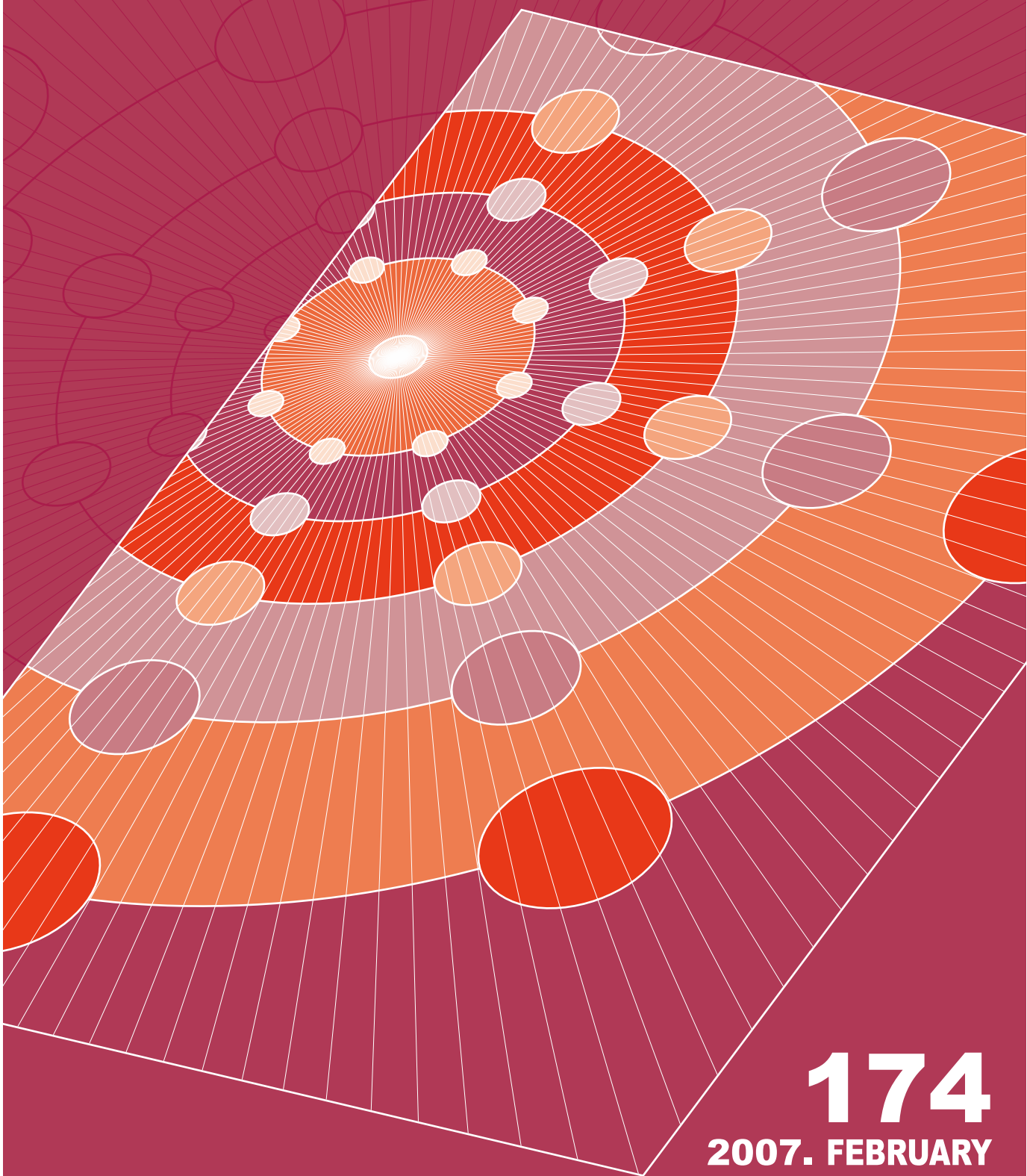


FAPIG

THE FIRST ATOMIC POWER INDUSTRY GROUP



174

2007. FEBRUARY

| | |
|-----------------------------------|-----------|
| ■ 随 想 | |
| 高温ガス炉「三度目の正直」 |(3) |
| 佐藤健治 | |
| ■ 報 告 | |
| 高速増殖原型炉もんじゅの現状 | |
| ナトリウム漏えい対策工事の進捗状況と運転再開への準備状況 |(5) |
| 内山尚基 | |
| 東海発電所熱交換器の解体撤去工事計画 |(11) |
| 武仲五月 / 木村秀明 / 時枝 潔 / 平橋 剛 / 山崎誠一郎 | |
| ■ 紹 介 | |
| 各国の高温ガス炉の開発動向 |(19) |
| 中野正明 / 高田英治 / 岡本太志 | |
| 放射線透過式配管減肉検出装置の開発 |(26) |
| 高木 昭 | |
| 原子力分野におけるグリッド・コンピューティング技術を核とした | |
| 研究基盤構築への取り組み |(31) |
| 南 貴博 / 鈴木喜雄 / 青柳哲雄 / 伊藤俊紀 / 中島憲宏 | |
| ■ 論 文 | |
| 放射性廃樹脂処理法の開発 |(40) |
| 出水丈志 / 萩原正弘 / 大津 孝 / 辻田正治 / 荒井正幸 | |
| 稲川博文 / 能見光彦 | |
| ■ グループ情報 | |
| FAPIGにおける原子力PA活動について |(43) |
| 米田正章 | |
| FAPIGの機構 |(52) |

表紙デザイン：堀内秀和

Discover the summit with Mizuho

MIZUHO

みずほコーポレート銀行

CONTENTS

| | |
|--|------|
| ■ Essay | |
| All Efforts for HTGR Thrive at Thrice | (3) |
| K. Sato | |
| ■ Report | |
| Present Status of Proto-type FBR MONJU | (5) |
| Progress of Construction Work for Sodium Leak Event and Preparation of Re-operation | |
| N. Uchiyama | |
| Engineering Study on Dismantling of Steam | |
| Raising Unit in Tokai Power Station | (11) |
| S. Takenaka / H. Kimura / K. Tokieda / T. Hirahashi / S. Yamazaki | |
| ■ Introduction | |
| The Present Status of HTGR Developments in the World | (19) |
| M. Nakano / E. Takada / F. Okamoto | |
| Development of Radiation Transmission Type Pipe Wall Thinning Detection System | (26) |
| A. Takagi | |
| Research & Development for Construction of | |
| “Computational Infrastructure in Atomic Energy Research Field” | |
| Based on Grid Computing Technology | (31) |
| T. Minami / Y. Suzuki / T. Aoyagi / T. Ito / N. Nakajima | |
| ■ Paper | |
| Development of Radioactive Spent Ion-exchange Resin Treatment System | (40) |
| T. Izumi / M. Hagiwara / T. Ohtsu / M. Tsujita | |
| M. Arai / H. Inagawa / M. Noumi | |
| ■ FAPIG Activities | |
| FAPIG's Activities for Public Acceptance of Nuclear Energy | (43) |
| M. Yoneda | |
| Cover Design : Hidekazu Horiuchi | |

高温ガス炉「三度目の正直」

All Efforts for HTGR Thrive at Thrice

佐藤 健治*

Kenji Sato

「三界（さんがい）」とは、仏教でこの世の生きとし生けるもの一切の衆生が活動する全世界を指し、「三位（さんみ）」と言え、キリスト教で父と子と聖霊のこと。「三色旗」はフランス国旗の代名詞でもあるが、三色旗を国旗にする国は多い。「仏の顔も三度」「石の上にも三年」「三人寄れば文殊の知恵」等々、古今東西人は何故か「3」が好きだ。

そこで、高温ガス炉開発と「3」にまつわる話を一席。

軽水炉燃料工場を初めて見学される大方が燃料体を見て少し意外な顔をされる。金属製の細管を束ねた、人の背丈の2倍以上の精密機械のような燃料体を見上げて、それが原子炉で“燃える”ことに違和感を抱くのである。ところが、高温ガス炉燃料工場で黒いボールを見せて核燃料ですと言うと納得するのである。木炭や石炭の粉を固めた炭団（タドン）そっくりだからだ。実際、この炭団はペブル型燃料と呼ばれ、高温ガス炉の炉心に積み重ねられた状態で（Pebble Bedという）“燃えた”後、炉心下部の穴から取り出され、新しい炭団が炉心上部から放り込まれる。まさに、ボイラーに石炭をくべるイメージだ。茨城県大洗町で運転中の高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料は炭団型ではなく六角柱の練炭型（ブロック型燃料）であるが、同じように炉心に積み重ねられて“燃える”のである。

ペブル型燃料を用いる高温ガス炉は1960年代にドイツで開発され、発電用の実験炉および原型炉各1基が80年代の終わりまで運転された。90年代後半に中国の清華大学がドイツの協力を得て建設し現在運転中である発電用実験炉（HTR-10）、更に中国がこれをベースに商用化を計画中の高温ガス炉（HTR-PM）および南アフリカの国営電力ESKOM社が計画中の数十基の高温ガス炉（PBMR）、これらの高温ガス炉はいずれも上記のドイツ型高温ガス炉と同一寸法仕様のペブル型燃料を用いる。

ペブル型もブロック型もその中に含有する被覆燃料粒子は同じ構造である。すなわち、直径約0.5mmの二酸化ウランの粒（燃料核）を中心に低密度炭素層、高密度炭素層、炭化ケイ素層および高密度炭素層の順で4層の被覆がなされている。直径は僅か1mmであるが小粒ながら一個が軽水炉燃料の燃料棒一本に相当する機能を持つうえ、セラミックスの被覆材は溶融の心配もない。この仁丹粒のような被覆燃料粒子が黒鉛マトリックス中に均一に分散され、ペブル型あるいはブロック型に成型されて原子炉に装荷される。ペブル型燃料は、直径5cmの黒鉛内殻の中に約2万個の被覆燃料粒子を均一に分散、その外側に厚さ5mmの黒鉛外殻を被せたものであり、その半径は正確に3cmである。黒鉛は、構造材であると同時に中性子減速材であり照射特性を良好に保つ。炉心から取り出されたペブル型燃料は完全に燃やすため新燃料と共に数回繰り返し投入される。このた

* 原子燃料工業(株) 特別顧問

め、ペブル型燃料は製造段階で4 mの高さから50回落下させても破損しない強度が要求される。

そもそもペブル型燃料の半径が3 cmと定められた根拠は何だろうか。中性子の挙動や熱設計などの技術上の要請と経済性から決まるサイズを基本に、燃料サイクル全般のハンドリングを考慮して総合的に決められた値であろう。実際、重さ約230グラムのペブル型燃料を掌に乗せてみると製造工場での取扱いに手頃な大きさであることが実感できる。

それでも、ぴったり3 cmとした理由は、やはり、数字「3」にあったのだ。

ペブル型燃料を特徴とするドイツ型高温ガス炉を開発した中心人物は「高温ガス炉の父」と称されるSchulten博士である。1960年代、日本で高温ガス炉開発を推進された村田浩氏（旧原研元理事長）などとも親交があり、ドイツだけでなく、米国、日本、中国などにおける高温ガス炉の開発に大きな影響を与えた。その博士が「ペブルの半径は3 cm」と決めたというのが今や伝説になっているのだ。理由は「3」が球体の表面積と体積の値を同じにする数であるからという。半径Rの球の表面積は $4\pi R^2$ 、体積は $\frac{4}{3}\pi R^3$ であり、R=3とすれば両方の値は確かに同じになる。何にでも理屈を付けて納得しなければ済まないドイツというお国柄を感じさせるユーモアではないか。

ペブル型、ブロック型、いずれの形式の高温ガス炉にも共通の基本要素である被覆燃料粒子にも実は「3」が深く関わっている。先に被覆燃料粒子は4層被覆であると紹介したが、正式には「TRISO」粒子と呼ばれている。すなわち、「3層被覆」粒子である。これは、初期の被覆燃料粒

子が低密度炭素および高密度炭素の2層「BISO」粒子であったのを70年代に高密度炭素層を二つに分けてその間に炭化ケイ素の第3層を設ける改良を施したことに由来する。

さて、高温ガス炉は1960年代から英、独および米国で相次いで建設されたが、80年代末までに原型炉段階で全て姿を消してしまった。しかし、その固有の安全性や高い熱効率が再評価された結果、一旦消えかけた灯火が再び灯るように高温ガス炉が注目される時代を再び迎えている。2000年代に入り、日本のHTTRおよび中国のHTR-10の運転実績が蓄積されると共に将来の商用化に向けた開発試験が着々と進められている。更には、米国でも現在高温ガス炉の大きな開発プロジェクトが動きだそうとしている。

ところで、この高温ガス炉復活の象徴とも言えるわが国のHTTRの熱出力は奇しくも「3万kW」である。

このようにして、2010年代には中国や南アの発電用高温ガス炉、米国における水素製造と発電を同時に行う多目的高温ガス炉などの建設が実現する可能性がある。半世紀に亘る高温ガス炉商用化の悲願は、その時こそ「三度目の正直」となる。

筆者は、1996年の3月、ドイツのユーリッヒ研究所を訪問する機会があった。研究所の廊下を移動中、白髪のお紳士とすれ違い目が合って会釈した。「Schulten教授ですよ」と囁いてくれた同行のドイツ人研究者の畏敬の眼差しが印象的であった。

翌週、筆者は日本に帰国したが、それから程なく博士の逝去の報せが届いた。

高速増殖原型炉もんじゅの現状 ナトリウム漏えい対策工事の進捗状況と運転再開への準備状況

Present Status of Proto-type FBR MONJU Progress of Construction Work for Sodium Leak Event and Preparation of Re-operation

内山 尚基*
Naoki Uchiyama

高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」という）は、平成7年（1995年）12月に発生した2次系ナトリウム漏えい事故以来、長期にわたり停止状態にある。この事故後に実施した「もんじゅ」についての安全性総点検で抽出された課題を解決するために、平成17年（2005年）9月から「ナトリウム漏えい対策工事」を実施しており、平成18年（2006年）12月末日における工事全体の進捗率は90%に達している。

平成18年（2006年）12月18日から改造工事を実施し据付などの終了した機器や設備について、機能や性能を確認する工事確認試験を開始しているところである。

本報告では、もんじゅの現状についてナトリウム漏えい対策工事の進捗、成果などをカワサキプラントシステムズ^(株)ならびに富士電機システムズ^(株)の担当範囲を中心に紹介する。

1. もんじゅについて

1.1. もんじゅ全体概要

福井県敦賀市の敦賀半島北端に位置する日本原子力研究開発機構「もんじゅ」は、ナトリウム冷却の高速中性子型原子炉で、ループ型、電気出力28万kWの「高速増殖炉」と呼ばれるタイプの原子力発電プラントで、日本原子力研究開発機構を中心に国家プロジェクトとして研究開発を進めている原型炉である。

日本国内の原子力発電所のほとんどは、「軽水炉」と呼ばれるタイプであり、冷却材には水を使用し、燃料はウラン235が使用されている。ウラン235は、天然ウランに約0.7%しか存在せず、残りの99.3%は軽水炉の燃料として使用できないウラン238で占められている。

「高速増殖炉」は、原子炉内でウラン238から作り出されるプルトニウムを燃料とする新しいタイプの原子炉であり、「軽水炉」では利用できなかったウラン238をプルトニウムと一緒にまぜて使用することにより、燃料として消費したプルトニウム以上の量の新たなプルトニウムを作り出すことができる。このようにして作られたプルトニウムは、燃料を再処理して取り出され、再び新しい燃料として加工されることから、将来は核燃料サイクルの一翼を担う発電所として期待されている。

「もんじゅ」の原子炉のしくみは、炉心燃料集合体やブランケット燃料集合体、あるいは制御棒などから構成され、核分裂を起こして熱を発生させる炉心、熱を伝えるナトリウム冷却設備、熱を水に伝えて蒸気をつくる蒸気発生器、電気を起こすタービン発電機などによって構成されている。核分裂によって発生した熱は、1次ナトリウム冷却系のナトリウムによって原子炉から取り出され、中間熱交換器を通じて2次ナトリウム冷却系のナトリウムに伝えられる。そしてこの熱は、蒸気発生器に伝えられて蒸気をつくり、この蒸気がタービン発電機を動かして電気を起こすものである（図1参照）。

* カワサキプラントシステムズ^(株) プロジェクト開発総括部 原子力室

（日本原子力研究開発機構 敦賀本部高速増殖炉研究開発センターもんじゅ開発部 プラント第3課：出向中）

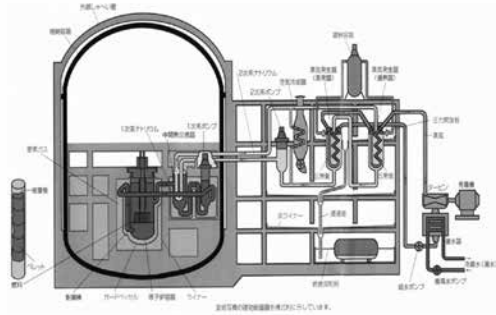


図1 もんじゅ主要系統 概略系統図

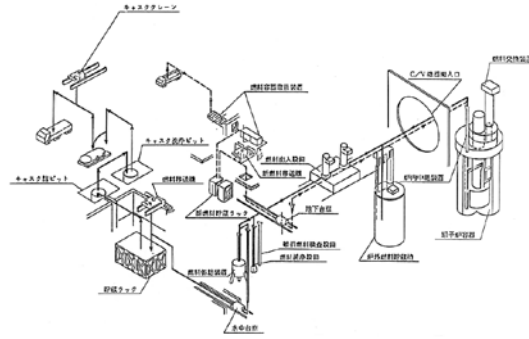


図2 もんじゅ燃料取扱システム

FAPIGの一員であるカワサキプラントシステムズ(株)／富士電機システムズ(株) (以下、「Kプラント／富士電機システムズ」)は、ナトリウム冷却型高速増殖炉発電プラント研究開発の中で、「もんじゅ」の前ステップに位置する実験炉「常陽」の経験を活かし、「もんじゅ」における燃料取扱貯蔵設備に係る主要設備の設計、製作、据付、その後の定期的な点検などの一連の作業に携わってきた。

1.2. 燃料取扱貯蔵設備について

燃料取扱貯蔵設備は、新燃料などを原子炉補助建物内に搬入してから使用済燃料などを原子炉補助建物外に搬出するまでの燃料などの取扱および貯蔵を安全かつ確実にを行うものであり、以下の設備から構成される。

- (1) 新燃料受入貯蔵設備
- (2) 炉外燃料貯蔵設備 (EVST設備)
- (3) 燃料出入設備
- (4) 燃料交換設備
- (5) 燃料洗浄設備
- (6) 燃料缶詰設備
- (7) 水中燃料貯蔵設備
- (8) 燃料搬出設備

「Kプラント／富士電機システムズ」は、上記設備のうち(4)を除く全ての設備の設計、製作、据付に関わる作業を担当してきた。

これらの設備は、一般的な軽水炉と同様に、燃料などの取扱および貯蔵機能のほかに、ナトリウム冷却型高速増殖炉のもつ、

- 1) 冷却材としてナトリウムを使用
- 2) 燃焼度の高い燃料などを使用

という2つの大きな特徴により、次のような機能が要求される。

- 1) ナトリウムと水、ナトリウムと空気の反応を起こさせない
- 2) 使用済燃料などからの高崩壊熱の除去を行う
- 3) 使用済燃料などに付着しているナトリウムの除去を行う
- 4) ナトリウムを扱う各設備にはナトリウムの固化防止のため、予熱機能を持たせる

また、燃料などをナトリウム中やアルゴンガス中で取扱うことから、カメラなどを含めた直視による操作ができないことも特徴として挙げられ、専用の制御室から完全遠隔自動運転する方式を用いている。

炉外燃料貯蔵設備 (EVST設備) については、ナトリウムを取扱う設備であり、ナトリウム漏えい対策工事の対象範囲に含まれている (図2参照)。

2. ナトリウム漏えい対策工事

2.1. ナトリウム漏えい対策工事の概要

ナトリウム漏えい事故は、平成7年12月8日の40%出力定常試験の実施中に、2次系ナトリウム配管に取付けていた温度計さや管の折損により発生した。ナトリウム漏えい対策工事は、当該温度計さや管の改良型への交換をはじめ、このナトリウム漏えい事故の原因究明の過程で分かった知見(床ライナが、漏えいしたナトリウムの影響で腐食する)に対応するために、ナトリウム漏えいを早期に検出し、早期に漏えいを停止させ、ナトリウム燃焼とエアロゾルの拡散を抑制するための設備改造を実施している (図3参照)。

