した社会インフラの評価方式で示す方向は、日本の原子力発電所を基に適用評価した結果、社会インフラの評価方式として一定の有効性が認められると認識する。

本論文では、原子力発電所を対象に、提案する社会インフラの評価方式を適用したが、今後は、対象となる社会インフラを拡大して、その有用性の確認、および、適用にあたっての課題抽出を進めていきたい。

参 考 文 献

- 1) 土木学会会長提言特別委員会,「インフラ国勢調査部会 報告書」(2007)
- 2) 原子力規制委員会,「実用発電用原子炉に係る新規規制基準について」(2013年7月)
- 3) 原子力安全・保安院,「原子力発電所における検査制度の充実(新検査制度)に係る保安院の取組み状況について」(2011年2月)
- 4) 原子力安全・保安院,「保全プログラムを基礎とする検査の導入について」(2008年6月)
- 5) 日本原子力発電(株),「保全プログラムの充実と新検査制度」(2009年3月)
- 6) 原子力安全・保安院,「原子力発電施設に対する検査制度の改善について」(2006年9月)
- 7) 和田 和也「北海道電力泊原子力発電所の安全性・信頼性向上に向けた取り組み」, 保全学 (保全学会), Vol. 13, No. 1 (2014)
- 8) 原子力規格委員会,「原子力発電所の保守管理規程」, (JEAC4209-2007)
- 9) 原子力規格委員会,「原子力発電所の保守管理指針」, (JEAG4210-2007)
- 10) ISO TC268/SC1 TS37150
- 11) ISO TC268/SC1 TS37151

FAPIG の 機 構

(社名 ABC 順)

(平成 27 年 7 月現在)

理 事 会・委 員 会・専 門 部 会・事 務 局

会 長	藤 原 正 洋	富士電機執行役員	理 事	藤 木 靖 久	みずほ銀行常務執行役員
副 会 長	渡 辺 達 也	川崎重工工業執行役員	〃	三 浦 宣 明	清水建設執行役員
〃	水 井 聡	双日専務執行役員			
			監 事	大 石 裕 靖	みずほ銀行営業第十部次長
理 事	喜 田 明 裕	荏原製作所執行役員			
〃	山 田 昌 彦	富士通 TC ソリューション事業本部長	事務局長	片 岡 昇	
〃	佐 藤 哲 哉	古河電気工業取締役・執行役員専務			
〃	大 田 彰 則	古河機械金属取締役			

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	広報委員会	原子力情勢調査部会
◎ 尾 崎 博 (富 士 電 機)	◎ 片 岡 昇 (事 務 局)	◎ 北 西 啓 一 (富 士 電 機)
荒 井 正 幸 (荏 原 製 作 所)	倉 島 昇 (荏 原 製 作 所)	○ 三 澤 真 (富 士 通)
山 田 裕 之 (富 士 電 機)	○ 竹 辺 晴 夫 (富 士 電 機)	羽 田 野 泰 彦 (荏 原 製 作 所)
竹 辺 晴 夫 (〃)	伊 藤 貴 代 (〃)	佐 藤 康 士 (川 崎 重 工 業)
國 澤 有 通 (富 士 通)	才 川 美 紀 (〃)	石 井 博 (清 水 建 設)
西 本 貞 矢 (古 河 電 気 工 業)	笹 野 貢 (富 士 通)	山 崎 博 巨 (双 日)
井 上 一 夫 (古 河 機 械 金 属)	柴 原 資 典 (古 河 機 械 金 属)	
○ 松 並 清 隆 (川 崎 重 工 業)	○ 湯 原 貴 浩 (川 崎 重 工 業)	
飯 田 浩 一 (み ず ほ 銀 行)	新 保 孝 之 (み ず ほ 銀 行)	
姫 野 洋 一 (清 水 建 設)	鳥 田 晴 彦 (清 水 建 設)	
○ 三 澤 宜 正 (双 日)	庄 源 英 樹 (双 日)	
片 岡 昇 (事 務 局)		
オ プ ザ ー バ ー		
来 山 正 昭 (原 燃 工)		

