

FAPIG

THE FIRST ATOMIC POWER INDUSTRY GROUP

194

FEBRUARY
2018





渡辺一平

瀬戸大也

池江璃花子

変えてやる。
この手で、
流れを。

荏原製作所は、トビウオジャパンのオフィシャルスポンサーです。



ポンプから半導体まで。流れあるところに、エバラの仕事。



荏原製作所

その先へ。さらなる高みへ。 Looking ahead, going beyond expectations
Ahead > Beyond

FAPIG

THE FIRST ATOMIC POWER INDUSTRY GROUP

2018 - 2 / 平成 29 年度 第 2 号

No.194

目 次

■ 報 告

日本と異なるスイスの暮らし..... (3)
友藤 洋

■ 紹 介

高速増殖原型炉もんじゅ廃止措置と燃料体取出し作業に向けて..... (6)
古賀和浩 / 鈴木和則 / 浜野知治 / 高木剛彦
プラント過渡応答試験装置 (PLANDTL) 試験部の更新..... (12)
内山尚基 / 小澤達也 / 佐藤康士 / 小林 順 / 小野島貴光 / 田中正暁
原子力発電プラントにおける復水脱塩技術の改善：その2
-イオン交換理論および復水脱塩装置の再生設備の改善-..... (19)
出水丈志

■ グループ情報

福島第一原子力発電所訪問について..... (24)
石黒修司
FAPIG の機構 (26)

表紙デザイン：島村俊行

CONTENTS

■ Report

My Experience in Switzerland Different from the Way of Living in Japan (3)
H. Tomofuji

■ Introduction

Prototype Fast Breeder Reactor “Monju” Decommissioning
and Unloading Operation of the Fuel Assembly from the Core (6)
K. Koga / K. Suzuki / T. Hamano / T. Takagi

Upgrade and Replacement of Plant Dynamics Test Loop (PLANDTL) (12)
N. Uchiyama / T. Ozawa / K. Satou
J. Kobayashi / T. Onojima / M. Tanaka

Improvement of the Performances of Condensate Demineralizers
in Nuclear Power Plants (2)
Ion-exchange Theory and Improvement on Regeneration System of Condensate
Demineralizers in Nuclear Power Plants (19)
T. Izumi

■ FAPIG Activity

Visit to Fukushima No.1 Nuclear Power Station Site (24)
S. Ishiguro

Cover Design : Toshiyuki Shimamura

日本と異なるスイスの暮らし

My Experience in Switzerland Different
from the Way of Living in Japan

友 藤 洋*
Hiroshi Tomofuji

〔概 要〕

「アインシュタイン」, 「アルプスの少女ハイジ」, 「フェデラー」, 「バブリンカ」, 「永世中立国」。スイス人, スイスという国を連想させるこれらの名前は知っていたとしても, スイスに対して断片的なイメージしか連想できない人の方が多いかもしれない。筆者はスイス連邦工科大学チューリッヒ校に2年間研究員として在籍し, 家族とともにスイスの生活を体験することができた。スイスでの生活を通じて私たちに印象深い内容を中心にレポートしたい。

1. スイスの生活

国土は41,290km² (ほぼ九州の大きさ), 人口850万人 (2017年11月現在¹⁾) と, 国土・人口とも日本と比べるとかなり小さいが, スイスの魅力は豊かな自然である。筆者はスイス最大都市チューリッヒ (人口40万人2012年3月現在²⁾) に2015年1月から2年間住んだ。スイスの街は日本の都市のような雑然とした感じはなく (図1), 街を少し外れると森, 湖, 川などのどかな牧草風景が広がっている印象を受けた。スイスはフランス, ドイツ, イタリアと隣接しており, ロマンシュ語を加えたドイツ語, フランス語, イタリア語が公用語となっている。チューリッヒから電車に乗って西へ向かうと, 車掌は始めドイツ語を話しながら検札するが, ベルンを過ぎてフランス語圏に入ると, フランス語に切り替えて検札する。こう

いった柔軟さは日本では見られなかった光景であり, 多言語国家に来たことを実感する瞬間であった。

スイスはサマータイムを導入しており, 夏時間の訪れを祝う伝統的なチューリッヒ市の行事として, Sechseläuten³⁾ という雪だるま人形爆破させるお祭りがある (図2)。このクライマックスは雪だるま人形が完全に燃え尽きるまでにかかる時間を計測し, その年の夏の天気占うものである。過去の統計から12分を閾値として, 長い場合は「みじめな夏」, 短い場合は「すばらしい夏」となる。私が滞在した2015年は20分39秒, 2016年は43分34秒 (ワースト記録) でありいずれも「みじめな夏」であったものの, 幸運にも2年とも天候に恵まれた夏であった。

赴任して苦労したのは家探し, 現地の行政・保険の手続きであった。家探しにおいて, チューリッヒは慢性的に住宅不足の状況であり, 長く住みたい家



図1 スイスの山々と山岳鉄道

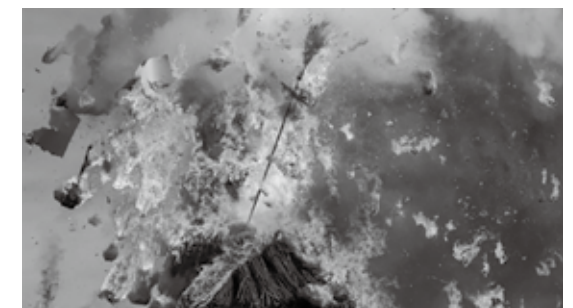


図2 Sechseläuten (Böögg-Explosion)³⁾

* 清水建設(株) 原子力・火力本部



図3 クリスマスマーケットの様子
(チューリッヒ中央駅)

が見つかるまでに数か月を要することもしばしばであると聞かされた。幸い、研究室の秘書さんの力添えもあって、1か月後にバスタブ・家具付きの家を探すことができた。

また、スイスはホームドクター制であり、体調が悪い場合はかかりつけ医に診てもらふことになる。子供がインフルエンザで40度をこえるような高熱にうなされた際、まずかかりつけ医に受診した。しかし、3、4日経ってもなかなか熱が下がらないため、再びかかりつけ医の受診を希望したが、受付の女性は家で安静にするよう促すだけであった。最終的には受付の女性を説得して、かかりつけ医に診てもらふことができた。スイスでは医者を受診を受けることはあっても、あまり頻繁ではなく、安静にして回復を待つのが基本のようである。異国での文化や考え方の違いを肌で感じることもできた(図3)。

2. スイスの教育と働き方

スイスの教育制度は、幼稚園(2年)、小学校(6年)、中学校(3年)までが初等教育、その後大学進学に向けた高校(gymnasium)と、実務を兼ね備えた職業訓練に分かれる。高校生になる時点で大きな進路を決断する必要がある。ここで、高等教育と職業訓練という独立したシステムが存在するのは、高等教育と職業訓練が社会にとって同等の価値を持つこと、職業の種類や経験年数によっては、大学を卒業した人たちとさほど給与面に差がないことである。また、大学進学者は全体の20%程度であること、幼稚園から大学に至るまでほぼ教育



図4 幼稚園の様子

費がかからないことから、平等な教育の機会が保証されている。私はスイスの教育制度のうち、幼稚園と大学について詳しく知る機会を得た。

スイスの幼稚園は義務教育である。幼稚園では読み書きは学ばないが、娘が通っていた幼稚園の場合、1クラス20名で構成されていて、上の学年の子が下の学年の子の面倒を見てあげながら、集団行動について学んでいく(図4)。娘は話せないなりに幼稚園を楽しんでいたが、親は苦労した。特に、ドイツ語(スイスドイツ語)しか話せない幼稚園の先生との意思疎通にはかなり苦労した。娘の保護者面談では、先生の娘さんも参加し、英語に通訳していただき、非常に助かった。今でも非常に感謝している。

私が研究員として在籍したスイス連邦工科大学チューリッヒ校(ETH Zürich)はスイス連邦工科大学ローザンヌ校(EPFL)とともに、自然科学と工学を対象とした世界でも屈指の工科大学である。同大学は1855年に設立され、学科は建築学、数学、医学、自然科学、システム指向科学など工学系全般に多岐に渡っている。自分が在籍した研究室のメンバーはヨーロッパをはじめ世界中からの優秀な人材が集まっていて、朝のCoffee Timeや昼食での会話を通じて英会話(日常生活に必要なドイツ語会話)の研鑽に励んだ。食堂のランチメニューは最低12フラン(1,500円)など、日本と比べて物価が高いことには驚かされた。

研究員は熱心に働いていたが、日本の職場でしばしばみられるほど長時間働くわけではなかった。



図5 スイス連邦チューリッヒ校
冬のある朝の様子

研究室の団らん室ではメンバー全員の年間休暇スケジュールが張り出されていて、各人が自由に休暇を書き込めるようになっていた。各人の家庭の予定、同僚の研究の予定に合わせてフレキシブルに休暇をとることができた。Coffee Timeや昼食での研究員同士のコミュニケーションを通じて、達成すべき成果をこまめに共有し、限られた時間内に最大限成果を出せるように働いていると感じた(図5、図6)。

3. まとめ

スイスは18世紀まで傭兵を送りこむことによって、外貨を稼いできた。ルツェルンの「瀕死のライオンの像」は傭兵として外国のために働き、命を落とした人たちのための慰霊碑である。その後二度の世界大戦では列強に囲まれながらも、スイスは戦火を免れ、金融業が発達した。スイスは天然資源に恵まれず、大半の土壌は不毛であったが、ヨーロッパの大国間をつなぐ交通の要所として鉄道網が発達し、またチーズを始め酪農が発達した。複数の言語を巧



図6 ETH内での講演

みに操れる語学力もあって、スイスにはネスレ、スウォッチ、UBS、ABB、ノバルティス、ホルシムなど医薬品、時計を中心に世界的に活躍する企業が多数ある⁴⁾。

高度に発達した鉄道網、天然資源の少なさ、まじめな国民性など、日本と共通の部分も多いと感じる。今後もスイスのビジネスモデルから日本が学ぶべき点は多いと思う。

参考文献

- 1) https://en.wikipedia.org/wiki/Demographics_of_Switzerland
- 2) <https://en.wikipedia.org/wiki/Z%C3%BCrich>
- 3) <http://www.tagesanzeiger.ch/zuerich/stadt/Das-Sechselaeuten-und-die-2039-Minuten/story/10863779>
- 4) 日経BPマーケティング、スイスの凄い競争力(著:ジェームズブライディング 訳:北川智子)(2014)

高速増殖原型炉もんじゅ 廃止措置と燃料体取出し作業に向けて

Prototype Fast Breeder Reactor “Monju” Decommissioning and Unloading Operation of the Fuel Assembly from the Core

古賀和浩* 鈴木和則* 浜野知治** 高木剛彦**
Kazuhiro Koga Kazunori Suzuki Tomoharu Hamano Tsuyohiko Takagi

〔概要〕

2016年12月21日の原子力関係閣僚会議において、高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置方針が決定された。その後、2017年6月13日に「廃止措置に関する基本的な計画」が文部科学相へ提出され、廃止措置の第1段階である燃料体取出し期間（約5.5年）がスタートした。