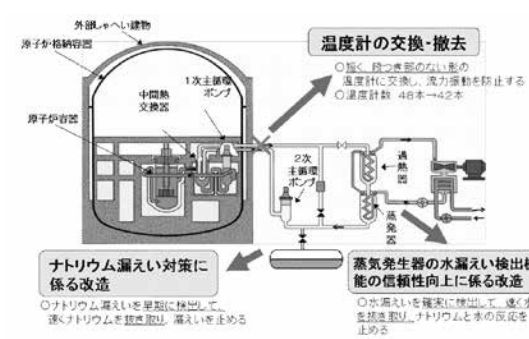


図3 漏えい対策工事 全体概要図

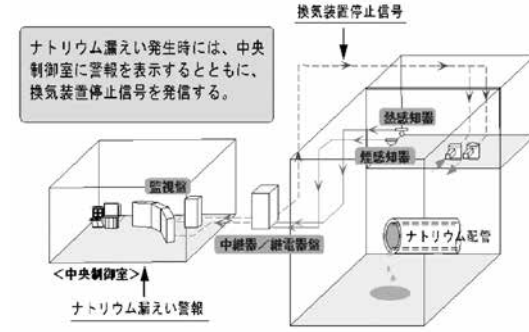


図4 空気雰囲気セルモニタの設置

温度計の交換以外の主な改造工事の概要は、次に示すとおりである。

- (1) 漏えいを早期に検出し、漏えいを早期に停止させ、漏えい量を抑制するための対策

1) セルモニタの設置

配管や機器からの空気雰囲気へのナトリウム漏えいを早期かつ確実に検知するため、各部屋に煙感知器と熱感知器で構成される検知システム(セルモニタ)を設置する (図4参照)。

2) 2次系のドレンシステムの改造

ドレン所要時間を短縮して漏えいを早期に停止させるため、2次冷却系についてナトリウムドレン配管の追加、既設ドレン配管の大口径化、ドレン弁の多重化のほか、一連の弁操作を一括して行えるようにするなど、運転操作を速やかに行えるよう操作系の改善を行う (図5参照)。

3) 炉外燃料貯蔵槽冷却系の改造 (「Kプラント／富士電機システムズ」担当工事)

炉外燃料貯蔵槽冷却系は、炉外燃料貯蔵槽内に浸漬された冷却管を介して炉外燃料貯蔵槽内の冷

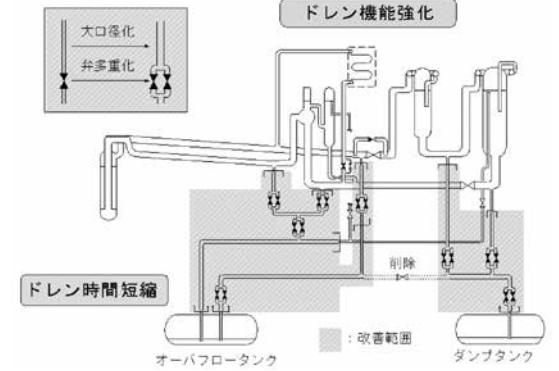


図5 2次系ドレン機能の改造概要図

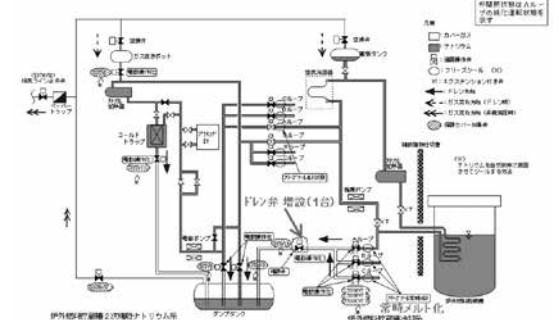


図6 炉外燃料貯蔵槽冷却系 改造概要図

却を行うものである。炉外燃料貯蔵槽2次補助ナトリウム系は、炉外燃料貯蔵槽冷却系と接続しており、炉外燃料貯蔵槽冷却系のナトリウム充填、純度の維持、抜き取り(ドレン)を行うものである。

改造は、ナトリウム漏えい時における漏えいの抑制を図るために、ドレンに必要な弁の電動操作化を行う。なお、本改造と併せて炉外燃料貯蔵槽2次補助ナトリウム系電磁ポンプと炉外燃料貯蔵槽2次補助ナトリウム系コールドトラップの間の逆止弁バイパス弁の運用を常時閉から常時開に変更する (図6参照)。

(2) 漏えいナトリウムによる影響を抑制する対策

1) 換気空調設備の改造

ナトリウムの燃焼を抑え、燃焼時に発生する煙(エアロゾル)の拡散を抑えるため、部屋の換気装置、セルモニタの信号により自動停止するように改造する。

2) 窒素ガス注入機能の追加

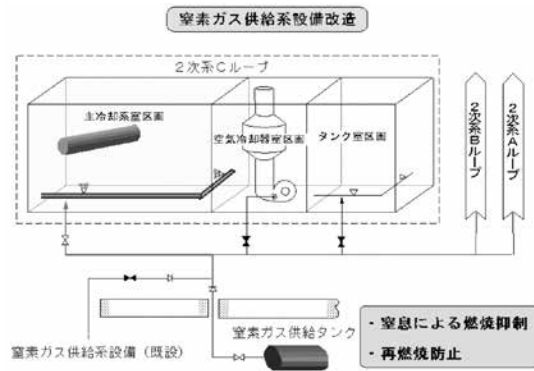


図7 窒素ガス供給設備 概要図

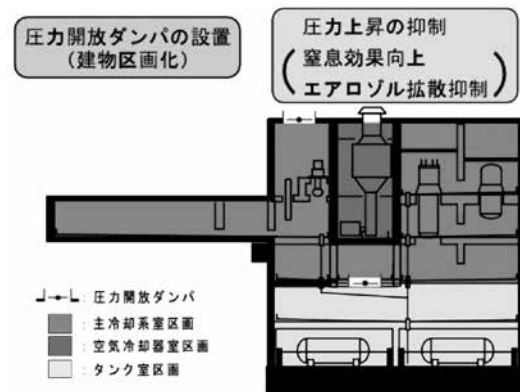


図8 2次系建物内の区画化

ナトリウムの燃焼を抑え、一旦消えたナトリウムが再び燃焼することを抑えるため、各部屋に消火ガス（窒素ガス）注入設備を設置する。また、消火ガス（窒素ガス）注入を効果的に行うため、2次冷却系については建物内の区画化を実施する（図7、8参照）。

(3) 事故時の運転員の判断を支援するシステムの構築

1) 監視カメラの設置

運転員が現場の状況を迅速に把握できるよう、ナトリウム配管や機器が設置されている空気雰囲気各部屋に監視カメラを設置する。

2) 総合漏えい監視システムの設置

ナトリウム漏えい発生時に、運転員が事故状況を把握することができるよう、中央制御室にナトリウム漏えい検出器の信号などを一括表示および監視できる総合漏えい監視盤を設置する。

(4) ナトリウムが漏えいした時の対応について

(運用による対応の整備)

2次系の部屋には、色々なナトリウム漏えい検出器、火災報知器などが設置されている。また、蒸発器のナトリウム液面が低下するような大規模な漏えいに対しては、蒸発器内のナトリウム液面計が、これを検知する。

ナトリウムが部屋に漏れ出し、これらのナトリウム漏えい検出器などが警報を発した場合は、原子炉を手動で停止し、ナトリウムの抜き取り（ドレン）操作を実施する。ナトリウムを抜き取った後、漏えい発生区画に人がいないことを確認し、換気空調設備を手動で停止し、漏えい発生区画へ消火ガス（窒素ガス）を注入する。

蒸発器液位低下信号が発信された場合には、運転員の判断・操作を介することなく原子炉および換気設備は、自動で停止する。その後、ナトリウムを抜き取り（ドレン）、漏えい発生区画へ消火ガス（窒素ガス）の注入を行う。

(5) 1次系などのナトリウムの漏えい対策

1) 1次系ナトリウムの漏えい対策

放射性物質を内包する1次ナトリウム系の機器および配管が設置されている部屋は、床、壁および天井に鋼製ライナが施工され、かつ不活性ガスの窒素で満たされている。そのため、万一ナトリウムが配管などから漏れた時でも空気およびコンクリートと反応がなく、燃焼は発生しないため、大掛かりな改造は実施しない。ナトリウム抜き取り（ドレン）に関わる弁について電動化などの改造のみを実施する。

2) 炉外燃料貯蔵槽1次補助ナトリウム系の改造（「Kプラント／富士電機システムズ」担当工事）

炉外燃料貯蔵槽1次補助ナトリウム系は、炉外燃料貯蔵槽に接続しており、炉外燃料貯蔵槽のナトリウム純度、液位の維持を行うものである。

改造は、空気雰囲気中に設置されたナトリウムサンプリング装置について、ナトリウム漏えい時における漏えい抑制を図るために、止弁の移設、電動操作化を行う（図9参照）。

2.2. 対策工事の進捗状況

平成18年12月末日における「もんじゅ」全体のナトリウム漏えい対策工事の進捗率は90%まで達している。

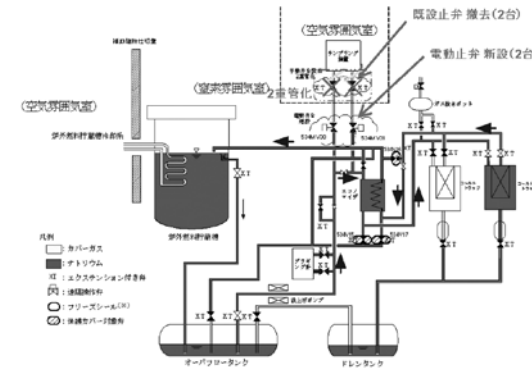


図9 炉外燃料貯蔵槽1次補助ナトリウム系 改造概要図



写真1 炉外燃料貯蔵設備 弁開閉試験の様子

「Kプラント／富士電機システムズ」担当工事である燃料取扱貯蔵設備関係のナトリウム漏えい対策工事は、100%完了しており、平成18年8月に消防法関係の完成検査を受検し、合格している状況にある。

平成18年12月18日には、燃料取扱貯蔵設備の一部である炉外燃料貯蔵槽1次補助ナトリウム系の改造工事（「Kプラント／富士電機システムズ」担当）の一つである電動化した弁の開閉試験を皮切りに工事確認試験を開始し、工事から試験へ確実にステップを踏んでいる（写真1参照）。

「もんじゅ」全体の工事確認試験は、H19年8月までの予定で、据付などの終了した機器や設備毎に順次、機能や性能の確認を実施していく。

| 年度 | 平成18年度 | | | 平成19年度 | | | 平成20年度 | | |
|------------|----------|-----|-------|--------|-----|-----|--------|-----|-----|
| | 4-6 | 7-9 | 10-12 | 1-3 | 4-6 | 7-9 | 10-12 | 1-3 | 4-6 |
| 本体工事 | [スケジュール] | | | | | | | | |
| 工事確認試験 | [スケジュール] | | | | | | | | |
| プラント確認試験 | [スケジュール] | | | | | | | | |
| 設備点検(適宜実施) | [スケジュール] | | | | | | | | |

図10 漏えい対策工事工程表



写真2 もんじゅ全景

3. 今後の予定（運転再開への準備状況）

「もんじゅ」は、平成20年春の臨界、性能試験の再開を目標としている。ナトリウム漏えい対策などの改造工事が終了した後、「もんじゅ」プラントを構成する機器・システムの機能・性能を確認するために、工事確認試験、その後にプラント確認試験を段階的に実施していき、再起動のための準備を確実に進めていく予定である（図10、写真2参照）。

(1) 工事確認試験

漏えい対策工事による追加設備と既存設備の改造により影響の受ける可能性のある設備の機能・性能を確認する試験。

(2) プラント確認試験

性能試験が行えるプラント状態であることを確認するため、長期停止後の設備健全性確認として実施する設備の点検後に行う系統およびプラントの機能・性能を総合的に確認する試験。

4. 漏えい対策工事に関する技術情報

【シールバッグを用いたナトリウムバウンダリの開放を伴う配管切断・溶接作業の実施について（「Kプラント」担当工事）】

2項に示した炉外燃料貯蔵設備ナトリウム漏えい対策工事は、配管内面にナトリウムが付着した既設のナトリウム配管を切断して、その間に新設のナトリウム弁を溶接設置する作業が含まれていた。

ナトリウムは、化学的に活性であり、大気中の酸素、湿分との反応が激しいことから、系統への酸素など不純物の混入を防止すると共に工事中の作業安全を確保するため、作業にあたっては外気雰囲気と作業空間を遮断して行うシールバッグ工法が採用された（図11参照）。

本工事は、改造対象が小口径配管であり、改造部の構造あるいは配置上の制約から、極めて狭隘な環境、かつ、改造部に十分な余長がないことにより現場での再加工が困難という厳しい制約条件の中での作業であることから、事前にモックアップ装置での訓練を充分に実施することとした（写真3参照）。

モックアップ訓練は、現地の改造箇所周囲の機器、部材などの配置、形状、大きさを全て実測して、これを忠実に再現した環境で行った。モックアップ訓練を通して得られた問題点・懸案事項などは、直ちにシールバッグの改良、作業手順の変更という形に反映し、繰り返し模擬訓練を行うことで問題点などを解消し、最終的に本改造に適し

たシールバッグ作業を確立した。その結果、現地工事を計画期間で無事故にて完遂することができた（写真4参照）。

参考文献

- 1) 長広他, 「もんじゅ」建設のあゆみ 燃料取扱貯蔵設備据付工事, PNC PN2440 91-001
- 2) 佐藤他, 高速増殖原型炉「もんじゅ」設備概要説明書, 1998

謝辞

本報告の作成にあたり、日本原子力研究開発機構もんじゅ開発部プラント第3課：長広課長はじめ日本原子力研究開発機構もんじゅ関係者各位から貴重な情報と助言を頂きました。深く感謝いたします。

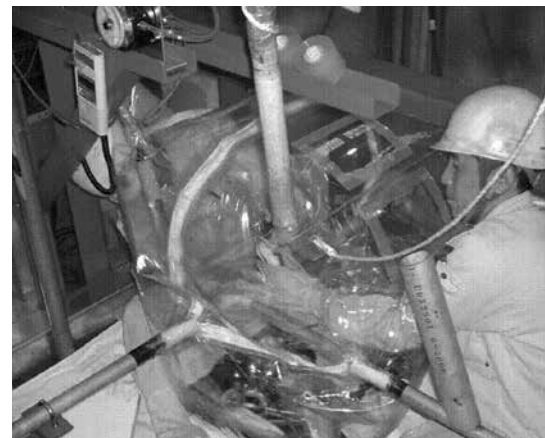


写真3 モックアップ訓練の様子（シールバッグ）



写真4 現地工事の様子（シールバッグ）

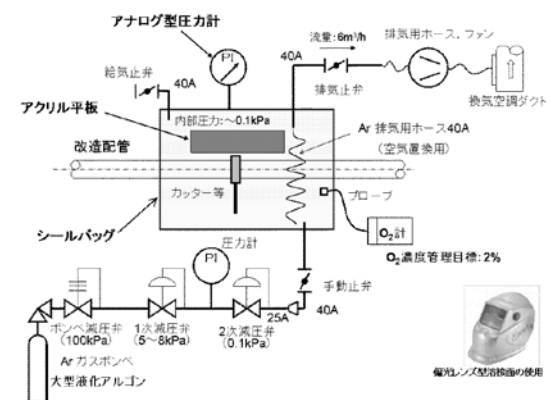


図11 シールバッグ作業 概略説明図

東海発電所熱交換器の解体撤去工事計画

Engineering Study on Dismantling of Steam Raising Unit in Tokai Power Station

武仲 五月* 木村 秀明** 時枝 潔*
 Satsuki Takenaka Hideaki Kimura Kiyoshi Tokieda
 平橋 剛** 山崎 誠一郎*
 Tsuyoshi Hirahashi Seiichiro Yamazaki

【概 要】

日本原子力発電(株)の東海発電所（コールドターホール型、電気出力166MW）は、1966年（昭和41年）7月にわが国初の商業用原子力発電所として営業運転を開始した。1998年（平成10年）3月にその使命を終えて運転を停止し、日本原子力発電(株)自らが廃止措置を実施中である。カワサキプラントシステムズ(株)は、東海発電所の建設に携わり、熱交換器を含む一次冷却系の製造を担当するとともに、定期点検・保守などを実施した。また、原電の廃止措置計画および廃止措置技術の研究に協力してきた。この経験を基に東海発電所廃止措置計画にも積極的に協力している。

東海発電所の廃止措置は、2001年（平成13年）12月から解体工事に着手し、2006（平成18年）度から、熱交換器の解体を主とする工事が開始されている。熱交換器は、一次冷却材のバウンダリを構成する機器で、原子炉に次ぐ大型構造物である。また、放射性物質により汚染しているため、解体工事において汚染拡大防止を考慮することが重要である。日本原子力発電(株)とカワサキプラントシステムズ(株)は、各種の解体工法を比較検討し、解体作業の確実性、安全性に優れ、かつ放射性物質の汚染領域を最小にでき、作業員の被ばくを低減できることから、ジャッキダウン工法と遠隔切断装置/搬送装置による解体工事計画を選定した。本稿では、この計画について報告する。また、廃止措置に伴う廃棄物を低減するための除染技術についても紹介する。

1. はじめに

日本における原子力エネルギーの平和利用は、半世紀を超える歴史を持ち、その創生期において建設された原子力発電所や研究設備などではその使命を終えたものもある。これらの発電所や研究設備などは、順次、廃止措置される計画である。日本初の商業用原子力発電所である日本原子力発電(株)（以下、原電という）の東海発電所（炭酸ガス冷却黒鉛減速コールドターホール型炉、電気出力166MW）は、1966年（昭和41年）7月にわが国初の商業用原子力発電所として営業運転を開始した。東海発電所の外観を図1に、主仕様を表1に

示した。東海発電所は、その後順調に発電運転を続けたが、1998年（平成10年）3月に使命を終えて運転を停止した。現在、原電により廃止措置を実施中である。わが国では、今後本格的な原子力発電所廃止措置の時代を迎えることから、重要なプロジェクトとして注視されている。

原電は、2001年（平成13年）12月に東海発電所の解体工事に着手し、2005年（平成17年）度までで、放射能汚染のない周辺設備などの解体を主とする第1期工事を完了した。2006年（平成18年）度からは、一次冷却系の熱交換器（SRU：Steam Raising Unit）を主要な解体対象の一つとする第2期工事を開始している。

* カワサキプラントシステムズ(株) プロジェクト開発総括部 原子力室

** 日本原子力発電(株) 廃止措置プロジェクト室



図1 日本原子力発電(株) 東海発電所

表1 東海発電所の主要な仕様

| 項目 | 仕様 |
|--------|------------------|
| 炉型 | コールドターホール改良型 |
| 冷却材 | 炭酸ガス |
| 減速材 | 黒鉛 |
| 燃料 | 天然ウラン (約187t) |
| 熱出力 | 587MWt |
| 電気出力 | 166MWe |
| 建設開始 | 昭和35年 (1960年) 1月 |
| 営業運転開始 | 昭和41年 (1966年) 7月 |
| 運転終了 | 平成10年 (1998年) 3月 |

カワサキプラントシステムズ(株) (以下、カワサキプラントという) は、東海発電所の建設に携わり、熱交換器を含む一次冷却系の製造を担当するとともに、この定期点検・保守などを実施してきた。また、早い段階から原電の廃止措置計画および廃止措置技術の研究に協力し、熱交換器撤去工事において、解体装置の設計、製作、据付などを担当することとなっている。

熱交換器は、複雑な内部構造を持ち、一次冷却材のバウンダリを構成する重要機器であり、原子炉に次ぐ大型構造物である。また、放射性物質により汚染しているため、解体工事においては適切な汚染拡大防止措置を講じるとともに、作業者の被ばく低減を図ることが重要である。原電とカワサキプラントは、熱交換器に対する各種の解体工法を比較検討し、確実性、安全性に優れ、放射性物質の汚染領域を最小にできることから、ジャッキダウン工法と遠隔切断装置／搬送装置による工法を選定し、工事計画を具体化した。本稿では、この熱交換器の解体技術と工事計画の概要について

て報告する。

原子力施設の解体にともなう、大量の低レベル固体放射性廃棄物が発生する。これらの廃棄物は適切な除染を行うことで、廃棄物のレベルを下げて処分を容易にしたり、クリアランス化したりすることが可能となる。この除染技術の開発についても報告する。

