

FAPIG

THE FIRST ATOMIC POWER INDUSTRY GROUP

196
JANUARY
2020



世界を変える
一歩をあなたと

FUJITSU

FAPIG

THE FIRST ATOMIC POWER INDUSTRY GROUP

2020 - 2 / 令和元年度 第1号

No.196

目次

■ 報 告	
JAEA 廃棄物処理施設 (OWTF) 見学会の報告	(3)
片岡 昇	
福島第一原子力発電所 見学会の報告	(4)
片岡 昇	
FAPIG 勉強会の報告 自分たちが目指す未来の働き方を描くワークショップ	(6)
片岡 昇	
■ 紹 介	
高速増殖原型炉もんじゅ 燃料体取出し作業の開始	(8)
古賀和浩 / 鈴木和則 / 高木剛彦 / 浜野知治	
北陸電力株式会社 殿 志賀原子力発電所 出入管理設備	(16)
小倉一郎	
■ 解 説	
原子力施設の廃止措置を行うための放射化計算法	(23)
小迫和明	
■ 論 文	
固体廃棄物減容処理施設 (OWTF) における焼却溶融炉 並びに周辺設備	(31)
武仲五月 / 佐藤康士 / 福田誠司 / 朽木憲一 / 堂野前 寧 / 菊地優輝	
FAPIG の機構	(37)

表紙デザイン：鈴木裕子

すべての人が平和と豊かさを享受できるように、私たちにできることは何か。

国連は、2015年に17の目標からなる「持続可能な開発目標 (SDGs)」を発表。世界の困難な社会課題の解決に向け、取り組みが始まっています。私たち富士通は、デジタル社会であらゆるものがつながることで蓄積されるデータを、最先端テクノロジーで解析、分析。人の適切な判断を支援し、災害対策、エネルギー活用、貧困層の縮小など、グローバルな社会課題の解決を目指します。

世界のより多くの人々・社会に新たな価値提供をしたい。
「人」が中心の、ヒューマンセントリック・インテリジェント・
ソサエティを、皆さまとともに創っていきます。

SUSTAINABLE
DEVELOPMENT GOALS

JAEA廃棄物処理施設 (OWTF) 見学会の報告

Tour Report : Visit to OWTF / JAEA

片 岡 昇*

Noboru Kataoka

FAPIG広報委員会の2019年度活動方針に従い、その内部情報交換会の一環として、JAEA大洗研究所の固体廃棄物減容処理施設 (OWTF : Oarai Waste Reduction Treatment Facility) の見学会を加盟会社から参加者を募り実施した。ここに概要を報告します。

CONTENTS

■ Report

Tour Report : Visit to OWTF / JAEA (3)
 N. Kataoka
 Tour Report: Visit to TEPCO Fukushima Daiichi (4)
 N. Kataoka
 FAPIG Workshop Report:What our future work style would be? (6)
 N. Kataoka

■ Introduction

Prototype Fast Breeder Reactor “Monju”
 Start of Unloading Operation of the Fuel Assembly from the Core (8)
 K. Koga / K. Suzuki / T. Takagi / T. Hamano
 Hokuriku Electric Power Company Shika
 Nuclear Power Station Access Control Equipment (16)
 I. Ogura

■ Commentary

Method of Radioactivation Calculation Necessary for Decommissioning of
 Nuclear Facilities (23)
 K. Kosako

■ Paper

Melting/Incineration Furnace and Peripheral Equipments in OWTF (31)
 S. Takenaka / K. Sato / S. Fukuda / N. Kuchiki
 Y. Donomae / Y. Kikuchi

Cover Design : Yuko Suzuki

1. 実施日時

2019年7月19日(金) 13時半～16時

2. 参加者

加盟6社から総勢21名(川崎重工業(株)殿案内役2名と事務局1名を除く)。内男性12名, 女性9名。

3. 見学概要

13時過ぎOWTF 到着後、まずOWTF隣接の計算機室の会議室にて、挨拶の後、JAEA 殿および川崎重工業(株)殿より、見学や諸注意事項についてご説明を頂いた。見学は予め事務局にて構成したA/Bの二班に分かれ約10名のグループごとに見学。案内役として、JAEA 殿と焼却溶融設備等の内装設備を担当した川崎重工業(株)殿に引率と各所での

説明をお願いした。A班はまず3階から下層階へ、B班はB1階から上層階へというルート。

給気機械室・運転監視室・サービスエリア・補修室・エアラインスーツ設備・廃樹脂乾燥室・前処理セル・排ガス処理室・焼却溶融セル・洗浄水処理室・サンプリング室などを見学。

参加者からは現場にて様々な質問が発せられ活発な質疑応答あり。溶融および焼却による廃棄物減容や放射性物質の閉じ込めなど、原子力に特徴的な技術や考え方について、参加者の理解が促進されたと考えられる。

4. その他

水戸駅にて集合・解散。水戸駅・OWTF間の移動はFAPIG事務局手配の大型バス。



見学後、OWTF 正面にてJAEAの方々と共に記念撮影

* FAPIG 事務局長

福島第一原子力発電所 見学会の報告

Tour Report: Visit to TEPCO Fukushima Daiichi

片岡 昇*
Noboru Kataoka

FAPIG広報委員会2019年度活動方針のネットワーキング活動の一環として、廃炉作業中の福島第一原子力発電所（以降“1F”）の見学会を実施した。ここに概要を報告します。

1. 実施日時

2019年11月14日（木）12時～16時30分

2. 参加者

加盟6社から総勢24名。男性19名、女性5名



見学用バス



東電殿による説明

3. 見学概要

JRいわき駅に10時半集合、FAPIG手配バスにて富岡町へ。12時に東電廃炉資料館（旧福島第二エネルギー館）着。同館にて3.11の事象および廃炉に関するビデオ上映。東電殿バスにて1Fへ移動、企業棟会議室にて廃炉現状と今後の見通し、見学ルートと諸注意などの説明を受けた後、線量計装着などの入域手続きを経て廃炉現場見学へ。

多核種除去設備、各原子炉建屋外観、凍土遮水壁設備、地下水サブドレン、6号機非常用電源、廃



1号機と解体中の排気塔

棄物焼却設備、廃棄物貯蔵庫、免震重要棟などを、所定のルートに従いバス車中より見学。ただし現場の都合により最も海側の物揚げ場の見学は割愛。

燃料取り出し用の大型構造物が完成し、燃料取り出しが完了している4号機などは、事故後8年余経過し大幅に作業が進捗していると感じたが、他方、津波に流されたままの姿で残っている海側の大型タンクなど、事故当時の生々しい情景が、そのままに

なっている場所も多々見受けられた。

見学後は企業棟に戻り質疑応答と東電殿によるアンケートを実施。質疑応答では参加者から、使用後のロボット取扱い、建屋損傷状況、がれき撤去予定、処理水タンク漏洩、今年大型台風来襲時の対応等々、予定時間を超過するほど多くの質問があった。その後、廃炉資料館に戻り解散、希望者のみ閉館まで廃炉資料館の自由見学とした。



事務棟前にて記念撮影

* FAPIG 事務局長

FAPIG勉強会の報告

自分たちが目指す未来の働き方を描くワークショップ

FAPIG Workshop Report: What our future work style would be?

片岡 昇*
Noboru Kataoka

FAPIG 広報委員会のネットワーキング活動の一環として勉強会を開催した。同委員会の2019年度活動方針に従い、最新のICTシステムを取り入れた未来の働き方および生産性向上についてワークショップにて意見交換し、その後の懇親会も併せて、参加メンバー間の交流と視野拡大の場を設けた。なおワークショップは、富士通殿の最新のデジタル設備を用い、さらにワークショップ専用のファシリテーターによって進行した。

1. 日 時

2019年12月6日(金) 15時～19時

2. 場 所

富士通殿デジタル・トランスフォーメーション・センター (DTC)
(港区浜松町 世界貿易センタービル30階)

3. 参 加 者

加盟6社から15名
(富士通殿スタッフおよび事務局オブザーバーを加え総勢23名)

4. プ ロ グ ラ ム

(15:00～) ワークショップ
(17:00～) アンケート
(17:15～19:00) DTC内にて懇親会

5. 概 要

5名ずつ3つのグループ別に着席。事務局長挨拶の後、まず富士通殿の働き方改革取組みに関する紹介があった。その後ワークショップを開始。まずグループ別にメンバーのニックネームを決め自己紹介。次に参加メンバーごとに、予め用意された働き方改革の施策を想起させる数百枚のカードの中から、

自分のアイデアに合致するカードを選択、その選択の理由と具体的施策を各々発表した。複数のメンバーが選択したカードの例としては「自動議事録作成機」や「職場における集中ブース設置」などがあった。さらにそれらのアイデアを、適用する場所(会社/自宅/移動中)に分類し整理、最後にメンバー全員が、各々3年以内に取り組みたいアイデアを発表した。個々の職場で感じる課題と、それに対応するためのアイデアを発表しあい議論することによって、異なる業種や職種であっても生産性向上のために共通する課題があることが判明した。ワークショップ終了後は、アンケートに続き懇親会を開催した。アンケート結果によれば、自社で働き方改革に関わっている方々も、このワークショップに高い関心を持ち自社内への活用や更なる情報ニーズがあることが判った。



6. 所 感

凡そワークショップ2時間、懇親会2時間というプログラムだったが、両方共に時間不十分と感じるほど、議論や対話が活発に行われた。このFAPIGイベントが、参加メンバーとFAPIG加盟各社にとって未来の働き方について考える契機となり、また各社間のネットワーキングに寄与したことを期待したい。

* FAPIG 事務局長

高速増殖原型炉もんじゅ 燃料体取出し作業の開始

Prototype Fast Breeder Reactor “Monju”

Start of Unloading Operation of the Fuel Assembly from the Core

古賀 和 浩* 鈴木 和 則** 高木 剛 彦*** 浜野 知 治***
Kazuhiro Koga Kazunori Suzuki Tsuyohiko Takagi Tomoharu Hamano

〔概要〕

高速増殖原型炉もんじゅは、既に(2017年6月より)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)がスタートしている。その中で、最初の燃料体の取扱いとして、2018年8月~2019年1月に1回目の「燃料体の処理」運転(計86体)を実施した。

富士電機は、「燃料体の処理」運転において、事業者の日本原子力研究開発機構に協力して期間を通して技術員を派遣するなどの技術支援を実施し、各種不具合を経験しながらも運転完遂に貢献した。

本稿では、この1回目の「燃料体の処理」運転の実施内容および不具合状況の概要を紹介する。

なお、本稿は、FAPIG No.194「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」の続編であり、こちらも参照されたい。

1. はじめに

高速増殖原型炉もんじゅ(写真1)は、既に(2017年6月より)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)がスタートしている(図1参照)。その中で、最初の燃料体の取扱いとして、2018年8月~2019年1月に1回目の「燃料体の処理」運転(計86体)を実施した(図2参照)。

「燃料体取出し作業」は、「燃料体の取出し」(燃料交換)と「燃料体の処理」を合わせた総称であり、これら2種類の運転がある。今回紹介する「燃料体の処理」は、廃止措置移行前までの運転実績が燃料体では2体分しかなく、本格的な運転は今回が最初であった。また、「燃料体の処理」で使用する燃料取扱設備などは、全て富士電機納入の設備である。

以上の状況から、富士電機は、日本原子力研究開発機構(以下、JAEA)に協力して期間を通して技術員を派遣するなどの技術支援を実施し、各種不具合を経験しながらも運転完遂に貢献した。

本稿では、この1回目の「燃料体の処理」運転の実施内容および不具合状況の概要を紹介する。

2. もんじゅの状況

廃止措置移行後のもんじゅは、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370体、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体を保有していた。

1回目の「燃料体の処理」で計86体を処理した結果、炉心と新燃料貯蔵ラックは変わらず、炉外燃料貯蔵槽は74体、燃料池(貯蔵ラック)は88体の



写真1 高速増殖原型炉もんじゅ

* 富士電機㈱ 発電事業部 原子力バックエンド技術部

** 同社 発電事業部 原子力プラント建設部

*** 日本原子力研究開発機構 高速増殖原型炉もんじゅ 廃止措置部 燃料環境課

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

年度	平成29年度 (2017年度)	平成30年度 (2018年度)	平成31年度 (2019年度)	平成32年度 (2020年度)	平成33年度 (2021年度)	平成34年度 (2022年度)
第1段階における主な作業及び点検並びに施設定期検査の実施時期						燃料体の取出し完了
		燃料取扱設備点検	回転プラグ点検			
			燃料体の処理 炉外燃料貯蔵槽 →燃料池 (530体)			
			燃料体の取出し 原子炉容器 →炉外燃料貯蔵槽 (370体)			
			施設定期検査			
			設備点検			
			完了			
			2次系ナトリウムの抜取り			
		放射能の調査及び評価				

図2 第1段階(燃料体取出し期間)の工程

保有となった。

3. 燃料体の処理

「燃料体の取出し」は、原子炉(炉心)の燃料体を取り出して炉外燃料貯蔵槽に装荷(一時貯蔵)する。これに対して「燃料体の処理」(図3)は、

炉外燃料貯蔵槽に一時貯蔵した燃料体を取り出して燃料洗浄設備において付着ナトリウムを洗浄(除去)し、燃料池の貯蔵ラックに貯蔵する。なお、洗浄後に燃料缶詰装置において水封缶詰(以下、水缶詰)する場合もあり、1回目の「燃料体の処理」では、水缶詰を実施した。

3.1. 運転設備

「燃料体の処理」運転は、燃料取扱および貯蔵設備(図4)のうち、以下の設備を使用する。

(1) 燃料出入設備(図5)

原子炉および各床設備間で燃料体などを移送するもので、「燃料体の処理」運転で主体となる設備

である。2基の取扱機を有し、ナトリウムが付着した燃料体などを取り扱う燃料出入機本体A、ナトリウム除去後の燃料体などを取り扱う燃料出入機本体Bなど、以下から構成される。

①燃料出入機本体A(アルゴンガス内包)