富士電機は、燃料体取出し作業の安全な作業遂行に向けて、事業者の日本原子力研究開発機構に協力して各種準備を進めているところである。

本稿では、燃料体取出し作業に向けた、点検などの準備状況の概要を紹介する。

1. はじめに

2016年12月21日の原子力関係閣僚会議において、高速増殖原型炉もんじゅ（写真1）の廃止措置方針が決定された。その後、2017年6月13日に「廃止措置に関する基本的な計画」が日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）から文部科学相へ提出され、廃止措置の第1段階である燃料体取出し期間（約5.5年：2022年末まで）がスタートした。

また、2017年12月6日には、廃止措置計画認可申請書がJAEAから原子力規制委員会へ申請され、廃止措置計画の審査が始まったところである（2017年



写真1 高速増殖原型炉もんじゅ

12月現在)。JAEAは、2017年度末までの認可を目指しており、認可後の6月からは運転訓練を経て実際の燃料体取出し作業を実施する予定である。

燃料体取出し作業では、富士電機納入の燃料取扱設備などを使用するが、もんじゅはこれまでプラントが停止状態であり、特に燃料取扱設備は休止状態が長く続き、燃料体取出し作業に係る設備・機器の点検が必要とされない状況であった。

本稿では、2018年6月以降の燃料体取出し作業に向けて実施している、点検などの準備状況の概要を紹介する。

2. もんじゅの状況

現在のもんじゅは、原子炉に燃料体、制御棒などが装荷された状態で、低温停止中である。

また、燃料体は、炉心に装荷された370体の他、新燃料貯蔵ラックに6体、炉外燃料貯蔵槽に160体、燃料池（貯蔵ラック）に2体を保有している。

汚染状況としては、原子炉を250日（定格出力換算で約40日間）運転しており、設備および建物の一部が放射化ナトリウムや放射化腐食生成物によって汚染されている。

* 富士電機(株) 発電プラント事業部 原子力プラント部

** 日本原子力研究開発機構 高速増殖原型炉もんじゅ プラント保全部 燃料環境課

3. 廃止措置計画

JAEAは、もんじゅの廃止措置について、以下のとおり計画している。

3.1. 全体工程

全体工程は、図1に示すとおり2018年以降30年間を見込んでおり、2047年までに建物の解体撤去を完

了する計画である。

また、期間全体（30年間）を下記の4段階に区分し、安全性を確保しつつ次の段階へ進む準備をしながら進める計画である（図1、図2）。

廃止措置における早期のリスク低減を図るため、燃料体取出し作業を最優先に実施することとし、第1段階期間中（2022年まで）に完了する。

区分	第1段階 燃料体取出し期間	第2段階 解体準備期間	第3段階 廃止措置期間 I	第4段階 廃止措置期間 II
年度	H30 (2018) ~ H34 (2022)	H35 (2023)	~	H59 (2047)
主な実施事項	燃料体の取出し			
		ナトリウム機器の解体準備		
			ナトリウム機器の解体撤去	
	放射能の調査及び評価			
			水・蒸気系等発電設備の解体撤去	
				建物等解体撤去
	放射性固体廃棄物の処理・処分			

図1 廃止措置の全体工程

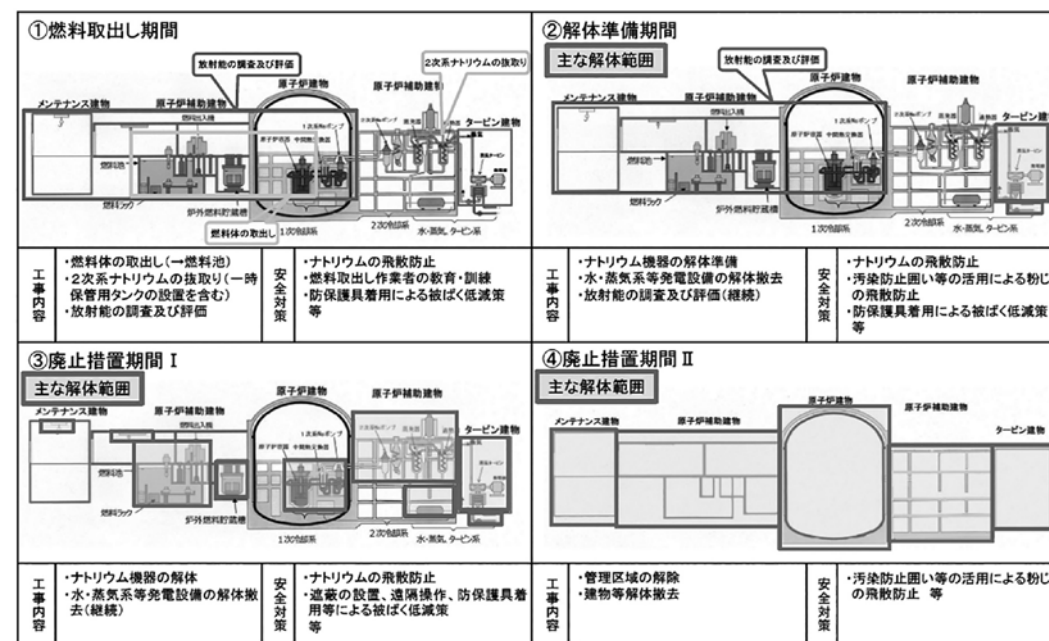


図2 廃止措置の主な工事内容と安全対策

- ① 第1段階：燃料体取出し期間
- ② 第2段階：解体準備期間
- ③ 第3段階：廃止措置期間Ⅰ
- ④ 第4段階：廃止措置期間Ⅱ

3.2. 第1段階の主要な作業

第1段階では、図3に示すとおり以下の主要な作業を実施する計画である。

- (1) 2次系ナトリウムの抜き取り
ナトリウム漏えいリスクを低減するため、2次主冷却系設備、補助冷却設備などのナトリウム(約760t)について、2018年に既設のオーバフロータンクおよびダンプタンクにドレンする。また、これらタンクの容量を超えるナトリウムについては、原子炉補助建物内に設置する一時保管用タンクへ移送する。

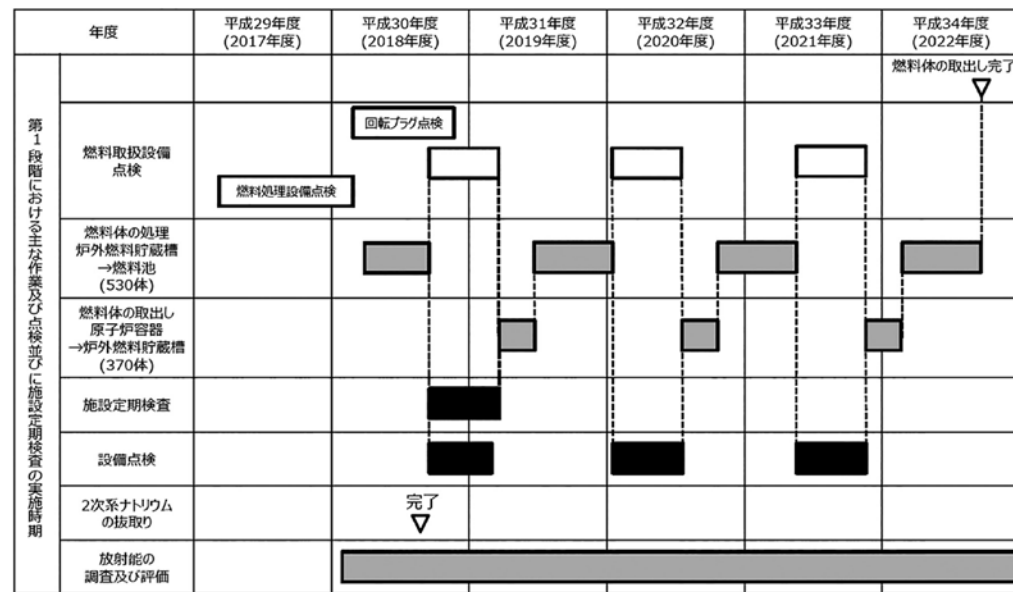


図3 第1段階（燃料体取出し期間）の工程

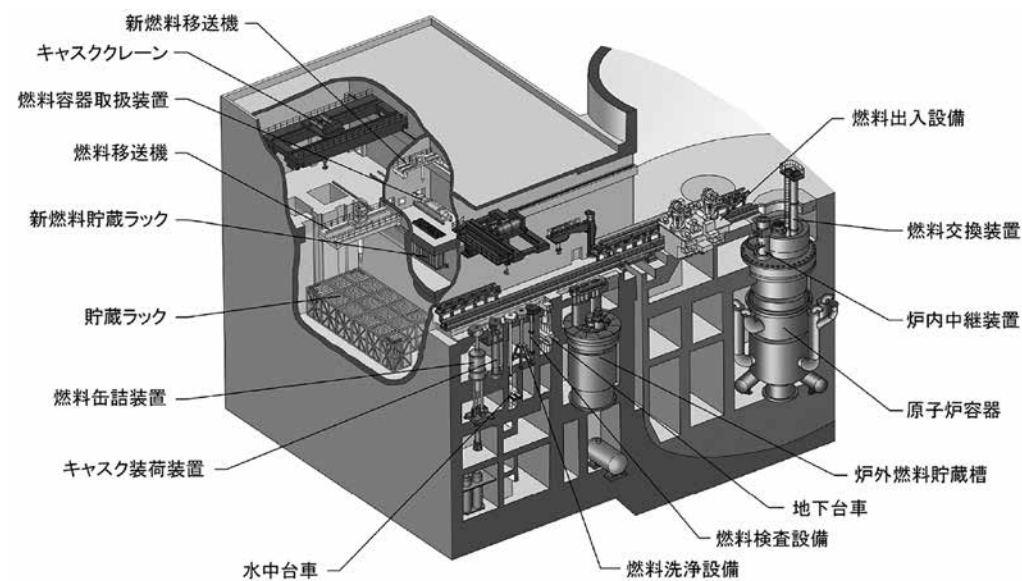


図4 燃料取扱および貯蔵設備

なお、2次系ナトリウム以外のナトリウムの抜き取り方法および時期については、第1段階において検討することとし、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

(2) 燃料体取出し作業

「燃料体取出し作業」は、以下に記載する「燃料体の取出し」と「燃料体の処理」を合わせた総称とする。また、「燃料体取出し作業」に使用する燃料取扱および貯蔵設備の鳥瞰図を図4に示す。

原子炉容器内（炉心）に装荷されている燃料体370体は、図3の工程に従い、3回に分けて取り出し、炉外燃料貯蔵槽へ移送して装荷する。この運転を「燃料体の取出し」と称している。なお、燃料体を取り出した後の炉心位置には、燃料体の取出しを安全かつ確実にを行うために、燃料体の形状などを模擬した模擬燃料体を必要に応じて装荷する。

また、炉外燃料貯蔵槽に一時貯蔵する燃料体（累計530体）は、燃料洗浄設備において付着ナトリウムを蒸気および水によって洗浄（除去）し、燃料池の貯蔵ラックに貯蔵する。この運転を「燃料体の処理」と称している。現時点で炉外燃料貯蔵槽に貯蔵している一定数量の燃料体の処理は、2018年の認可以降、最初の燃料体取出し作業として実施する。

(3) 放射能の調査および評価

もんじゅでは、炉心周辺の一部構造材料および1次系ナトリウムが放射化している。また、その他機器・配管などの内面について、総量としては小さいものの、放射性物質が残留している。