2. 熱交換器解体撤去工事計画

2.1. 東海発電所廃止措置計画の概要

原電は、わが国最初の商用原子力発電所の廃止措置として、2001年(平成13年)12月から東海発電所の解体工事を実施中である。現在原子炉領域の放射能の減衰を待つために、原子炉領域を安全貯蔵しつつ、原子炉領域以外の撤去を進めている¹⁾。

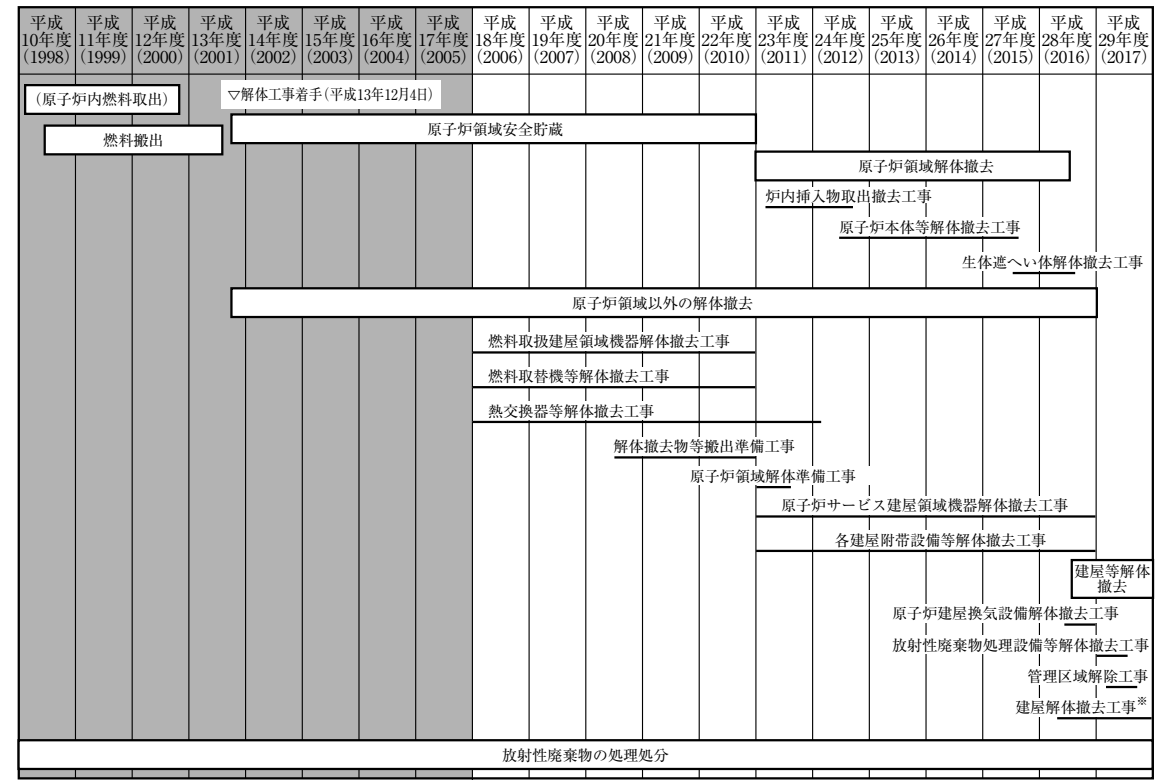
東海発電所廃止措置の全体スケジュールを表2に示した。2006年(平成18年)度からは、熱交換器などの解体撤去工事に着手し、2011年(平成23)年度までに全ての熱交換器の解体を完了する計画である。原電は、東海発電所の解体にあたり、熱交換器本体を含めて多くの設備・機器の解体撤去、解体廃棄物処理などの作業を社員自らが行う直営工事で進める計画である。

2.2. 熱交換器の概要

東海発電所の熱交換器は、原子炉圧力容器の周囲に4基設置されている。一次冷却材(炭酸ガス)は熱交換器の上から下へ向かって流れ、伝熱管内を上昇する水と熱交換して蒸気を発生する構造となっている。東海発電所の断面および熱交換器の配置を図2に示した。熱交換器内部は、図3に示すように、6層の伝熱管群(チューブバンク)に分かれており、各層のチューブバンクは、図4に示すように、伝熱管を折り返しながら千鳥格子状に配列した伝熱管パネルを梁から吊下げて固定した構造となっている。また伝熱面積を増加させるため、全ての伝熱管をフィンチューブとしている。炉心を冷却した一次冷却材ガスは、熱交換器胴の内側かつ伝熱管の外側を流れるため、放射性物質の汚染は、伝熱管表面と胴内面、内部構造物表面に限られており、伝熱管内面の汚染はない。

熱交換器の主要諸元を表3に示す。材質はすべて炭素鋼であり、1基あたりの重量は、胴が約

表2 東海発電所 廃止措置工程¹⁾



※汚染のない建屋(非管理区域の建屋および管理区域解除後の建屋)の解体工程を示す。

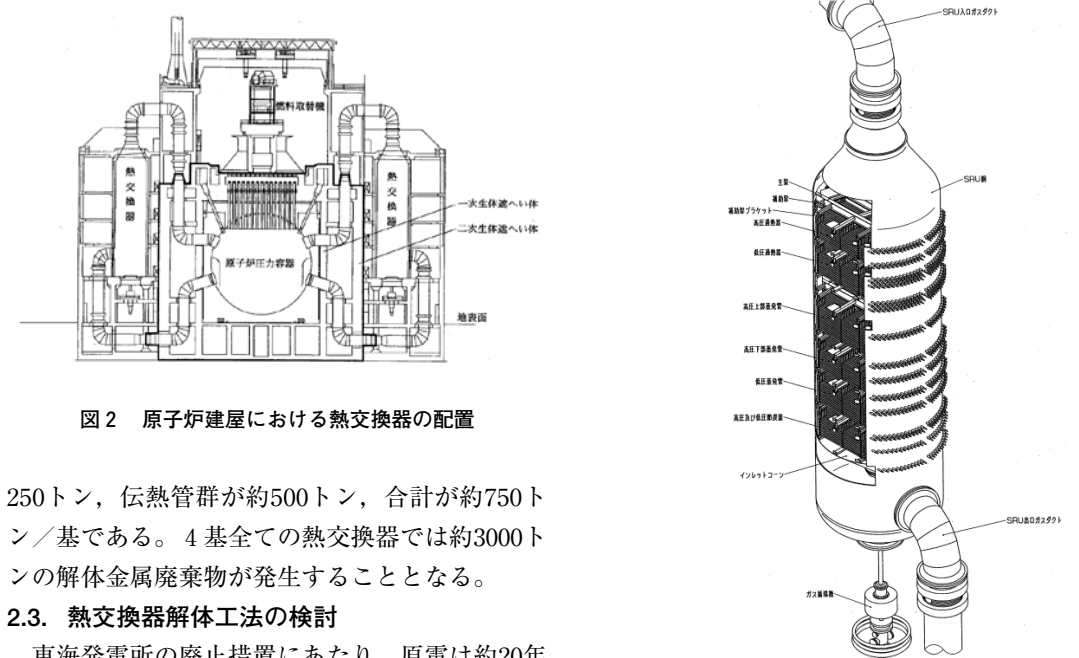


図2 原子炉建屋における熱交換器の配置

図3 熱交換器内部構造

250トン、伝熱管群が約500トン、合計が約750トン/基である。4基全ての熱交換器では約3000トンの解体金属廃棄物が発生することとなる。

2.3. 熱交換器解体工法の検討

東海発電所の廃止措置にあたり、原電は約20年にわたり、廃止措置技術の研究開発を実施してき

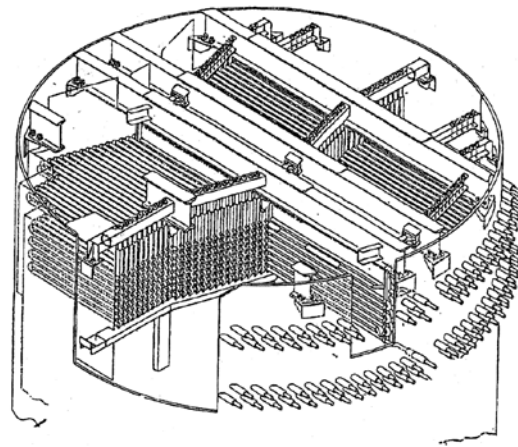


図4 熱交換器伝熱管群構造

表3 熱交換器の主要な仕様

| 項目 | 仕様 | |
|-----------------|----------------------|---------|
| 基数 | 4基 | |
| 主要材質 (炭素鋼) | 胴 | SB46B相当 |
| | 伝熱管 | STB35相当 |
| 寸法 | 高さ | 24.7m |
| | 外径 | 6.3m |
| 重量 (1基あたり) | 胴 | 250トン |
| | 伝熱管 | 500トン |
| 伝熱面積 (1基あたり) | 30,000m ² | |

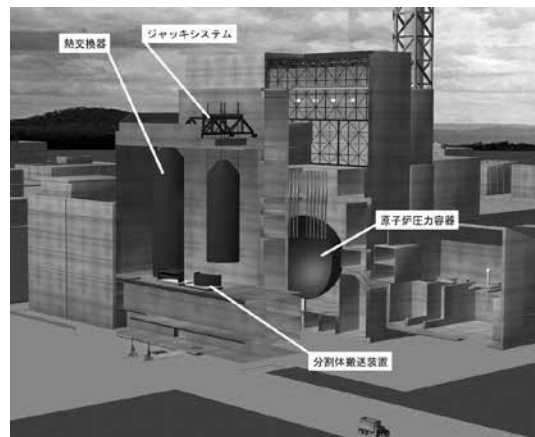


図5 配置概念図

た。カワサキプラントは、検討の初期から、解体工法および解体廃棄物の処理処分方法の検討に協力し、多くの成果をあげてきた。特に、カワサキプラントが製造した熱交換器については、自らが保有する熱交換器構造に関する豊富な知見と、川崎重工グループが有する大型構造物取り扱い技術を活用し、各種の解体工法を比較検討してきた。最終的に、解体撤去工事を原電社員自身が直営工事で行うことを念頭に、作業安全上の観点から高所作業が少なく、汚染管理区域を極力小さくできるジャッキダウン工法を提案した。また、狭隘な作業場所で簡便な重量物取り扱いを可能とする分割体搬送装置を、カワサキプラントが豊富な実績を有する空気浮上式搬送装置の技術を用いて設計し、導入することとした。さらに、遠隔ハンドリング技術を活かし、作業者の省力化を踏まえた遠隔把持搬送装置を設計した。

2.3.1. 解体工法の選定

解体工法を検討するにあたり、大型のクレーンを用いて熱交換器本体を一体で建屋外に搬出する「一体吊り出し工法」、建屋内で熱交換器を上方から順に人手で切断、撤去する「細断工法」、熱交換器本体を屋上階に設置したジャッキシステムを用いて段階的に吊り下ろしながら、切断フロアにて熱交換器本体の下方から順に解体撤去する「ジャッキダウン工法」について比較検討した。一体吊り出し工法は、750tの熱交換器を建屋外に設置する大型クレーンで吊り出し、別建屋を汚染管理

区域に設定して細断する。解体工程の変動要因が少なく、建屋内を汚染しないという長所はあるが、高所作業や重量物の揚重作業などの特殊作業をとまうため直営工事として行うにはふさわしくない。細断工法は、大型の解体機器を必要としないが、高所作業をとまうこと、汚染管理区域が順次拡大して熱交換機建屋全体となることから、直営工事および汚染区域最小化の観点から適当ではない。ジャッキダウン工法は、揚重作業はあるものの吊り上げストロークが小さいこと、高所作業の必要がないこと、汚染管理区域を切断フロアのみで限定できることから、優れた方法といえる。このため、最も適切な熱交換器解体工法としてジャッキダウン工法を選定した。ジャッキダウン工法を適用した場合の全体機器配置概念を図5に示した。

2.3.2. ジャッキダウン工法の概要

ジャッキダウン工法による解体撤去は以下のステップによる。

- ①原子炉建屋の熱交換器領域屋上にジャッキシステムを設置し、熱交換器を本システムにより上方で支持する。
- ②建屋内の切断フロアで、後述する遠隔切断装置を用いて、熱交換器本体を円筒状に切断、分割し、分割体とする。切断、分割は、切断フロアまで熱交換器本体を層ごとに順次吊り下ろしながら行う。
- ③遠隔切断装置により、円筒状の分割体をさらに半円筒状に1/2分割する。
- ④1/2分割された分割体を、分割体搬送装置により、熱交換器直下から同じフロア上の二次切断場所に移動し、伝熱管パネル、内部構造物を細断する。
- ⑤遠隔把持搬送装置を用いて、細断片を搬送容器へ収納する。
- ⑥細断片を収納した搬送容器を、汚染管理区域からの搬出検査の後、トレーラへ積載する。

2.3.3. 遠隔解体機器の概要

熱交換器解体を、安全、円滑に実施し、作業者

表4 ジャッキシステムの主要な仕様

| 項目 | 仕様 |
|--------|-----------|
| 基数 | 4基 |
| 型式 | 油圧式 |
| 吊り上げ荷重 | 約750トン/4基 |

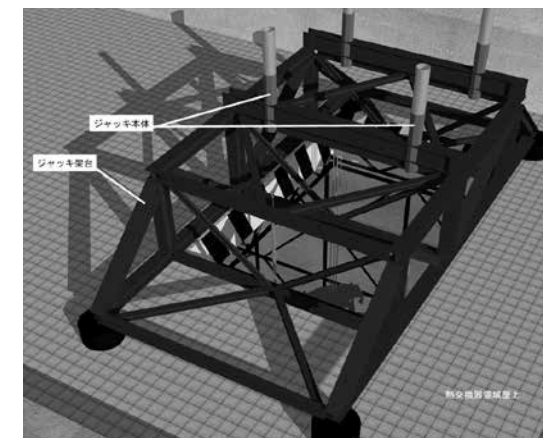


図6 ジャッキシステム概念図

の被ばく量を低減するとともに、省力化を図る目的で、ジャッキダウン工法と組み合わせて遠隔解体機器を使用する計画である。ここでは、熱交換器の解体撤去に使用する遠隔解体機器の概要を紹介する。

(1) ジャッキ装置

2.3.2.で述べたとおり、ジャッキシステムは熱交換器領域屋上に配置し、熱交換器を吊り上げることで、現状熱交換器を支持しているフロアにジャッキを設置する必要がなく、フロア全体を解体エリアとして使用することができる。また、ジャッキシステムは騒音・振動を発生させない。したがって、解体エリアにおいて優れた作業性が得られる。

ジャッキシステムは、ジャッキ本体と本体を支えて荷重を建屋へ伝える架台から構成する。ジャッキの仕様を表4に、ジャッキ架台の概念を図6に示した。ジャッキ本体は4基あり独立して制御できるため、解体ステップごとに重心が移動しても、精密に位置を調整することが可能である。ジャッキ本体と熱交換器とはストランドと熱交換器外側に新設するアンカにより接続する。アンカ

の概念とストランドとの接続状況を図7に示した。ストランドの長さは連続的に可変であり、熱交換器吊り高さを精密に制御可能である。

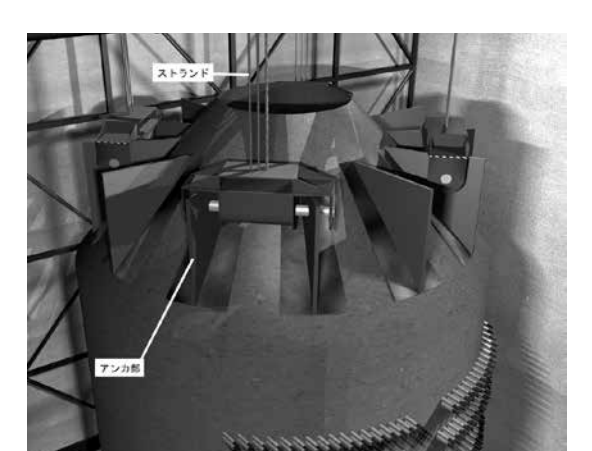


図7 アンカ部概念図

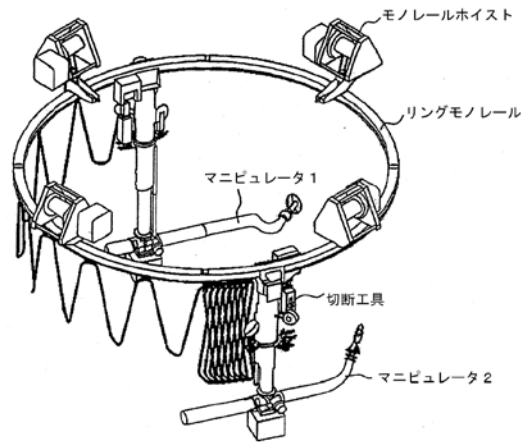


図8 一次切断装置概念図

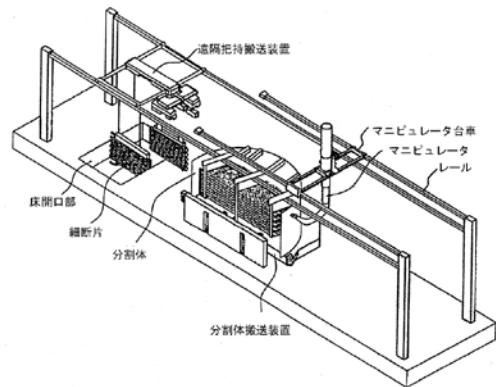


図9 二次切断装置および遠隔把持搬送装置概念図

(2) 遠隔切断装置

直営工事において、省力化と被ばく低減、安全性の向上を推進するため、マニピュレータ式の遠隔切断装置の導入を計画した。遠隔切断装置は、吊り下げた熱交換器の下部を適切な箇所を輪切りにして分割体とし、さらにその分割体を半割りにする一次切断装置と、1/2分割体を除染設備へ搬送できる寸法に細断する二次切断装置から構成する。一次切断装置の概念を図8に、二次切断装置の概念を図9に示した。

一次切断装置は、熱交換器胴部の周囲に設置されるリングモノレール上を2台のマニピュレータが走るものである。マニピュレータは、厚板を切断するガス切断装置と比較的薄い材料を機械的に切断するディスクカッタを装備している。マニピュレータにはr-Z方向にテレスコピック機能が

表5 遠隔把持搬送装置の主要仕様

| 項目 | 仕様 | |
|-------|--------------|----|
| 基数 | 1基 | |
| クランプ類 | 伝熱管用グリッパ | 2基 |
| | 胴用クランプ | 2基 |
| | 薄板用マグネットクランプ | 2基 |
| 容量 | 約1t/クランプ | |
| 揚程 | 約15m | |

いており、径方向および高さ方向に位置制御が可能である。さらにリングモノレールを4基のモノレールホイストで吊り上げることで、高さ方向にさらに広範囲にアクセスできる。

二次切断装置は、天井に設置されたレール上をマニピュレータが走るものである。一次切断装置と同様、マニピュレータはガス切断装置とディスクカッタを装備している。二次切断装置は、後述する遠隔把持搬送装置と協調運転をすることによって、1/2分割体のほとんどすべてを遠隔操作により細断することができる。

(3) 遠隔把持搬送装置

遠隔把持搬送装置は、直営工事の省力化に伴い、遠隔にて熱交換器の解体片を解体場所から搬送容器まで搬送する。遠隔把持搬送装置は、天井に設置されたレール上を複数の把持用クランプのついたクレーンが走るものである。主な仕様を表5に、装置の概念を図9に示した。遠隔把持搬送装置には、把持、昇降、搬送の三つの機能が要求される。把持機能として、熱交換器を構成する伝熱管、梁・バツフル板、胴を把持するため、3種類の把持用クランプを設置する。さらに、各切断片を2点吊りするため、各クランプを2基ずつ装備する。昇降機能として、切断フロアから搬送容器が待機するフロアまで、細断片をつかんだ各クランプがアクセスできなければならない。そのため、揚程約15mのホイストを装備する。前述の把持用クランプをそれぞれ独立して位置決めするため、計6基のホイストを設置している。搬送機能として、二次切断場所から搬送容器待機場所までの平行移動に加え、二次切断中に作業員が1/2分割体の移動作業をする必要がないよう、遠隔把持搬送装置が1/2分割体のあらゆる場所にアクセスして、細