燃料体などをナトリウム中又はナトリウムペー

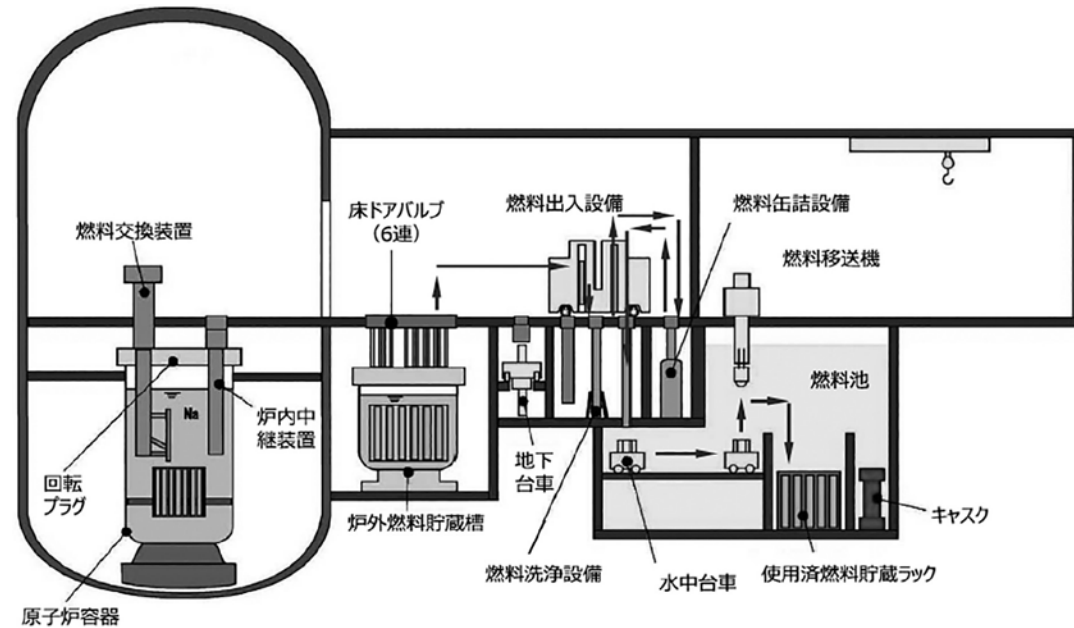


図3 「燃料体の処理」概要

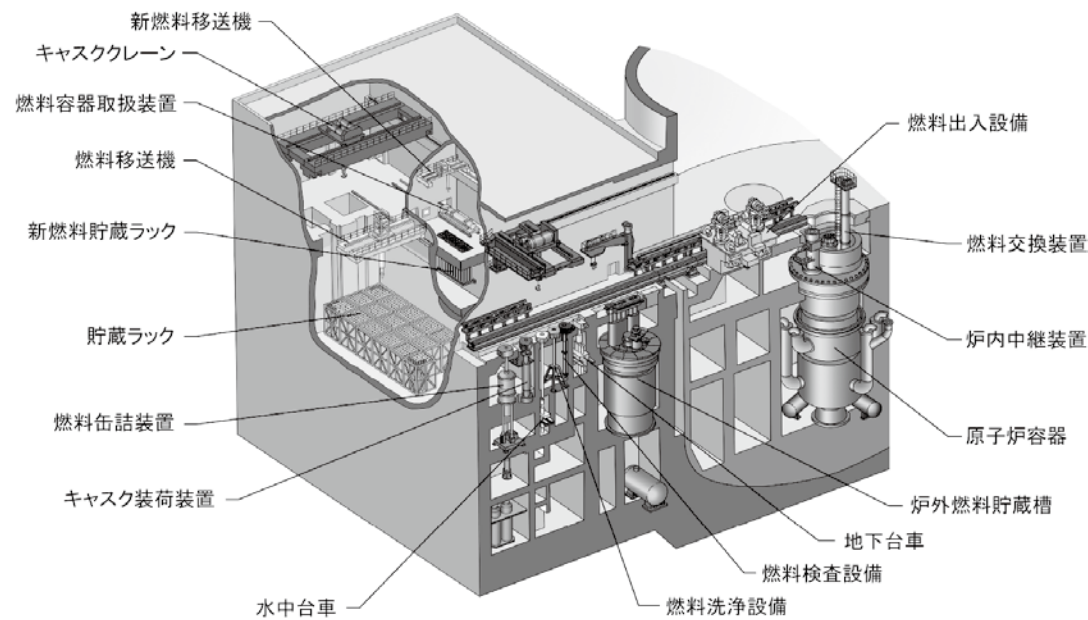


図4 燃料取扱および貯蔵設備

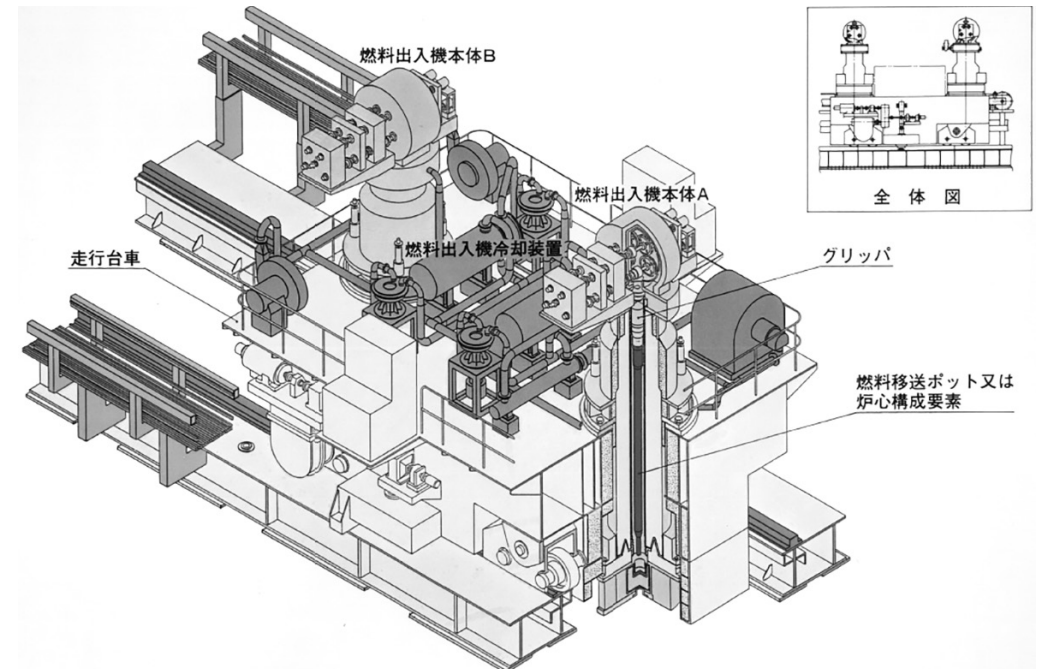


図5 燃料出入設備

バ雰囲気を取り扱うことから、アルゴンガスを内包する。

②燃料出入機本体B(空気内包)

燃料体などを水中又は湿分雰囲気を取り扱うことから、空気を内包する。

③燃料出入機冷却装置

本体に収納した使用済燃料体の発熱に対して、冷却ガスを供給、排気(循環)するもので、本体A用と本体B用を備えている。

④走行台車

本体A、本体Bおよび冷却装置を搭載して走行し、各床設備に位置決めするものである。

(2) 炉外燃料貯蔵槽

燃料体などの中継貯蔵、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、以下から構成される。

①燃料貯蔵容器(回転ラック)

②床ドアバルブおよび案内装置

(3) 燃料洗浄設備

使用済燃料体など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、以下から構成される。

①燃料洗浄槽

②アルゴンガス循環系

③脱塩水循環系

(4) 燃料缶詰装置

洗浄後の燃料体などを缶詰缶に水缶詰する設備である。

(5) 水中燃料貯蔵設備

燃料出入設備から裸状態又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、以下から構成される。

①水中台車

②燃料移送機

③燃料池(貯蔵ラック)

(6) 新燃料受入貯蔵設備

「燃料体の処理」運転前に、所内に搬入された模擬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、以下から構成される。

①地下台車

②新燃料移送機

③新燃料貯蔵ラック

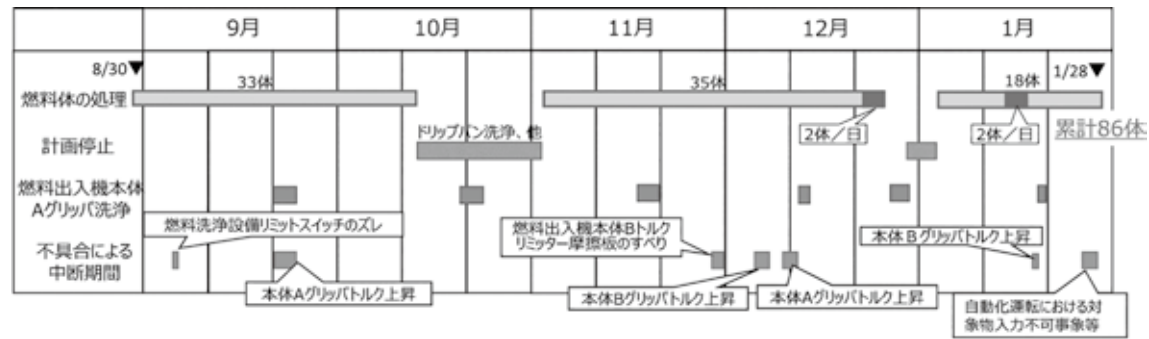


図6 燃料体の処理実績 (2018年度)

3.2. 運転の概要

「燃料体の処理」運転の概要は、以下のとおりであり、これらを燃取計算機を介した自動化運転（盤面上のフリッカ点灯するPBを押して運転を進める）にて実施する。

炉外燃料貯蔵槽に貯蔵した使用済炉心構成要素（今回は燃料体）を取り出し、洗浄、水缶詰して貯蔵ラックに貯蔵するとともに（以下の(1)）、新燃料貯蔵ラックに貯蔵した新炉心構成要素（今回は模擬体）を取り出し、予熱して炉外燃料貯蔵槽（燃料体を取り出したポジション）に貯蔵する（以下の(2)）。

(1) 燃料体の取扱い（処理）

- ①燃料出入設備（本体 A）により、炉外燃料貯蔵槽内（ナトリウム中）の燃料体を取り出し、燃料洗浄設備（燃料洗浄槽）へ移送、装荷する。移送中は、加熱アルゴンガス（「加熱」は付着ナトリウム固化防止の観点）を循環して燃料体を直接冷却する。
- ②燃料洗浄設備により、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。
- ③燃料出入設備（本体 B）により、燃料洗浄槽内の洗浄済燃料体を取り出し、燃料缶詰装置へ移送、装荷する。移送中は、空気を循環して洗浄済燃料体を直接冷却する。
- ④燃料缶詰装置により、洗浄済燃料体を水缶詰する。
- ⑤燃料出入設備（本体 B）により、燃料缶詰装置内の缶詰済燃料体を取り出し、水中台車（燃料出入設備側位置）へ移送、装荷する。移送中は、空気を循環して缶詰済燃料体を直接冷却する。

⑥水中台車（缶詰済燃料体を保有）が燃料出入設備側から燃料移送機側へ移動する。

⑦燃料移送機により、水中台車内の缶詰済燃料体を貯蔵ラックへ移送、装荷する。

(2) 模擬体の取扱い（移送）

- ①新燃料移送機により、新燃料貯蔵ラック内の模擬体を地下台車（新燃料移送機側位置）へ移送、装荷する。
- ②地下台車（模擬体を保有）が新燃料移送機側から燃料出入設備側へ移動する。
- ③地下台車内をアルゴンガスに置換し、加熱アルゴンガスを循環して模擬体を予熱する。
- ④燃料出入設備（本体 A）により、地下台車内の模擬体を取り出し、炉外燃料貯蔵槽へ移送、装荷する。

3.3. 運転の実績

燃料体の処理実績を図6に示す。「燃料体の処理」運転は、上記3.2.(1)と(2)を1体ずつ行う「1体分」、2体ずつ行う「2体分」があるが、本格的な運転としては最初であることから、基本的には1体分を行い（74体分実施）、最終段階において2体分（図6の「2体/日」）を行った（12体分実施）。

燃料体の処理は、100体を目標に実施したが、以下の4.に示すような各種不具合が発生したことから、計86体の燃料体の処理、計86体の模擬体の移送にとどまった。

4. 不具合事象

「燃料体の処理」運転中に発生した主要な不具合事象について、以下に設備単位で記載する。

4.1. 燃料出入設備

4.1.1.燃料出入機本体 A（図7）

(1) ナトリウム化合物付着によるトルク上昇

①事象の概要

燃料体などの取扱いは、グリッパ（図8）の爪が開閉して燃料体などを着脱するが、この着脱とグリッパ（+燃料体など）の昇降は上部のグリッパ駆動装置からステンレステーブを巻き取り、巻き出しして行う。

このグリッパ爪開閉のトルクが通常時よりも上昇した。

②原因の推定

運転において、グリッパおよびステンレステーブには、必然的にナトリウムが付着するが、この付着ナトリウムが化合物（水酸化ナトリウム、酸化ナトリウムなど）となって固化し、各摺動部を固着させてトルクが上昇したものと考えられた。固着のイメージを図9に示す。グリッパを目視確認したところ、グリッパには多くのナトリウム化合物が付着しており（写真2参照）、これらが爪開閉などを阻害していることが確認された。

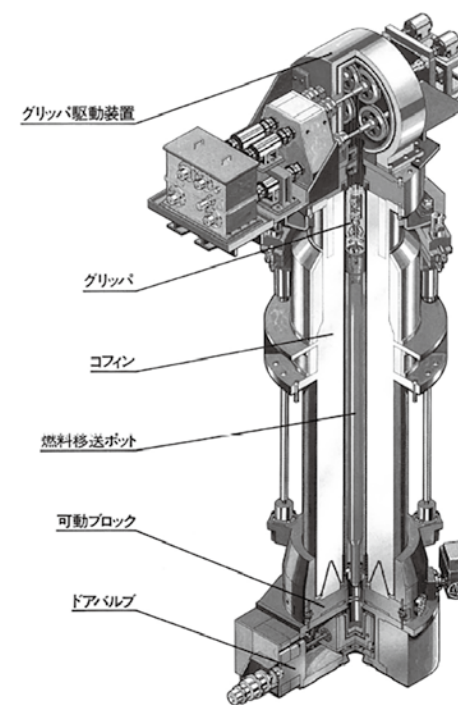


図7 燃料出入機本体 A
(本体 B も基本的には同一機器構成)

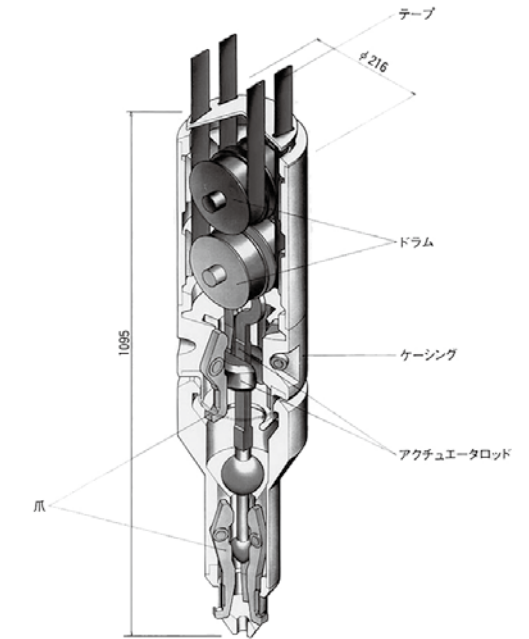
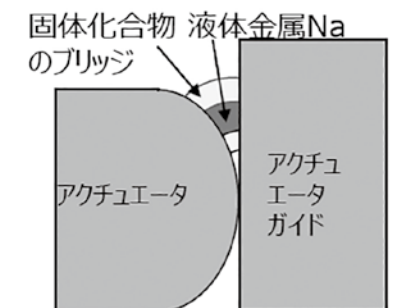


図8 燃料出入機本体 A グリッパ



保持時間長：化合物厚くアクチュエータ動作で切断不可

図9 ナトリウム化合物による固着イメージ

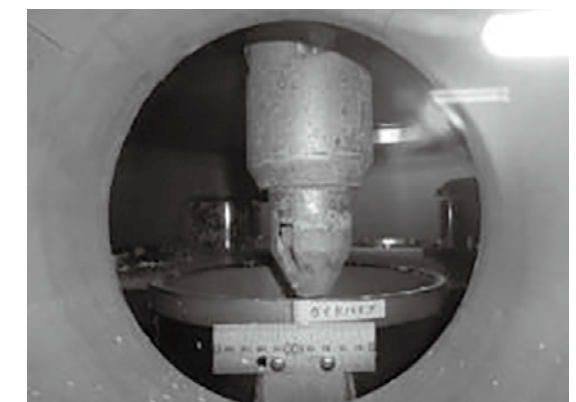


写真2 グリッパの外観

化合物化の原因は、色々と考えられたが、最も有力な原因としては燃料洗浄槽内の乾燥不足による残留湿分が疑われた。燃料洗浄設備の空洗浄を行い、燃料洗浄槽内の露点温度を測定したところ、十分ではない結果であった。