高温ガス炉プロジェクト部会

- ◎ 大橋 一孝 (富士電機)
- 吉澤 顕 (双日)
- 岡本 太志 (富士電機)
- 毛利 智聡 (川崎重工業)
- 松尾 浄 (清水建設)
- オブザーバー
- 大橋 準平 (原燃工)

廃止措置・廃棄物処理プロジェクト部会

- ◎ 武仲 五月 (川崎重工業)
- 村上 知行 (富士電機)
- 石山 祐二 (荏原製作所)
- 前園 伸也 (富士電機)
- 三澤 真 (富士通)
- 鳥居 和敬 (清水建設)
- 沢本 雅弘 (双日)

品質保証部会

- ◎ 高橋 正昭 (富士電機)
- 斉藤 利二 (川崎重工業)
- 森雄 一郎 ()
- 江川 裕二 (荏原製作所)
- 梅津 博幸 (富士電機)
- 新田 和彦 ()
- 木村 修 ()
- 湯木 祥己 (富士通)
- 長浜 哲志 (清水建設)
- 吉澤 顕 (双日)

事務局

局長 片岡 昇

禁無断転載

FAPIG No.190

平成27年7月24日印刷

平成27年度 第1号

平成27年7月31日発行 (非売品)

発行所 第一原子力産業グループ事務局
〒100-8691 東京都千代田区内幸町2丁目1-1
双日(株)内
電話 (03) 6871-3082

ホームページ: <http://www.fapig.jp/>

編集兼発行人 片岡 昇

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)

SYNOPSES

Kazuhiro Koga, Norikazu Oohara, Hiroichi Ino, Katsumi Kondo, Hideaki Ito, Takashi Ashida, Toshiyuki Nakamura

**Experimental Fast Reactor “Joyo”
Retrieval for the Bent MARICO-2 Test Subassembly Using Remote Control Devices**
FAPIG No. 190 pp.3 ~ 8 (2015)

In the experimental fast reactor “Joyo”, the incident that the MARICO-2 test subassembly was bent in the reactor vessel occurred in 2007.

Fuji Electric has designed and manufactured the devices to retrieve the bent MARICO-2 test subassembly. Then, Fuji Electric and Japan Atomic Energy Agency have jointly accomplished retrieval works for the bent MARICO-2 test subassembly using remote control devices in “Joyo” in September, 2014.

This manuscript introduces the outline of design and manufacture of the MARICO-2 retrieval devices, and retrieval works in “Joyo”.

KEYWORDS : fast reactor, Joyo, MARICO-2, test subassembly, retrieval works

Shingo Hirata, Tomoaki Mohri, Minoru Igarashi, Manabu Satoh, Yu Kamiji, Yusuo Nishihata, Ryutarō Hino

Development Status of New Type Passive Autocatalytic Recombiner
FAPIG No. 190 pp.9 ~ 12 (2015)

A new type passive autocatalytic recombiner (PAR) to mitigate released hydrogen gas at the accident of nuclear power plants has been developed. In order to realize easy and anywhere installation, this new PAR has advanced automotive catalysts with features such as light and small, high durability, and high performance. Downsizing and light-weighting of recombiner has been conducted with thermal hydraulic and structural analysis, and the PAR concept proposed is revealed feasible for hydrogen mitigation in nuclear power plants.