表6 分割体搬送装置の主要仕様

| 項目 | 仕様 |
|----|----------|
| 基数 | 2基 |
| 型式 | 圧空浮上式 |
| 容量 | 約65トン/1基 |

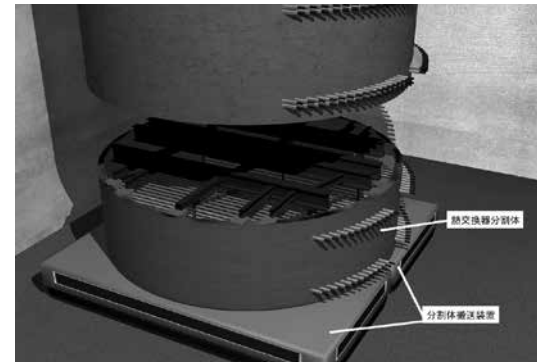


図10 分割体搬送装置概念図

断片を把持できる構造としている。

(4) 分割体搬送装置

分割体搬送装置は、狭隘な解体場所を有効に利用し、分割体を安全、円滑、容易に二次切断場所まで搬送するために導入する。重量物の旋回、X-Y方向の平行移動を自在に行うことが可能である。分割体搬送装置は、一次切断装置によって熱交換器から切り離された分割体を搭載し、二次切断エリアまで搬送する。一次切断計画、二次切断計画、搬送ルートを踏まえ、分割体搬送装置形状を最適化した。主な仕様を表6に、概念図を図10に示した。分割体搬送装置は、圧縮空気を下面から噴出させ、わずかに床面から浮かせて摩擦抵抗が小さくなった状態で水平方向へ移動するものである。1基の分割体搬送装置で1/2分割体を搬送するが、2基連結すれば1分割体を搬送できる構造としている。すなわち、X-Yの平行移動と回転が、1基単独と2基連結の場合いずれも可能な構造としている。

3. 廃棄物除染処理技術

原子力発電所の解体により発生する廃棄物をクリアランス化したり、管理レベルを低下させたりすることは、コスト低減、環境負荷低減の観点から重要である。カワサキプラントでは原電とともに

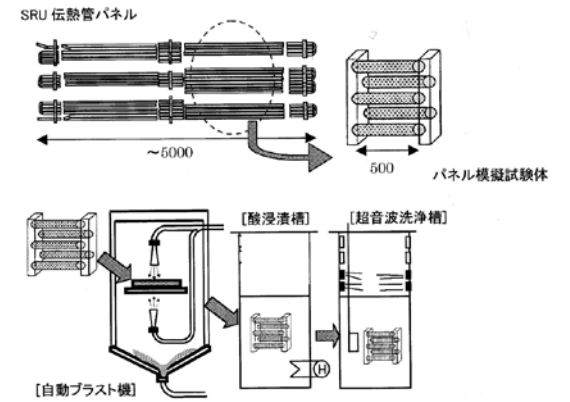


図11 原子力発電技術機構 除染工学規模試験装置概念図⁹⁾

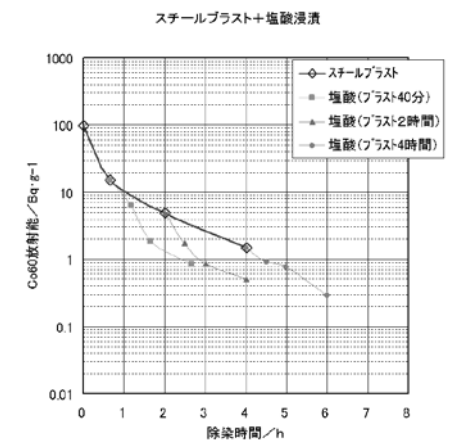


図12 スチールプラスト+塩酸を使用した除染の性能⁹⁾

に、東海発電所熱交換器を対象として、特に物量が多く放射能濃度が他の構造物より高いレベルにある伝熱管を除染することにより、比較的放射能濃度の低い他の構造物と同等に取り扱える廃棄物とすることを目的として除染処理技術の開発を行ってきた。東海発電所熱交換器の伝熱管は、伝熱効率向上のためフィンチューブが用いられているため、除染に効果のある酸化皮膜除去が非常に難しい。模擬伝熱管を用いた物理除染試験を行い、各種プラスト方法から最適なプラスト方法を開発し、フィンに対しても期待される除染効果が得られることを確認した。また、化学除染と組み合わせた除染時間の最適化を行い、最短時間で除染効果を上げる方法を開発した。伝熱管除染試験の様子と試験結果の一例を図11⁹⁾、図12⁹⁾に示した。

4. おわりに

本稿で紹介した技術を基に、今後熱交換器解体撤去に使用する遠隔解体機器の詳細設計、製作、据付工事、試運転を進めるとともに、解体撤去工事、解体廃棄物物流などに関する計画を詳細化する。2009年（平成21年）には、最初の熱交換器に着手し、2011（平成23）年度までに4基全ての熱交換器の解体撤去を完了する予定である。また、伝熱管、胴などの金属廃棄物を対象とする除染設備を導入する計画である。

参考文献

- 1) 日本原子力発電株式会社, 東海発電所 原子炉解体届 改定版 (2005.10)
- 2) 日本原子力発電株式会社, 東京電力株式会社, カワサキプラントシステムズ株式会社, 原子炉建屋に設置された熱交換器の解体工法, 特願2006-010613 (2006)
- 3) 小栗第一郎, 三角昌弘 他: 解体廃棄物処理システム技術確証試験 実機除染・測定試験 - 東海発電所蒸気発生器 (SRU) 実機サンプルの除染試験(2) - 日本原子力学会2001年秋の大会
- 4) 独立行政法人 原子力発電技術機構 総合評価書 建屋残存放射能等評価技術 実機除染試験 (2004)

各国の高温ガス炉の開発動向

The Present Status of HTGR Developments in the World

中野 正明* 高田 英治* 岡本 太志**
Masaaki Nakano Eiji Takada Futoshi Okamoto

〔概要〕

高温ガス炉は、高い出口温度により、高い効率で電力と水素の併産ができるため注目されており、各国で実用化へ向けた取り組みが始まっている。本報では、日本、米国、中国、南アフリカ、仏国、韓国についての高温ガス炉の開発状況を紹介する。

1. はじめに

高温ガス炉（High Temperature Gas-cooled Reactor, HTGR）は、軽水炉が燃料の被覆材として金属、冷却材として軽水を用いているのとは異なり、図1のように燃料としてセラミックスにより被覆された被覆燃料粒子、減速材を兼ねた炉心の構造材として黒鉛、冷却材として化学的に不活性で相変化のないヘリウムを用いている。このため、耐熱性に優れ、発熱密度に対して熱容量が大きいことから熱的挙動が緩慢であり、さらに出力

規模を制限することで、設計基準事象を超える過酷な事故時においてもきわめて安全性が高くなっている。

その高い安全特性に加えて利用できる温度が高いために、近年では高効率発電だけでなく、将来の水素社会へ向けて水素製造への利用についても研究開発が進められている。このため、国際協力による次世代炉開発を目的とした第四世代炉国際フォーラム（GIF）では、超高温ガス炉（Very High Temperature Reactor, VHTR）と呼ばれ、将来炉として有望な候補の一つに挙げられてい

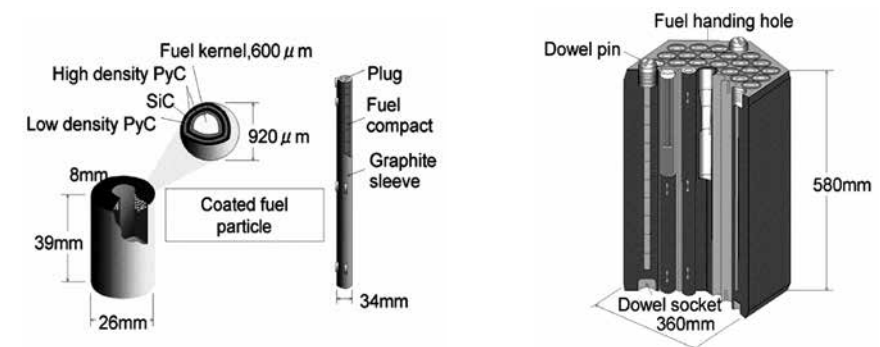


図1 高温ガス炉の燃料の例 (HTTR)

* 富士電機アドバンステクノロジー(株) 高温ガス炉プロジェクト

** 富士電機システムズ(株) 原子力統括部 開発部

表1 各国の高温ガス炉開発計画

| | 2005 | 2010 | 2015 | 2020 |
|----------|--|-----------|--------|-----------|
| 日本 | HTTR安全性実証試験 水素製造開発 パイロットプラント 原子炉開発 GTHTR300C | IS-HTTR接続 | | |
| 米国 | NGNP 第1フェイズ | | 第2フェイズ | |
| 中国 | HTR-10ガスタービン化 HTR-PM | HTR-PMの建設 | 実用炉 | 建設 |
| 南アフリカ | PBMR | 建設 | 実用炉 | 建設 |
| 仏国 | ANTARES 概念設計 | 予備設計 | | |
| | | 要素開発 | | |
| 韓国 | NHDD | 概念設計 | 基本設計 | 詳細設計・安全審査 |
| | | 要素開発 | | |
| GIF-VHTR | ▼枠組協定 ▼システム協定 | | 要素技術開発 | 実証 |

る。HTGR, VHTRは表1のように各国で開発が進められている。

本報では、各国の高温ガス炉開発について、その動向を紹介する。

2. 日本 ～最先端の技術開発～

日本では、日本原子力研究開発機構（JAEA）を中心として高温ガス炉開発が進められている。JAEAは、図2に示す熱出力30MWのブロック型の試験研究炉HTTRを建設し、1998年の初臨界の後、出力上昇を行い、2004年に目標である出口温度950℃を達成した¹⁾。その後、現在は、高温ガス炉の固有安全性の実証と高温ガス炉全体挙動の評

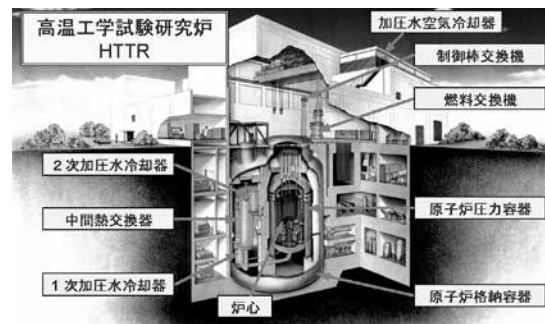


図2 HTTRの設備概要

価技術の高精度・高信頼度化を目指して制御棒引抜き試験、1次冷却材流量喪失試験などの安全性実証試験を実施している。

水素製造については、高温の熱源を用いて水から直接水素を製造するISプロセスと呼ばれている熱化学法の研究開発がJAEAで行われている。図3にISプロセスの原理を示す。1997年までに1 L/hという実験室規模で原理の実証に成功し、その後、2004年には30L/hの工学基礎試験において世界で初めての1週間の連続水素製造を達成した。現在は、パイロット試験（30m³/h）や、HTTR接続試験（1000m³/h）へ向けた研究開発が行われている²⁾。

また、実用炉開発として、ガスタービン発電を目的とした出口温度850℃のGTHTR300の概念設計がJAEAで行われた。その後、水素と電力の併産のため出口冷却材温度を950℃へ高めたGTHTR300Cの検討が行われている。図4にGTHTR300Cのプラント概要、表2に主要諸元を示す³⁾。

このようにこれまで日本は高温ガス炉、水素製造技術の開発で世界の最先端を進んできた。しかし、実用炉開発へ向けた取り組みは、国のエネル

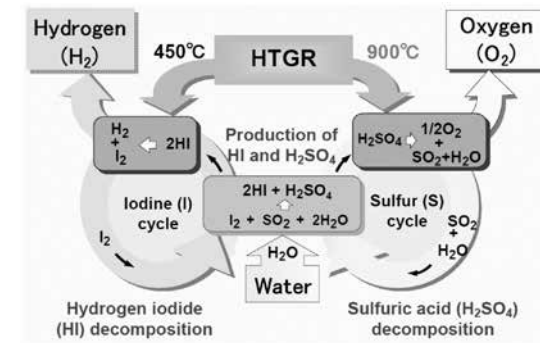


図3 ISプロセスの動作原理

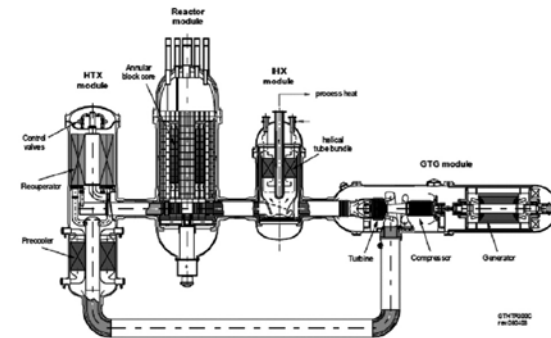


図4 GTHTR300Cの概要図

ギー戦略で明確に位置付けられていないこともあり、他国に比べて滞っている。フロントランナーとして世界をリードしていくために、実用化へ向けた国家戦略の確立が必要である。

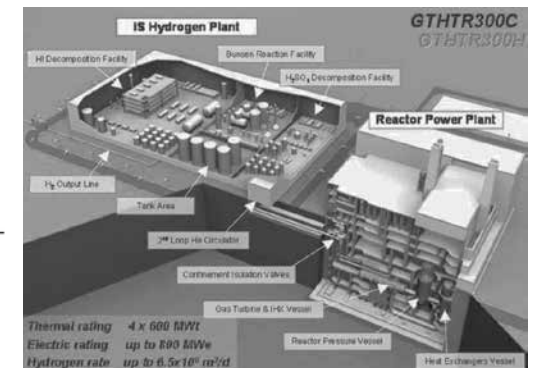
3. 米国 ～国策による実用化プロジェクト～

発電用実験炉Peach Bottom炉と原型炉Fort St. Vrain炉の高温ガス炉の運転経験を有する米国では、2005年に包括エネルギー法（EPACT2005）が成立し、原子力利用の拡大が図られている。その中で、次世代原子力プラント計画NGNP（Next Generation Nuclear Plant）として、発電と水素製造を行うVHTRのプロトタイププラントをアイダホ国立研究所に建設するプロジェクトが始まった。図5にプラント概念の素案を示す⁴⁾。

NGNPの第1フェイズでは、①水素製造方法の決定、②ガスタービン発電システム、燃料、材料、原子炉および周辺機器の研究開発、③プロトタイププラントに適応した電力・水素併産の適合性の判断、④プロトタイプ原子炉とプラントの初期設計を2011年度までに行う。第2フェイズでは、①

表2 GTHTR300Cの主要諸元

| 項目 | 値 |
|------------|----------------|
| 熱出力 | 600MW |
| 電気出力 | 202MW |
| 水素製造能力 | 1.9から2.4ton/hr |
| 原子炉出口冷却材温度 | 950℃ |
| 原子炉入口冷却材温度 | 594℃ |
| 冷却材圧力 | 5.1MPa |



プロトタイププラントの最終設計、②許認可、③建設と運転開始を2021年度までに行うとしている。

NGNP計画の政府予算としては、2006年度から2015年度までで12億5千万ドルを、2016年度から2021年度についても同等の額を計画している。

2006年8月の公募により予備的概念設計が始まり、ブロック型/ペブルベッド型、直接発電/間接発電、水素製造方法などの選択を含め、基本概念の構築を行っている段階である。米Westinghouse社、米General Atomic社、仏AREVA社が中心に取り組んでおり、日本からは富士電機システムズと東芝がGeneral Atomic社のチームへ参加し推進しようとしている。

4. 中国 ～実用化へ向けた着実な取り組み～

中国での原子力利用は、急速なエネルギー需要の増加、環境問題から当面は開発期間を要しない軽水炉の導入が進められているが、将来炉として



図5 NGNP概念図

高速炉と並んで高温ガス炉の導入を計画している。

清華大学のHTR-10は、熱出力10MWのペブルベッド型試験炉であり、2000年に初臨界の後、蒸気サイクル発電と安全性実証試験を実施している。また、蒸気タービンをヘリウムガスタービンに変更し、高効率発電を実証するため、2007年頃の改造を目指したHTR-10GT計画の準備が進められている⁵⁾。

実用炉の開発では、発電用実証炉としてペブルベッド型のHTR-PM計画が2009年着工、2015年運転開始を目指して進められている。主要諸元を表3、プラント概要を図6に示す。HTR-PMは、安全性、標準化、経済性、既存技術の利用を基本思想としている。このため、他国の実用化へ向けたプロジェクトではガスタービン発電を採用しているが、HTR-PMでは蒸気サイクルを用いているのが特徴である。さらに、HTR-PMに続いて、2020年までに実用炉を18基建設する計画である。

表3 HTR-PMの主要諸元

| 項目 | 値 |
|--------------|---------------|
| 熱出力 | 458MW |
| 電気出力 | 195MW |
| 原子炉出口冷却材温度 | 750℃ |
| 原子炉入口冷却材温度 | 250℃ |
| 冷却材圧力 | 7MPa |
| 炉心高さ/外直径/内直径 | 11m/4.0m/2.2m |

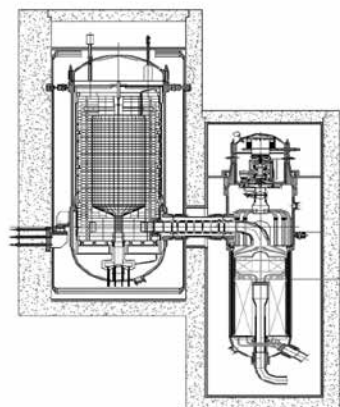
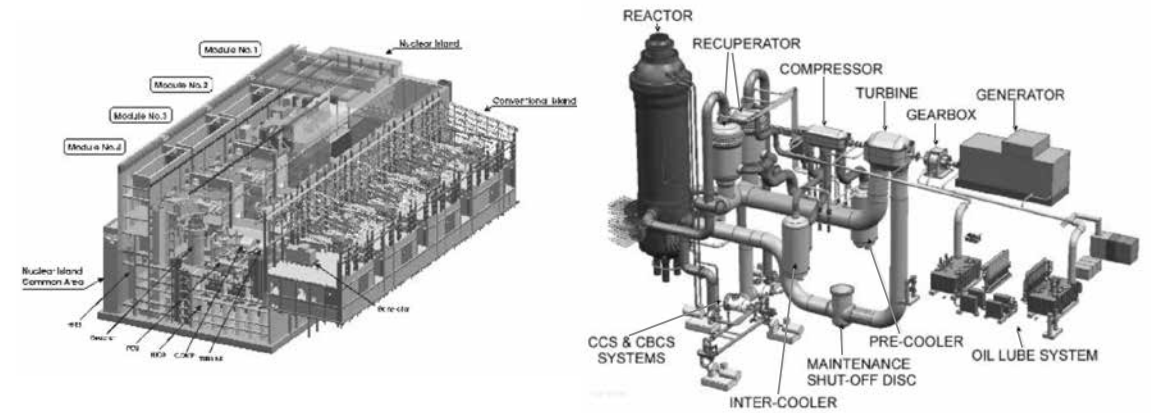


図6 HTR-PMの概要図



(PBMR社ウェブサイトより引用)

図7 PBMRの概要図

表4 PBMRの主要諸元

| 項目 | 値 |
|--------------|---------------|
| 熱出力 | 400MW |
| 電気出力 | 165MW |
| 原子炉出口冷却材温度 | 900℃ |
| 原子炉入口冷却材温度 | 500℃ |
| 冷却材圧力 | 8.1MPa |
| 炉心高さ/外直径/内直径 | 11m/3.7m/2.0m |

5. 南アフリカ ～実用化への先陣～

南アフリカでは、エネルギー需要の増加、環境問題、保有資源の有効活用、雇用拡大、外貨獲得などの目的で、ペブルベッド型炉心、直接サイクルガスタービンを用いた熱出力400MW、電気出力165MWのモジュラー型高温ガス炉PBMR (Pebble Bed Modular Reactor) を建設する計画を進めている。ドイツのモジュラー型ペブルベッド炉の技術をもとにしており、国営電力会社ESKOMが中心となって開発が始められ、現在はPBMR社が、海外からの資本参加のもとプロジェクトを進めている。図7にプラント概念、表4に主要諸元を示す。2008年着工、2013年運転開始予定である。

その後、2020年までに実用炉を24基建設する計画である。また、熱利用高温ガス炉についても、2015年以降に順次運転開始する計画である。

南アフリカのPBMRは、現在のモジュール型高温ガス炉開発の火付け役であり、実用化の点では先頭を行くものである。着実なプロジェクトの推進が期待される。

6. 仏国 ～ガス冷却高速炉への道筋～

仏国でのガス炉開発は、ガス冷却高速炉(GFR)を最終目標とし、HTGR、VHTRはその途上の段階の原子炉という位置付けである。

CEA (フランス原子力庁)、AREVA社、EDF (フランス電力庁) が共同で、ANTARES計画を推進している。ANTARESの概念図を図8⁶⁾に、主要諸元を表5⁷⁾に示す。発電だけでなく熱利用にも対応する柔軟性を確保するために、中間熱交換器(IHX)を用いた間接サイクルを採用している。そのため高温に耐えるコンパクトなIHXの開発が重要な項目となっている。IHXを介して2次系としては空気、あるいは、窒素とヘリウムの混合気体を用いてガスタービン発電を行う。さらに、その廃熱を利用して蒸気サイクルを用いて発電を行う計画である。