解体撤去作業における放射線業務従事者の被ばく低減および放射性廃棄物の放射能レベル低減を目的として、施設内に残存している放射能の状況に関する調査および評価を第1段階および第2段階に実施する。

4. 燃料体取出し作業に向けた準備

4.1. 燃料体取出し作業に係る課題

燃料体取出し作業に係る課題のうち、富士電機関連の主要課題について、以下に記載する。

(1) 缶詰缶の取扱い方針

缶詰缶は、使用済燃料体を水中貯蔵する際に、燃料体を水封入缶詰（以下、水缶詰）する密閉容器である。燃料体の燃料被覆管表面は、高温ナトリウ

ム中に長期間さらされると、フェライト層が生成され、水中貯蔵中に腐食する可能性があった。このため、水缶詰は、万一の燃料被覆管の腐食損傷による汚染の回避を目的に、設計上の対応として実施することとしていた。

しかし、「常陽」の長期水中貯蔵燃料の照射後試験結果において被覆管の腐食は確認されていないことから、今後は水中貯蔵中の燃料体を確実に監視して汚染があった場合の早期発見・対応に備えるとともに、廃棄物低減の観点から、原則として缶詰缶を使用しない方針とした。

水缶詰しない裸の燃料体は、中性子しゃへい体（元々水缶詰しない設計）用の貯蔵ラックポジションに貯蔵することとし、ポジションが足りない分は従来設計どおり水缶詰して缶詰缶用の貯蔵ラックポジションに貯蔵する。なお、水缶詰する「燃料体の処理」運転は、2018年予定の最初の「燃料体の処理」のみにて実施する。

この運用変更（水缶詰しない）に伴う各種影響評価（燃料破損時の公衆被ばく、燃料池水喪失時の未臨界性、地震時の構造健全性など）は、実施済みで、実現の見通しを確認している。

(2) 洗浄廃液の処理・貯蔵

「燃料体の処理」の燃料体洗浄運転では、大量の洗浄廃液が発生するが、これらは液体廃棄物処理系にて蒸発処理して濃縮廃液とした後、固体廃棄物処理系へ移送して当初は最終的にプラスチック固化体とする設計であった。しかし、長期保管設備としていた固体廃棄物処理系の復旧には相当な対応が必要であること、プラスチック固化体の処分の再検討が必要であることから、セメント固化装置への更新を検討しなければならない。このため、当面は移送されてくる濃縮廃液を貯蔵する必要がある。その一時貯蔵を担うのが既設の廃液濃縮液タンクであるが、既に一定量の濃縮廃液を保有し、かつ固化処理ができないことから、今後予測される濃縮廃液の量に対してその容量が不足している。

そこで、仮設容器を適切な場所に設置することとし、廃液濃縮液タンクが満杯となった場合は、その濃縮廃液を仮設容器へ移送する運用を計画している。なお、仮設容器は、コストや調達性を考慮し、JISに準拠したステンレス製の容器を検討している。

(3) 作業体制の構築

燃料体取出し作業は、これまでに経験が乏しい連続した燃料取扱運転となることから、JAEAは図5に示すとおり運転と保守を一体化した燃料取扱体制を構築して事前の教育・訓練を計画的に行うことで、万全を期すこととした。保守担当課（燃料環境課）管理職による実施責任者の下に、操作チーム（プラント全般に精通して操作技量を有する発電課員選抜と、燃料環境課操作員の混成チーム）と設備チーム（燃料環境課員とメーカー員の混成チーム）を配置し、各種不具合にも対応する計画である。

また、「燃料体の処理」、「燃料体の取出し」ともに、最初の運転では運転速度を実績ベース（1体/日、5体/日）とし、将来的には操作員の習熟度や運転実績などを踏まえて設計ベース（2体/日、10体/日）に見直していくことも検討する。

富士電機は、設備チームへ過去の経験者（システム、計装、機械支援員）を積極的に参加させる計画である。

(4) リスクの抽出と評価

燃料体取出し作業は、廃止措置の第1段階で最も重要な作業であり、各方面から注目されている。

一方、先にも記載したとおり、これまでに経験が乏しい連続した燃料取扱運転であることから、予測し得ない不具合の発生や、制御システムに起因する軽微な不具合の多発も想定される。

そこで、過去の不具合経験はもちろん、「常陽」や海外高速炉の運転経験なども踏まえ、想定されるリスク（不具合など）を抽出、評価し、それらの対応

方法をあらかじめ検討しておく計画である。

(5) 予備品の確保

燃料取扱設備は、納入後25年以上経過しており、特に電動機の交換や分解点検はほとんど実施していないことから、経年による不具合発生の可能性が想定される。また、ほとんどの電動機が受注生産品であることから、現状ではすぐには入手できない状況である。

そこで、まずは電動機のうち、重要な機能を担うもの（燃料移送系、爪開閉系など）や、費用対効果を考慮して複数の機器で共用できるものを中心に、予備品として確保することとした。

4.2. 燃料取扱設備の点検

燃料取扱設備は、これまで燃料取扱運転を実施しない状態が長く続いたことから、点検計画による定期的な点検を必要としない状況であった（点検計画では、時間管理ではなく、運転（燃料交換）の実施回数に応じた管理となっている）。

そこで、限られた予算と工程の中で、優先的に点検を実施すべき機器・設備の洗い出しを実施した。機器・設備の洗い出しでは、燃料体取出し作業で実施する各運転操作に使用するか否か、直近の点検実績からどれくらい経過しているかに基づき、以下のとおり点検項目を選定した。

(1) 燃料出入設備

燃料出入設備は、原子炉および各床設備間で燃料体を移送するもので、「燃料体の取出し」および「燃料体の処理」の両運転で主体となる設備である。

① 燃料出入機本体A分解点検

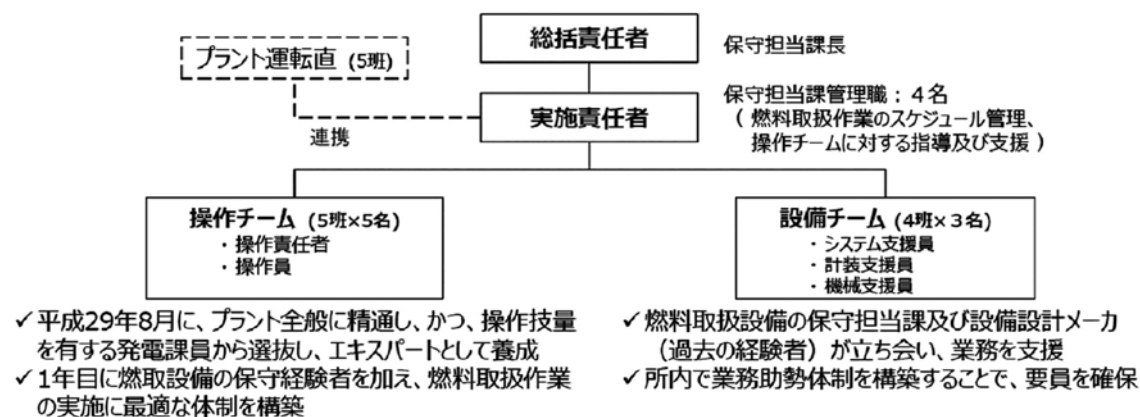


図5 燃料取扱体制

② 燃料出入機本体B分解点検

③ 本体A直接冷却系ブロワA分解点検

④ 本体B直接冷却系ブロワA分解点検

⑤ 本体A間接冷却系ブロワA分解点検

⑥ 走行台車点検（機能・性能試験）

(2) 炉外燃料貯蔵槽

炉外燃料貯蔵槽は、燃料体の中継貯蔵、使用済燃料体の減衰待ち貯蔵をナトリウム中で行う設備である。

① 回転ラック駆動装置点検（機能・性能試験）

② 床ドアバルブ(6連式)分解点検

(3) 燃料洗浄設備

燃料洗浄設備は、「燃料体の処理」運転において、使用済燃料体の付着ナトリウムを蒸気および水で洗浄（除去）する設備である。

① 床ドアバルブ分解点検

② アルゴンガス循環ブロワB点検（機能・性能試験）

(4) 燃料缶詰装置

燃料缶詰装置は、「燃料体の処理」運転において、洗浄後の使用済燃料体を缶詰缶に水缶詰する設備である。

① 缶詰容器・駆動装置分解点検

② 床ドアバルブ分解点検

(5) 水中燃料貯蔵設備

水中燃料貯蔵設備は、「燃料体の処理」運転において、燃料出入設備から裸状態または缶詰缶に封入した使用済燃料体を受け入れ、所外搬出待ち貯蔵を水中で行う設備である。

① 水中台車点検（機能・性能試験）

② 水中台車床ドアバルブ分解点検

③ 燃料移送機点検（機能・性能試験）

(6) 新燃料受入貯蔵設備

新燃料受入貯蔵設備は、「燃料体の処理」運転前に、所内に搬入された模擬燃料体および缶詰缶を受け入れ、空気中で一時貯蔵を行う設備である。

また、「燃料体の処理」運転では、模擬燃料体（予熱も実施する）および缶詰缶を燃料出入設備へ受け渡す設備である。

① 地下台車点検（機能・性能試験）

② 地下台車床ドアバルブ分解点検

③ 新燃料移送機点検（機能・性能試験）

④ 燃料容器取扱装置点検（機能・性能試験）

富士電機は、現在（2017年12月）、2017年7月～2018年4月の期間、これらの点検において状態確認や手入れ、部品交換などを実施している。現時点で大きな課題は発生しておらず、作業は概ね順調に進捗している。

4.3. 燃料取扱運転時のデータ収集

燃料体取出し作業は、連続した燃料取扱運転を実施することから、多くの有用な運転データ（不具合時のデータを含む）の取得が期待できる。わが国は今後も高速炉開発を継続するとしており、ナトリウム中に駆動機構を有するなどの燃料取扱設備の運転データは、運転実績の評価（ナトリウム付着燃料体の取扱いによる影響評価を含む）、設備設計の実証、次期炉の設計などに有用と考える。また、そのデータ取得のチャンスは、図3に示すとおり今後限定された回数しかない。

そこで、作業開始時までにデータ保存装置を新設し、運転では計測系からのデータを漏れなく連続的に、自動で収集する計画である。

5. ま と め

もんじゅでは、廃止措置が決定し、廃止措置の第1段階である燃料体取出し期間がスタートした。

また、廃止措置計画認可申請書が原子力規制委員会へ申請され、廃止措置計画の審査が始まったところである。

廃止措置計画認可後は、実際の燃料体取出し作業を開始するため、それまでの間に必要な準備を抜け落ちなく実施しておく必要がある。

富士電機は、点検を中心にJAEAに協力して各種準備を進めているところであるが、今後もメーカーとして積極的に協力していく所存である。

参 考 文 献

1) 日本原子力研究開発機構、「もんじゅ」の廃止措置に関する基本的な計画（平成29年6月13日）
 2) 日本原子力研究開発機構、高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設廃止措置計画認可申請書（平成29年12月6日）

プラント過渡応答試験装置 (PLANDTL) 試験部の更新

Upgrade and Replacement of Plant Dynamics Test Loop (PLANDTL)