燃料洗浄設備では、最終的な洗浄工程として燃料洗浄槽内に水を張って排水するが、排水後、燃料出入機本体Aから次のナトリウム付着燃料体を受け入れるために燃料洗浄槽内を乾燥させる。このための乾燥運転やガス置換が十分ではなく、本体Aと燃料洗浄槽が接続した際に、グリッパなどが湿分雰囲気にとさらされたり、本体A内へ湿分が移行して、グリッパなどに付着したナトリウムを化合物化させたものと考えられる。湿分雰囲気のイメージを図10に示す。

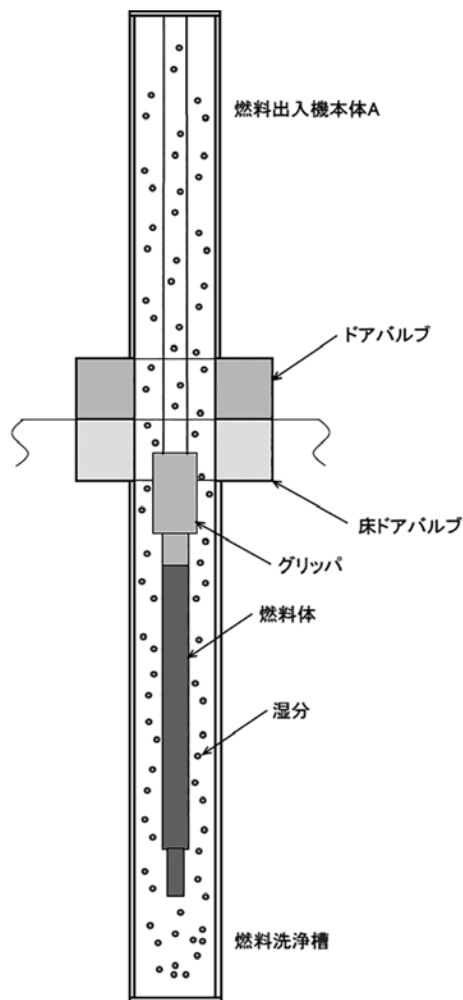


図10 燃料洗浄槽内の湿分雰囲気イメージ

③今後の対策

燃料洗浄槽内の乾燥機能を強化するため、燃料洗浄槽や近傍の配管にヒータおよび保温材を追加設置するとともに、乾燥運転時間を長くしたり、ガス置換回数を増やすこととした。

(2) ナトリウム化合物付着によるドアバルブ全閉不良

①事象の概要

燃料体の取扱いでは、燃料体を本体A内へ収納後、下部のドアバルブを全閉として直接冷却運転を実施するが、このドアバルブ全閉が不完全な状態となったり、弁座のシール漏れが発生した。

②原因の推定

直接冷却運転では、グリッパおよび燃料体の付着ナトリウムを下方のドアバルブ弁体上へ滴下又は飛散させるが、ドアバルブの弁体とケーシングの間の隙間に浸入したナトリウムが化合物（水酸化ナトリウム、酸化ナトリウムなど）となって固化し、弁体の動きや弁座のシール性を妨げたものと考えられた。

化合物化の原因は、上記4.1.1.(1)②と同じである。

③今後の対策

上記4.1.1.(1)③の燃料洗浄槽内の乾燥機能強化に加えて、今後の運転では直接冷却を省略することとした。

なお、燃料体の発熱は十分小さく、直接冷却が必要ないことは分かっていたが、今回の運転では滴下ナトリウムなどのデータを取得するため、直接冷却を実施した。

4.1.2. 燃料出入機本体 B (図7)

(1) 駆動装置抵抗増大によるトルク上昇

①事象の概要

グリッパ爪開閉のトルクが通常時よりも上昇した。

②原因の推定

本体Bでは、グリッパなどへのナトリウム付着はないため、分解点検を実施して調査したところ、グリッパ駆動装置の可動シール部のうち、メカニカルシールの摺動抵抗が増加していることが分かった。可動シール部の概略構造を図11に示す。

メカニカルシールを新品に交換したところ、トルクが低下したため、摺動回数の積み重ねによる

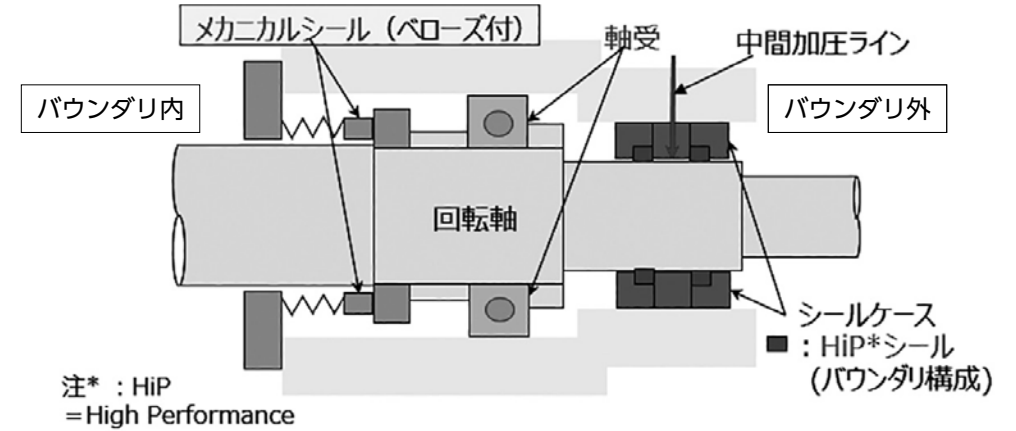


図11 可動シール部の概略構造

ものと考えられた。

また、本体Bより摺動回数が多い本体A（ヒータにより予熱している）では同様の事象が発生していないことから、温度の違いによる差異を確認したところ、温度との相関（温度を高くするとトルクが低下する傾向）があることが分かった。

③今後の対策

メカニカルシールを定期的（例えば分解点検毎）に新品と交換することにする。また、摺動回数の限界値を確認するための耐久試験を別途実施する。

4.2. 燃料缶詰装置

(1) ITVカメラの視認不良

①事象の概要

燃料体を水缶詰する際、缶詰缶内に燃料体を装荷する直前に、装置内に設置したITVカメラにより燃料体のID番号を読み取るが、視認性が低下して読み取りができなかったことがあった。

②原因の推定

ITVカメラを取り外して確認したところ、ITVカメラ先端の保護ガラス内外に結露が発生していることが分かった。

③今後の対策

結露防止のため、燃料缶詰装置内に供給している空気を乾燥空気に変更するとともに、この空気をITVカメラの保護ガラスに直接吹き付けないようにした。また、ITV用の照明を適切な位置に調整した。

なお、今後の運転では水缶詰を実施しないことから、本設備は不要となる予定である。

5. ま と め

もんじゅでは、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、最初の燃料体の取扱いとして、2018年8月～2019年1月に1回目の「燃料体の処理」運転（計86体）を実施した。

富士電機は、「燃料体の処理」運転において、JAEAに協力して期間を通して技術員を派遣するなどの技術支援を実施し、各種不具合を経験しながらも運転完遂に貢献した。

富士電機は、今回の「燃料体の処理」運転に向けて、各種不具合に対する対策をJAEAに協力して実施しているところである。また、今回の運転で取得した運転データや不具合事象の評価などについても、今後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）
- 3) 原子力規制委員会、もんじゅ廃止措置安全監視チーム会合資料
- 4) FAPIG No.194「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」

北陸電力株式会社 殿 志賀原子力発電所 出入管理設備

Hokuriku Electric Power Company Shika Nuclear Power Station Access Control Equipment

小倉 一郎*
Ichiro Ogura

〔概要〕

原子力発電所で働く作業員の放射線被ばく管理の厳密化が求められる中、北陸電力株式会社 殿 志賀原子力発電所向け出入管理設備として、他人のガラスバッジ着用および線量計・ガラスバッジ未着用での放射線管理区域への入域防止、作業員の負担軽減を実現するための機能を搭載した出入管理設備を北陸電力株式会社殿の御指導、御協力のもと、製作・納入したので紹介する。

1. はじめに

既存の出入管理設備では、管理区域入域の際、事前に中央登録番号、作業員名情報が登録されたIDカードを入域管理装置にかざした後、警報付ポケット線量計（以下、APD）にIDカードを挿入し、APDに中央登録番号、作業員名情報を書き込み後、管理区域内更衣室で管理区域用衣服に着替えてIDカードが挿入されたAPD、ガラスバッジを携帯し入域していた。管理区域に入域する場所にはゲートがなく、監視員が1人1人APD、ガラスバッジの携帯をチェックしており、入域者が他人のガラ

スバッジを携帯して入域することや評価対象年月以外のガラスバッジを携帯して入域する可能性があった。既設の出入管理設備における入退域の流れを図1に示す。

また、飛地管理区域への入域の際、主要建屋内の出入管理室にてAPDを借用してから屋外に出るため、建屋のゲートを通過する際、IDカードをAPDから取り外し、当該ゲートのIDカード読取部にかざす煩わしさがあつた。さらに、飛地管理区域入域扉での出入は、飛地管理区域への入域手続きをした者が線量計を携帯していない作業員が入域しないよう管理しているが、APD携帯

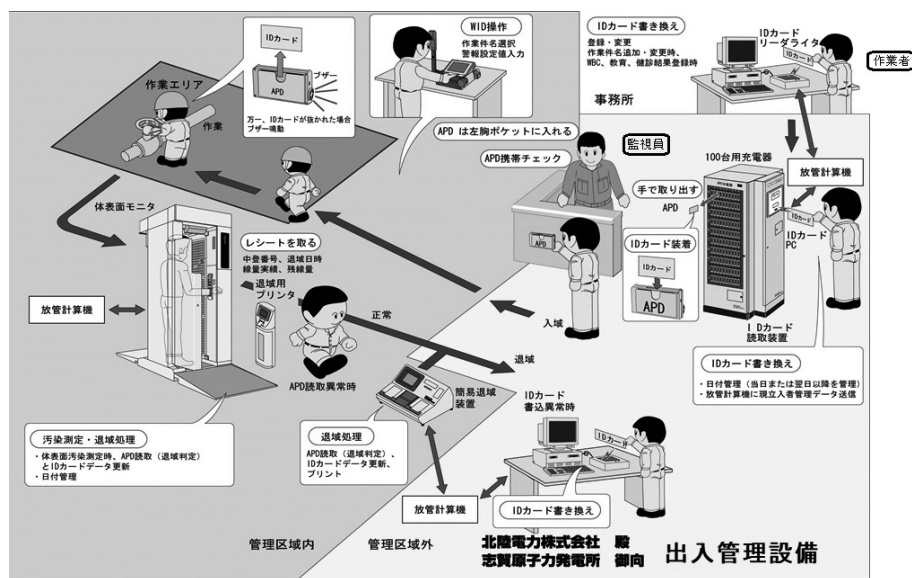


図1 既設出入管理設備の入退域の流れ

チェック装置といったハード的に管理する装置は設置されていなかった。

そこで今回の出入管理設備では、これらの事象を改善することを目的に、APD、入域情報登録装置（以下、AID）、作業情報登録装置（以下、WID）、入域ゲート、APD携帯チェック装置（飛地管理区域用）、退出モニタの製作、納入を行ったため紹介する。

2. システムの概要

今回納入した出入管理設備のシステム構成を図2に示す。また、管理区域入退域における流れを図3に示す。

作業員が管理区域に入域する際、AIDにAPDとIDカードをかざして、入域処理を行う。入域処

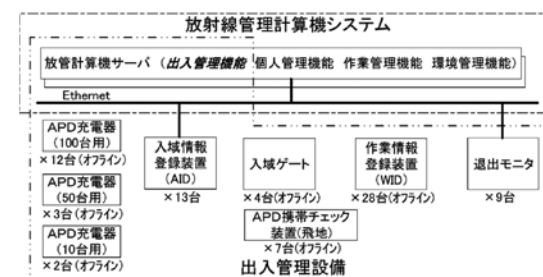


図2 システム構成図

理時に、IDカードから中央登録番号（作業員のID番号）を読み取り、放射線管理計算機システム（以下、放管計算機サーバ）に送信し、放管計算機サーバはこれらの情報を元に当該作業員の管理区域への入域資格審査を行い、登録されている作業員名情報をAIDに返信する。入域資格が正常であれば、入域処理を行い、APDに中央登録番号、入域時刻、作業員名情報などを書き込む。

AIDは入域処理に加えてWID機能を持ち、作業員名変更、警報設定線量変更を入域処理に続けて実施することが可能であり、この場合は、作業員がAID画面に表示される作業員名を選択することにより、その作業員名における計画線量および当該作業員の管理線量からAPDに設定する警報設定値を算出し、AIDを経由してAPDに対して警報設定を行うとともに作業員の個人情報および作業員名情報をAPDに設定する。

作業員は、入域処理済みのAPDおよびガラスバッジを携帯し、管理区域入口扉前に設置されている入域ゲートにてAPDとガラスバッジの携帯チェックを実施してから管理区域に入域する。入域ゲートでは、入域処理済みのAPDに書き込まれている中央登録番号と入域時刻およびガラスバッジの2次元バーコードに書き込まれている中央登

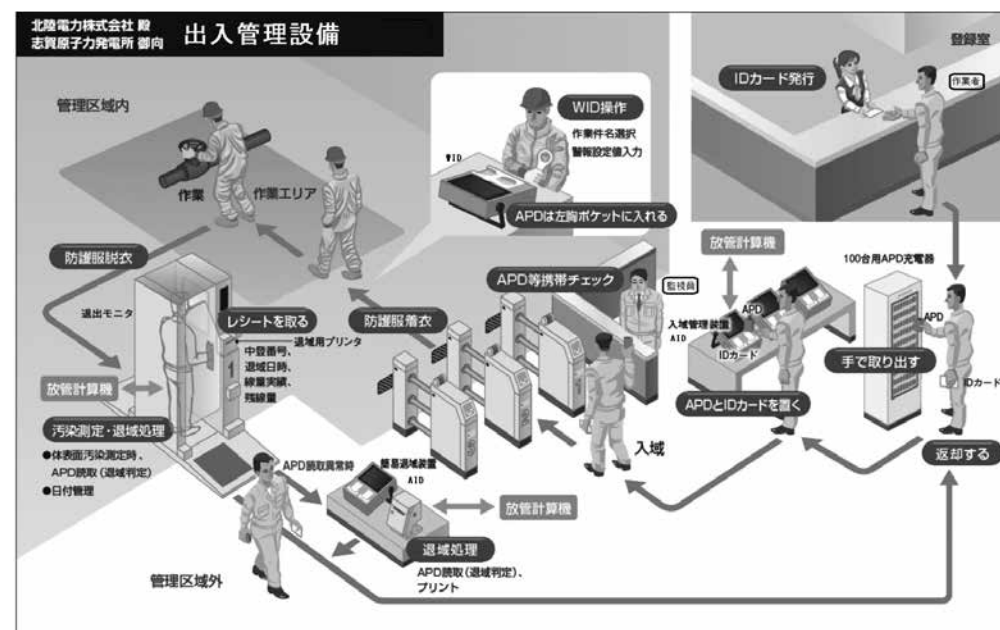


図3 今回の出入管理設備の入退域の流れ

* 富士電機(株) パワエレシステムインダストリー事業本部 社会ソリューション事業部 放射線システム部 技術第三課

録番号と使用年月を読み取ることで、作業者が自身のAPDおよびガラスバッジを携帯していることおよび評価対象年月のガラスバッジを携帯していることを確認した上で、入域ゲートのフラッパーを開ける。これにより、入域者が他人のガラスバッジを携帯して入域することおよび評価対象年月以外のガラスバッジを携帯して入域することを防止できるようにした。