水素製造については、CEAがGeneral Atomic社およびサンディア国立研究所と共同でISプロセスの研究を開始している。これは、将来の革新的原子力システムの技術開発に2国間協力で行う計画で行われている。

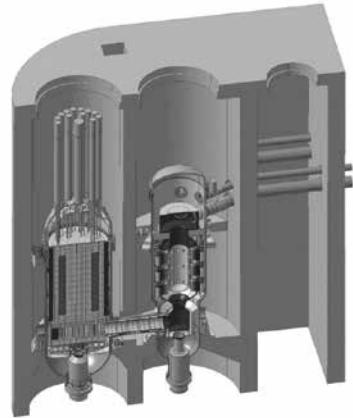


図8 ANTARES原子炉, 1次系概要図

表5 ANTARESの主要諸元

| 項目 | 値 |
|------------|----------|
| 熱出力 | 600MW |
| 原子炉出口冷却材温度 | 850℃ |
| 原子炉入口冷却材温度 | 400℃ |
| 冷却材圧力 | 7MPa |
| 燃焼度 | 150GWd/t |
| ウラン濃縮度 | 約15% |

7. 韓国 ～新たな参画～

韓国では、エネルギー需要、環境問題の点から水素製造を目的とした原子力水素実証プロジェクトNHDD (Nuclear Hydrogen Development and Demonstration) を進めると2004年3月に発表した。原子力研究所 (KAERI) を中心に、約10億ドル規模の予算で推進中である。2006年から概念設計を開始し2012年頃から詳細設計と安全審査、2015年頃から建設を開始するとしている。

8. GIF ～国際協力への取り組み～

2001年度に、第4世代炉の研究開発計画を国際的な枠組みで推進するGIF (第四世代炉国際フォーラム) が結成された。目的は、持続性 (資源有効利用, 環境負荷低減, 廃棄物低減), 安全性, 経済性, 核拡散抵抗性・核物質防護を目標に2030年までの実用化を目指す第四世代原子力システムの開発を行うことである。米国, 日本, 英国, 韓

国, 南アフリカ, 仏国, カナダ, ブラジル, アルゼンチン, スイス, ユーラトムが参加しており, 開発対象として, VHTRのほか, 超臨界炉, ナトリウム冷却高速炉, 鉛合金炉, ガス冷却高速炉, 熔融塩炉の合計6炉型が選定されている。

GIF参加国間の研究開発協力の基本的な枠組みに関する枠組協定が2005年2月に締結され, さらにVHTR開発について, システムレベルでの参加国間の研究開発協力の内容, 知的財産権の保護, 成果の配分などを規定したシステム協定が2006年11月に締結された。今後, 個別の研究開発協力事業に関する具体的な協力内容などを規定するプロジェクト協定が締結される予定である。

VHTR開発では, 日本は米国, 仏国とともに共同議長国となっており, 今後, 国際協力の枠組みの中で高温ガス炉開発を行っていく。この中で日本の役割が期待されている。

9. おわりに

高温ガス炉は, 高効率発電だけでなく, 将来の水素社会での有望な水素製造源として近年注目されている。各国で実用化へ向けた研究開発が開始されており, また, 国際的な協力も行われつつある。

日本では, HTTRや水素製造技術開発の実績により, 現在, 世界的にも最先端の技術を有しているが, 国のエネルギー戦略で明確に位置づけされていないこともあり, 実用化へ向けた研究開発は他国に比べて滞っている。今後, エネルギー戦略上の国としての位置づけを明確にしていくこと, および国際協力も含めて高温ガス炉の実用化へ向けた取り組みを着実に実施していくことが重要である。

参考文献

1) Shigeaki Nakagawa, Yukio Tachibana, Kuniyoshi Takamatsu, Shohei Ueta, Satoshi Hanawa, "Performance Test of HTTR", Nuclear Engineering and Design, 233, 291-300 (2004)
 2) Ryutaro Hino, Masaru Ogawa, Shusaku Shiozawa, "Present Status of HTTR Project for Nuclear Hydrogen Production", 2nd COE-INES International Workshop, (2006)

3) Kazuhiko Kunitomi, Xing Yan, Shusaku Shiozawa, Nozomu Fujimoto, "GTHTR300C for Hydrogen Cogeneration", 2nd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (2004)
 4) Trevor Cook, "The Next Generation Nuclear Plant", International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '04) (2004)
 5) Wang Jie, Huang Zhiyong, Zhu Shutang, Yu Suyuan, "Design Features of Gas Turbine Power Conversion System for HTR-10GT", 2nd International Topical Meeting on HIGH TEMPERATURE REACTOR TECHNOLOGY

(2004)
 6) A. Berjon, G. Francois, JM. Dorey, P. Tochon, E. Breuil, Ph. Billot, F. Pra, F. Dechelette, "Technological loops for High Temperature Heat Exchangers Developments and Qualification", 3rd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (2006)
 7) Philippe Billot, Dominique Hittner, "Outlines of The French R&D Programme for The Development of High and Very High Temperature Reactors", 3rd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (2006)

放射線透過式配管減肉検出装置の開発

Development of Radiation Transmission Type Pipe Wall Thinning Detection System

高木 昭*
Akira Takagi

〔概要〕

火力・原子力発電所などの配管の減肉を、保温材の上からプラント運転中でも容易に検出する装置を東北電力(株)殿との共同研究をもとに開発した。

配管の減肉測定では、プラントの短い定期検査中に多くの箇所を測定する。本装置は、配管の放射線の透過割合から、配管の肉厚を1.6%程度の再現性で検出できる。さらに保温材の取外しおよび復旧が不要で、装置の取り付けは容易なため、配管の減肉を効率的かつ簡便に把握できる。

今後は、プラント配管の減肉検出のサービスを展開し、減肉の早期発見を通じてプラントの安全確保に貢献していく。

1. はじめに

近年、発電プラントなどの安定稼働の観点から、配管の肉厚管理が一層重視されるようになってきている。そのため、管理や調査の対象が増え、肉厚管理にかかるマンパワー、コストは増大しており、より効率的な測定が要望されている。特に、保温材付き配管の肉厚測定では、多くの時間とコストが保温材の撤去・復旧工事に費やされる。

また、保温材を外すことができるのはプラント停止中のみであるため、定期検査の期間中に肉厚測定を実施している。一定期間内での作業となるため、新たな知見を得るための調査などにかける時間は限られており、配管の交換が必要と判定されると、長期にわたってプラントを停止させなければならない恐れもある。

当社では、上記課題を解決するため、配管減肉検出装置を開発した。開発は、2004年度から2006年度にかけて、密度計や厚さ計などの放射線応用

機器に関する当社の技術に基づき、東北電力殿との共同研究を経て実施した。

当社の開発した配管減肉検出装置は、放射線透過型であるため、保温材の上からの減肉調査が可能である。したがって、保温材を除去することなく、減肉傾向がある配管を選別することで、効率的な肉厚の測定が可能である。

また、保温材を撤去する必要がないため、定期検査前に減肉の有無を調査し、減肉が検出された配管を早期手配できる。

なお、装置は小型・軽量なので狭隘部・高所へも対応でき、また表示付認証機器であるため、被ばく管理は不要である。なお、表示付認証機器とは、文部科学省あるいは文部科学省の認定した認証機関により、使用時の被ばくが充分少なくなるような設計・品質管理が行われていること認証されていることを、設計認証印により表示している機器である。装置の外観を写真1に示す。

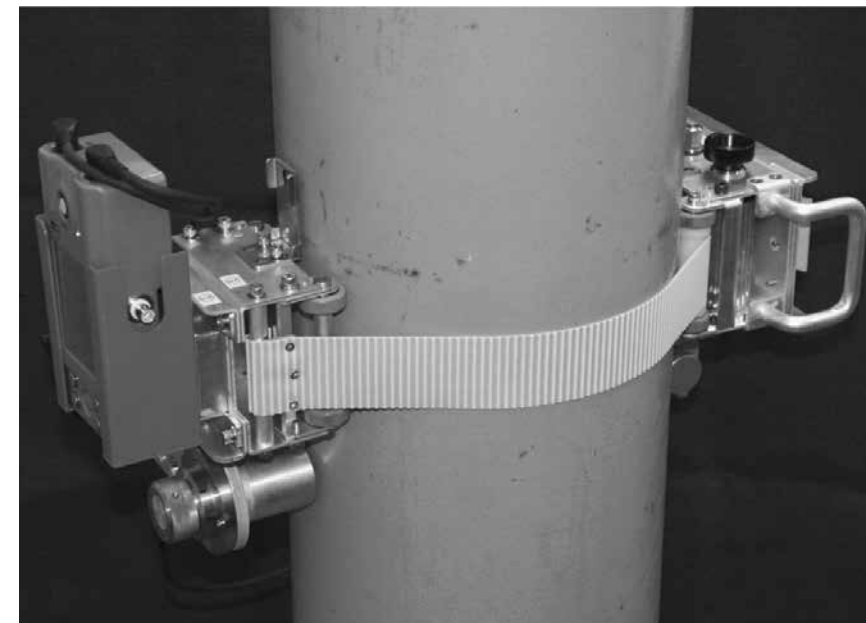


写真1 配管減肉検出装置外観

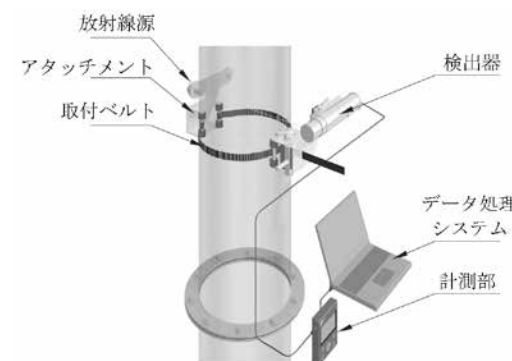


図1 配管減肉検出装置システム構成



写真2 線源ホルダ外観



写真3 計測部外観

メント、データ処理システムで構成する。

放射線源は、線源ホルダで遮蔽されており、線源ホルダは測定時の散乱線の影響を低減する構造としている。線源ホルダの外観を写真2に示す。

検出器はヨウ化ナトリウムを用いたシンチレーションプローブで、放射線源と配管を挟んで対向するよう、アタッチメントに設置される。

計測部は、検出した放射線量と、配管に関する各種定数データから配管の肉厚を算出し、保存する。配管に関する設定データは、データ処理システムから計測部に転送される。計測部は、写真1

2. システムの概要

図1に配管減肉検出装置のシステム構成を示す。装置は、放射線源、検出器、計測部、アタッチ

* 富士電機システムズ(株) 放射線システム部 技術第一課

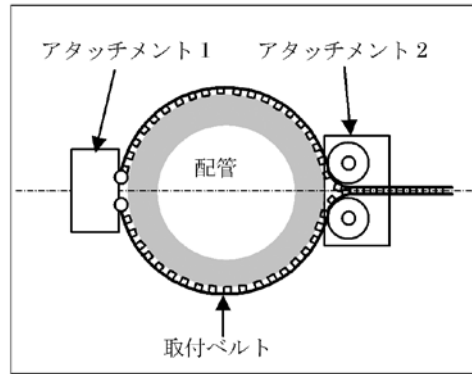


図2 アタッチメント取付原理図

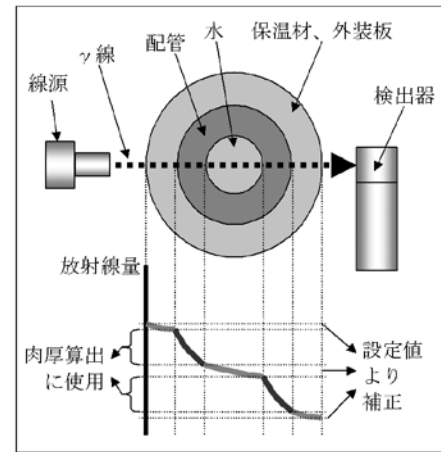


図4 肉厚算出の原理

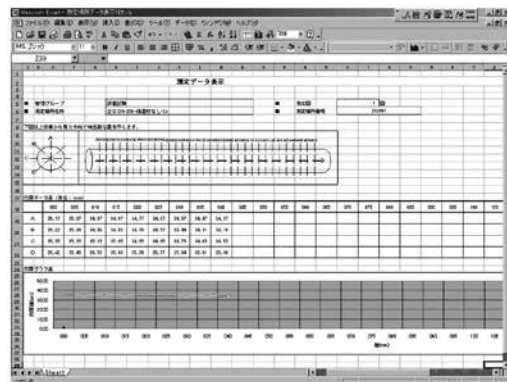


図3 データ処理システム画面例

のようにアタッチメントに取付けた状態でも、手で持った状態でも使用できる。写真3に計測部の外観を示す。

アタッチメントは、放射線源と検出器を配管に固定するためのものである。保温材付き配管の外径寸法は配管と保温材の組合せにより多種にわたるため、図2に示すように、アタッチメントは放射線源と検出器を必ず対向する構造としている。

データ処理システムは、配管に関する設定データの入力、保存、編集、計測部への転送を行う。また、計測部に保存した肉厚値データを取り出し、部位毎の表示、減肉速度や余寿命の計算、帳票などを行う。図3に、データ処理システムの画面例を示す。

3. 測定原理

図4に示すように、放射線は、外装板、保温材、配管、内部流体（水、あるいは空）のそれぞれを

透過するごとに減衰する。

この特性を利用して、保温材付き配管全体における放射線の減衰率を検出した後、外装板、保温材、内部流体による減衰率を一定値として差し引いて、配管（両側の合計）における減衰率のみを抽出し、これを用いて肉厚値を算出している。

当社は従来から、 γ マイクロ密度計で配管肉厚による減衰率を一定値とし、全体の減衰率から差し引くことで内部流体の密度を算出する技術を有している。本装置はこの技術を、未知数を内部流体から配管肉厚に変えて、応用したものである。

4. 共同研究

本装置の開発に先立ち、2004年度から2005年度にかけて、東北電力殿との共同研究を実施した。

2004年度の共同研究では、対象配管の種類、材質、現場における設置状況を調査し、放射線量が十分に低く、表示付認証の対象となり得る範囲の放射線源の強度でも、大半の配管に適用が可能であるとの結論を得た。

2005年度の共同研究では、装置を試作し、実際の火力発電所での評価試験を行った。

その結果、超音波パルス反射法による測定結果と同等の性能で、減肉の検出が行えることを確認した。

また、装置の配管への装着性などについても確認した。

表1 製品仕様

| 項目 | 仕様 | | 備考 |
|-----------|--------------------------------|---------------------|-------------------------------|
| 対象配管 | 材質 | 炭素鋼, 低合金鋼, ステンレス | |
| | 部位 | 直管, 曲管, レジューサ | |
| 外径肉厚 | 空配管 | 外径80~500A, 肉厚50mm以下 | |
| | 満水配管 | 外径80~300A, 肉厚30mm以下 | |
| 保温材 | 材質 | ケイ酸カルシウム | |
| | 外径 | 710mm以下 | |
| 外装板 | 鉄・アルミ | | |
| 再現性 | 公称肉厚の±1.6%以内 | | 検出値は配管両側の合計肉厚(保温材厚さなどの誤差は含まず) |
| 校正精度 | 校正基準原器肉厚の±0.5%または±0.1mmの大きい方以内 | | |
| 使用線源 | 137Cs, 60Co (10MBq以下) | | 表示付認証機器 |
| 1点あたり測定時間 | 外径350A以下, 肉厚20mm以下 | 100s以内 | |
| | 外径500A以下, 肉厚50mm以下 | 600s以内 | |
| 使用温湿度 | 0~40℃, 80%RH以下 | | |
| 質量 | 配管設置部分: 約6kg | | |

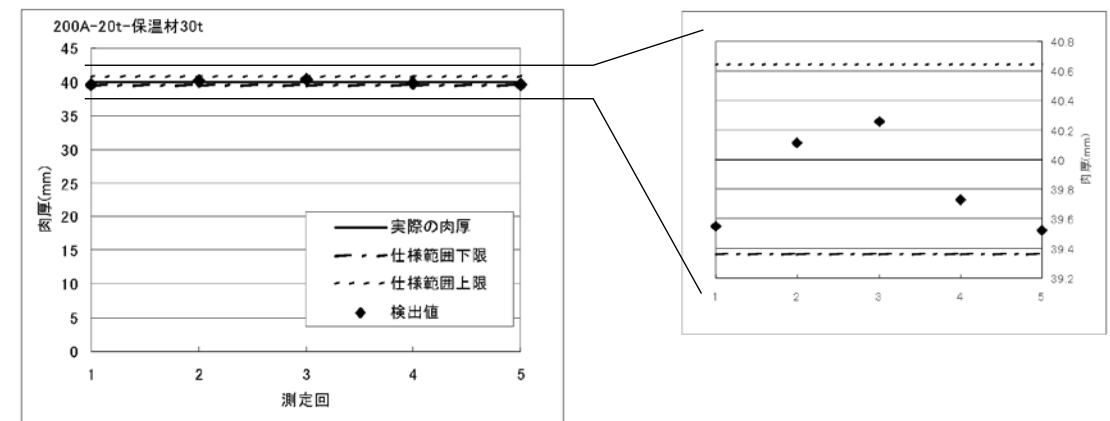


図5 評価測定例

5. 製品仕様

表1に、本装置の主な仕様を示す。

対象配管の外径と肉厚の仕様は、火力発電所における配管の大部分が包含されることから、空配管で外径500A以下、肉厚50mm以下とした（満水時は外径300A以下、肉厚30mm以下）。

精度（再現性）は、減肉が十分検出できるように、一般的な公称肉厚と必要厚さの差や測定時間から、公称肉厚の1.6%以内とした。

マイクロメータにて実際の肉厚を測定した校正

用配管における肉厚算出値から再現性を評価した結果、図5のようにばらつきは少なく、仕様通りの再現性を有している。図5の例では、厚さ30mmの保温材を被せた肉厚20mm（両側の合計で40mm）・呼び径200Aのサンプル配管について、1点あたり60sの検出時間で、0.64mm以上の減肉を検出可能であることを示している。なお、測定時間を長くすることで、より精度を向上させることが可能である。

放射線源は10MBqの¹³⁷Csと⁶⁰Coとした。これにより、放射線源の強度を低く押さえることで、被

ばく線量が公衆被ばくにおける線量限度の1mSv/年以下となり、表示付認証機器としての設計認証を受けている。

6. おわりに

当社の保有する放射線応用機器の技術に基づき、共同研究による試作・現地評価の後、製品開発を行った。本装置は、小型・軽量かつ被ばく管理が不要で、保温材の上から減肉傾向の検出が可能な装置である。

なお今後の課題として、空配管と設定したが流

体が入っているようなケースについて、検出データからの判断を要する可能性があることなどのため必要となるユーザ教育の整備や、原子力発電所におけるバックグラウンド放射の影響に関する調査などがある。

今後当社では、本装置を用いた測定サービスを展開し、配管の保全・管理の効率化に寄与していく所存である。

最後に、本装置の開発および本稿執筆に当り、東北電力㈱殿に多大なご指導、ご協力を頂いたことを深く感謝いたします。

原子力分野におけるグリッド・コンピューティング技術を核とした研究基盤構築への取り組み

Research & Development for Construction of “Computational Infrastructure in Atomic Energy Research Field” Based on Grid Computing Technology

| | | |
|-----------------|---------------|-------------------|
| 南 貴博* | 鈴木喜雄* | 青柳哲雄* |
| Takahiro Minami | Yoshio Suzuki | Tetsuo Aoyagi |
| | 伊藤俊紀** | 中島憲宏* |
| | Toshinori Ito | Norihiro Nakajima |

〔概要〕

独立行政法人日本原子力研究開発機構システム計算科学センターでは、STAやITBL基盤ソフトウェアと呼ばれるグリッドミドルウェア開発を通じて得た知見を基に、グリッド・コンピューティング技術の応用技術開発を加速させ、国際的な原子力グリッド基盤（AEGIS：Atomic Energy Grid InfraStructure）構築を目指したプログラムを平成18年4月より開始した。本稿では、AEGISプログラムに先行する様々な取り組みから、2つのキーテクノロジーを紹介する。1つは、簡易なグリッドシステムを構築可能な「STARPC+」で、もうひとつは、国際間の計算機資源共有を実現する「ドイツUNICOREとITBLの連携システム」である。