内山 尚基*	小澤 達也*	佐藤 康士*
Naoki Uchiyama	Tatsuya Ozawa	Kouji Satou
小林 順**	小野島 貴光**	田中 正暁**
Jun Kobayashi	Takamitsu Onojima	Masaaki Tanaka

〔概要〕

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構では、ナトリウム冷却高速炉の安全性を更に高めるために、シビアアクシデントへの進展防止、事故事象の進展の緩和方策として崩壊熱除去系の多様化を目指している。そのために、大洗研究開発センター内に設置されている、原子炉容器内の自然循環による崩壊熱除去時の熱流動現象の確認が実液(ナトリウム)でできる「プラント過渡応答試験装置(プラントル施設: PLANDTL)」の整備を進めている。

本稿では、川崎重工業株式会社が原子力機構から受注し、2014年度～2016年度にかけて行ったプラントル施設の模擬炉心、原子炉容器上部プレナムおよび炉内構造物の改造に係わる機器製作、据付け作業について紹介する。

崩壊熱: 核分裂により生成した核種が崩壊という自然現象に伴い発生する熱

崩壊熱除去系: 原子炉停止後も発生する炉心燃料の崩壊熱を除去するための系統

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(以下、原子力機構)では、次世代のナトリウム冷却高速炉の安全性をこれまで以上に高めるために、シビアアクシデントへの進展を防止、事故事象の進展を緩和する方策として崩壊熱除去系の多様化を目指している。

次世代ナトリウム冷却高速炉では、これまでの高速炉に比べてより高い安全性を担保することが求められている。次世代炉では、崩壊熱除去系の多様化のために中間熱交換器上部に冷却器を設置したPRACS (PHX) 2系統と原子炉容器内に冷却器を浸漬したDRACS (DHX) 1系統の設置が検討されている。

この次世代炉の炉心上部構造(以下、UIS)は、多孔板であるバッフル板と制御棒案内管から構成されており、UIS内部にナトリウムが通過し得る構造となっている。また、UISには燃料交換機のアームが通過するための切り込みを有し、炉心から出た流れの一部だけがUIS内部を局所的に高速流で通過

する非対称な構造を有している。

このような非対称性を有する原子炉容器内で発生する熱流動現象と自然循環時の崩壊熱除去系による冷却特性を模擬するために、既設のプラント過渡応答試験装置(PLANDTL)(以下、プラントル施設)の模擬炉心部、模擬原子炉上部プレナム(以下、炉上部プレナム)の更新が原子力機構にて計画された。

川崎重工業(株)は、2014年に原子力機構からプラントル施設の試験部の製作・据付けを受注した。本稿は、2014年度～2016年度にかけて行ったプラントル施設の模擬炉心、炉上部プレナムおよび炉内構造物の改造に係わる一連の設計、製作、据付け作業について紹介する。

2. 施設の概要

2.1. 施設の概要

プラントル施設は、高速増殖炉の崩壊熱除去系を研究するためのナトリウムループ試験装置であり、1987年に川崎重工業(株)が原子力機構より受注し大洗研究開発センターに設置した大型ナトリウムループである。その後、川崎重工業(株)は1992年に炉上

部プレナム、中間熱交換器の更新、2007年に中間熱交換器の再更新を行ってきた。

今回紹介する模擬炉心部、炉上部プレナムおよび炉内構造物の改造に関しては、原子力機構からの受注作業として2009年に炉上部プレナムの概念設計、2010年、2012年に詳細設計(系統設計、炉上部プレナム機器設計、配管設計、機器配置設計、耐震設計(架台、配管)、電制設計)作業を経て、2014年の更新機器の製作、据付け受注に至ったものである。

図1にプラントル施設の概略系統図を示す。本施設は、ナトリウム冷却高速炉の1次系、2次系、崩壊熱除去系を模擬したナトリウムループ構成となっている。

模擬炉心部および炉上部プレナムは、ナトリウム冷却高速炉の1/5縮尺としており、炉上部プレナム内のナトリウム層に冷却器を浸漬させる浸漬型崩壊熱除去系を模擬した炉内冷却器(DHX)および炉心の一部が損傷し部分的に閉塞した状態を模擬する炉心閉塞機構を備えつつ、原子炉容器内の自然循環時熱流動現象を把握できるよう流路周辺の構造物を模擬したものとなっている。

図2に模擬炉心部と炉上部プレナムの外観を示す。炉上部プレナムは直径約2m、高さ約2mの縦置き円筒容器であり、模擬炉心部および炉上部プレナムを合わせた試験部の全高は約5mとなっている。DHXが炉上部プレナムの上部より挿入されている。本試験部に約11tonのナトリウムを充填して流動試験を実施することができる。

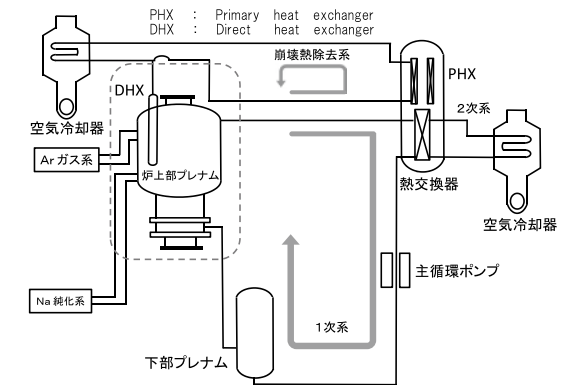


図1 プラントル施設の概略系統図

2.2. 主な仕様

- (1) 模擬炉心部
 - ・設計圧力 0.8MPa
 - ・設計温度 625℃
 - ・流体 液体金属ナトリウム
 - ・ヒータ総出力 1,050kW
(1本当たり35kW)
- (2) 炉上部プレナム
 - ・設計圧力 0.8MPa
 - ・設計温度 625℃
 - ・容積 5.4m³
 - ・流体 液体金属ナトリウム、アルゴン
- (3) DHX
 - ・設計圧力 0.8MPa
 - ・設計温度 625℃
 - ・伝熱面積 1.06m²
 - ・交換熱量 224kW
 - ・流体 液体金属ナトリウム、アルゴン
- (4) 1次系
 - ・設計圧力 0.8MPa
 - ・設計温度 625℃
 - ・循環流量 1,200 l/min (最大)
- (5) 崩壊熱除去系
 - ・設計圧力 0.8MPa
 - ・設計温度 600℃
 - ・循環流量 100 l/min (最大)

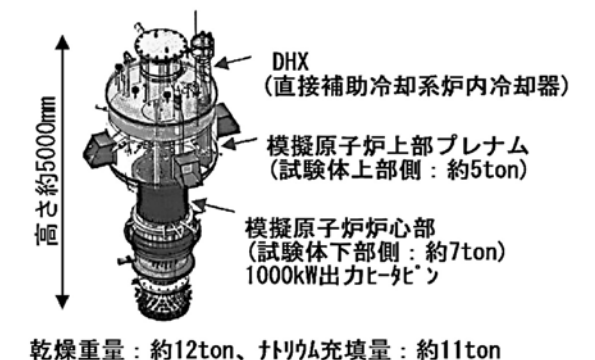


図2 模擬炉心部と炉上部プレナムの鳥瞰図

* 川崎重工業(株)
** 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

3. 改造内容

3.1. 模擬炉心部の更新

図3(1)～(3)に模擬炉心部、炉上部プレナム、炉心閉塞機構の構造を示す。

模擬炉心部は、発熱する炉心流路を模擬する部分であり、炉心部の浮力による流量再配分、半径方向の温度分布に伴う熱移行、燃料集合体間のギャップ部の自然対流の影響を考慮するため、中心に模擬制御棒、その周囲に3層の模擬燃料集合体、更なる外周に1層の模擬遮蔽体を配置して炉心構成を模擬している。

模擬燃料集合体は、電気出力1,000kWの電気ヒータピンにより発熱を模擬してナトリウムを加熱でき、自然循環時の1次系内の発熱分布、流速分布、温度分布を模擬できるように、模擬燃料集合体合計の流

路面積は、次世代炉の全燃料集合体合計の流路面積に対して縮尺比の2乗分の1としている。また、高さ方向の模擬集合体部寸法、発熱部長さは縮尺比分の1としている。

シビアアクシデント時に破損した燃料が集合体を閉塞する現象を模擬するため、それぞれの模擬燃料集合体出口には、図3(3)に示のように炉上部プレナム内に吊下げ式の金属球を設け、これを上下させて模擬炉心上面を蓋することにより、選択した部分のナトリウムの流れを止めることができる炉心閉塞

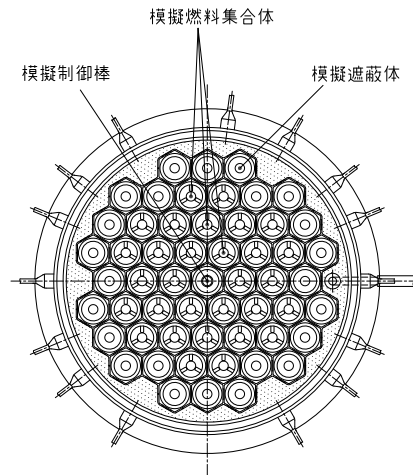


図3(2) 上から見た模擬炉心部

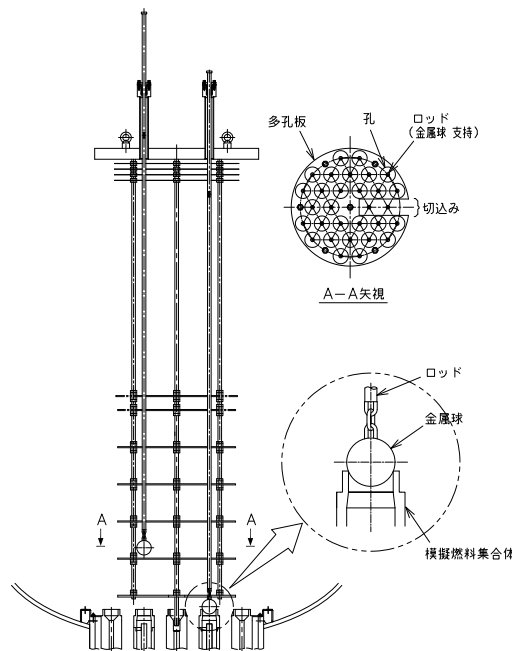


図3(3) 炉心閉塞機構

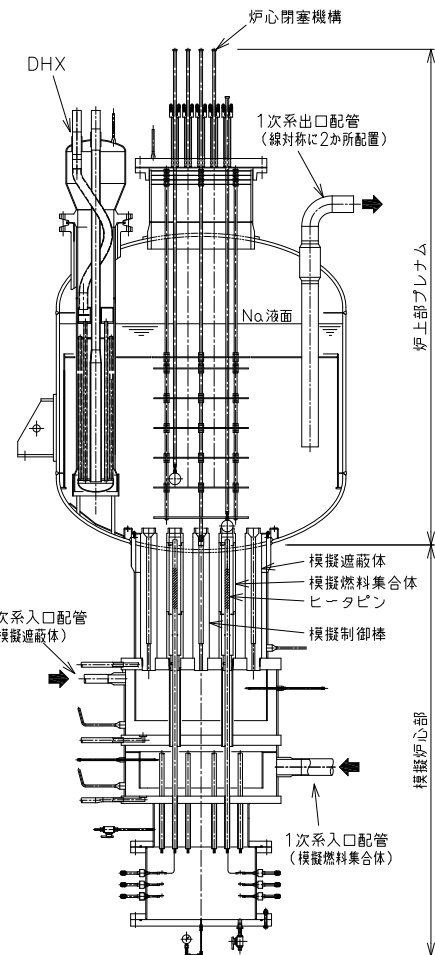


図3(1) 模擬炉心部、炉上部プレナム

3.2. 炉上部プレナムの更新

図3(1)に示すように、崩壊熱除去系の一つである直接炉心補助冷却系DRACS (DHX) の炉容器内の熱流動に及ぼす影響を把握できるように、炉上部プレナムにはDHXを模擬した直管型熱交換器が挿入されている。