管理区域内には各所にWIDが設置されており、作業件名の変更が発生した場合はWIDで作業件名を変更することが可能である。

なお、飛地管理区域では、管理区域入口扉近傍に設置したAPD携帯チェック装置にて、APD（AIDで入域処理済み）およびガラスバッジ（評価対象年月の2次元バーコード）の読取処理を行うことにより、作業者が自身のAPDおよびガラスバッジを携帯していることおよび評価対象年月のガラスバッジを携帯していることを確認し、適正なAPD、ガラスバッジを携帯していることを確認できれば扉の電気錠を解錠し管理区域への入域を可能としている。

作業者が管理区域（飛地管理区域除く）から退域する時には、管理区域境界に設置された退域機能付きの退出モニターで身体表面汚染測定時にAPDと通信を行い、APD内に書き込まれた個人情報、作業件名情報、被ばく線量情報を放管計算機サーバに送信し、管理区域からの退域処理を行う。なお、飛地管理区域からの退域時は、出入管理室の退域モードに切替えたAIDを使用して、作業者がAPDをかざすことで管理区域からの退域処理を行う。

3. APD

3.1. 概要

APDは、作業者が携帯して管理区域内作業中に受けた被ばく線量をリアルタイムに測定・表示するとともに警報設定線量に達した場合に、大音量にて作業者に知らせる機能を有している。更に、合金筐体の採用と内部シールドの構造を強化することで、耐ノイズ性や耐衝撃性を向上させ、より信頼性のある放射線計測を可能とした。通信機能においては、無線通信方式、赤外線通信方式、接点通信方式の3方式の機能を有しており、各装置との

通信性能に適した方式を採用している。

また、国際規格IEC61526や日本産業規格JIS Z4312 (2013) に準拠している。

写真1にAPDの外観を示す。

3.2. 仕様

「APD」の主な仕様を表1に示す。



写真1 APD外観

表1 APD仕様

No.	項目	仕様
1	測定線種	γ (X) 線
2	検出器	シリコン半導体
3	エネルギー特性	± 20% (60keV～6MeV, Cs137基準)
4	指示誤差	± 10% (0.1～999.9mSv, Cs137照射時)
5	方向特性	± 15% (正面の垂線を基準とした左右・上下各方向60° まで(Cs137照射時), 0° 基準)
6	表示	APD上面に液晶表示器設置
7	線量表示	0.00～999.99mSv
8	使用時間表示	00:00～11:59
9	警報音量	100dB以上 (ブザー正面at20cm)
10	通信方式	赤外線、接点端子および無線通信
11	電池	充電式電池(市販品単4)
12	連続使用時間	約15時間以上
13	電池寿命	1年間または400サイクル
14	外形寸法	約62(W)×20(D)×106(H) mm (突起部を除く)
15	重量	約130g以下

4. AID, WID

4.1. 概要

AIDは、作業者の管理区域入域の際の入域処理の他、退域処理およびWID機能（管理区域内での作業件名変更、APD警報設定値の変更）を搭載した装置である。入域処理時に、放管計算機サーバとの接続がオフラインになった場合を想定して、2か月分の従事者資格判定情報（中央登録番号、放射線防護教育有効期限、WBC測定有効期限、電離健康診断有効期限）を定期的に受信する機能を有することでオフラインに従事者資格判定をし、入域処理をすることを可能とした。

また、AIDは入域処理、退域処理、WIDの機能を有しているため、AID故障時にソフト切替（モード切替）を行うことで他のAID（故障したAIDと違うモードに設定しているAID）を代用することができる設計とした。

(1) 入域情報登録機能

作業者の管理区域入域の際に、以下の処理を行うことにより、放管計算機サーバへの入域情報の登録、APDへの作業情報および作業件名情報（警報設定含む）の登録が可能である。

- ① IDカードの中央登録番号（作業者のID番号）を読み取り、放管計算機サーバに送信し、当該作業者の入域資格審査結果および登録されている作業件名情報を放管計算機サーバから受信する。
- ②放管計算機サーバから受信した作業件名を表示し、作業者の操作により管理区域内で実施する作業件名を選択可能とする。
- ③作業件名情報には、作業件名、その件名に対する作業計画情報、APDの警報設定値があり、画面に表示する。
- ④ APDに作業情報、作業件名情報（警報設定値含む）の書き込み処理を行う。

(2) 作業件名変更機能、警報設定値変更機能

入域処理済みのAPDと通信することで入域情報登録時と同様の手順にて、現在選択されている作業件名（警報設定値を含む）の変更を可能とする機能である。

(3) APD返却場所不適切防止



写真2 AID（入域情報登録装置）外観

APD充電器より取出したAPDを別の出入管理室のAPD充電器に返却してしまうことを防止するために、放管計算機サーバにてAIDと退出モニターの装置番号、設置場所を管理する。入域処理時にAIDの装置番号をAPDへ書き込み、退域処理時にAPDから読み出した入域処理時のAIDの装置番号と退出モニターの装置番号を放管計算機サーバへ送信することにより、入域場所と退域場所が同一の出入管理室かどうかを比較することで、異なる場所への返却を防止する設計とした。

AID（入域情報登録装置）の外観を写真2に示す。

4.2. 特徴

(1) 小型、軽量

AIDは、管理区域内外の様々な場所で使用し、作業者入域情報などを処理する機能を有する装置であり、従来は据付型であった装置を可搬形とし、さらに設置スペースを縮小するために軽量、小型化した。

(約500(W)×200(D)×1,750(H)mm, 約70kg
→約380(W)×460(D)×110(H)mm, 約12kg)

(2) APD通信部のハンディ化

AIDは、管理区域内でWIDとして使用するため、作業者が管理区域用衣服からAPDを取り出さなくても通信できるようAPD通信部をハンディ化し、通信部をAPDに近づける非接触での通信が可能な設計とした。



写真3 ハンディ通信部外観

表2 AID仕様

No.	項目	仕様
1	APD通信機能	電磁誘導、微弱無線方式による無線機能
2	ガラスバッジ読取機能	2次元バーコード読取
3	搭載機能 *1 WID機能	入域情報登録機能 作業件名変更機能*1 警報設定値変更機能*1 退域処理機能
4	液晶表示器	12.1型タッチパネルカラー液晶表示器
5	放管計算機サーバとの通信	伝送方式: Ethernet 伝送手順: TCP/IP 伝送速度: 100Mbps
6	プリンタ印字機能	専用のプリンタを接続することで退域処理時に印字
7	電源	AC100V単相100VA以下
8	外形寸法	約380(W)×460(D)×110(H)mm
9	重量	約12kg



写真4 入域ゲート外観

ハンディ通信部の外観を写真3に示す。

4.3. 仕様

「AID」の主な仕様を表2に示す。

5. 入域ゲート

5.1. 概要

入域ゲートは、管理区域入口扉前に設置され、作業者が管理区域に入域する際に以下の条件を判定し、管理区域への入域を許可する。

＜管理区域入域を許可する条件＞

- ・作業者自身のAPDおよびガラスバッジを携帯していること
- ・APDはAIDにて入域処理がされていること
- ・ガラスバッジの使用年月は入域年月と一致するものであること

入域ゲートの外観を写真4に示す。

5.2. 特徴

(1) 通信機能

入域ゲートとの通信は、入域ゲートの読取部にAPDおよびガラスバッジをかざす非接触通信方式とすることにより高速な入域を可能とする設計とした。

5.3. 仕様

「入域ゲート」の主な仕様を表3に示す。

表3 入域ゲート仕様

No.	項目	仕様
1	APD通信機能	電磁誘導 微弱無線方式による無線機能
2	ガラスバッジ読取機能	2次元バーコード読取
3	出口扉	自動開閉フラッパー方式
4	状態表示	○, ×
5	液晶表示器	5.7型タッチパネルカラー液晶表示器
6	電源	AC100V単相200VA以下
7	外形寸法	約300(W)×860(D)×1,250(H)mm以下
8	重量	約100kg

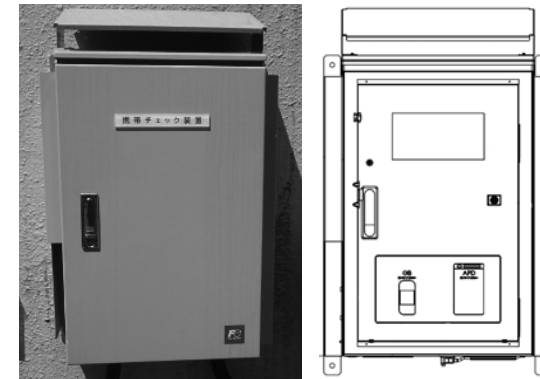


写真5 APD携帯チェック装置外観

6. APD携帯チェック装置（飛地用）

6.1. 概要

飛地管理区域用のAPD携帯チェック装置は、SGTSトレンチ、復水貯蔵タンクといった屋外にある管理区域に入域する飛地管理区域入口扉近傍に設置され、APD（AIDで入域処理済み）とガラスバッジを携帯していることを確認し、管理区域境界扉の電気錠の解錠を行う。

APD携帯チェック装置の外観を写真5に示す。

6.2. 特徴

(1) APD, ガラスバッジ携帯確認機能

作業者が読取部にAPD, ガラスバッジをかざすことでAPDに登録された中央登録番号とガラスバッジの中央登録番号およびAPDに登録された

表4 APD携帯チェック装置仕様

No.	項目	仕様
1	APD通信機能	電磁誘導 微弱無線方式による無線機能
2	ガラスバッジ読取機能	2次元バーコード読取
3	LED表示機能	処理中, ○, ×, 異常1~6, 故障
4	電気錠制御	電気錠からの状態信号入力, 電気錠への施錠, 解錠信号出力
5	電源	AC100V 単相350VA以下
6	外形寸法	400(W)×240(D)×630(H)mm
7	重量	約37kg

入域時刻とガラスバッジの使用年月を比較確認する機能を搭載することで、AIDでの入域処理済みAPDと本人のガラスバッジを携帯していることなどを確認する機能を搭載した。

(2) 電気錠制御機能

管理区域境界扉に設置されている電気錠を制御する機能を搭載し、APDとガラスバッジ携帯確認処理を行わないと電気錠を解錠しないようにしたことで、APD又はガラスバッジを携帯しない作業者の飛地管理区域への入域を防止する。

(3) 耐環境性

屋外での使用を考慮して、-10.4℃～50℃に耐えられるよう低温対策としてヒータ、直射日光を避けるための遮光板を設けた設計とした。

6.3. 仕様

「APD携帯チェック装置」の主な仕様を表4に示す。

7. 退出モニタ

7.1. 概要

退出モニタは体表面汚染を測定し、管理区域内での作業中に被ばくしていないかを測定する装置であるが、この内部にAPD読取部を設け、体表面汚染測定中にAPDから退域情報（装置番号、中央登録番号、APD番号、積算線量、APD使用時間、作業実績情報）を読み取り、放管計算機サーバに送信し、放管計算機から資格判定結果を受信し、退域処理を行い、退域結果をレシートに印字する。



写真6 退出モニタ外観

退出モニタの外観を写真6に示す。

7.2. 特徴

既設ではAPD通信での混信を避けるため、APD読取部にAPDを挿入して読み書きをしていたが、納入したシステムではAPDを首に掛けた状態での読み書きを可能としたことにより作業者の負担軽減に繋がった。

7.3. 仕様

「退出モニタ」の主な仕様を表5に示す。

8. あとがき

以上紹介してきたように本システムでは、他人のガラスバッジ携帯およびAPD、ガラスバッジ未携帯での放射線管理区域への入域防止、作業者の負担軽減を目的としたシステム構築を行い、納入した。今後は、作業者への負担を軽減することを目的としたAID、入域ゲート、退出モニタの更なる処理時間短縮に取り組む所存である。

表5 退出モニタ仕様

No.	項目	仕様
1	汚染測定	測定対象: β 線(γ 線) 検出器: プラスチックシンチレーション検出器 検出感度: 1.11 Bq/cm ² (Co60, BG 約0.1 μ Sv/h) 検出箇所: 17部位
2	APD通信機能	電磁誘導 微弱無線方式による無線機能
3	入口出口扉	自動開閉フラッパー方式
4	状態表示	「測定可」(緑), 「測定中」(橙), 「点検中」(赤), 「正常」(緑), 「●」(赤)
5	液晶表示器	12.1型タッチパネルカラー液晶表示器
6	搭載機能	退域処理機能
7	放管計算機サーバとの通信	伝送方式: Ethernet 伝送手順: TCP/IP 伝送速度: 100Mbps
8	プリンタ印字機能	退域処理時に印字
9	電源	AC100V単相700VA以下
10	外形寸法(本体)	約860(W)×1,000(D)×2,250(H)mm
11	重量	約650kg

謝 辞

本稿にあたり、北陸電力株式会社殿からの御指導、御協力を賜りましたことに対し、謝意を表します。

原子力施設の廃止措置を行うための放射化計算法

Method of Radioactivation Calculation Necessary for Decommissioning of Nuclear Facilities

小 迫 和 明*
Kazuaki Kosako

〔概要〕

商業用原子力発電所の廃炉や高エネルギー加速器施設などの廃止措置が今後増加することが見込まれる。放射化した原子力施設の管理区域を廃止して開放するために、管理区域内の機器・設備や構造物における放射化放射能の残存量の評価が必要である。そのための放射化放射能濃度分布を求めることができる放射化計算法について説明する。放射化計算の方法とそのために必要な中性子輸送計算、放射化反応断面積、崩壊データの内容と現状について説明し、現在使用できる放射化計算コードの概要を述べる。

1. 緒 言

現在の日本では、商業用原子力発電所の廃炉や高エネルギー加速器施設などの廃止措置が今後増加することが見込まれている。廃炉は、福島第一原子力発電所の事故以降に原子力発電所の規制が強化された(新規制基準)のために、急激に増加しており現在18基が運転を停止した。事故を起こした福島第一原子力発電所の廃止措置(6基)を除いて、通常の廃止措置が適用されるので、これらは一般廃炉と呼ばれる。高エネルギー加速器施設などは、老朽化などにより廃止が進められており、医療のPET診断などに使用する放射性薬剤を製造するための10~22MeVの陽子線サイクロトロン、高度先進医療で使用される150~250MeVの陽子線治療用加速器と400MeVの重粒子線治療用加速器、数十MeVから数十GeVの高エネルギー物理実験用加速器などがある。これらの原子力施設では、核反応により中性子が大量に発生するので、その発生源周辺部の機器や構造物は中性子に起因した核反応により放射化することになる。放射化は中性子以外の核反応でも起こるので、加速器施設では陽子や制動放射線などによる局所的な放射化も考慮する必要があるかもしれない。