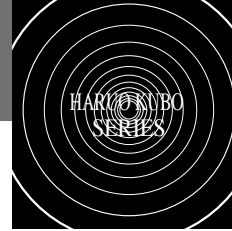
KEYWORDS : passive autocatalytic recombiner, nuclear power plant, hydrogen mitigation

Naoki Uchiyama, Norikazu Kuchiki, Kouji Satou

Design and Fabrication of Sodium Test Facility for Fast Breeder Reactor
FAPIG No. 190 pp.13 ~ 19 (2015)

JAEA has established SERF (Sodium Engineering Research Facility) facility for research and development of advanced sodium handling technology in Tsuruga City, Fukui Prefecture. We introduce design, fabrication and installation of SERF carried out by KHI through fiscal year 2011 to 2014.

KEYWORDS : sodium handling technology, FBR, MONJU



Nobumasa Tsuji, Kazutaka Ohashi, Yujirou Tazawa, Yukio Tachibana, Hirofumi Ohashi, Kuniyoshi Takamatsu,

Study of the Flow Characteristics of Coolant Channel of Fuel Blocks for HTGR

FAPIG No. 190 pp.20 ~ 24 (2015)

Passive heat removal performance is of primary concern for enhanced inherent safety of HTGR. In a loss of forced cooling accident, decay heat of fuels must be removed to graphite blocks by radiation, thermal conduction and natural convection in block-type HTGR. Because the temperature of fuels is strongly affected by natural convection of coolant in core region, it becomes important to estimate the behavior of natural convection in core region precisely. The numerical studies are performed using thermal hydraulic CFD code for one column-model of fuel blocks which is represented explicitly as individual coolant channels in fuel block. The thermal hydraulic analyses are conducted for normal operation and loss of forced cooling accident conditions, as results, the flow and heat transfer characteristics of fuel blocks are quantitatively evaluated both in forced convection mode and natural convection mode.

KEYWORDS : HTGR, HTTR, fuel block, natural convection, CFD code

Tomiyasu Ichimura

Applicability of the Proposed Evaluation Method for Social Infrastructures to Nuclear Power Plants

FAPIG No. 190 pp.25 ~ 32 (2015)

This paper propose an evaluation method for social infrastructures and the applicability of the proposed evaluation method is verified by the trial application of the method to a nuclear power plant which is one of social infrastructures.

The method proposes common criteria to the four evaluation aspects and their evaluation criteria. By the application of this method to the nuclear power plant as one of social infrastructures, sample criteria from the four evaluation aspects were able to be clarified and also it was verified that current activities in a nuclear power were reached to the highest standard level by the evaluation using the proposed evaluation method for social infrastructure.

Through this verification, it is recognized that this evaluation method can provide certain effectiveness for the evaluation of social infrastructures.

KEYWORDS : social infrastructure, environment, maintenance, hazard, maturity model, evaluation figures, ISO

木漏れ日の中で春を謳歌



男郎花(オトコエシ)



山紫陽花(ヤマアジサイ) /
谷空木(タニウツギ) / 著莪(シャガ)

里山の草花を生ける ～ 精いっぱい咲く花はそれぞれに美しい～

作者プロフィール

久保 春雄 Haruo Kubo

荏原製作所 風水力機械カンパニー社員。1951年青森県生まれ。

1993年入社。日本各所の風力発電施設や福島第一原子力発電所における荏原製作所現地事務所の所長として工事管理業務に従事し、現在は柏崎刈羽現地事務所の所長としてさまざまな工事に優れた手腕を発揮し続けている。

主な活動履歴

休日ごとに訪れている柏崎近郊の野山で、種々の草花が季節ごと異なる色で精いっぱい咲く美しさに感動し、この寡黙な可愛らしさを周囲の人に紹介したいと思ったことがきっかけとなり、独学で生け花を始める。草花が持つ自然な線をそのまま壊さないことを主眼に、水も里山の湧水を使用し、ありのままの姿に生けることを心がける。作品は、作者が住むマンションの受付に1週間5鉢のペースで展示し、他の居住者にも季節の移ろいを楽しんでもらっている。

第一原子力産業グループ

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

株式会社荏原製作所

富士電機株式会社

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

みずほ銀行

清水建設株式会社

双日株式会社