炉心上部構造 (UIS) は、切込み付きの水平多孔板とし、多孔板および切込みを通る流れがUIS内に形成される構造としている。

1次系の2本の出口配管は上方に流出し、流量配分が均等になるように対称な引き回し形状としている。

図4(1)～(3)に次世代炉の原子炉スクラム時のナトリウム温度挙動について、プラントル施設で模擬した場合の事象推移を3次元解析コード (FLUENT) で解析した結果を示す。DHXによる崩壊熱除去運転の有無を模擬している。

この解析結果との比較検討ができるように、炉上部プレナムには、槽内の高さ方向温度分布、周方向温度分布、DHX出口周囲の温度分布を詳しく把握できるように熱電対を191本配置した。

機構を設けた。

模擬炉心部内には、内部の温度分布を計測するため、熱電対を約340本配置している。そのうちの150本は、集合体ギャップ間に応答性、設置性を考慮してφ0.5mm径の熱電対を設置した。その他の箇所の熱電対はφ1.0mm径とした。

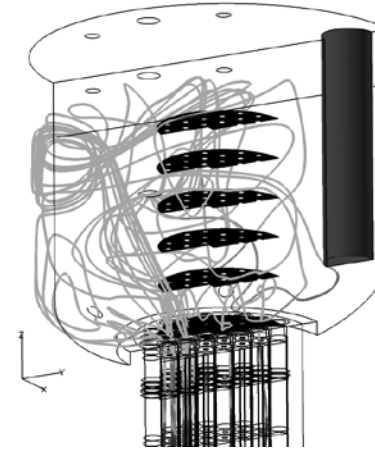


図4(1) 定常時の炉上部プレナム内のNa流れ

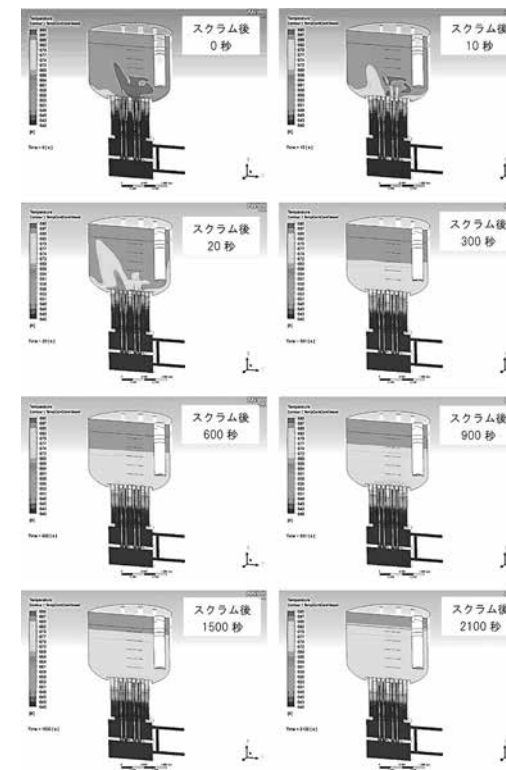


図4(2) 原子炉スクラム後の温度推移 (DHX 停止)

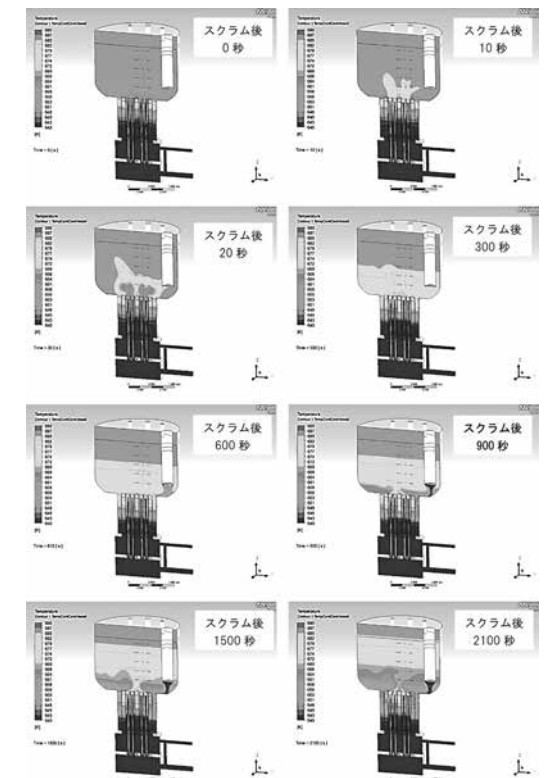


図4(3) 原子炉スクラム後の温度推移 (DHX 運転)

4. 製 作

模擬炉心部および炉上部プレナムの製作は、2014年～2015年に材料手配を行い、2016年2月～2016年9月に機器の製作を実施した。

炉上部プレナムは消防法20号タンクの適用を受け、2016年9月に製造工場の所轄消防の検査を受けて合格した。

写真1に工場製作時の作業写真を示す。

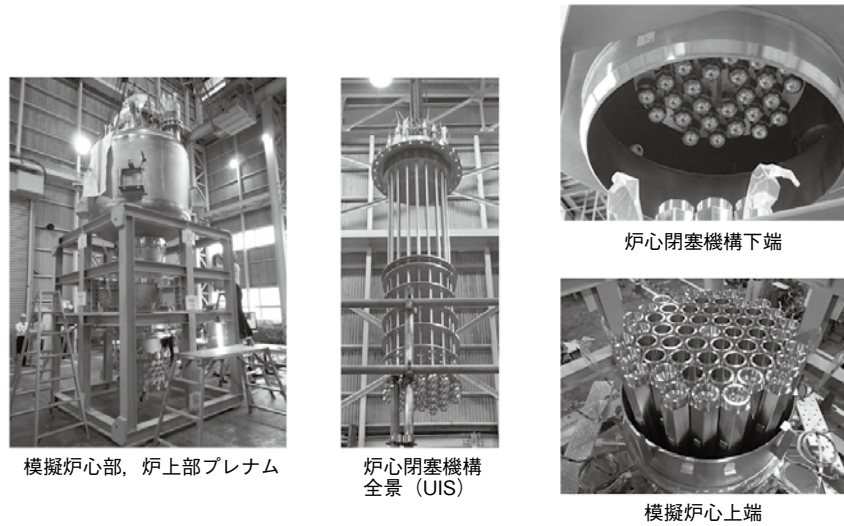


写真1 製作工程写真

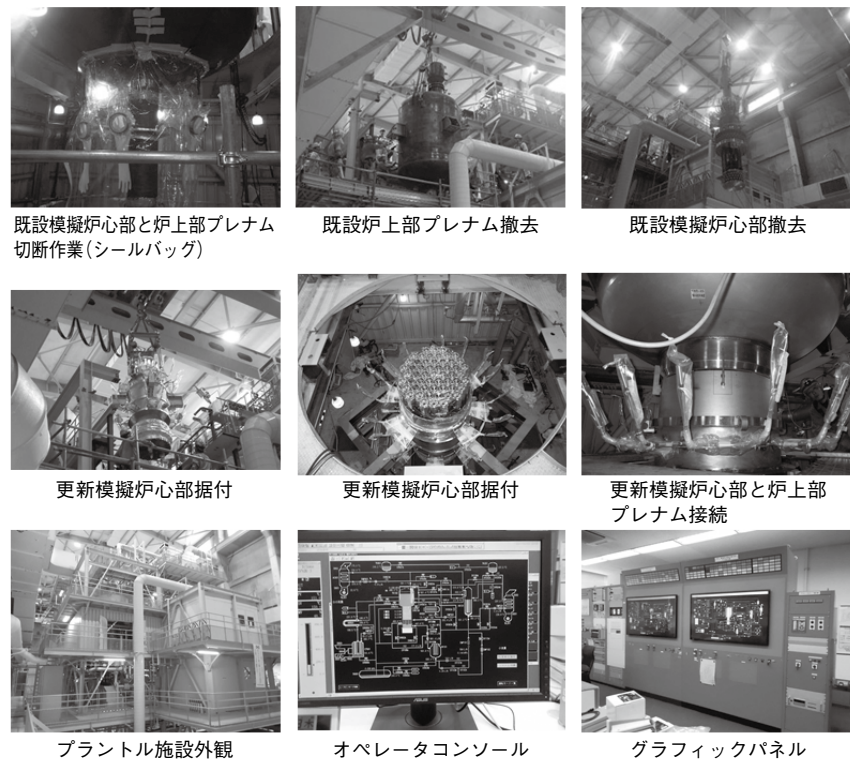


写真2 工事記録写真

5. 据付工事

現地据付工事は、2016年6月～7月に既設機器、既設電装品の撤去工事を実施し、2016年9月～2017年1月に更新機器、電装品、計測制御設備の据付工事を行った。写真2に工事写真を示す。

今回の据付工事における特徴的な作業を以下に示す。

5.1. 既設機器・配管切断・復旧時のナトリウム発火防止

既設ナトリウム機器の撤去工事は、2016年6月～7月に実施した。

ナトリウムは化学的に活性な性質を持ち、空気あ

るいは水分に触れると激しく反応し発火する恐れがある。このため、切断作業はシールバッグを使用し、既設機器内面に付着しているナトリウムが外気と接触しないように、細心の注意を払って施工した。

5.2. 既設模擬炉心部引抜き時のナトリウム固着対策

既設の模擬炉心部を上部プレナムから引抜く際、残留したナトリウムの固着により、架台や予定外の部位を破損する懸念があった。そのため、引抜き時はチェーンブロックと模擬炉心部の間に設置したロードセルを監視し、急激な荷重変化が生じることがないように慎重に作業を行った。