1. はじめに

独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構と略す）は、平成17年10月1日、日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構の2法人が統合して発足した。原子力機構の目的は、原子力や核燃料サイクルに関する研究開発を総合的に推進し、その成果の普及活動を通じて、人類社会の福祉および国民生活の水準向上に寄与することである。その原子力機構の中で、システム計算科学センターは、「計算科学」による原子力分野の研究開発を推進する部門として活動している。

「計算科学」とは、数学的モデルとその数値的解法を構築し、計算機を駆使して科学技術上の問題を解決する学問分野である。近年のコンピュータの飛躍的な性能向上により、「計算科学」は、さまざまな研究開発の分野において「理論」や「実験」と並び、第3の研究手法としての地位を

確立してきた。

一方、原子力分野に目を移すと、原子力施設の耐震性能や経年変化の予測はもちろんのこと、原子力施設の各種センサーからの情報のリアルタイム解析による状態監視や、国際協力における実験施設の共用化など、幅広いテーマが「計算科学」の守備範囲とみなされるようになってきた。グリッド・コンピューティングと呼ばれる新しい技術が、「計算科学」の1分野として発展してきたことがその一因に挙げられる。グリッド・コンピューティングとは、インターネットなどの広域ネットワーク上にあるコンピュータ資源を共用化し、ひとつの複合したコンピュータシステムとしてサービスを提供する仕組みである。期待されるサービスの最たるものは、1台のスーパーコンピュータでは得られないほどの高速な、あるいは処理しきれない程の大規模な計算環境を実現することである。さらには、分散環境における資源統制を旨

* (独)日本原子力研究開発機構 システム計算科学センター 高度計算機技術開発室

** 富士通㈱ 科学ソリューション事業本部 計算科学ソリューションセンター

とするグリッド・コンピューティング技術の応用により、もっと多様なサービス形態の実現をも期待されている。たとえば、分散環境におけるハードウェア、ソフトウェアの遠隔操作などがその一例である。

当センターでは、原子力分野における計算科学技術を確立するため、シミュレーション技術の開発と計算機技術の開発という2つの側面からアプローチを行っている。計算機技術開発においては、グリッド・コンピューティング技術の研究開発が重要な地位を占めるようになった。本稿では、われわれの取り組み「計算科学」の技術開発のうち、グリッド・コンピューティング技術を中心に、これまでの研究成果について紹介する。

2. 原子力機構のグリッド・コンピューティング技術研究開発

2.1. STAの開発

当センターでは、グリッド・コンピューティングという言葉が定着する以前の平成7年度から、分散環境やヘテロな計算機環境で、効率よくシミュレーションプログラムの開発・実行を行える現在のグリッドに相当する技術の研究開発を進めてきた。その第1フェーズ（平成7年～12年）にあたるのが、STA (Seamless Thinking Aid) 技術の研究開発¹⁾である。STAでは、イントラネット内の異なる種類の複数の計算機を単一計算機のように利用可能とし、シミュレーションプログラムの開発から実行、結果解析に至る一連の作業を円滑化することにより、研究者の「途切れない思考を支援」することを目的とした。具体的には、以下の要素技術を開発することにより、目的とするサービス機能を実現した。

(1) 通信基盤

異機種分散環境上に構築された各種ツール間あるいは利用者プログラム間の通信を支援する2種類の通信機能を開発した。1つは、分散処理を支援する遠隔関数呼び出し型の通信ライブラリSTARPC (STA Remote Procedure Call) で、もうひとつは並列処理を支援するメッセージパッシング型の通信ライブラリSTAMPI (STA Message Passing Interface) である。

(2) プログラム開発環境

異機種分散環境で並列計算プログラム開発を支援するため、計算機に依存しない操作感でプログラム開発を可能とするエディタ、コンパイラ、デバッガを開発した。

(3) 並列分散科学技術計算実行環境

異機種分散環境での並列計算プログラム実行を支援するため、プログラム実行におけるプログラム間のデータ依存関係や実行制御関係を視覚的に操作できるワークフローツールTME (Task Mapping Editor) を開発した。

STAの成果として、特に複数のコードによる連成計算におけるスループットの向上が認められた。たとえば、流体・構造連成計算コードにおいては、流体計算部分をベクトル計算機で、構造計算部分をスカラ並列計算機で実行することにより、単一計算機で全ての計算を行った場合より30～70%の処理時間短縮が実証された。また、SC2000 (世界最大の高度計算科学技術の国際会議) においては、日米欧の5地点に分散した510台のCPUを用いた解析シミュレーションとその実時間可視化の実演に貢献した。そういった成果が認められ、STAは、計算基盤として当時の日本原子力研究所が所有する9台の大型計算機へ導入されるとともに、国内外の7研究機関に対しても提供された。

2.2. ITBL基盤ソフトウェアの開発

グリッド研究開発の第2フェーズ（平成13年～17年）に位置づけられる研究開発として、ITBL基盤ソフトウェアの研究開発²⁾を実施した。ITBL基盤ソフトウェアとは、e-Japan重点計画に位置づけられた国家プロジェクトITBL (Information Technology Based Laboratory) を実現するためのコアとなるミドルウェアである。ITBLの目的は、インターネット上に散在する計算資源、知識、ノウハウなどをネットワーク上で共用化することにより、複雑で高度なシミュレーション、遠隔地との共同研究を容易に行えるいわゆる仮想研究環境を構築することである。ITBLの概念を図1に示す。ITBLでは、サイトを単位としてサイト同士を有機的に接続し、仮想研究環境を形成する。サイトは、ITBLのサービスを提供するサーバ群

(ITBLサーバ群) と仮想研究環境の資源となる計算機群から構成されるもので、各大学や研究機関に設置される。利用者は、インターネット上の端末から、セキュアな通信経路を経由して、仮想研究環境の資源を利用することができる。

ITBL計画は、6つの研究機関 (物質・材料研

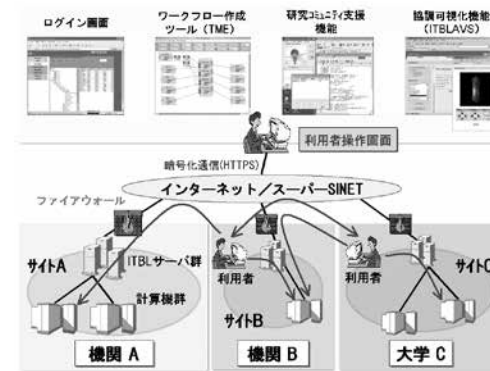


図1 ITBLの概念図

究機構、防災科学技術研究所、宇宙航空研究開発機構 (当時、航空宇宙技術研究所)、理化学研究所、科学技術振興機構 (当時、科学技術振興事業団)、日本原子力研究開発機構 (当時、日本原子力研究所) が協力して推進した。仮想研究環境を実現するITBL基盤ソフトウェア開発は、原子力機構が担当し、STAをベースに開発を実施した。ITBL基盤ソフトウェアは、STAで開発した通信基盤や認証機能を強化してインターネットへ対応するとともに、ファイル操作、可視化機能、コミュニティ機能など、仮想研究環境実現に必要な様々なサービスを追加し、 α 版として完成した。ITBL基盤ソフトウェア α 版で実現している特長的な機能を表1にまとめた。一方で、平成15年からは世界標準を目指した超高速コンピュータ網形成プロジェクト (NAREGI: NAtional REsearch Grid Initiative)³⁾が開始されたため、ITBL基盤ソ

表1 ITBLの主な機能

| 機能名 | サービス概要 |
|-------------|--|
| 認証基盤 | X.509電子証明書による認証機能を提供。また、ログイン時に一度だけ認証すれば、以降のサービスを利用可能なシングルサインオンを実現。 |
| 通信基盤 | ITBLサーバ、実行計算機および利用者端末間の通信路を提供。インターネット上の通信路はHTTPSで暗号化することが可能。 |
| ファイル操作機能 | エクスプローラライクな操作で、分散環境におけるファイル操作 (作成、コピー、削除など) を行えるGUIを提供。 |
| プログラム開発支援機能 | 実行計算機上のプログラム開発を支援する機能を提供。 - コンパイル支援画面 (Compile Manager) - ファイル編集 (PPEditor, TextBrowser) など。 |
| プログラム実行支援機能 | 実行計算機上のプログラム実行を支援する機能を提供。 - プログラム実行支援画面 (TME, Execute Manager) - 仮想端末機能 (Terminal, Grid-X) |
| MPI通信機能 | 異なる実行計算機間で、並列プログラムの実行を可能とするMPI通信ライブラリを提供。MPI-2規格をサポート。 |
| 可視化機能 | 実行計算機上のデータを、利用者端末上で画像として表示する機能を提供 (ITBL/AVS, ImageViewer) |
| コミュニティ機能 | 複数の利用者をグルーピングしてコミュニティを形成する機能とコミュニティメンバー同士で情報交換する機能 (ビデオ会議機能、会議室機能など) を提供。 |
| キャビネット機能 | コミュニティメンバー同士で、ITBL上のデータを共有するための機能を提供。 |
| クライアントAPI機能 | 利用者プログラムとリンクして直接ITBLのサービスを利用できるライブラリを提供。通信基盤、ファイル操作、プログラム実行 (TME) などが利用可能。 |

ソフトウェアの2次開発（β版開発）は中止され、その技術はNAREGIプロジェクトに移管されるとともに、ITBL計画ではα版による実証運用を行うこととなった。実証運用では、仮想研究環境の拡大と利用普及に努めた結果、ITBL計画の最終年度である平成18年3月の時点では、13サイト、27台のスーパーコンピュータが共用化され、コンピュータ資源の総量は57TFLOPSに達した。利用登録者数も、大学、研究機関、企業など90機関から約600名を集めるまでに拡大し、現在もその活動を継続している。

2.3. AEGIS構想

グリッド研究開発の第3フェーズとして、原子力分野に求められる計算科学基盤の構築に向け、平成18年4月より原子力グリッド基盤（以後、AEGIS：Atomic Energy Grid InfraStructureと呼ぶ）の研究開発を開始した。これまでのSTAやITBLにおけるミドルウェア技術開発や実証運用の知見を活かし、原子力分野に必要な計算科学基盤とはどのようなものであるかということ原子力分野の研究者の視点から捉え直し、より利便性の高いグリッド環境の構築を目指していくものである。これまで蓄積した知見から、(1)サービスの高速性、安定性の追及、(2)サービス形態の柔軟性の追求、(3)資源の共用化技術の高度化などがAEGISミドルウェア開発に求められる重要な要件と想定している。そこで、現在はITBL計画において開発された「STARPC」をベースとした「STARPC+」を、AEGISミドルウェアの通信基盤の一つとして研究開発を進めている。「STARPC+」については、次章で紹介する。一方、国際協力もまた、原子力機構のミッションにおける重要なキーワードである。原子力機構は、計算科学と情報技術の情報交流を目的に、フランス、ドイツ、アメリカの原子力関係機関および計算科学関係機関と共同研究を結んでいる。その中で、それぞれの研究機関が運用するグリッド同士の連携技術の開発が重要なテーマとなっている。これらの先駆けとなる技術として、平成16年度に「ドイツUNICOREとITBLの連携システム」の開発を行った。これについても、次章で紹介する。

3. グリッド研究基盤構築に向けた応用研究

先に述べたように、ITBL計画の後半ではミドルウェア開発は中止され、実証運用がITBLプロジェクトの主な活動となった。原子力機構は、ITBLの利用推進を主導する立場として、さまざまな研究プロジェクトにITBLの利用を働きかけ、そこからフィードバックされる知見を蓄えた。一方、原子力機構では、それらの知見をもとに、グリッド・コンピューティング技術の高度化のための検討・改良・試作を継続した。本章では、それらさまざまな試みのうち、「STARPC+」および「ドイツUNICOREとITBLの連携システム」について紹介する。

3.1. STARPC+の開発

(1) 通信基盤STARPCの概要

ITBLの通信基盤であるSTARPCは、ITBLの仮想研究環境を構成する4種類の構成要素、すなわち、フロントサーバ、中継サーバ、実行計算機、利用者端末間の通信を司る機能である。STARPCを使う全てのプログラムは「ツール」と呼ばれ、ITBLで提供されるサービス機能もまたツールとして実装されている。(図2) STARPCは、RPC (Remote Procedure Call) 通信とストリーム通信の2通りの通信を提供している。これらの通信を介して、あるツールが他のツールを起動する(ツール連携)ことが可能で、ツール連携により複雑なサービス機能の構築が可能となっている。また、STARPCは、インターネ

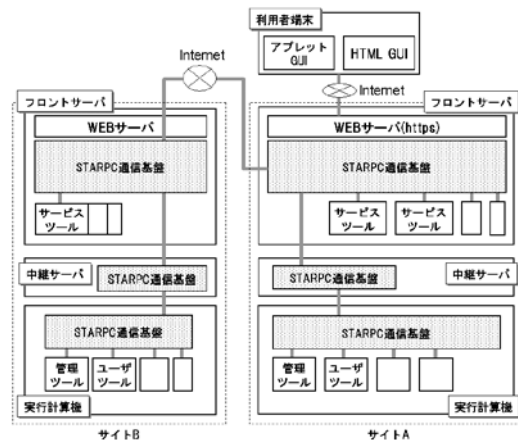


図2 STARPCの概念図

ット上を流れる通信をHTTPS (HyperText Transfer Protocol Security) でカプセル化することができ、ファイアウォールとの共存およびセキュアな通信路の確保というグローバルなグリッドに求められる要件をクリアしている。ITBLの階層構造を図3に示す。このように、STARPC基盤は、ITBLの全てのサービスの基点となる重要な要素技術と言える。

(2) STARPC+の開発

ITBL基盤ソフトウェアは、インターネット越しに大学や研究機関の大型計算機を結ぶといった汎用かつ大規模な計算機の相互接続環境を想定して開発された。そのため、ITBLを導入することは、仮想研究環境のサイトを立ち上げるということであり、複数のサーバへITBL基盤ソフトウェアをインストールする大掛かりなものである。しかし、研究グループのような小規模な単位で、ITBLを利用したグリッド環境を構築したいとの要望も強く、平成17年度にSTARPC+の開発を行った。STARPC+とは、ITBL基盤ソフトウェアの通信基盤STARPCを切り出し、いくつかの改良を加えたものである。STARPC+の開発にあたっては、導入やサービス構築の容易さを実現することに特に注意を払った。また従来のSTARPCで見えていた問題点の改善にも努めた。従来のSTARPCとの相違は、主に以下の点である。

- ・保守・改良を容易にするため、プログラム規模を小さくした。
- ・競合回避やエラー処理を正確に行うため、拠点制御サーバと呼ばれるセッション管理機能の強化を図った。



図3 ITBL基盤ソフトウェアの階層構造

- ・インストールや運用の手間(バージョンアップなど)を減らすため、フリーソフトの利用を少なくした。
- ・さまざまな資源への接続応答待ちが、操作画面のハングアップを引き起こさないよう、タイムアウト機構を積極的に導入した。
- ・ツールの追加・更新・削除を容易に行えるようにした。
- ・インストールを簡易に行えるようにした。

(3) STARPC+の利用事例

ここでは、AEGISの研究開発の一環として本年度に実施した、STARPC+を利用したシステム構築の事例を紹介する。核融合研究のように国際協力と大規模な実験装置が必要な分野では、たとえば、国際熱核融合実験炉ITER計画のように、実験施設がフランスに、他の関連施設が各国に配置されるような状況がある。こういった計画では、当然のことながら、遠隔地から実験を行うための仕組みが強く求められることになる。このような要望への先駆けとして、原子力機構では、臨界プラズマ試験装置(JT-60)の遠隔実験を行うシステムを開発し、京都大学から、原子力機構那珂核融合研究所(茨城県那珂市)にあるJT-60を使った遠隔実験を実施した。(図4) このシステムでは、遠隔地のパソコンなどから遠隔実験のサーバへアクセスし、作成した実験条件を転送する。その際、個人認証や通信データの暗号化などにより、実験条件の改ざんや制御システムへの不正侵入を防止するなど、高度なセキュリティーが要求される。このシステムにおいて、京都大学のパソコン

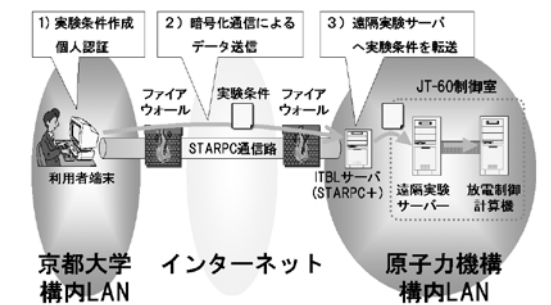


図4 臨界プラズマ試験装置(JT-60)の遠隔実験システム概念図

コンから原子力機構の遠隔実験サーバまでの通信路として、STARPC+が利用された。具体的には、原子力機構のファイアウォールの内側に置かれたSTARPC+のサーバが、京大に設置されたパソコンからの要求を受け、セキュアな通信路を確立し、実験条件のデータを遠隔実験サーバへ転送している。本システムの開発では、さらに、クライアントAPI (Application Program Interface) ライブラリをアプリケーションに組み込むことにより、比較的容易にシステム構築を行うことができた。クライアントAPIとは、利用者プログラムとリンクして、ITBLのサービス (ここではSTARPC+のサービス) を直接利用するためのライブラリ群である。STARPC+とクライアントAPIライブラリを組み合わせるものの有効性が実証できたことで、今後、同様なシステム開発に弾みがつくと期待される。

3.2. ドイツUNICOREとの連携実証

(1) UNICOREについて

UNICORE (UNiform Interface to Computing REsources)⁵⁾は、ドイツの国家プロジェクト (UNICOREプロジェクト, UNICORE Plusプロジェクト) で開発されたグリッドミドルウェアである。その後、EUのEUROGRID⁶⁾プロジェクトやGRIPプロジェクト⁷⁾、さらにはUniGridsプロジェクト⁸⁾において改良が進められた。UNICOREの目的は、研究機関のイントラ内に設置された計算機を、インターネット上のパソコンからファイ

アウォール越しに利用することである。特徴としては、1) 特定ポートを利用したSSL (Secure Socket Layer) 通信 (ファイアウォールとの共存)、2) Javaによるミドルウェアの実装 (様々なアーキテクチャへの対応)、3) X.509形式の電子証明書による認証およびシングルサインオン、4) 複雑な処理を記述できるワークフロー機能などが挙げられる。UNICOREのシステム構成を図5に示す。

(2) ITBL-UNICOREの相互接続の実現

原子力機構では、平成11年からドイツ シュトゥットガルト大学高性能計算センター (High Performance Computing Center Stuttgart : 以後、HLRSと呼ぶ) と共同研究を締結し、国際間におけるハードウェアあるいはソフトウェア資源の共用化技術の研究を進めている。その中で、両機関がそれぞれ運用するグリッドミドルウェアであるITBLとUNICOREの相互接続の実現を目指して、平成16年にITBL-UNICORE連携システムの開発⁹⁾を開始した。このシステムでは、ITBLとUNICORE間で相互にジョブ投入できることを目的とした。つまり、ITBLのGUI (Graphical User Interface) で定義したジョブリクエストをUNICOREの計算機で実行できる、あるいはUNICOREクライアントで定義したジョブリクエストをITBLの計算機で実行できることである。平成17年度には、ITBLのGUIで定義したジョブリクエストを、HLRSの保有するNEC SX-8で実行させることに成功した。また、HLRSの発行する電子証明書をセットしたUNICOREクライアントから、原子力機構のNEC SX-6およびIBM pSeries690でジョブ実行させることに成功した。

(3) 操作イメージ

1) ITBLからUNICOREへの接続

ITBLからUNICOREへのジョブリクエストの操作画面を図6に示す。これはTME (Task Mapping Editor) と呼ばれるワークフロー作成ツールの画面で、入出力ファイルやプログラム (あるいはツール) を、アイコンとして関連付けることができる。利用者は、UNICOREサイトの固有情報を設定する必要があるが、ITBLでジョブのワークフローを定義するときとほぼ同等な操作で、