中性子により放射化した原子力施設の管理区域を廃止して開放するためには、管理区域内の機器・設

備や構造物における放射能の残存量(放射能インベントリ)の評価が必要である。これらの原子力施設の放射能は、その起因に基づき放射化放射能と汚染放射能に分類される。放射性核種や核分裂生成物などによる汚染放射能に対する汚染検査は、現場で実際にスマア法などによりサンプリングを行い、放射線測定により汚染の有無を確認する。汚染がある場合は、除染作業を実施して放射性物質を取り除くことになる。放射化による放射能濃度の評価(放射化量評価)を実測により行うことは、現場で機器や構造物の放射線を測定してもその表面付近の放射能しか評価することができないため、実際には役立たない。そのため、管理区域全体が構造物に対応して細分化された放射能濃度分布を放射化計算により評価する必要がある。放射化計算による放射能濃度を実測値と比較検証し信頼性を担保した上で、関係法令に基づく放射化物質のクリアランスレベルに基づき、放射性廃棄物と放射性物質として扱う必要のない廃棄物に分別して解体・処分することになる。放射性廃棄物は、その放射能レベルに応じて適切に管理・処分する必要があるため、相当な処分費用が必要となる。従って、放射性物質として扱う必要がないことを意味するクリアランスレベル以下を担保する放射化量評価の精度は極めて重要である。ここでは、放射化放射能濃度分布を求めるための放射化計算法について詳しく説明する。

* 清水建設(株) 技術研究所 エネルギー技術センター

2. 放射化計算法

2.1. 放射化計算の方法

放射化計算は、放射線が構造物中の核種と核反応を起こし、それにより生成される放射性同位体(放射性核種)の量を計算するものである。放射性核種を生成する核反応を起こす放射線は、中性子、5 MeV以上のガンマ線と電子、陽子、重水素、三重水素、アルファ線などの原子核等がある。原子力発電所の場合は、中性子の核反応を評価するだけで十分であるが、加速器施設では中性子以外に加速する粒子などに付随する核反応を局所的には評価する必要がある。ここでは、放射化の大部分を占める中性子に限定して放射化計算法を説明する。

放射化計算を実施するには、中性子のエネルギースペクトルデータ、中性子が入射する物質の元素組成と密度、中性子と同位体の放射化反応断面積、放射性核種の崩壊データ(半減期、崩壊形式、娘核種など)、原子力施設の運転履歴情報が必要である。これらの項目についての説明を以下に述べる。

中性子のエネルギースペクトルは、中性子輸送計算の結果として得ることができ、特定または任意のエネルギー群構造で表される(2.2.節)。エネルギー群構造は、中性子の有する可能性のあるエネルギーの上限と下限の間を複数のエネルギー群境界値で区切ったものである。エネルギースペクトルは、その境界値間のエネルギーを持つ中性子の数を表しており、ある1点またはある大きさの領域(セル)における体積平均値を表している。従って、使用するエネルギースペクトルが表している点または領域に限定された放射化量が、その放射化計算により得られることに留意する必要がある。

物質の元素組成は、中性子輸送計算などで使用する主要元素に限定した組成ではなく、不純物まで含む精緻な分析結果が必要である。例えば、純鉄の純度は99.9wt%(質量%)以上であり99.995wt%以上まで現在は可能となっている。この不純物量は0.1から0.005wt%となるが、中性子輸送計算ではこれを無視して鉄100wt%で計算しても有意な差は生じない。しかし、放射化計算では不純物元素が存在するかしないかにより、その計算結果は全く異なる結果となる可能性がある。不純物量が0.1wt%の場合、

Mnは0.001wt%存在するのでMn-55から放射性核種のMn-56が中性子捕獲反応により生成することになる。不純物元素が与えられるかどうかで、生成する可能性がある放射性核種の構成は全く異なるため、可能な限り高い精度で不純物元素の存在量を分析により求めなければならない。しかし、物質内の不純物元素分布の不均質性、多数の不純物元素を分析する精度とコスト、物質のサンプル数などの要因があるため、正確な不純物元素組成を求めることは容易ではない。けれども、原子力施設で使用される主な構造材については、考慮すべき不純物元素を明確化できている。物質の密度は、理論密度ではなく、実際の物質で測定された密度を使用すべきである。加工製品である炭素鋼の密度は炭素の添加量により7.75から7.83g/cm³まで変化し、普通コンクリートの比重は2.15から2.4g/cm³の幅がある。この密度は、単位体積当たりの原子数密度に比例するため、放射性核種の生成量とも比例することに留意する必要がある。

中性子と同位体の放射化反応断面積は、評価済み核データファイルに格納された核反応断面積データを利用する(2.3.節)。中性子が同位体(標的核種)に衝突して核反応により同位体(生成核種)が生成する時に、標的核種と生成核種が異なる核反応断面積をまとめたものが放射化反応断面積ライブラリである。これは、生成する核種が放射性核種である反応断面積に限定されてはいない。断面積データは、エネルギー依存であるため、中性子エネルギースペクトルと対応付ける必要がある。

放射性核種の崩壊データは、半減期、崩壊形式と分岐比、娘核種などがあり、評価済み核データファイルに格納されている(2.4.節)。放射性核種は、極短半減期のもを含めると3000核種以上ある。しかし、詳細な崩壊データが得られている核種は、安定核近傍の放射性核種に測定上の理由から限定される。高エネルギー加速器を除いて、マイナーな放射性核種が必要となることは殆どないので、現状でも十分である。

原子力施設の運転履歴情報は、原子力発電所であれば運転と停止の日時、運転中の熱出力のデータが必要である。加速器では、運転日時(または週間や月間の平均運転時間)、ビーム電流値、ターゲット照射またはビームロス電流値のデータが必要である。

ある領域において同位体*i*から放射性核種*j*が生成される反応率 R_{ij} は、次式で表され、全エネルギー(E)範囲で中性子スペクトル $\phi(E)$ と反応断面積 $\sigma_{ij}(E)$ を積分して、同位体の原子数密度 N_i を掛けることにより求められる

$$R_{ij} = N_i \int_0^{E_{max}} \sigma_{ij}(E) \cdot \phi(E) dE \quad (1)$$

式(1)のエネルギー関数をエネルギー群構造(群番号*g*と群数*n*)で表記すると次式となる

$$R_{ij} = N_i \sum_{g=1}^n \sigma_{ij,g} \cdot \phi_g \quad (2)$$

式(2)のエネルギー群構造を使用する場合には、中性子スペクトルと反応断面積の群構造は一致させる必要がある。

放射化計算は、上記で得られた反応率を運転履歴に従って時間積分しながら崩壊データに基づいて時間減衰させるのが基本形である。これに崩壊で生成した娘核種と入射中性子の核反応を考慮することにより、連鎖反応を含めた放射化計算が可能となる。

2.2. 中性子輸送計算

中性子輸送計算は、線源で発生した中性子や核反応で生成した中性子が空間内に拡がってある領域に存在する確率分布を計算する方法であり、中性子のエネルギー変化も含めて計算することにより中性子のエネルギースペクトルが得られる。このような計算は、簡易計算では行えないため、中性子輸送計算コードが必要不可欠となる。中性子輸送計算コードは、中性子と同位体の核反応を輸送計算で利用できる形式にデータベース化した断面積ライブラリと、その断面積データを用いて中性子の空間内挙動を解析的または酔歩サンプリングにより模擬するソフトウェアで構成されている。

輸送計算コードは、決定論的と確率論的コードの2種類がある。決定論的コードは、エネルギーと空間を離散的な区分で平均化して解析的にボルツマン輸送方程式を解くものである(ANISNやDORTなど)。確率論的コードは、放射線の挙動を乱数で酔歩サンプリングにより追跡し統計処理をするものであり、モンテカルロ(Monte Carlo, MC)コードとも呼ばれる(MCNPやPHITSなど)。現在主流のMCコードは、エネルギーを連続的な関数で扱い、空間

を3次元幾何形状で取り扱うことにより、モデル化の近似誤差を最小にできるため、誤差要因を断面積ライブラリの誤差に殆ど限定することも可能である。輸送計算コードはそれぞれのコードに特化した断面積ライブラリを使用するが、その元になる断面積データは評価済み核データファイルに格納されている。核データファイルの汎用ファイル(日本のJENDL-4.0 [1]、米国のENDF/B-VIII.0 [2]、欧州のJEFF-3.3 [3]が最新版である)を主に使用するが、特別な用途に限定された高エネルギーファイルなどを使用する場合もある。

決定論的コードは、中性子エネルギーを多群構造化した断面積ライブラリを使用するため、得られる中性子エネルギースペクトルの群構造もそれと同じになる。代表的な中性子群構造としては、VITAMIN-Jの175群、VITAMIN-B6の199群などがある。計算対象空間を2次元R-Zモデル(円柱形状、径方向R×軸方向Z)で扱う場合、RとZ方向をメッシュで細分化して取り扱うので、そのメッシュごとに中性子スペクトルを得ることができる。

MCコードは、連続エネルギー形式の断面積ライブラリを使用するため、タリーする中性子エネルギーに制約はなく、任意のエネルギー群構造でスペクトルを得ることができる。代表的な群構造を使用しても良いし、ユーザー独自のものでも良いが、模擬する中性子挙動のエネルギー範囲をカバーしていることが必要である。MCコードは、指定された領域、点、面、3次元空間メッシュなどで中性子スペクトルをタリーすることができる。

中性子輸送計算により得られた中性子エネルギースペクトルは、放射化計算で利用し易いようにメッシュまたはタリー位置で識別できるエネルギー値と中性子スペクトルからなるデータファイルを作成しておくことが望ましい。

2.3. 放射化反応断面積

中性子が同位体(標的核種)に衝突して核反応により同位体(生成核種)が生成する時に、標的核種と生成核種が異なる核反応断面積をまとめて、放射化計算コードで使用できるように編集したものが放射化反応断面積ライブラリである。このライブラリは、生成する核種が放射性核種である反応断面積に限定されてはいないので、安定核種が生成

される反応も含まれる。これは、生成された安定核種が更に中性子と核反応を起こして放射性核種を生成する可能性があるため、網羅的な反応断面積データが必要とされることによる。

放射化反応断面積は、評価済み核データファイルから標的核種と生成核種が異なる核反応断面積を選択している。核データファイルは、利用目的に応じて評価されており、放射化断面積ファイルがそれに該当する。主な利用目的は異なるが、汎用ファイルと高エネルギーファイルも放射化反応断面積に利用可能である。放射化断面積ファイルとそれ以外のものとの違いは、生成核種の核異性体への分岐比があることと標的核種の多さにある。例えば、汎用ファイルの核種数は安定核種を網羅した400程度であるが、放射化断面積ファイルの核種数は800から2800程度であり多数の不安定核を含む。核異性体は、同位体の励起エネルギー準位が異なる状態のもので、比較的安定な励起準位にある。例えば、基底状態のBr-80の半減期は17.68分、その異性体のBr-80mの半減期は4.4205時間でIT崩壊によりBr-80となる。核異性体がIT崩壊で基底状態にならない場合には、核異性体の分岐比により、生成核種の構成が変わる。そのため分岐比は元素組成によっては重要なデータとなるが、短半減期や入射中性子エネルギー依存の測定が困難であるため、精度良く評価された分岐比は多くない。

核データファイルの放射化断面積ファイルは、JEFF-3.1/A, TENDL-2017 [4], FENDL/A-3.0 [5], JENDL/AD-2017などがある。汎用ファイルは、JEFF-3.3, ENDF/B-VIII.0, JENDL/4.0があり、高エネルギーファイルはJENDL-4.0/HEがある。中性子入射のTENDL-2017の核種数は2813, FENDL/A-3.0は816, JENDL/AD-2017は311である。なお、TENDLは核モデル計算結果を編集したものであり、厳密には評価ファイルではない。

放射化反応断面積ライブラリは、放射化計算コードの仕様に従ったエネルギー構造を持つため、一般に特定の中性子エネルギー群構造でもって反応断面積を多群定数化している。高精度な放射化計算を行うコードは、連続エネルギー形式の反応断面積を持つものもある。

中性子が核分裂性核種に入射し核分裂反応を起

こすと、核分裂生成物が生成する。核分裂生成物の生成量(収率)は、一義的には決まらず生成核種は確率分布を持っているため、核データファイルの核分裂収率ファイル(ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3/NFY, JENDL/FPY-2011)に格納されている。しかし、格納された標的核種は20~40個程度に限定されている。放射化反応断面積ライブラリと同様に多群化を行って、核分裂収率ライブラリを作成する。

2.4. 崩壊データ

放射性核種の崩壊データに含まれるものは、親核種の励起状態、半減期、崩壊形式と分岐比、娘核種の励起状態、放出粒子の種類とエネルギースペクトルなどがあり、評価済み核データファイルに格納されている。放射性核種は、極短半減期のものを含めると3000核種以上あり、核図表にはそれ以上の核種が掲載されている。しかし、測定値で評価された崩壊データが得られている核種は、安定核近傍の比較的半減期の長い放射性核種に限定される。それ以外の多くの放射性核種は、理論計算に基づくものである。

核データファイルの崩壊データファイルは、最新のものはENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3とJENDL/DDF-2015の3つに限定される。安定核も含む収納核種数は、ENDF/B-VIII.0が3821, JEFF-3.3が3852, JENDL/DDF-2015が3237である(ENDF/B-VIII.0とJEFF-3.3の評価された核種の範囲は中性子(0-n-1)から111-Rg-272まで、JENDL/DDF-2015は中性子(0-n-1)から104-Rf-259である)。

親と娘核種の励起状態は、大部分の核種が基底状態(励起エネルギーがゼロ)であるが、異性体は準安定な励起準位と励起エネルギーを持っている。核種によっては複数の異性体が存在するので、それらを区別するために核種ラベル名の後に、第1安定準位は“m”, 第2安定準位は“n”, 第3安定準位は“o”の記号を付与する(例えば、基底状態はNb-90, 第1安定準位はNb-90m, 第2安定準位はNb-90n)。

半減期は、 10^{-22} 秒から 10^{19} 年の範囲で与えられている(安定核の半減期はゼロ)。取り扱われる放射性崩壊形式を表1に示す。表1にはないが、2個以上の粒子放出も取り扱われる。取り扱われる放出粒子の種類は表1の放出粒子およびガンマ線とX線であり、そのエネルギースペクトルは離散値または

表1 放射化計算で取り扱われる主な放射性崩壊形式

モード	記号	放射性崩壊形式	崩壊例
1.0	β	ベータ崩壊 (電子放出)	$^{60}\text{Co} \rightarrow ^{60}\text{Ni}$
2.0	EC, β^+	電子捕獲/ 陽電子放出	$^{62}\text{Zn} \rightarrow ^{62}\text{Cu}$
3.0	IT	核異性体転移 (ガンマ線放出)	$^{60\text{m}}\text{Co} \rightarrow ^{60}\text{Co}$
4.0	α	アルファ崩壊 (アルファ線放出)	$^{240}\text{Pu} \rightarrow ^{236}\text{U}$
5.0	n	中性子放出	$^4\text{H} \rightarrow ^3\text{H}$
6.0	SF	自発核分裂	$^{252}\text{Cf} \rightarrow \text{FP}+n$
7.0	p	陽子放出	$^9\text{B} \rightarrow ^8\text{Be}$
1.4	$\beta^+ \alpha$	ベータ崩壊後に アルファ線放出	$^{16}\text{N} \rightarrow ^{12}\text{C}$
1.5	$\beta^+ n$	ベータ崩壊後に 中性子放出	$^{16}\text{C} \rightarrow ^{15}\text{N}$
2.4	$\beta^{++} \alpha$	陽電子放出後に アルファ線放出	$^9\text{C} \rightarrow ^5\text{Li}$