図5に模擬炉心部および炉上部プレナム撤去の

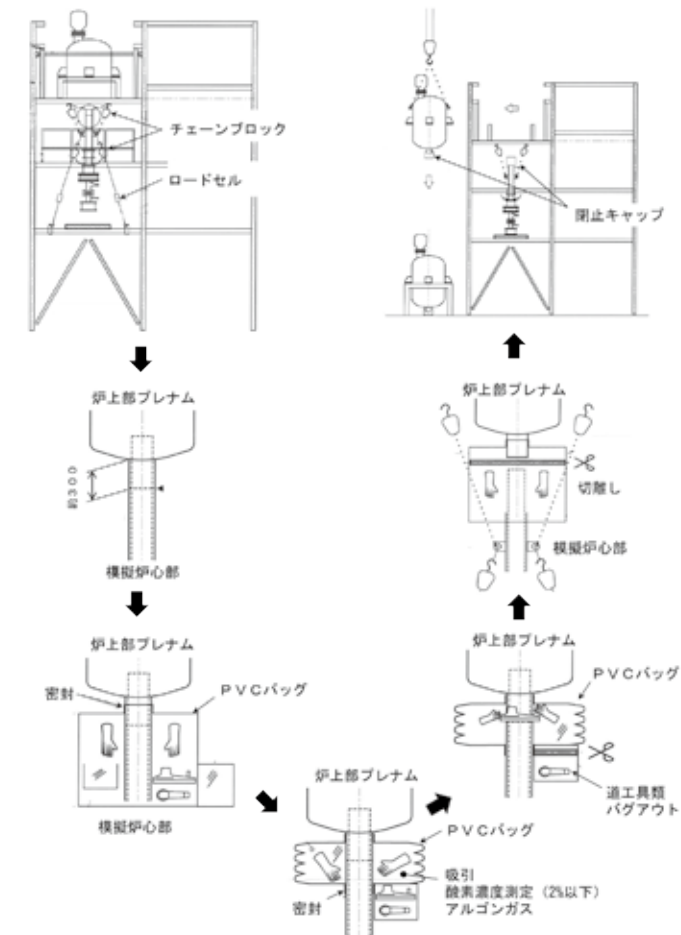


図5 模擬炉心および炉上部プレナム撤去の施工手順

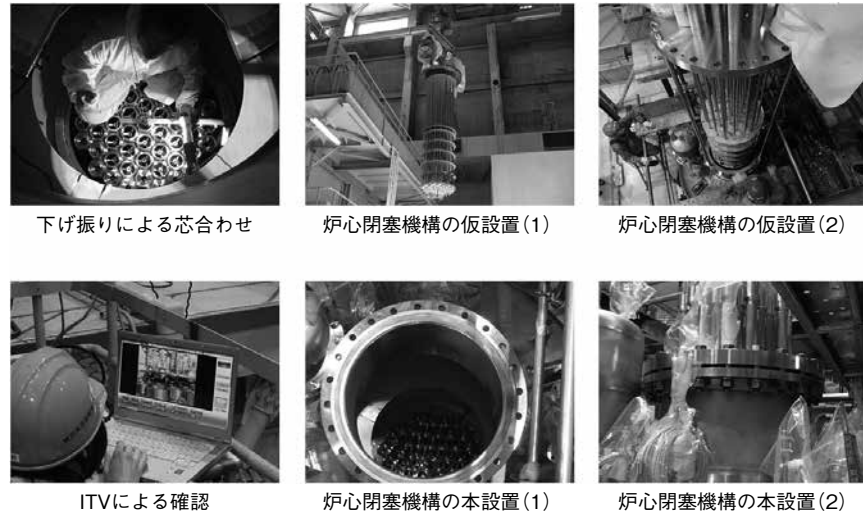


写真3 炉心閉塞機構の取付け確認作業

施工手順を示す。写真2に既設ナトリウム機器の撤去作業および更新ナトリウム機器の据付作業の記録写真を示す。

5.3. 炉心閉塞機構の芯出し

炉心閉塞機構は、図3(3)に示したように上部プレナム上端から支持棒を経て、炉心出口部で金属球がぶら下がる構造としている。

金属球と模擬炉心上面の位置合わせのために、炉上部プレナムを架台に仮置きした時点で炉心閉塞機構を仮装着し、上部プレナム内部に仮置きしたITVカメラにて炉心閉塞機構の金属球と模擬炉心部の出口の当り面の状況を目視にて確認した上で、炉上部プレナムと炉心閉塞機構の本設置を行った。

写真3に炉心閉塞機構の取付け時の確認作業を示す。

6. 試運転, 調整

2017年2月に原子力機構の運転操作にて試運転および調整作業を実施した。

1次系のナトリウム流量、ヒータピンの連続的な定格出力運転、DHX交換熱量、炉心閉塞機構の操作性など、全ての更新機器が所定の性能を有していることを確認するとともに、今回更新作業の範囲外であった既設部分についても従来どおりの運転ができることを確認した。

7. 謝 辞

プラント過渡応答試験装置(PLANDTL)試験部の更新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 大洗研究開発センター 高速炉技術開発部 熱流体技術開発課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。

原子力発電プラントにおける復水脱塩技術の改善：その2
—イオン交換理論および復水脱塩装置の再生設備の改善—

Improvement of the Performances of Condensate Demineralizers in Nuclear Power Plants (2)
Ion-exchange Theory and Improvement on Regeneration System of Condensate Demineralizers in Nuclear Power Plants

出水 丈志*
Takeshi Izumi

〔概要〕

原子力発電プラントにおいては、原子炉や蒸気発生器などのプラント構成材料の健全性維持やプラント作業員の被曝低減の観点から、系統水を高純度に維持することが求められている。そのためには系統水の浄化設備である復水脱塩装置およびそこで使用されているイオン交換樹脂の役割が非常に重要となっている。更に、1970年代の運転開始当時に比べ、より高純度な水質を維持することが求められている。

ここでは、原子力発電プラントの主たる浄化設備の一つである復水脱塩装置およびそこで使用されているイオン交換樹脂に関する機能の概要と性能改善を中心に、四回に渡り紹介する。今回は第二回として、イオン交換理論と復水脱塩装置の再生設備の改善について述べる。

1. はじめに

原子力発電プラントにおいては、原子炉や蒸気発生器などのプラント構成材料の健全性維持やプラント作業員の被曝低減の観点から、系統水を高純度に維持することが求められている。そのためには系統水の浄化設備である復水脱塩装置およびそこで使用されているイオン交換樹脂の役割が非常に重要となっている。更に、1970年代の運転開始当時に比べ、より高純度な水質を維持することが求められている。

ここでは、原子力発電プラントの主たる浄化設備の一つである復水脱塩装置およびそこで使用されているイオン交換樹脂に関する機能の概要と性能改善を中心に、四回に渡り紹介する。今回は第二回として、イオン交換理論と復水脱塩装置の再生設備の改善について述べる。

2. イオン交換反応

イオン交換樹脂はカチオン樹脂とアニオン樹脂に大別され、官能基に付与されているイオンと水溶液中のイオンとを交換することができる。

図1は、H型カチオン樹脂であり、ベンゼン環中のスルホン基：SO₃⁻と等量のHイオンが樹脂中に存在し、このHイオンが外部溶液中の陽イオン(Na⁺)とイオン交換反応を行う。

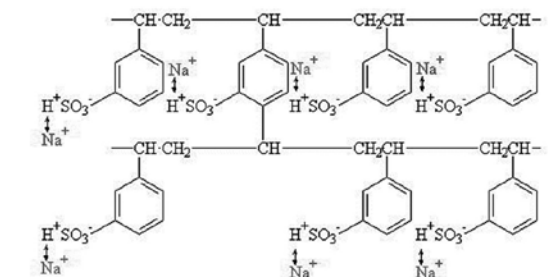


図1 R-H⁺+Na⁺ → H⁺+R-Na⁺ 反応 (Rはイオン交換樹脂母体構造)

* (株)在原製作所 風水力機械カンパニー システム事業部 エンジニアリング部 原子力水処理技術課

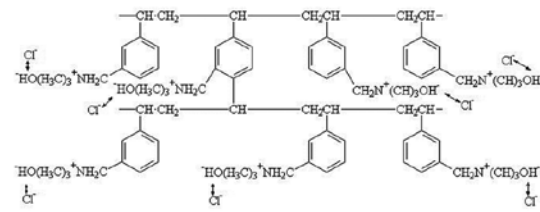
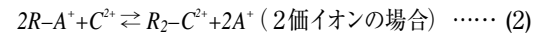
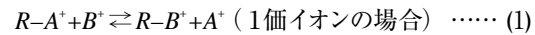


図2 R-OH⁻+Cl⁻→OH⁻+R-Cl⁻反応 (Rはイオン交換樹脂母体構造)

一方、図2はOH型アニオン樹脂で、交換基には第4級アンモニウム基：CH₂N⁺(CH₃)₃が用いられ、樹脂中のOHイオンが外部溶液の陰イオン(Cl⁻)とイオン交換を行う。

イオン交換樹脂によるイオン交換反応のし易さはイオン交換樹脂の種類や吸着するイオン種などにより異なる。

2種類のイオンの間でのイオン交換反応は式(1),(2)のように表すことができる(カチオン樹脂の場合)。



(Rはイオン交換樹脂母体構造, A, B, Cはイオンの例)

イオン交換反応は可逆反応であり、式(1)では右方向への反応がBイオンのイオン交換反応、左方向への反応がBイオンのイオン脱着反応となる。

式(1)をもちいてイオン交換平衡反応について考える。

イオン交換反応では常にイオン交換平衡(以下、イオン平衡)が成立し、その平衡関係は次のように表される。

$$\frac{q_B/q_0}{1-q_B/q_0} = K_{A^+}^B \times \frac{C_B/C_0}{1-C_B/C_0} \quad \dots\dots (3)$$

$$\frac{q_B}{q_A} = K_{A^+}^B \times \frac{C_B}{C_A} \quad \dots\dots (4)$$

$$K_{A^+}^B = \frac{q_A \times C_B}{q_B \times C_A} \quad \dots\dots (5)$$

q_B：液相と平衡にある樹脂相のBイオンの濃度

q_A：液相と平衡にある樹脂相のAイオンの濃度

q₀：液相と平衡にある樹脂相のA+Bイオンの濃度

C_B：樹脂相と平衡のある液相のBイオンの濃度

C_A：樹脂相と平衡のある液相のAイオンの濃度

C₀：樹脂相と平衡のある液相のA+Bイオンの濃度

K_{A⁺}^B：Aイオンに対するBイオンの選択係数

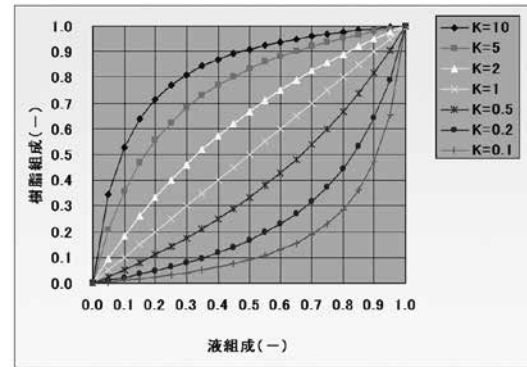


図3 イオン交換における平衡曲線

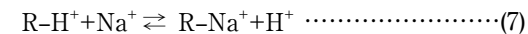
イオン濃度は一般的にモル濃度(mol/L)が用いられる。式(5)を用いると、選択係数(以下、K値)とイオン平衡の関係を計算できる。任意のK値によるイオン平衡曲線を図3に示す。K値が大きいほど樹脂層中の濃度が高くなり、すなわちイオン交換樹脂に吸着しやすいことを表す。尚、式(2)のような2価イオンの場合のK値は、式(6)の様にイオンの価数乗となり、3価イオンの場合は3乗となる。また、これらの考え方はアニオン樹脂の場合も全く同様である。

$$K_{A^+}^C = \frac{q_A^2 \times C_C}{q_C \times C_A^2} \quad \dots\dots (6)$$

このイオン平衡は、液側のイオン組成が決まれば樹脂側のイオン組成が決まり、逆に樹脂側のイオン組成が決まれば液側のイオン組成が決まるという定量的な関係を示しており、イオン交換反応を定量的に扱う上で実用的かつ便利である。