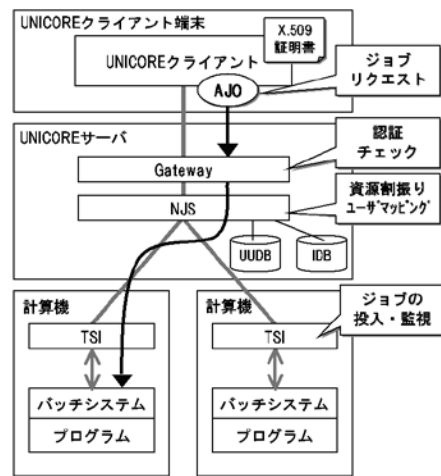


図5 UNICOREシステムの概念図

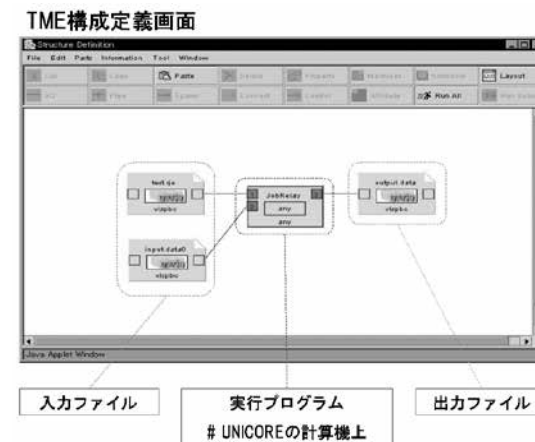


図6 TME画面でのワークフロー操作イメージ

UNICOREに対してジョブリクエストを投入することができる。ただし、UNICORE接続で定義できるアイコンの種類は制限されていて、TMEの全ての機能は利用できない。

2) UNICOREからITBLへの接続

UNICOREクライアントの操作画面を図7に示す。この中でITBLサイトはUNICOREサイトの1つであることを示すUsiteとして表示されている。つまり、利用者は、ITBLへのジョブ投入を、通常のUNICOREへのジョブ投入と同様の手順で、定義、実行することができる。ただし、ITBLへのジョブ定義では、使えるタスクは、Import (入力), Export (出力), Script (プログラム) の3種類に制限されている。

(4) ITBL-UNICOREの連携システムの構成

ITBL-UNICORE連携システムの構成図を図8に示す。本システムでは、ITBLとUNICOREの機能の違いを吸収するため、連携サーバを導入した。ITBLもUNICOREも運用システムであるので、両者のミドルウェアに手を加えない (あるいは運用を止めない) ことが重要な要件であり、連携サーバの導入がその1つの解であった。本システムの開発では、ITBLフロントサーバ連携サーバ間、UNICOREサーバ (またはUNICOREクライアント端末) - 連携サーバ間の通信をいかに実現するかがポイントとなる。その仕組みは次のように実現した。

1) ITBLからUNICOREへの接続



図7 UNICOREクライアント画面での操作イメージ

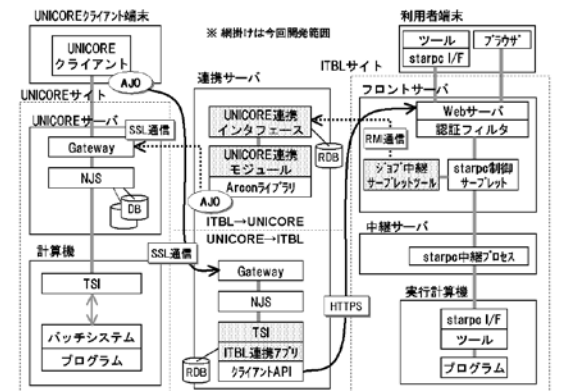


図8 ITBL-UNICORE連携システムの概念図

ITBLフロントサーバから連携サーバへの通信を実現するため、ITBL側へ専用のツールを追加した。「STARPC+の開発」の章で述べたように、ITBLではツールを追加することでサービスを新たに構築することが可能となっている。ツールはJavaで実装し、連携サーバ上に作成したやはりJavaのモジュールとRMI (Remote Method Invocation) で通信するようにした。連携サーバへ伝えられたリクエストは、UNICOREのリクエストAJO (Abstract Job Object) へ変換され、UNICOREの窓口であるGatewayへ渡される。このAJOの作成とGatewayとの通信は、UNICOREがクライアントプログラムの構築向けに公開しているArconライブラリを使って実現した。

2) UNICOREからITBLへの接続

UNICOREクライアントから連携サーバへの通信を実現するため、連携サーバ上にITBL接続用

UNICOREサイトを構築した。認証を司るGateway, リソースを管理するNJS (Network Job Supervisor) は、通常のUNICOREサイトを構成するのと同様のものである。UNICOREに投入されたプロセスの実行・監視を行うTSI (Target System Interface) には、UNICOREクライアントからのジョブリクエストをITBLのジョブリクエストへ変換し、ITBLフロントサーバへ投入する機能を実装した。このTSIからITBLフロントサーバへの通信および認証は、ITBLが利用者向けに用意しているクライアントAPIと呼ばれるライブラリを使って実現した。

(5) 国際間連携の展望

本システムの開発で、ITBLとUNICORE間の相互接続環境が実現した。しかし、実用性の観点ではいくつかの課題も残っている。例えば、並列計算への対応が挙げられる。原子力分野の大規模な解析プログラムは、並列計算を必要とするものが多い。しかし、今回紹介したITBLとUNICORE間の相互接続システムでは、グリッド間でメッセージを交換できる仕組み (MPI: Message Passing Interfaceのようなもの) には、対応することができなかった。UNICOREシステムに、異なる計算機上のプロセス間のメッセージ交換を支援する機能が備わっていないため、ミドルウェアそのものに手を加えないという今回の制約の中での実現が困難だったためである。今後、そういった課題にも取り組んでいきたい。

一方で、世界的にはグリッド・コンピューティング推進団体Open Grid Forum (OGF) などで、グリッドの世界標準を制定して行こうとする動きがある。グリッド開発は、このような大きな流れの中で、今後、各国が協調しながら世界規模で推進されていくであろう。われわれとしても、世界的な動向に注視しながら開発を推進していく必要がある。

4. ま と め

1990年代の後半にグリッドという言葉が使われ始め、2000年代に入ると、グリッドの概念が脚光を浴びるようになり、本格的な研究開発が行われるようになった。グリッド技術の研究は、まだ歴

史の浅い分野であり、ようやくいくつかの要素技術が揃い始めたところである。実応用分野への適用はこれからの仕事である。とはいえ、グリッド技術のもつポテンシャルは、特に大規模計算環境や遠隔実験環境の実現において発揮されると期待されている。実際、本稿で紹介したように、実践的な研究開発への適用例が少しずつ出始めている。先に少し触れたが、原子力機構は、世界に先駆け、1996年 (平成7年) からグリッド研究開発を提言し続け、平成18年度より原子力グリッド基盤 (AEGIS) の研究開発を新たに開始し、グリッドの応用技術の研究開発を加速させている。今後、原子力分野の「計算科学」による研究開発をさらに発展させ、原子力分野の研究開発に貢献していく。

謝 辞

平成13年から始まったITBL基盤ソフトウェアの開発においては、富士通株式会社、日立東北ソフトウェア株式会社 (現、株式会社日立東日本ソリューションズ) によるジョイントベンチャープロジェクトによる多大なご協力により、実運用に供するグリッドミドルウェアを実現するとともに、国内の主要な研究機関を結ぶ仮想研究環境を形成、実証運用するなど、ITBL計画を成功裏に完了することができた。また、本稿で紹介した「STARPC+」, 「ドイツUNICOREとITBLの連携システム」の開発においては、富士通株式会社の多大なご協力のもと、AEGIS基盤構築に資する重要な技術開発が行われた。ご協力を頂いた関係各位には、心より深く感謝致します。

参 考 文 献

- 1) 武宮博, 今村俊幸, 小出洋, 並列分散科学技術計算を支援するソフトウェア・システム (STA) の構築, 情報処理, Vol.40, No.11 (1999) 1104-1109
- 2) 山口勇吉他, 仮想研究環境ITBL基盤ソフトウェアの開発, 日本数値流体力学学会誌 (解説), Vol.9, No.3 (2001) 83-88
- 3) NAREGI Project, http://www.naregi.org/index_e.html
- 4) 戸塚俊之, 大島貴幸, 鈴木喜雄, JT-60遠隔実験

のためのシステム構築, プラズマ・核融合学会第23回年会 (2006) 予定

- 5) UNICORE FORUM, <http://www.unicore.org/>
- 6) EUROGRID PROJECT, <http://www.eurogrid.org/>
- 7) GRID INTEROPERABILITY, <http://www.grid-interoperability.org/>

- 8) UNIGRID PROJECT, <http://www.unigrids.org/>
- 9) Yoshio Suzuki, Takahiro Minami, Masayuki Tani, Norihiro Nakajima, Rainer Keller and Thomas Beisel, "Interoperability between UNICORE and ITBL", Proceedings of WCGC'2006 (Workshop on Computational Grids and Clusters) (Rio De Janeiro, Brazil, July 10-14, 2006) CDROM.

求めた。また、排ガス中のSO_x濃度を検知管により測定した。その後、小型燃焼炉を用い、大量の固化体を焼却した際の燃焼状態を目視確認した。

3.3. 固化体連続製造試験

固化体連続製造装置として、スクリー式の押出成形機を用いて試験を行った。装置運転条件の概要は以下の通り。

- ・スクリー回転数：30rpm程度
- ・加温温度（オーガ部）：50～60℃
- ・イオン交換樹脂：石油系ワックス混合重量比：3：2

4. 試験結果

イオン交換樹脂（粒状・粉末状）と石油ワックスの混合比をパラメータとして、固化体作製状況を確認した。その結果を整理して表2に示す。表2からわかるように、粒状樹脂では樹脂／ワックス重量比で3／2まで混合・固化可能であることを確認した。一方、粉末樹脂では樹脂／ワックス重量比で1／1までが混合・固化可能で、それ以上では混合・固化できないことを確認した。混合・固化できない原因は、粉末樹脂の粒子径が0.1mm程度と小さく、ワックスと十分に均一混合できなかったためと推定される。

この固化体（粒状樹脂はワックス比3／2、粉末樹脂はワックス比1／1）2gを750℃の電気炉に投入して燃焼試験を行った。全てのケースで固化体は1分程度で着火し、その後2分程度で焼却され、その焼却残査の割合は投入重量の15%程度であった。また、消石灰を添加した燃焼試験ではイオン交換容量と等価以上の消石灰を添加することにより、排ガス中のSO_xが大幅に低減することが確認されたが、消石灰の添加量の増加に伴い焼却

残査も増加する結果となった。

次に、小型試験装置を用いて、混合固化体（粒状樹脂／ワックス比＝3／2）を連続的に製造した。その状況を写真1に示す。写真からわかるように、押出成形機より均質な固化体が順調に排出され、1分程度の放冷で強固な固化体が製造できることが確認された。

5. まとめと今後の課題

今回の基礎試験の結果、イオン交換樹脂と石油ワックスの混合固化体の連続製造が可能であり、他の可燃物を必要とせず、容易に焼却可能であることが確認された。今後、実用化に向け、模擬廃樹脂での連続固化試験や焼却試験を行い、その結果に基づく実装置化の検討などを通して新しい廃樹脂処理システムの検討を進める予定である。

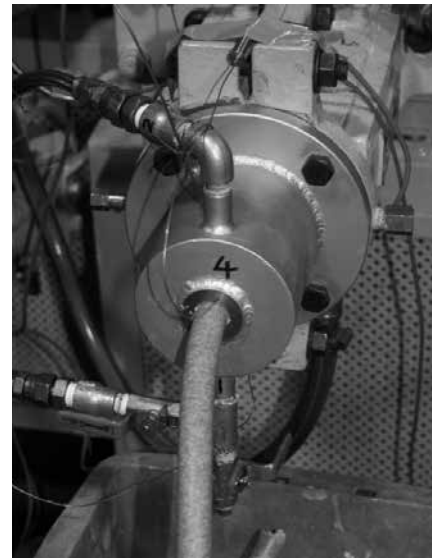


写真1 固化体連続成形状況

表2 ビーカスケール試験結果一覧表

| | ケース1 | ケース2 | ケース3 | ケース4 | ケース5 | ケース6 |
|--------------------|----------|------|-------|--------|----------|--------|
| 樹脂量 | 粒状20g | 同左 | 同左 | 同左 | 粉末状20g | 同左 |
| 石油ワックス量 | 13.5g | 同左 | 同左 | 同左 | 同左 | 20g |
| 消石灰量 | 0g | 0.7g | 1.4g | 2.8g | 0g | 2.8g |
| 固化状態 | 良好 | 同左 | 同左 | 同左 | 不良 | 良好 |
| SO _x 濃度 | >100mg/L | 同左 | 数mg/L | ～0mg/L | >100mg/L | ～0mg/L |
| 減重量率 | 83% | 85% | 79% | 71% | 86% | 60% |

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11月に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。

昨年実施した見学会においても、セミナーの受講後に発電所を見学するという工程で実施し、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

FAPIGが発足して昨年で50周年になる。半世紀の間には、世界は冷戦構造の崩壊を含む大きな変貌を遂げ、経済や科学技術などの面にも長足の進歩があった。

FAPIGは、わが国初の商業用原子炉である東海発電所の建設を初めとして、高速増殖炉原型炉「もんじゅ」や高温工学試験研究炉「HTTR」など多数の国家プロジェクトに参画してきた。

さて、原子力を取り巻く環境は大きく変わりつつある。1970年代から80年代にかけて国内で建設中の原発は年間10数基あったが、90年代に入ると3～4基と急激に減少した。米国においては1980年代以降新規に着工した原発が皆無となってしまった。TMIやチェルノブイリの事故によるアンチ原子力の時代ともいえる。しかし、日本国内においては、2005年に策定された原子力政策大綱によ

り原子力発電が2030年以降も総発電量の30～40%程度を担うことを目指すという方向性が明示され、この政策大綱を具体的に実施するための方策として2006年6月に原子力立国計画が発表された。

米国においても新規の原発建設の計画が電力会社から発表され、米国としても再処理路線を検討する方向転換を示した。中国は消費電力量の旺盛な伸びを賄うために新規の原発建設を計画しており、インドや東南アジアの途上国も原発建設を計画している。

このような背景の中、FAPIGにおいては、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、昨年11月30日～12月1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まとめたものである。

* (株)荏原製作所 原子力事業部



写真1 エネルギーホールでの座学研修



写真2 展示ホールでの座学研修

2. 見学会の概要について

FAPIG女性社員を中心とする原子力発電所の見学会は、今回で15回目となる。

時期 平成18年11月30日～12月1日

場所 東京電力(株) 柏崎刈羽原子力発電所

参加人数 13名

第3回(平成4年に実施)の見学会以降は、見学場所を変更しておらず、今回も柏崎刈羽原子力発電所を見学した。セミナーは、昨年からは柏崎市内にある東京電力(株)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3名、女性10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、ただ見てきただけの結果となる可能性が高いので、原子力発電所の見学の前に、エネルギー全般およびエネルギーの一部である原子力の基礎知識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、エネルギーおよび原子力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、6号機の原子炉上部周辺、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、冷却用の海水取水口および排出口を目前で見学した。

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と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]

- 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日本にとって原子力発電は必要だと思うか(理由は記述)
- ⑤日本の原子力発電は安全だと思うか(理由は記述)

2) セミナー終了後 [記述形式]

- ①セミナーの内容について
- ②セミナーの中で最も関心を持った内容
- ③セミナーの内容の他に知りたいこと
- ④セミナー全体の感想(時間, 内容, 方法)

3) 発電所見学後 [択一式]

- ①日本にとって原子力発電は必要だと思うか(理由は記述)
- ②日本の原子力発電は安全だと思うか(理由は記述)
- ③今回の見学に対する意見, 感想(記述のみ)

3. アンケート結果について

アンケート回答者は、13名(男性3名、女性10名)であった。

(1) 原子力発電所の見学経験

図1に示す通り、2名のみ見学経験があるが、11名の参加者が原子力発電所もしくはPR館を訪問した経験がない。

見学経験のない11名を含む参加者が、どのように原子力発電の供給割合、必要性および原子力発電所の安全性を認識しているかを、次項でまとめてみた。

(2) 電力供給源で原子力が供給している割合

表1に示す通り、原子力の供給割合が30%以上(正解)と回答した参加者が3名と半数以下であった。20%未満と回答した参加者はいなかったが、50%以上と高い割合を原子力で供給していると回答した参加者が半数の6名いた。割合の数字は、多い場合にしろ少ない場合にしろ、数字で明白に把握することは、一般の者には困難なことであると痛感させられる。事故や諸問題において、テレビや新聞にて原子力発電所が取り上げられたが、

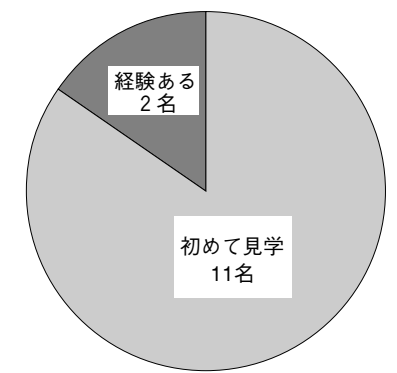


図1 原子力発電所の見学経験

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 | 4名 |
| 30%以上 | 3名 |
| 50%以上 | 6名 |

供給割合まで意識が及ばないのが普通であると思う。3名の参加者が正解の30%以上と回答したこと。また、4名の参加者が回答に近い割合である20%以上と回答したことは、FAPIG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) 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。しかし今回は、表2に示す通り、参加者13名の内、「必要である」が6名、「あった方がよい」が4名、「あまり必要でない」が2名、「不要である」が1名であった。見学後においては5名が「必要である」と回答し、8名が「あった方がよい」と回答した。見学前に必要性を認識していなかった3名の参加者が、見学後には必要性を認識する方向に変わってきた。

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

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 | 6名 | 5名 |
| 2 | あった方がよい | 4名 | 8名 |
| 3 | あまり必要でない | 2名 | 0 |
| 4 | 不要である | 1名 | 0 |

(備考)見学後の回答において「必要である」および「あった方がよい」の欄に理由を記載しているが、どちらにも○をつけていない参加者が一人いた。内容から「あった方がよい」に入れている。

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 | 6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 | 4名 2名 0 0 |
| 2 | あった方がよい | 4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 | 1名 3名 0 0 |
| 3 | あまり必要ではない | 2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 | 0 2名 0 0 |
| 4 | 不要である | 1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 | 0 1名 0 0 |

(備考)見学後の回答において「必要である」および「あった方がよい」の欄に理由を記載しているが、どちらにも○をつけていない参加者が一人いた。内容から「あった方がよい」に入れている。

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。
 - ・電力は必要→燃料が関係していると思いました。また、環境にも良いことがわかりました。
 - ・資源の少ない日本においては効率がよい。また、今後の化石燃料の減少に伴い、現在電力供給が一番多い火力にとって変わるため必要。→見学前と理由は変わらない。



写真3 展示ホールでの見学

- ・化石エネルギーの有限性と、新エネルギーの現状の普及率のみでは、電力を補うことは不可能だから。→他の発電施設もあるが(火力、風力 etc) 安定供給ができ、かつ日本の電力の30%超を賄っている原子力発電は必要。
- ・石油資源の枯渇→石油資源の枯渇
- ②「必要である」から「あった方がよい」と回答した参加者の理由。
 - ・重要かつ多くの電力を供給していると感じたことがあるから。→電力の多様化、安定性、安価
 - ・徹底した管理体制の下では絶対に必要。電力需要への対応、代替エネルギーの不足、環境への配慮、効率性を考えれば原発は優れていると思う。→電力需要を考えると原発は不可欠だと思う。
- ③「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。
 - ・化石燃料による発電などの代替エネルギーとして、地球温暖化防止などに貢献するエネルギーであるため。→安定した電力供給源として。
- ④「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
 - ・現状では自然エネルギーの方がコストがかかるから。→現状ではCO₂の排出量の極めて少ない発電方法だから。
 - ・国土に対して利用する電力量が多いので、自然資源を燃料とする電力では賄いきれないのではと感じる。→やはり現代の日本は大量の電力を必要としており、電力のお陰で高度な技術の開発、製造が可能になっているから。節電にも限界があると思う。

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 | 1名 | 3名 |
| 2 | あまり不安でない | 3名 | 3名 |
| 3 | 少し不安 | 7名 | 6名 |
| 4 | 不安である | 2名 | 0 |