連続エネルギースペクトルである。極短半減期の放射性核種は、エネルギースペクトルが与えられていないものがあるので、放射化計算コードで放出ガンマ線のスペクトルを求める場合(高エネルギー加速器など)に、そのような核種による寄与が無視できることを確認することが望ましい。例えばベータ崩壊の場合には、放出粒子は電子とガンマ線となり、両者のエネルギースペクトルが与えられる。このガンマ線スペクトルは、ベータ崩壊で遷移する娘核種の励起準位からのガンマ線放出過程によるものである。ベータ崩壊で放出された電子の輸送過程は、媒質に依存するため考慮できない。

2.5. 放射化計算コード

放射化計算コードは、前述した中性子のエネルギースペクトルデータ、物質の元素組成と密度、中性子と同位体の放射化反応断面積、放射性核種の崩壊データ、原子力施設の運転履歴情報を基にして、放射性核種の生成量を計算する専用のソフトウェアである。原子力分野では、主に1970年代からコードの開発が始められ、現在も改良や更新が継続されている。放射化計算コードは、放射化反応断面積、核分裂収率および崩壊データを固有形式のライブラリとして保有し、中性子スペクトル、物質組成および運転履歴を計算条件と共に入力データとして与える

形式が主流である。最初に中性子スペクトルと放射化反応断面積から群縮約を行って1群反応断面積を作成し、これを中性子照射と冷却の計算過程で使用する。主な計算結果は、放射性核種の生成量(放射能)、崩壊ガンマ線スペクトルと崩壊熱量である。現在利用されている主要な放射化計算コードの概要を以下に述べる。

ORIGEN-Sコード[6]は、原子炉向けに1970年代に解法として指数行列法を用いて開発され、ORIGEN-1と2コードを経て現在は標準核設計計算システムSCALE[7]のモジュールとして組み込まれている。米国のORNLで開発が継続されており、最新版はSCALE-6.2で利用可能である。入射粒子は中性子のみである。ENDF/B-VII.1に基づく崩壊データの放射性核種の数は2200である。JEFF-3.0/Aに基づく遮蔽計算用の放射化断面積ライブラリの群構造は、上限エネルギーが20MeVのVITAMIN-B6準拠の200群である(その他に252群, 238群, 56群, 49群, BUGLEの47群, 44群, 999群がある)。核分裂収率データはENDF/B-VII.0であるが、U-235, U-238, Pu-239とPu-241についてはENDF/B-VII.0の更新版である。通常問題の計算時間は比較的短い。

FISPACT-IIコード[8]は、原子炉から核融合炉までカバーすることを目的に解法として改良したオイラー法を用いて英国で開発され、その拡張版であるEASY-IIと共に欧州(主にUK-AEA)で開発されており、最新版は4.0である。入射粒子は、中性子、陽子、重陽子、アルファ線とガンマ線である。JEFF-3.1.1とENDF/B-VII.1に基づく崩壊データの核種数は3873である。TENDL-2017に基づく放射化断面積ライブラリの核種数は2813であり、上限エネルギーが20 MeVに対応するエネルギー群構造はWIMSの69群, GAM-IIの100群, XMASの172群, VITAMIN-Jの175群, TRIPOLIの315群, LLNLの616群であり、上限エネルギーが25MeVに対応するエネルギー群構造は、LANLの66群であり、上限エネルギーが55MeVに対応するエネルギー群構造はVITAMIN-J+の211群, TRIPOLI+の351群であり、上限エネルギーが1GeVに対応するエネルギー群構造はCCFEの162群と709群である。中性子の核分裂収率はJEFF-3.1.1の19核種、重陽子の

核分裂収率はUKFY-4.0の19核種である。

DCHAIN-SP2014コード [9] は、解法としてDCHAIN2コード [10] のBateman法を用いて大強度陽子加速器施設向けに日本でDCHAIN-SP2001 [9] として開発され、核分裂性核種も取り扱えるように改良されており、この最新版は国産の3次元モンテカルロ計算コードPHITS-3と接続計算できるようにJAEAで整備されている。入射粒子は中性子のみである。EAF-3.1とFENDL/D-1などに基づく崩壊データの核種数は3139である。放射化断面積ライブラリの上限エネルギーの20MeVに対応するエネルギー群数は1968群である。DCHAIN-SP2001で使用されたFENDL/A-2に基づくVITAMIN-Jの175群の放射化断面積ライブラリの核種数は735である。核分裂収率データはENDF/B-VI.4, JNDC/FP-2とCYI理論計算の36核種である。通常問題の計算時間は比較的長い。

AERY5コードは、DCHAIN-SP2001系列の改良版コードであり清水建設で開発を行っている。入射粒子は、中性子、陽子、重陽子、トリチウム、He-3、アルファ線とガンマ線である。ENDF/B-VIII.0とJEFF-3.3などに基づく崩壊データの核種数は4263である。JENDL-4.0, JENDL-4.0/HE, JENDL/AD-2017, ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, TENDL-2017, FENDL/A-3.0に基づく放射化断面積ライブラリは、連続エネルギー形式であり、上限エネルギーは評価の上限値に合わせて20と200MeVとなっている。これらは核種の不足を補完するために、複数の組み合わせで利用可能である。光核反応を取り扱うためのJENDL/PD-2016に基づく放射化断面積ライブラリも連続エ

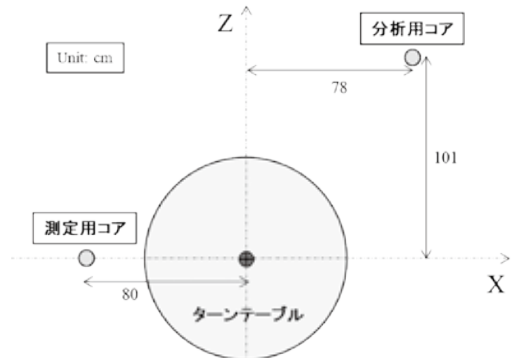


図1 リニアック室の床コンクリートのコアボーリング位置

ネルギー形式である。核分裂収率データはENDF/B-VI.4, JNDC/FP-2とCYI理論計算の36核種であるが、最新データへの更新作業が行われている。通常問題の計算時間は比較的長い。

上記以外の放射化計算コードとして、国内ではORIGEN-2 [11]から派生したコードが複数あり、核融合炉用のACTIVE [12] もある。国外では米国LANLで開発されたCINDER'90 [13], スイスのPSIで開発された高エネルギー仕様のORIHET-3 [14] などがある。世界的な普及度で言えば、ORIGENが圧倒的であると言える。

3. 放射化計算

3.1. 放射化計算例

医療用の18MeV電子リニアック室の床コンクリートにおける放射能濃度の測定値と放射化計算値の比較を計算例として示す。図1にリニアック室の床コンクリートのコアボーリング位置を示す。リニアック直下の床にはターンテーブル (厚さ30cm) が設置されているため、中心から80cm離れた位置で直径6cmの床コンクリートのコアボーリングを行った。コンクリートの成分分析用に斜め上方位置でもコアボーリングを行った (石灰岩系コンクリートで、密度は2.23g/cm³)。コンクリートコアは、2cm厚にスライスした試料を用いてGe半導体検出器により放射

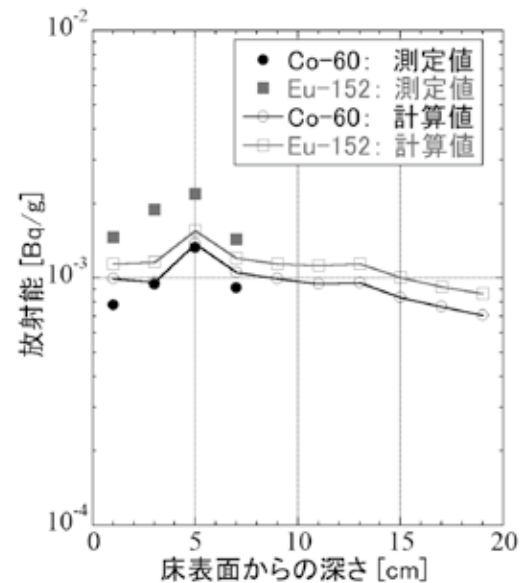


図2 コンクリートコアにおけるCo-60とEu-152放射能の測定値と計算値の比較図

能測定を行った。

コンクリートコアにおける中性子エネルギースペクトルを求めるための中性子輸送計算は、MCNP5コード [15] で実施した。リニアック装置のターゲット、第一と第二コリメータ (タングステン製)、マルチリーフコリメータ (タングステン製) とヘッド遮蔽ブロックを照射野40×40cm²でモデル化し、18MeV単色の電子がターゲットに入射し制動放射線が生成して光中性子が発生し輸送される過程を模擬した。光中性子は、光核反応によりターゲットとコリメータで生成し、等方に放出される。18MeVリニアックの14年間の運転履歴は、全運転時間の34.78%と推定し連続運転を仮定した。コンクリートの成分分析結果 (単位はwt%) において、主要元素はCaが52.14, Feが0.93, Kが0.92, Coが0.000356, Csが0.000274, Euが0.000219であった。これらの条件を用いて放射化計算をDCHAIN-SP2001により実施した。最大の放射能を与える核種は放射化生成物ではない天然の放射性核種K-40であり、測定値が0.292 ~ 0.329Bq/g, 計算値が0.272Bq/gであるので10%程度の誤差でK元素は分析できていると言える。コンクリートで生成される主要な放射性核種であるCo-60とEu-152の測定値と計算値の比較図を図2に示す。測定値と計算値は、Co-60では良く一致しており、Eu-152では30%程度計算値が過小評価だが全体的な傾向は一致している。計算条件の精度から考えて、計算値は良い精度で測定値を評価できていると言える。

3.2. 放射化計算における注意点

放射化計算を行ってきたこれまでの経験から、計算とその評価で注意すべきと考える事項を以下に列挙する。

①放射化計算の対象となる物質の組成データの信頼度が、計算結果を支配する。放射化放射能評価で重要な放射性核種の親元素は、不純物であることが多いため、その分析精度は高くない。分析した元素の存在量が30%過小であれば、放射化放射能も30%過小になるように、その精度が計算結果に直接反映する。分析値のない元素は組成データに組み込まれないため、その元素の同位体を親核種とする娘核種は生成されない。その対策として、不純物元素などの分析で欠落した

元素をユーザーが組成データに組み込む場合、根拠や目安となるものがないため、その存在量の評価はとて難しい。

- ②物質中の放射能の深度分布の測定値などは、一般に滑らかな分布傾向にならず、上下に変動するような分布となることが多い。この要因としては主に測定誤差が考えられるが、不純物元素に起因する放射性核種の場合には、物質中にその不純物元素が均一に分布していないことも可能性としてある。
- ③原子炉の炉内構造物に関しては、中性子エネルギースペクトルの全エネルギー範囲の精度を高める必要があるが、生体遮蔽コンクリートを含む外側の領域では中性子の放射捕獲反応が主体となるため熱中性子のエネルギースペクトルの精度が重要である。コンクリート領域で熱外中性子や高速中性子を考慮しないで良い訳ではなく、これらは減速過程を経て熱中性子となるため適切な配慮をする必要がある。
- ④放射化計算コードの反応断面積ライブラリのエネルギー群数は、計算精度向上のため増加傾向にある。群数が増えると使用する断面積データの精度は向上する。しかし、それに対応する中性子エネルギースペクトルの群数も増やす必要があり、多数群となった各群の精度を維持するには中性子輸送計算の計算時間などを増やすことに繋がる。
- ⑤廃止措置のコストを最適化するためには、詳細な空間分布で放射能分布を評価する必要がある。その場合、空間の細分化量が大きく増加することになり、それに比例した数の放射化計算が必要となり計算資源を圧迫する。例えば、3次元空間を100×100×100のメッシュで細分化した場合、100万個のメッシュがあるので放射化計算の数も100万となる。放射化計算コードで1秒に1個計算したとしても、約278時間必要になる (ファイル容量も必要とされる)。
- ⑥核融合炉や高エネルギー加速器の放射化計算では、連鎖反応により稀な放射性核種が生成される可能性があるため、放射化計算コードの反応と崩壊のスキームを検証しなければならない場合がある。放射化計算コードのライブラリは、評価済み核データファイルのデータに大部分を依存して

いるため、全ての過程が適切に取り扱えているかどうかの検証はできないことに留意する必要がある。放射能の実験データで検証された場合には、それを再現するための調整が施されている。

- ⑦核異性体は、利用頻度が高い一部のものを除いて、それが生成する分岐比や崩壊データが不適切なものが含まれる。しかし、実験による検証もできないため確認や修正もなされないが、高エネルギー加速器を除いて殆どの場合ユーザーがその影響を受けることはない。
- ⑧利用している放射化反応断面積、核分裂収率および崩壊データは、評価済み核データファイルに基づくため、最新の知見の反映と既存データのフィードバックが行われた最新版を使用すべきである。従って、最新版の放射化計算コードの利用を推奨する。
- ⑨現在利用されている主要な放射化計算コード間の相互検証は実施されていないため、違いや優劣に関する評価はできない。検証を行うために放射化放射能の標準ベンチマーク問題の策定などが求められる。

4. ま と め

商業用原子力発電所の廃炉や高エネルギー加速器施設などの廃止措置が今後増加することが見込まれる。放射化した原子力施設の管理区域を廃止して開放するために、管理区域内の機器・設備や構造物における放射化放射能の残存量の評価が必要である。放射化放射能濃度分布を求めるために実施する必要がある放射化計算法について詳しく説明した。

放射化計算の方法について説明し、そのために必要とされる中性子輸送計算、放射化反応断面積、崩壊データの内容と現状を解説した。実際の放射化計算で使用する ORIGEN-S などの放射化計算コードの現状と特徴を述べ、具体的な放射計算例を1つ示した。今後は、放射化計算コードの精度検証のための活動が必要である。

参考文献

- 1) JENDL, 日本原子力研究開発機構, 核データ研究グループ (http://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/Jendl_J.html)
- 2) Evaluated Nuclear Data File (ENDF), BNL/NNDC (<http://www.nndc.bnl.gov/exfor/endf00.jsp>)
- 3) JEFF and EFF projects, OECD/NEA (<http://www.oecd-nea.org/dbdata/jeff/>)
- 4) TENDL-2017, PSI (http://tendl.web.psi.ch/tendl_2017/tendl2017.html)
- 5) FENDL, IAEA/NDS (<https://www.nds.iaea.org/fendl/>)
- 6) I.C. Gauld, G. Radulescu, G. Ilas, et al., "Isotopic Depletion and Decay Methods and Analysis Capabilities in SCALE," Nucl. Technol., 174, 169-195 (2011).
- 7) S.M. Bowman, "SCALE6: Comprehensive Nuclear Safety Analysis Code System," Nucl. Technol., 174, 126-148 (2011).
- 8) J-Ch. Sublet, J.W. Eastwood, J.G. Morgan, "The FISPACT-II User Manual," CCFE-R (11) 11 Issue 4, UKAEA (2013).
- 9) 甲斐哲也, 前川藤夫, 小迫和明, 他「DCHAIN-SP 2001: 高エネルギー粒子誘導放射能計算コード」JAERI-Data/Code 2001-016 (2001).
- 10) K. Tasaki, "DCHAIN2: A Computer Code for Calculation of Transmutation of Nuclides," JAERI-M 8727 (1980).
- 11) A.G. Croff, "ORIGEN2 - A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code," ORNL-5621 (1980).
- 12) 伊尾木公裕, 原田雄平, 浅見直人「中性子照射による核変換, 誘導放射能, 崩壊熱の計算プログラム <ACTIVE>」JAERI-M 6471 (1976).
- 13) W.B. Wilson, S.T. Cowell, T.R. England, et al., "A Manual for CINDER' 90 Version 07.4 Codes and Data," LA-UR-07-8412 (2007, Version 07.4.2 updated 2008).
- 14) F. Achison, H. Schaal, "ORIHET3-Version 1.12, A Guide for Users," PSI (2003).
- 15) X-5 Monte Carlo Team, "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5," LA-UR-03-1987 (2003).