樹脂に負荷したイオンが通水時にどの程度リークするか計算の一例を以下に示す。

カチオン樹脂にNaイオンが負荷した状態で、通水により加水分解反応でどの程度リークするかを考える。イオン交換反応は式(7)のようになる。



Naイオンの方がHイオンより選択性が高く吸着しやすいが、イオン平衡のため逆の反応も起こる。すなわち、一部がNa型となったカチオン樹脂に通水すると、Naイオンがある程度リークすることとなる。このリーク量は前述の通り、K値から求めることができる。

$$K_{H^+}^{Na} = \frac{[R-Na] \times [H^+]}{[R-H] \times [Na^+]} \quad \dots\dots (8)$$

[R-Na]：樹脂相中のNa含率。通常、総交換容量を1としたときの相対比

[R-H]：樹脂相中のH含率。通常、総交換容量を1としたときの相対比

[H⁺]：液相中のHイオン濃度。通常、モル濃度で表す(mol/L)

[Na⁺]：液相中のNaイオン濃度。通常、モル濃度で表す(mol/L)

式(8)からわかるように、K値は定数であり、[R-Na]と[R-H]はイオン交換樹脂中のNaイオンおよびHイオン吸着量の分析結果から分かるものである。通水する液中のpHから[H⁺]がわかるため、結果としてリークするNaイオン濃度[Na⁺]は計算により求まることとなる。pH=7において樹脂相中のNa含率をパラメータとして計算により求めたNaイオンリーク量を図4に示す。また、同様にしてアニオン樹脂に

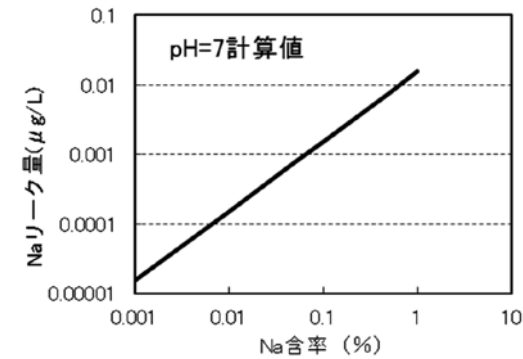


図4 カチオン樹脂からのNaリーク挙動

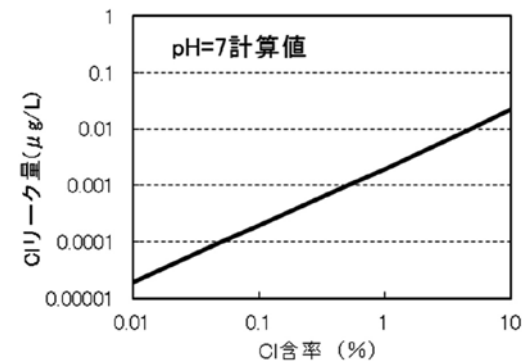


図5 アニオン樹脂からのClリーク挙動

関してOHイオンに対するClイオンのK値から計算により求めたClイオンリーク量を図5に示す。

この結果から、負荷したイオンがどの程度リークするかが概ねわかる。カチオン樹脂中のNaイオンとアニオン樹脂中のClイオンを比較すると、K値の小さいNaイオンのリーク量の方が高いレベルであることがわかる。

復水脱塩装置では通薬再生を定期的実施しているため、Na型カチオン樹脂とCl型若しくはSO₄型アニオン樹脂が逆再生によりある程度存在する。これらのイオンは通水中に可逆反応によりリークし水質低下の原因の一つとなることから、イオン交換樹脂へのイオン負荷率を極力低くすることが求められている。

3. イオン交換樹脂の通薬再生方法

3.1. 一般的な再生方法

通水に供したイオン交換樹脂は、負荷されたイオンを排除し再利用するために、カチオン樹脂は強酸(塩酸や硫酸、など)にて、アニオン樹脂は強塩基(水酸化ナトリウム水溶液、など)にて通薬再生を行う。

カチオン樹脂とアニオン樹脂は通水時には混合状態で使用するが、通薬再生を実施する場合、比重差と粒径差を利用してカチオン樹脂とアニオン樹脂を分離する。通常は使用したイオン交換樹脂を脱塩塔から樹脂分離を兼ねたカチオン樹脂再生塔(CRT)に移送し、再生塔下部より逆洗水を送ることで分離操作を行う。比重が大きく粒径がやや大きいカチオン樹脂は下層に、比重が小さく粒径がやや小さいアニオン樹脂は上層に分かれ、上層のアニオン樹脂をアニオン樹脂再生塔に移送して、それぞれ薬品にて再生操作を行う。その後、純水で洗浄した後、両者のイオン交換樹脂を樹脂貯槽(樹脂混合槽)に移送し、空気で混合し、脱塩塔へ返送して再利用する。

3.2. 二段コレクタおよび三段コレクタ方式

一般的な再生方法でカチオン樹脂とアニオン樹脂の分離操作を行う場合、大まかな分離は可能であるが、一部のカチオン樹脂がアニオン樹脂再生塔に移送されてしまうと共に、一部のアニオン樹脂が残留する。このまま通薬再生を実施すると塩型カチオ

ン樹脂およびアニオン樹脂が生成するいわゆる「逆再生」となり、交換容量を減少させると共に、再生後の通水時においては加水分解リークにより処理水質が低下する。

これをある程度回避する目的で開発されたのが、二段コレクタ方式である¹⁾。図6に二段コレクタ方式による樹脂移送法の概要を、また図7にはシステム全体の概略フローを示す。一般的な方法では、カチオン樹脂再生塔(CRT)にて、カチオン樹脂とアニオン樹脂が混在している樹脂分離面にアニオン樹脂の拔出管が設置されていたが、中間樹脂を一旦余分にカチオン樹脂再生塔に加えて逆洗分離した後、分離面より高いところに設置したアニオン樹脂拔出管にてアニオン樹脂を移送し、次にカチオン樹脂とアニオン樹脂が混在している分離面よりしたに設置した中間樹脂拔出管より中間樹脂を抜き出す。この方法により、逆再生率は概ね半減できる。

更に、高度な分離再生方法が、アニオン樹脂層

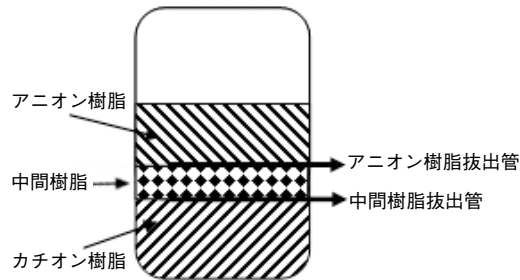


図6 CRTでの樹脂分離・移送法(二段コレクタ方式)

上部にコレクタを設置する「三段コレクタ方式」である²⁾。図8に樹脂抜き出し方法を示すが、上部の余剰樹脂拔出管を設けることで、通葉再生を行うアニオン樹脂とカチオン樹脂量を規定量通りとすることができ、全塔の通葉を一巡実施することで樹脂レベルの平滑化が可能となり、結果として逆再生率の低減が期待できるものである。本技術の導入で、逆再生率はさらに低減できる。

3.3. より高度な逆再生低減技術

PWR原子力発電プラントの二次系においては頻繁に通葉再生を実施しているため、より高度な逆再生低減技術が求められている。

その一つが「4層復水脱塩装置(4層CD)」である³⁾。これは、図9に示すように脱塩塔を隔壁で仕切り、カチオン樹脂とアニオン樹脂を混合せずに使用する技術である。カチオン樹脂とアニオン樹脂を単独配置し、再生時にはそれぞれ単独再生できることから、再生操作において逆再生が生じる可能

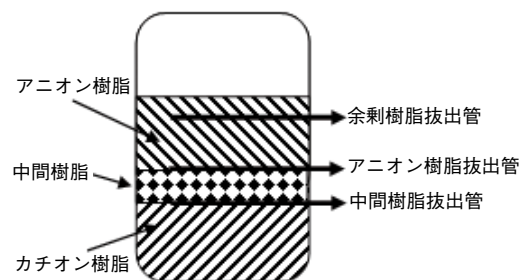


図8 CRTでの樹脂分離・移送法(三段コレクタ方式)

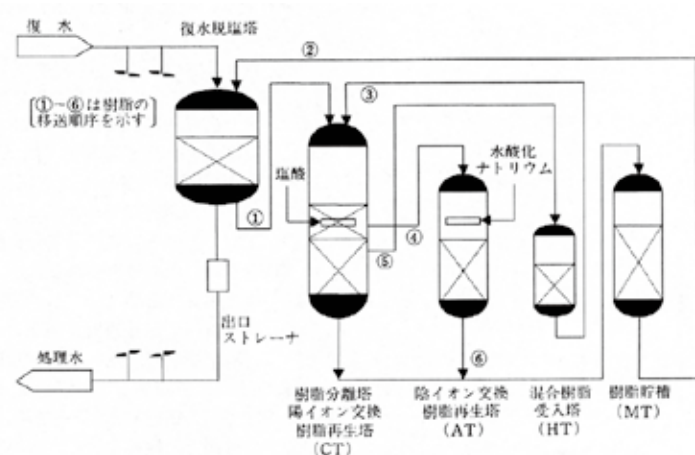


図7 二段コレクタ方式による樹脂再生設備の概略フロー

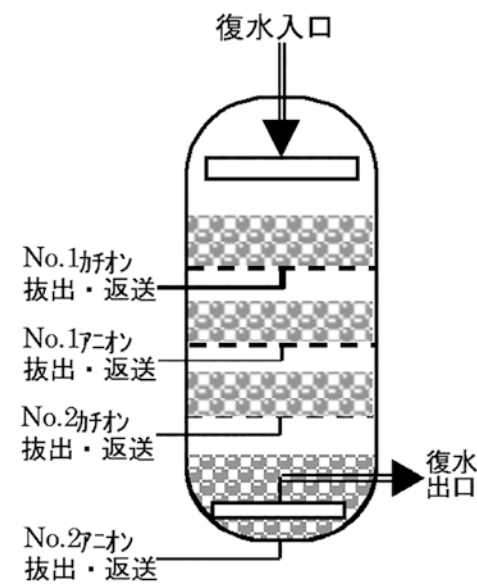


図9 複床式脱塩塔構造

性はない。

また、二段コレクタ方式による分離再生方法のステップを徹底的に見直し、逆再生率の低減を図った「アドバンスドミドレックスプロセス(AMP法)」がある⁴⁾。これは、樹脂分離塔や再生塔の構造(塔径、塔高、内装品の構造および配置など)を見直すと共に、主に以下のようにプロセスを改良し、逆再生率の低減を達成したものである。

- ①カチオン樹脂再生塔と樹脂分離塔を個別に設置。カチオン樹脂とアニオン樹脂を分離した後、分離塔からカチオン樹脂再生塔にカチオン樹脂を移送後に再度分離操作を行う「精密分離工程」を追加。これを繰り返し実施。
- ②アニオン樹脂分離後においても、移送後に再度分離操作を行う「精密分離工程」を追加。
- ③アニオン樹脂再生塔下部に存在する樹脂の滞留