(備考)見学後の回答において、理由として「わからなくなりました」との記載があり、いづれにも○印のない参加者が一人いたので、見学後の回答は12名となっている。

- ⑤「あまり必要ではない」から「あった方がよい」と回答した参加者の理由
 - ・原子力のイメージ=放射線=怖いイメージがあるから。→私達が日頃平気な顔して(当り前のように)使っている電力は、ここの原子力発電所から送電してもらっている事が今回の見学で初めて知ったから。
 - ・以前テレビで原子力発電所がなくては電力を供給出来ないということを知ったので、現実問題として存在しなくては困ると思う。不要というより、原発以外の方法があれば良いと思っている。→2日間に渡ってお話を伺って、危険であるということだけで片付けられないと思うようになりました。
- ⑥「不要である」から「あった方がよい」と回答した参加者の理由
 - ・発電後に不要となった放射性廃棄物の処理に時間とお金が多くかかるから。安定的に確保できる代替エネルギーの開発が早く進めば良い。→電力需要があるから。
- (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がいがある。表4に示す通り、9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、6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、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4名であったが、見学後には6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」と回答した参加者が、

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 | 1名 | 安全 あまり不安でない 少し不安 不安 | 1名 0 0 0 |
| 2 | あまり不安でない | 3名 | 安全 あまり不安でない 少し不安 不安 | 1名 2名 0 0 |
| 3 | 少し不安 | 7名 | 安全 あまり不安でない 少し不安 不安 | 1名 1名 5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 0 |

(備考)見学後の回答において、理由として「わからなくなりました」との記載があり、いづれにも○印のない参加者が一人いたので、見学後の回答は12名となっている。

見学後には「少し不安である」と回答したように、セミナーを受講し、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。
 - ・確かに過去に作業上の安全性に関する問題などあったが、安全への配慮は行われていると信じている。→安全だと思っていましたが、今回の見学で安全を確保するための多くの努力を費やしていることを垣間見た。(今後も安全第一で頑張ってください)
- ②「あまり不安ではない」から「安全だと思う」と回答した参加者の理由。
 - ・近年ナトリウム漏洩などの事故が起こっていたが、設備点検の強化が行われる他、地震対策法が変わるなど見直しが行われているため。→

過去に起こった事故をもとに改善が行われており、安全といえると思う。

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。

・安全対策は十分取られているが、新規技術において、事故の可能性はゼロには出来ないと思う。→安全対策は十分取られているが、新規技術の導入時には、現場で多少の事故は起こりうと思う。

・基本的には安全だと思う反面、やはり日本は地震大国であるため、どれだけ耐震設計を行っても少しは不安に思うことがある。→見学前と同じ理由。耐震の話などはあまりなかったため。

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。

・実際に現場を見た事がないので、どのような管理施設かも分からないので少し不安。→100%安全!!とは言いきれませんが、今回の見学でかなり安全面、防御面、環境面と色々な所に気配り、配備しているなあと感じました。

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。

・マスコミなどで管理体制の批判が多く見られる。また、過去の事故（東海村、チェルノブイリなど）の記憶があり、不安は少しある。→「絶対」という事はないので安全には常に力を入れてほしい。

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。

・過去に発電所での事故があったからまたあるのでは、と感じる。→事故防止のための取組み、機械の仕組み、安全対策を教えて頂いたが、危険な物質であることには変わらないので多量に放射線が漏れたらと想像すると恐ろしい。

・原子力発電を支えるシステムは100%絶対的なものではないから。→安全であると思うが、原子炉がどのようなシステムで守られているか、未だ詳しく知らないため断言できないから。

・事故が起きないか不安。→理由記載なし。

・地震の問題。日本に限ったことではないが、人為的ミスによる問題。国土の小ささからくる近隣の住民への問題など課題は多いと感じる。→

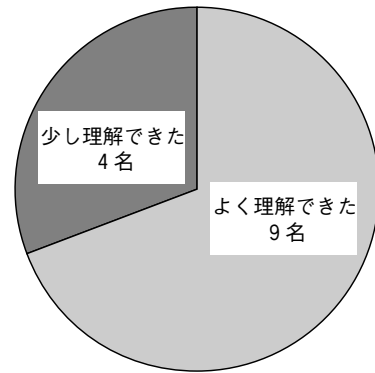


図2 セミナーの理解度について

やはり人為的ミスというものは必ずあると思う。原子力発電に関わる人、働く人々の健康、メンタルケアも事故防止のために必要だと思う。

・管理体制がよく分からないから。放射線は目に見えず、浴びると体に危害が加わるので、潜在的に「原子力=リスク」というイメージがある。→安全管理・対策がきちんとなされていれば安全と言えると思う。

⑧「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。

・安全な設備etcしていると思いますが、人間の造ったもので壊れないものはない。チェルノブイリetcが代表例と思う。→放射線etc非常に適切な環境設置、安全設備もしっかり備わっていると分かりましたが、危険感否めないと感じました。

⑨「不安である」から「どちらとも言えない」と回答した参加者の理由。

・数年前に起こった東海村の臨界事故のようなことが、将来また起こるかもしれないと思うから。→分からなくなりました。

(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、9名の参加者が、よく理解できたと回答しており、残りの4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。

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。

- ・くらしの中での放射線（5名）
- ・放射線の色々な利用（2名）
- ・食品に放射線をあてていること（1名）
- ・自然放射線から受ける線量の説明（1名）
- ・放射線の基礎知識（1名）
- ・くらしの中の放射線の農業利用（1名）
- ・原子力発電と火力発電のコスト面、環境への影響について（1名）

・原子力発電の有用性（1名）

・日本のエネルギー事情（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。

..... 原子力発電所見学会・参加者の声

荏原製作所は、原子力発電所で使用される各種ポンプ（原子炉冷却材再循環ポンプ、非常用炉心冷却ポンプ、給水ポンプほか）および復水系・冷却系水処理設備や放射性廃棄物処理設備などを納入している。また、グループにはメンテナンス事業や洗浄事業などで原子力事業に携わる会社がある。私は、荏原グループ社員を対象にしたグループ報「荏原だより」（季刊、発行部数11,700部）の編集を担当しているが、本見学会に参加するまで原子力発電所を見学したことがなかった。そのため、原子力事業に関する内容を取り上げる際に、自分の理解が至らず編集に苦労した経験があり、本見学会に期待していた。

1日目は、東京電力エネルギーホールにおいて座学となる。まずは、「エネルギー情勢における原子力の需給率」「日本のエネルギー事情」に関するアンケートの記述からスタート。原子力事業に携わる会社の社員でありながら自信を持って回答できるものが意外と少なかった。しかしこのアンケートのお陰で、自分の知識レベルを認識することができ、学習のポイントを押さえることができた。この後も見学会の進捗に合わせて行われたアンケートが予習・復習の役割を果たし学習の理解を深める上で非常に有効であった。

原子力に関する講義は、東京電力(株)広報担当より2部構成で行われる。第1部は「エネルギー情勢から見た原子力を取り巻く最近の動向」と題し、海外と日本のデータの対比を主に、原子力事業の現状や社会情勢を理解できる内容であった。また、第2部は「くらしの中の放射線」と題し、放射能・放射線に関する基礎知識を学ぶ内容であった。ここでは、ベータ線・アルファ線をそれぞれ検出できる測定器と放射性物質のサンプルを用いた簡単な実験もあり、和気あいあいとした雰囲気になった。

2日目は、終日、柏崎刈羽原子力発電所で過ごす。事前に身分証明書の持参を言われていたが、発電所のゲートに入る際、バスの車内にて本人確認が行われた。東京電力(株)PR館ご担当者によると、2001年9月11日の米国同時多発テロ以来、一般の見学は受け入れておらず、今回の見学はFAPIG主催のため特別な扱いになるらしい。確かに、体内に爆発物を仕込んだテロリストが原子力発電所へ潜入することを想像すると身の毛がよだつ。しかし、当発電所では、警察官の常駐や海上保安庁による海からのパトロールが日夜行われ、入構者の管理が徹底されている。当発電所（敷地面積約420万平方メートル）は、日本海に面した荒浜砂丘に建設されているが、7つのユニットは横から見ると真っ直ぐには並んでいないのが、バスの中からはっきりと目視できた。これは、ボーリングで地盤の強い場所を確認して建設された結果とのこと。建設時には地下45mまで掘削されたというから相当なものである。

バスでの移動を終え、発電所の歴史を知ることができるDVD「遥かなる道」を鑑賞する。もともと油田で知られていた柏崎・刈羽と、日本の高度成長時代の歴史を鑑みることができる昭和の映像が多く盛り込まれていた。次に展示室へ移り、パネルやモデルなどで原子力発電所の仕組みを理解する。前日の講義と重なる部分もあり、原子力に関する知識が確実に増していることを実感できた時間だ。

私たちが見学する6号機は定期点検中であったためか、メンテナンス関係者と思える作業者がかなり出入りしていた。放射線管理区域では、ヘルメットを装着し所定の靴にはき替える。場所によっては指定の作業服も着用するらしいが、今回は免除。見学者の代表が放射線の影響を感知する警報器を持たされる。もちろん、見学を終えるまで警報は鳴らなかつたのだが、管理区域に入る作業員などは常にこの警報機を所持し、万一、警報が鳴った場合（計画線量を超えて被ばくした場合など）には、すぐに退去することになっている。

まずは、中央制御室に行き、見学通路からガラス越しに制御盤の基本的な見方を教えてもらう。今回は定期点検中のため、連いたランプがぎゅーと点灯していた。その後、タービン建屋で、連結された3台のタービンが設置されている様子を見る。連結したタービンを側面からのぞく格好になるのだが、1番奥のタービンは遠くてよく見えなかった。そしてついに大きなふたで覆われていた炉心のかなり近くまで行った。2日間の見学を通し、原子力発電の仕組み、放射線や放射能に関して理解を深めたためか、「この下の原子炉で巨大なエネルギーが作られている」と思うと感慨深いものがあった。

最後に、この目で原子力発電所を実際に見て、荏原グループ社員から聞かされていた「安全と信頼を維持し続けるために万全の管理体制を整えているのが原子力発電所」という言葉をようやく実感できた。そして、私自身、安全であることを理解することで安心につながった。今後もこのPA活動で得たものを、日々の業務に生かしていきたい。

(株)荏原製作所 広報室 山下嘉子 記

4. おわりに

原子力発電所見学会も今回で15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。今回も参加者13名のうち10名が必要性を認識していた。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13名のうち9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、不安の要因として以下の事故・不祥事が記載されていた。古くは1986年4月に発生した旧ソ連チェルノブイリの事故から、1995年12月の高速増殖炉もんじゅのナトリウム漏えい事故、1997年3月の旧動燃東海事業所アスファルト固化施設での火災・爆発事故、1999年9月のJCOでの臨界事故、2002年8月の東電福島および柏崎における自主点検記録

の改竄問題、2004年8月の関電美浜での配管破損事故などである。

一度事故の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、原子力発電所の中は、何処も彼処も放射線が飛び交っており、被曝を心配する参加者も少なくない。

しかし、このような不安感を持ちながらも、見学会参加の前から原子力発電所の必要性を認めるアンケート結果となっている。その理由として、①エネルギーの多様化のために原子力発電所は必要である②地球環境を守るためには、CO₂の排出がほとんどない原子力発電所が必要である、の二点が毎回記載されている項目である。

今回の参加者においても、ほとんどの参加者が不安感を持ちながらセミナーを受講し、翌日に柏崎刈羽原子力発電所を見学した。本稿の「アンケート結果について」で述べているが、9名の参加者が、セミナー受講、発電所見学前に程度の差はあるが不安と感じていた。しかし、その9名の参加者の2名が、セミナーの受講および発電所見学

後に安心感を持つようになった。このことは、原子力についての情報のほとんどがマスメディアを通じて得ていた参加者に、3時間という限られた時間であったが、エネルギー全般の中における原子力の位置付けおよび放射線・放射能の管理についての講演を聞き、その後に原子力発電所を実際に見学しての知見から意識が違ってきたものと思われる。

例年参加者に原子力発電のしくみを知っているかどうかの設問をしているが、程度の差はあるが分からないと回答した参加者が大半である。しかし今回は1名の参加者がよく知っていると、5名の参加者が少し知っていると回答した。その理由として、学校での授業あるいはテレビ・新聞で知ったと回答した。このことは、近年学校教育において原子力のしくみを取り上げている結果と思わ

れる。学校教育の場で更に原子力発電のしくみを勉強する機会が多くなれば、いたずらに原子力は怖いという不安感が少しは緩和されるのではないかと思う。

原子力発電所の建設を進めるためには、一人ひとりの賛同を得なければ推進することができない状況であり、地道ではあるがこのような見学会を通じて一人でも多くの原子力発電の理解者を増やす努力を今後とも続けて行くべきであると思う。

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。



写真4 集合写真

FAPIG の 機 構 (社名 ABC順)

(平成19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 藤 原 立 嗣 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 | 〃 荻 原 勉 清水建設常務執行役員 |
| 〃 田 邊 弘 幸 双日専務執行役員 | |
| | 監 事 金 井 琢 磨 みずほCB営業第十部次長 |
| 理 事 長 藤 史 郎 荏原製作所取締役専務執行役員 | |
| 〃 矢 内 銀 次 郎 富士電機システムズ社長 | 事 務 局 長 溝 口 忠 雄 |
| 〃 弓 場 英 明 富士通経営執行役上席常務 | |
| 〃 吉 田 政 雄 古河電工専務取締役 | |
| 〃 小 長 谷 保 平 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 (12名)

- ◎ 白 川 正 広 (富士電機システムズ)
- 三 沢 秀 行 (荏 原 製 作)
- 早 川 均 (富士電機システムズ)
- 三 木 俊 也 (〃)
- 福 原 修 (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)
- 土 井 一 晃 (み ず ほ C B)
- 吉 澤 顕 (双 日)
- 小 林 経 夫 (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)
- 笹 野 貢 (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)

- ◎ 清 水 良 雄 (双 日)
- 尾 崎 博 (富士電機システムズ)
- 組 田 泰 男 (荏 原 製 作)
- 福 原 修 (富 士 通)
- 湯 原 貴 浩 (カワキアクトシステムズ)
- 加 納 茂 和 (清 水 建 設)

高温ガス炉プロジェクト部会 (7名)

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

廃止措置プロジェクト部会 (7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)
- 樋 口 哲 二 (富 士 通)
- 沢 本 雅 弘 (双 日)
- 鳥 井 和 敬 (清 水 建 設)
- 竹 田 正 幸 (荏 原 工 業 洗 浄)

バックエンド調査研究部会 (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)
- 三 澤 真 (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 (7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)
- 竹 山 敏 (荏 原 製 作)
- 児 玉 義 和 (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

Naoki Uchiyama

**Present Status of Proto-type FBR MONJU
Progress of Construction Work for Sodium Leak Event and Preparation of Re-operation**

FAPIG No. 174 pp.5~10 (2007)

The operation of Proto-type Fast Breeder Reactor MONJU has been suspended since December 1995, due to the sodium leak accident at the secondary cooling system. The construction work for sodium leak event is progressing from September 2005, to solve the problems pointed out in the general safety investigation of MONJU carried out after this accident. 90% of the construction work was completed at the end of December 2006. The confirmation test was already started from December 18, 2006.

This report describes the present status of MONJU, mainly about the progress and results of the construction work performed by Kawasaki Plant Systems, Ltd. and Fuji Electric Systems Co., Ltd.

KEYWORDS : proto-type, FBR, fast breeder reactor, MONJU, sodium leak accident, construction work

Satsuki Takenaka, Hideaki Kimura, Kiyoshi Tokieda, Tsuyoshi Hirahashi, Seiichiro Yamazaki

Engineering Study on Dismantling of Steam Raising Unit in Tokai Power Station

FAPIG No. 174 pp.11~18 (2007)

Tokai Power Station (TPS) of The Japan Atomic Power Company (JAPC) started the commercial operation in 1966. JAPC is now dismantling by themselves after the commercial operation stop in 1998. Kawasaki Plant Systems, LTD (K Plant) took part in the construction of TPS and manufactured and maintained its primary system including the heat exchangers (SRU). And K-Plant had investigated the decommissioning methods with JAPC.

Dismantling of TPS has been started from 2001, and the dismantling of equipments around SRU from 2006. SRU is the largest sized components after reactor vessel and makes primary loop boundary. It is important that preventing contamination spread should be considered because inside of SRU is contaminated. JAPC and K-Plant have achieved that SRUs should be dismantled by jack-down method because of preventing radioactive materials diffusion and keeping safety.

This report shows the plan of SRU dismantling.

KEYWORDS : nuclear power station, decommissioning, dismantling, steam raising unit

Masaaki Nakano, Eiji Takada, Futoshi Okamoto

The Present Status of HTGR Developments in the World

FAPIG No. 174 pp.19~25 (2007)

High temperature gas-cooled reactors (HTGR) have superior potential for both electricity and hydrogen production due to the high outlet temperature. In this paper, present status of developments of HTGR are summarized for Japan, USA, China, South Africa, France and Korea.

KEYWORDS : HTGR, HTR, GIF, VHTR

FAPIG No.174

平成19年 2月23日印刷

平成18年度 第2号

平成19年 2月28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

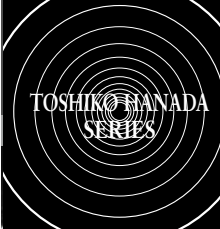
ホームページ: <http://www.fapig.com/>

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)



Akira Takagi

Development of Radiation Transmission Type Pipe Wall Thinning Detection System

FAPIG No. 174 pp.26 ~ 30 (2007)

We, based on the joint study with Tohoku Electric Power Co., Ltd, developed the device to detect wastage of pipe through heat insulation in Power Plant, etc, even while the plant is under operation.

It is necessary to test many parts of many pipes within a limited time of the routine test.

This device consists of detector and radiation source, which can detect the pipe (less than 500mm in external diameter, less than 50mm in thickness) with 1.6%-reproducibility (in a few-minutes measurement), based on the transmission rate.

Operation is easy and effective without removing the heat insulation.

We will expand this wastage detection system, and contribute the safety of the Plant.

KEYWORDS : wastage of pipe, detection through heat insulation, based on the transmission of radiation, safety of plants

Takahiro Minami, Yoshio Suzuki, Tetsuo Aoyagi, Toshinori Ito, Norihiro Nakajima

Research & Development for Construction of "Computational Infrastructure in Atomic Energy Research Field" Based on Grid Computing Technology

FAPIG No. 174 pp.31 ~ 39 (2007)

The Center for Computational Science and E-systems of the Japan Atomic Energy Agency (CCSE/JAEA) has started a program to construct an international computational infrastructure in atomic energy research field called the AEGIS (Atomic Energy Grid InfraStructure) in April, 2006. The development is based on numerous experiences and technologies acquired from the development of the STA (Seamless Thinking Aid) and the ITBL (Information Technology Based Laboratory) infrastructure software. In this paper, we will introduce two key achievements prior to the AEGIS program: "Interoperable system between UNICORE in Germany and ITBL" which achieves international sharing of computational resources, and the "STARPC Plus" which can construct a compact grid system.

KEYWORDS : japan atomic energy agency, computational infrastructure, atomic energy grid infrastructure, seamless thinking aid, information technology based laboratory, uniform interface to computing resources, interoperation, international sharing, computational resource, grid system

Takeshi Izumi, Masahiro Hagiwara, Takashi Ohtsu, Masaharu Tsujita, Masayuki Arai, Hirofumi Inagawa, Mitsuhiko Noumi

Development of Radioactive Spent Ion-exchange Resin Treatment System

FAPIG No. 174 pp.40 ~ 42 (2007)

In nuclear power plants, ion exchange resins are used at water purification systems such as condensate demineralizers. After usage, used ion exchange resins are stored at plants as low level radioactive wastes. Ion exchange resins contain water and so, those are flame resistant materials. At present, ion exchange resins are incinerated with other inflammable materials at incinerators. Furthermore, ion exchange resins are fine particle beads and are easy to be scattered in all directions, so operators must pay attentions for treatment.

Then, we have developed the new solidification system of ion exchange resins with paraffin wax. Ion exchange resins are mixed and extruded with paraffin wax and these solids are enable to incinerate at existing incinerators.

KEYWORDS : nuclear power plants, ion exchange resins, radioactive wastes, incineration treatment, solidification



「花・静物」
(アンティチヨーク)

作者プロフィール

花田とし子 Hanada Toshiko

1942年 神奈川県生まれ

1973年 平塚博物館にて3年間石膏デッサン受講

1986年 東光展奨励賞

1996年 東光会選抜会員展(セントラル美術館)出品

1997年 日展入選

1999年 日展入選、銀座渋谷画廊個展

2000年 日展入選

2002年 東光展女流華賞

2004年 損保ジャパン美術財団奨励賞

2005年 厚展常任審査委員

2005年 伊勢原市展審査員

現在 神奈川県伊勢原市在住、東光会会員

第一原子力産業グループ

旭電化工業株式会社

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