固体廃棄物減容処理施設 (OWTF) における焼却溶融炉並びに周辺設備 Melting/Incineration Furnace and Peripheral Equipments in OWTF

武 仲 五 月*	佐 藤 康 士*	福 田 誠 司*	朽 木 憲 一*
Satsuki Takenaka	Koji Sato	Seishi Fukuda	Norikazu Kuchiki
		堂 野 前 寧**	菊 地 優 輝**
		Yasushi Donomae	Yuki Kikuchi

〔概要〕

川崎重工業は、日本原子力研究開発機構の固体廃棄物減容処理施設へ内装設備として焼却溶融設備、固体系処理設備、液体処理設備などを納め、2019年3月に納入した。焼却溶融設備は、焼却と溶融を1つの炉で処理する焼却溶融炉をはじめとした多くの新たな技術を導入し完成したものである。本報告では焼却溶融設備の概要を紹介する。

1. 概 要

(1) 目的

日本原子力研究開発機構 (JAEA) 大洗研究所では、所内にて発生する放射性固体廃棄物を容器に封入後、保管管理しているが、貯蔵施設の保管量に限度があり、廃棄物の減容および安定化を目的に固体廃棄物減容処理施設 (Oarai Waste Reduction Treatment Facility, OWTF)¹⁾ を建設し、2019年3月に竣工を迎えた。

OWTFでは、大洗研究所から発生する α 固体廃棄物Bを処理対象としている。 α 固体廃棄物Bは可燃物 (除染資材など (紙、布など))、難燃物 (塩化ビニルなど) および不燃物 (金属など) が混在した雑固体廃棄物である。このほか、廃イオン交換樹脂、チャコールフィルタを処理する。

ここでは、川崎重工業が設計・製作を担当した焼却溶融設備について紹介する。

(2) 川崎重工業の担当範囲

川崎重工業では、OWTFの構成設備のうち、焼却溶融設備、固体系処理設備、液体処理設備などの製作を担当した。2009年1月から3月にかけて受注し、2019年3月までに納入した。

焼却溶融設備は、 α 固体廃棄物Bを焼却および

溶融により減容処理するものであり、主に高周波誘導加熱式の焼却溶融炉とその排ガス処理設備から構成される。

固体系処理設備は、主に焼却溶融処理の前処理として、保管容器の開缶、廃棄物の分別、破碎、切断を行うものである。

液体処理設備は、主にOWTFの運転にて発生する液体廃棄物の中和処理、廃イオン交換樹脂の乾燥、廃棄物の分析などを行うものである。

全体のプロセスフローを図1に示す。本報告では、主に焼却溶融設備について示す。

2. 焼却溶融設備

(1) 系統構成

焼却溶融設備の系統は、主な工程として投入工程、焼却溶融処理工程、排ガス処理工程、溶融固化体搬出工程から構成される。焼却溶融設備の排ガス処理工程の概略系統を図2に示す。

①投入工程

廃棄物を充填した投入容器をコンベアなどにより投入容器投入装置へ移送し、投入容器投入装置によって投入容器を後述する焼却溶融炉内のキャニスタもしくは焼却筒へ投入する。

* 川崎重工業(株) エネルギー・環境プラントカンパニー 新規プロジェクト部 原子力技術課

** 日本原子力研究開発機構 大洗研究所 環境保全部 減容処理施設準備室

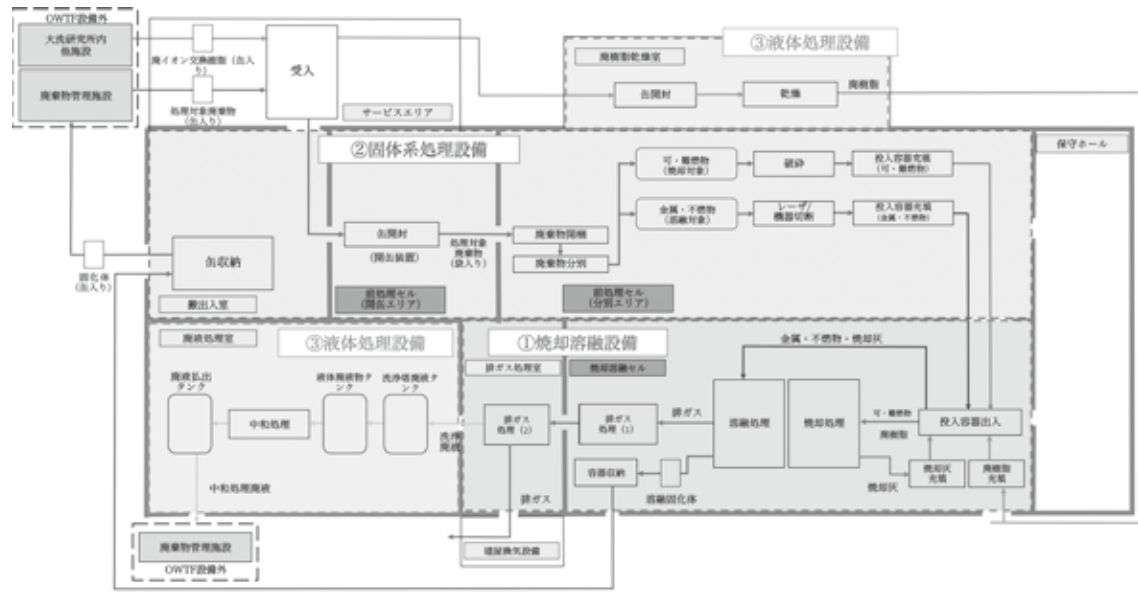


図1 OWTF概略プロセスフロー図

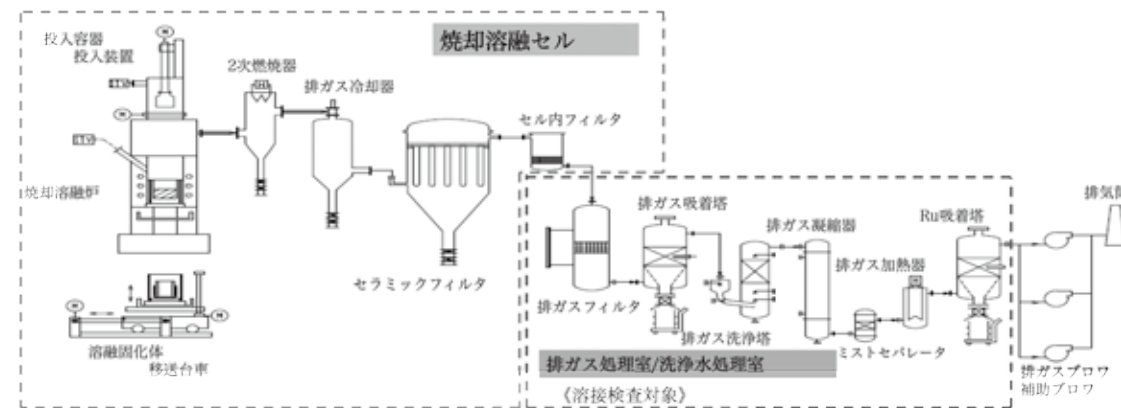


図2 焼却溶融設備 プロセスフロー図

②焼却溶融処理工程

焼却溶融処理は、焼却溶融セル内に設置された高周波誘導加熱式の焼却溶融炉により、焼却および溶融処理を同一炉にて行う。概念図を図3に示す。

焼却処理は、金属製の焼却筒を焼却溶融炉内に装荷し、高周波誘導にて焼却筒を加熱し、可燃および難燃物を充填した投入容器を焼却筒内に投入することにより行う。

焼却処理後の焼却灰は、回収し、投入容器に充填し、溶融処理対象とする。

溶融処理は、キャニスタと呼ぶつぼ内で行う。キャニスタへ予め装荷した金属廃棄物などを高周波誘導により、加熱・溶融し、溶湯形成後、金属、不燃物、焼却灰などを充填した投入容器を追加投入する²⁾。

なお、焼却溶融炉に用いられている高周波誘導コイルは水冷式であり、冷却水は、セル外に設置された冷却器、ポンプを通じてセル内外を循環する。

③排ガス処理工程

焼却溶融炉で発生した排ガスは、電気ヒータ式

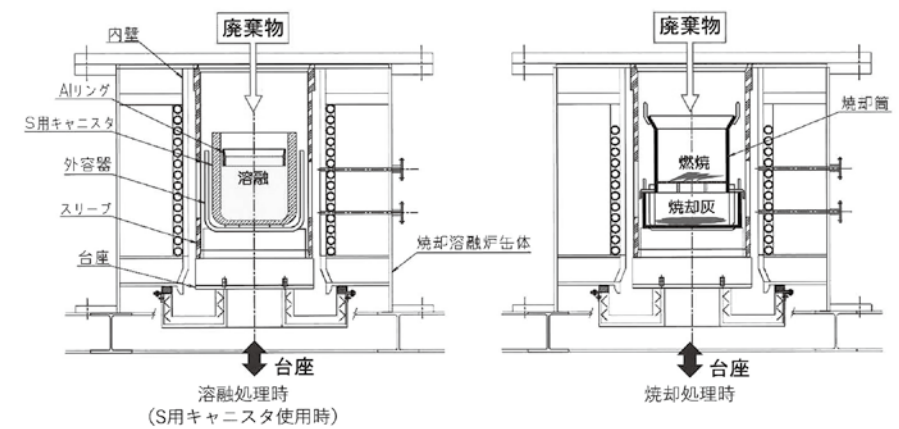


図3 焼却溶融炉概念図

の2次燃焼器により昇温し、排ガス中の未燃分を燃焼させるとともにダイオキシン類を分解する。昇温された排ガスは、排ガス冷却器の水噴霧により急冷され、ダイオキシン類の再生成を抑制する。

セラミックフィルタ、セル内フィルタおよび排ガスフィルタでダストを除去後、排ガス吸着塔にて、揮発性のルテニウム (Ru₀₄) を除去する。排ガス吸着塔を通過した排ガスは、排ガス洗浄塔で排ガス中の腐食性ガス (HCl, SO_x) が除去されるとともに冷却される。

排ガス洗浄塔を通過後、排ガスがルテニウム吸着塔運転条件の相対湿度、排ガス温度になるよう、排ガス凝縮器、ミストセパレータ、排ガス加熱器で温度および湿度を調整する。排ガスは、ルテニウム吸着塔にて再度 Ru₀₄ が除去された後、排ガスプロアで吸引され、排気筒から排出される。

④溶融固化体搬出工程

溶融処理後の溶融固化体は、溶融固化体移送台車により焼却溶融炉内から搬出され、パワーマニプレータなどにて台座から取り外され、固化体収納装置により所定の缶に収納される。

(2) 構成機器

本章では、本設備の中心的機器である焼却溶融炉並びに排ガス処理工程構成機器について説明する。主な機器仕様を表1に示す。

表1 主要機器仕様

機器名称	型式	容量/能力	主要材質
焼却溶融炉本体	高周波加熱方式	200kW	ステンレス鋼/耐火材
投入容器投入装置	昇降式	—	ステンレス鋼
溶融固化体移送台車	台車昇降式	—	炭素鋼
2次燃焼器	たて型円筒形(電気加熱式)	—	ニッケル合金/ステンレス鋼
排ガス冷却器	たて型円筒形(水噴霧式)	—	ニッケル合金/ステンレス鋼
セラミックフィルタ	たて型円筒形	—	ニッケル合金
セル内フィルタ	たて型円筒形	高性能フィルタ1段	ニッケル合金
排ガスフィルタ	たて型円筒形	高性能フィルタ1段	ニッケル合金
排ガス吸着塔	たて型円筒形	—	ニッケル合金
排ガス洗浄塔	たて型円筒形	—	ニッケル合金
排ガス凝縮器	たて型円筒形	—	ステンレス鋼
ミストセパレータ	たて型円筒形	—	ステンレス鋼
排ガス加熱器	電気ヒータ加熱式	—	ステンレス鋼
ルテニウム吸着塔	たて型円筒形	—	ステンレス鋼
排ガスプロア	ルーツ式	流量: 約1,000 Nm ³ /h	炭素鋼(鋳鋼)
排ガス補助プロアA/B	ルーツ式	流量: 約500 Nm ³ /h	炭素鋼(鋳鋼)

①焼却溶融炉

焼却溶融炉は、出力200kWの高周波誘導コイルを持ち、可燃物の焼却と金属類の溶融とを同一の炉で可能とするものである(図4参照)。溶融時における万一のキャニスタ破損時にも溶湯の外部漏洩