(移送せずに次回まで未使用)により、極僅かに存在する逆再生されたカチオン樹脂の未使用化。

3.4. イオン交換樹脂の改良

「その1」で詳細を示したように、イオン交換樹脂の分離効率を高めるために、イオン交換樹脂自体も改良している。

初期に復水脱塩装置に使用していたイオン交換樹脂は、粒径に幅があるガウス分布(350~1,180μm程度)の樹脂であった。このようなカチオン樹脂とアニオン樹脂を分離操作する際には、比重差があっても、粒径の小さいカチオン樹脂と粒径の大きいアニオン樹脂を厳密に分離することは困難であった。

1980年代後半に、いわゆる「均一粒径分布」の樹脂が開発され、この樹脂はほぼ均一な粒径分布を有しているため、粒径の大小に起因する分離不良をほぼ解消した。

4. ま と め

原子力発電プラントの復水脱塩装置は、復水器から侵入する海水成分が原子炉内や蒸気発生器内に持ち込まれることによる構成材料の腐食を抑制するために重要な役割を果たしている。

そこで使用しているイオン交換樹脂の分離再生技術の改善は、原子炉や蒸気発生器の水質を高純度化するために必要不可欠であり、イオン交換樹脂自体や復水脱塩装置の再生設備においても、様々な技術開発がなされてきている。

参考文献

- 1) 特開昭56-38136
- 2) 特開昭60-122045
- 3) 特開2005-296748
- 4) 特開2006-159013

福島第一原子力発電所訪問について

Visit to Fukushima No.1 Nuclear Power Station Site

石黒 修司*
Shuji Ishiguro

〔概要〕

2017年12月6日(水), 東京電力ホールディングス(株)殿(以下「東京電力」)の取り計らいで福島第一原子力発電所(以下「1F」)の訪問を行った。これは、FAPIG広報委員会の活動の一環として実施したものである。以下に概要を報告する。

12月6日(水) 10時45分, JRいわき駅改札南口に集合(総員19名)。駅前より貸切バスで富岡町の「旧エネルギー館」に向かった。旧エネルギー館では東京電力および協力会社の方より1Fサイトの現状を、ビデオ視聴も含め説明頂いた。

その後、東京電力の移動用バスで帰宅困難区域に入り、1Fの入退域管理棟(非管理区域)に到着。入退域管理棟で個人線量計を装着の上、1Fサイト管理区域に入った。

見学は1F構内用バス車内より、東京電力による



2号機の状況 (ブローアウトパネルにより閉止完了)



セシウム吸着装置サリーの使用済吸着塔一時保管場所の状況

懇切な説明のもと、約50分間行われた。見学した主な施設は、免震重要棟、多核種除去設備、1~4号機外観、凍土遮水壁設備、海側設備、サブドレン浄化設備、乾式キャスク保管庫など。

バスでの見学終了後は、放管手続きを経て往きとは逆ルートで旧エネルギー館に戻った。旧エネルギー館では質疑応答をさせて頂き、一連の訪問は終了。スタッフの方々に見送られ、貸切バスでいわき駅へ戻った。

筆者にとり1F訪問は被災後初めてであり、被災前とは様相が全く異なっていることに被害の深刻さを痛感したが、一方困難な状況の中で、想定以上に廃炉作業が進捗していることに感銘を受けた。現在

ではサイトの95%の区域で作業着や(必要に応じ)片面マスクのみで作業できる状況になっているとのことであり、サイト内では従業員向けの施設(休憩所、食堂、コンビニなど)も整備され、労働環境も大幅に改善されていると感じた。われわれ以外にも訪問者のグループを見かけることができ、東京電力が1Fの廃炉状況について一般への情報公開に努めていることも理解できた。

最後に、サイトで対応頂いた東京電力および協力会社の皆様の、非常に丁寧な対応と分かり易く網羅的なご説明に感謝すると共に、今後も安全に廃炉作業が進んで行くことを祈念申し上げたい。



旧エネルギー館



帰宅困難区域との境界線の表示



旧エネルギー館会議室での説明風景



1号機の状況 (瓦礫が見える)

* FAPIG 事務局長

FAPIG の 機 構 (社名 ABC順)

(平成30年2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) | 理 事 長 岡 一 宏 (荏原製作所) |
| 副 会 長 高濱 悟 (双 日) | 〃 山田昌彦 (富士通) |
| 〃 武馬啓祐 (川崎重工業) | 〃 大田彰則 (古河機械金属) |
| | 〃 藤木靖久 (みずほ銀行) |
| | 〃 池本明正 (清水建設) |
| | 監 事 鶴岡健一 (みずほ銀行) |
| | 事務局長 石黒修司 (双 日) |

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

- ◎尾崎 博 (富士電機)
- 山田裕之 ()
- 片桐源一 ()
- 荒井正幸 (荏原製作所)
- 松並清隆 (川崎重工業)
- 白敷利和 (富士通)
- 荻野正浩 (古河機械金属)
- 鶴岡健一 (みずほ銀行)
- 姫野洋一 (清水建設)
- 庄源英樹 (双 日)

広報委員会

- ◎石黒修司 (双 日)
- 松田克代 (富士電機)
- 伊藤貴代 ()
- 才川美紀 ()
- 倉島 昇 (荏原製作所)
- 湯原貴浩 (川崎重工業)
- 笹野 貢 (富士通)
- 斎藤賀津雄 (古河機械金属)
- 鶴崎和哉 (みずほ銀行)
- 松尾 浄 (清水建設)
- 西尾弘毅 (双 日)

原子力情勢調査部会

- ◎北西啓一 (富士電機)
- 佐藤康士 (川崎重工業)
- 菅波 潤 (富士通)
- 石井 博 (清水建設)
- 山崎博巨 (双 日)

高温ガス炉プロジェクト部会

- ◎大橋一孝 (富士電機)
- 毛利智聡 (川崎重工業)
- 朝倉大樹 (清水建設)
- 三澤宜正 (双 日)

廃止措置・廃棄物処理プロジェクト部会

- 村上知行 (富士電機)
- 平野 貢 ()
- 石山祐二 (荏原製作所)
- ◎武仲五月 (川崎重工業)
- 三田一登 (古河機械金属)
- 金沢二郎 (古河ユニック)
- 鳥居和敬 (清水建設)
- 澤本雅弘 (双 日)
- 木下和広 ()

品質保証部会

- ◎梅津博幸 (富士電機)
- 高橋正昭 ()
- 新田和彦 ()
- 江川裕二 (荏原製作所)
- 森雄一郎 (川崎重工業)
- 本間節夫 (富士通)
- 長浜哲志 (清水建設)
- 今林真人 (双 日)

禁無断転載

FAPIG No.194
平成30年2月23日印刷

平成29年度 第2号
平成30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
〒100-8691 東京都千代田区内幸町2丁目1-1
双日(株)内
電 話 (03) 6871-4552
ホームページ: <http://www.fapig.jp/>
編集兼発行人 石黒修司
印 刷 所 ミズノプリテック(株)
〒104-0042 東京都中央区入船2-9-2
電 話 (03) 5566-6677(代)

Hiroshi Tomofuji

My Experience in Switzerland Different from the Way of Living in Japan

FAPIG No. 194 pp.3 ~ 5 (2018)

“Einstein”, “Heidi”, “Federer”, “Wawrinka” and “Permanent Neutral Country”. Though these are examples related to Switzerland/Swiss, there might be difficult for many people to imagine what Switzerland is like or what typical Swiss thinks in their mind. As I had a chance to stay at ETH Zürich as a researcher by taking advantage of company internal go-abroad education system, I stayed at Zürich for two years together with my family. I would like to report the way of living in Switzerland, education and work which are different from those in Japan.

KEYWORDS : Switzerland, Sechseläuten, ETH Zürich

Kazuhiro Koga, Kazunori Suzuki, Tomoharu Hamano, Tsuyohiko Takagi

Prototype Fast Breeder Reactor “Monju” Decommissioning and Unloading Operation of the Fuel Assembly from the Core

FAPIG No. 194 pp.6 ~ 11 (2018)

The prototype fast breeder reactor “Monju” was decided to decommission policy by Japanese government on 21 December 2016. After that, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) submitted “Monju decommissioning basic plan” to MEXT (Charge ministry) on 13 June 2017, then the unloading operation period (about 5.5 years) of the fuel assembly, which is the first stage of decommission, has started.

Fuji Electric is proceeding with various preparations in cooperation with JAEA for the safe work of the unloading operation.

This manuscript introduces the outline of preparation situation such as maintenance and inspection for the unloading operation.

KEYWORDS : fast reactor, Monju, decommission, unloading

Naoki Uchiyama, Tatsuya Ozawa, Kouji Satou, Jun Kobayashi, Takamitsu Onojima, Masaaki Tanaka

Upgrade and Replacement of Plant Dynamics Test Loop (PLANDTL)

FAPIG No. 194 pp.12 ~ 18 (2018)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) aims to diversify the decay heat removal system as the moderating approach of severe accident progress in order to sophisticate the safety of the sodium cooled fast reactor. JAEA is progressing the enhancement of Plant Dynamics Test Loop (PLANDTL) in Orari Development and Research Center. JAEA will demonstrate the heat and flow phenomena at the decay heat removal by natural convection in the reactor vessel by using PLANDTL.

Kawasaki Heavy Industries (KHI) had got ordered from JAEA and constructed the simulated reactor core, upper plenum, and internal structure of the reactor vessel during FY2014 to 2016. This document shows the manufacturing and the construction of the above mentioned components.

KEYWORDS : decay heat removal system for sodium cooled fast reactor, plant safety research, severe accident

Takeshi Izumi

**Improvement of the Performances of Condensate Demineralizers in Nuclear Power Plants (2)
Ion-exchange Theory and Improvement on Regeneration System of Condensate Demineralizers in Nuclear Power Plants**

FAPIG No. 194 pp.19 ~ 23 (2018)

In nuclear power plants, it is needed to keep the water quality of reactors or steam generators extremely clean from the viewpoints of the reduction of the radiation exposure and maintenance of the reliability of plant materials. In order to meet these requirements, the role of the condensate demineralizers and the ion exchange resins are very important. Furthermore, the requirements of water quality have been upgrading compared to them in 1970's.

In these 4 reports, the performances and these improvements of condensate demineralizers and ion exchange resins are introduced. On this second report, the ion-exchange theory and the improvements on regeneration system of condensate demineralizing technologies are reported.

KEYWORDS : ion exchange resins, condensate demineralizers, regeneration system



FAPIGギャラリー

FAPIG広報委員会が推薦するアーティストの作品を展示する広場です。



Congregational Church of La Jolla (San Diego, California, 1999)

(Canon A-1・35-70mm F2.8-3.5・Kodak Gold 100・f5.6・1/125 sec.)



Gateway Arch (St. Louis, Missouri, 1998)

(Canon A-1・35-70mm F2.8-3.5・Kodak Gold 100・f22-1/250 sec.)

作者プロフィール

尾熊 紘而 Oguma Koji

1966年 静岡県浜松市生まれ

現在 清水建設株式会社 原子力・火力本部在職中

写真歴

1976年 小6の誕生日、父に半分出してもらい一眼レフを購入。中判、大判カメラを経て、現在はデジタルスチルカメラ、デジタルシネマカメラで主に人物を撮影中

受賞歴

2012年 2012年度アサヒカメラ賞「カラースライド部門」第2位受賞

2014年 2014年度アサヒカメラ賞「カラースライド部門」第3位受賞

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

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