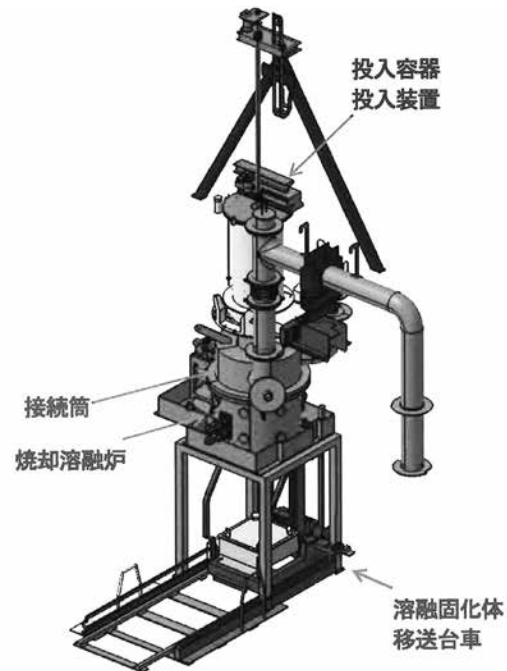


図4 焼却溶融炉概念図

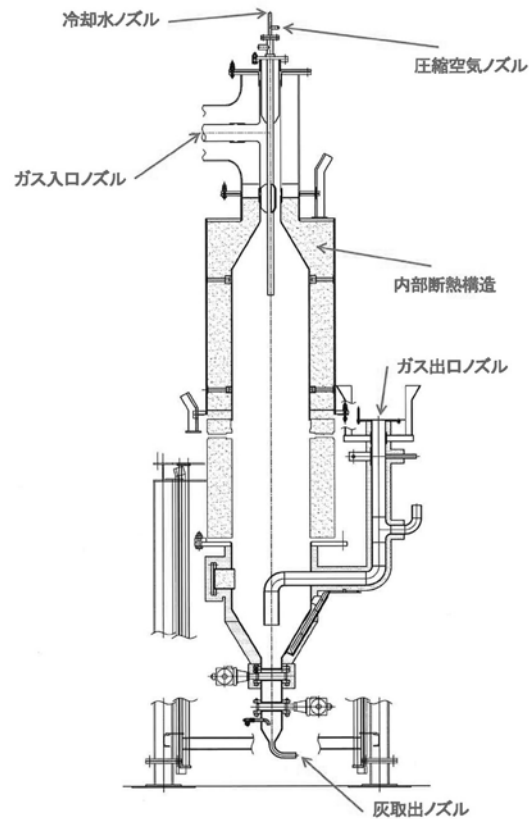


図6 排ガス冷却器概念図

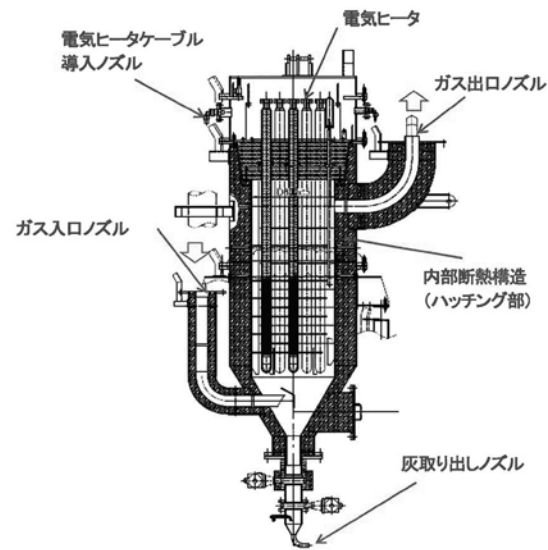


図5 2次燃焼器概念図

を防止するため、キャニスタの外側に外容器を設置し、安全性を向上させた。さらに外容器の外側にスリーブを設け、飛沫などによる炉本体の汚染を防ぐ構造とした。

また、放熱補償体 (AIリング) を装荷することにより、溶湯上面のスラグ層の凝固を防止し、追加投入を容易にすることができる。

②2次燃焼器

2次燃焼器は、焼却溶融炉から発生した排ガスを加熱し、ダイオキシン類を分解するものである (図5参照)。熱源を電気ヒータとし、可燃物を使用しないこととし、防火区域内のセル内設置を可能とした。燃焼のための空気を必要としないため、排ガスを低減でき、下流側の排ガス処理機器をコンパクトにして、セル面積を低減した。

また、内部断熱構造を採用することにより、ニッケル合金のライナ構造にて高温のガス流路を形成する一方で、圧力バウンダリは低温にして、耐圧容器は実績のあるステンレス鋼製とした。断熱材はセラミックファイバを使用し、劣化のないことから、供用期間中は断熱構造の交換が不要とできる。

③排ガス冷却器

排ガス冷却器は、2次燃焼器にて加熱された排ガスをダイオキシンの再生成温度領域を短時間に通過させるための水噴霧式冷却器である (図6参照)。2次燃焼器と同様内部断熱構造を採用し、熱と圧

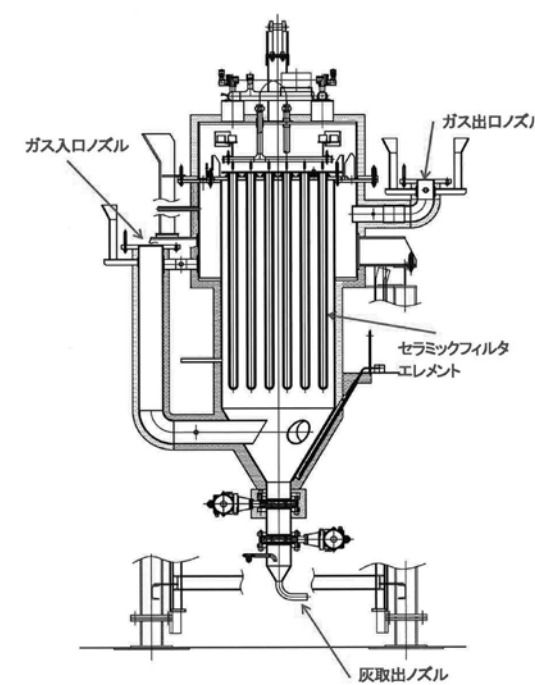


図7 セラミックフィルタ概念図

力のバウンダリを分けている。

④セラミックフィルタ

セラミックフィルタは、200℃の排ガス中に含まれる粒子状物質を除去するものであり、遠隔にてエレメント交換を可能な構造とした (図7参照)。

焼却溶融炉からセラミックフィルタまでの系統除染係数は、コバルト、セシウム、ストロンチウム、セレンについて10⁵以上を実証設備にて確認している³⁾。

⑤溶接検査対象容器

セル外に設置される排ガス処理工程構成機器は、含有する放射性物質濃度から、「核燃料物質または核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則」により、溶接検査の対象となる。

溶接検査の対象となったものは、図2の青色破線にて示されたものであり、ニッケル合金もしくはステンレス製の容器 (排ガスフィルタ、排ガス吸着塔、排ガス洗浄塔、排ガス凝縮器、ルテニウム吸着塔) と配管である。

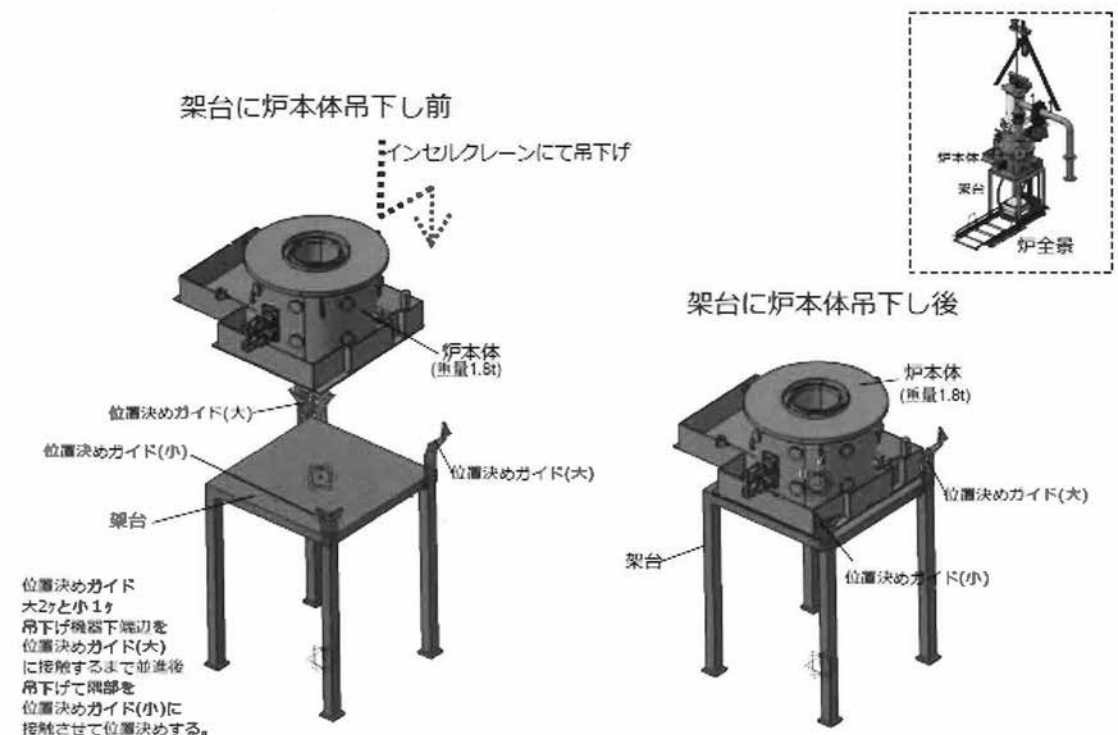


図8 焼却溶融炉の遠隔メンテナンス概念図

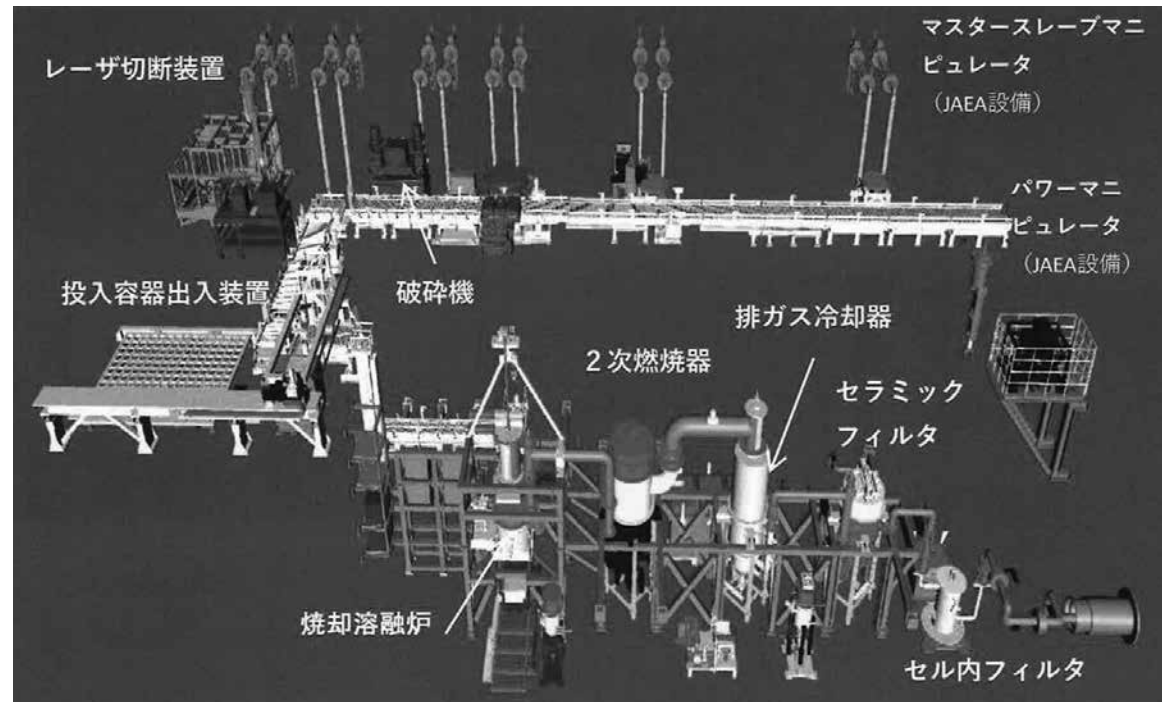


図9 セル内設置機器 3Dモデル

溶接検査は、3箇所の工場と現地にて原子力規制庁の直接立会を受け、合格した。

⑥遠隔メンテナンス

焼却溶融炉をはじめとするセル内設置機器は、本格運転が始まると作業員の直接的なアクセスができない。従ってセル内設置機器は、吊り上げ時にバランスが崩れないことを確認するとともに、図8に示すように遠隔にてスムーズに設置できるよう脱着部分にはすべて位置決めガイドを設置した。

また、図5～7に示すようにセル内設置機器のノズルは、上向きとし、遠隔にて配管取り付け・取り外しが可能な構造とした。

図9に示すような3Dモデルを作成することにより、マニプレータ類、治具類のアクセス性をモデル上で確認できるようにした⁴⁾。

3. ま と め

焼却溶融設備は、遠隔によるメンテナンス、高温環境における強度、放射性物質の閉じ込め性を最新の技術を用い、高い次元で実現させた日本で最初の設備であり、2019年3月に竣工した。

今後は、日本原子力研究開発機構の運転計画に則り、放射性物質を含まない模擬廃棄物にて運転習熟がなされた後、放射性廃棄物の処理運転に入る予定である。

参 考 文 献

- 1) デコミッションング技報 第57号 固体廃棄物減容処理施設 (OWTF) の概要および減容処理, 日本原子力研究開発機構 坂内 仁ほか
- 2) 川崎重工業技報 165号 より高効率で安全な放射性廃棄物処理を目指して 川崎重工業 朽木憲一ほか
- 3) 日本原子力学会 2008年秋の大会予稿集 O34 日本原子力研究開発機構 松本武志ほか
- 4) FAPIG誌 第195号 3D計測を用いた設計・製作 川崎重工業 武仲五月ほか

FAPIG の 機 構

(令和2年1月現在)

理 事 会・委 員 会・事 務 局

- | | | | |
|-------|---------------------|-----|-----------------------|
| 会 長 | 堀 江 理 夫 (富 士 電 機) | 理 事 | 山 田 昌 彦 (富 士 通) |
| 副 会 長 | 橋 本 政 和 (双 日) | 〃 | 久 野 佳 成 (古 河 機 械 金 属) |
| 〃 | 武 馬 啓 祐 (川 崎 重 工 業) | 〃 | 太 田 晶 宏 (み ず ほ 銀 行) |
| | | 〃 | 山 口 一 彦 (清 水 建 設) |

監 事 鶴 岡 健 一 (み ず ほ 銀 行)

事 務 局 長 片 岡 昇 (双 日)

FAPIG委員会

(◎は委員長, ○は副委員長)

企 画 委 員 会

- ◎尾 崎 博 (富 士 電 機)
- 佐 藤 康 士 (川 崎 重 工 業)
- 武 仲 五 月 (〃)
- 山 田 裕 之 (富 士 電 機)
- 富 塚 千 昭 (〃)
- 梅 津 博 幸 (〃)
- 高 木 俊 博 (〃)
- 白 敷 利 和 (富 士 通)
- 荻 野 正 浩 (古 河 機 械 金 属)
- 三 田 一 登 (〃)
- 鶴 岡 健 一 (み ず ほ 銀 行)
- 井 ノ 上 弘 行 (清 水 建 設)
- 姫 野 洋 一 (〃)
- 三 澤 宜 正 (双 日)

広 報 委 員 会

- ◎片 岡 昇 (双 日)
- 湯 原 貴 浩 (川 崎 重 工 業)
- 櫻 井 哲 (富 士 電 機)
- 松 田 克 代 (〃)
- 伊 藤 貴 代 (〃)
- 才 川 美 紀 (〃)
- 笹 野 貢 (富 士 通)
- 菅 波 潤 (〃)
- 斎 藤 賀 津 雄 (古 河 機 械 金 属)
- 高 橋 信 之 (み ず ほ 銀 行)
- 松 尾 淨 (清 水 建 設)
- 石 黒 修 司 (双 日)
- 西 尾 弘 毅 (〃)

Kazuhiro Koga, Kazunori Suzuki, Tsuyohiko Takagi, Tomoharu Hamano

**Prototype Fast Breeder Reactor “Monju”
Start of Unloading Operation of the Fuel Assembly from the Core**

FAPIG No. 196 pp.8 ~ 15 (2019)

The prototype fast breeder reactor “Monju” has already started (from June 2017) the unloading operation period (about 5.5 years: until the end of 2022) of the fuel assembly, which is the first stage of decommissioning. Among them, the first “Processing of fuel assembly” operation (86 in total) was conducted from August 2018 to January 2019 as the first handling of the fuel assembly.

Fuji Electric provided technical support, such as dispatching technicians throughout the period, in cooperation with Japan Atomic Energy Agency for the "Processing of fuel assembly" operation, and contributed to the completion of the operation while experiencing various troubles.

This manuscript introduces the contents of the first "Processing of fuel assembly" operation and the overview of the trouble status.

KEYWORDS : fast reactor, Monju, unloading, decommissioning

Ichiro Ogura

Hokuriku Electric Power Company Shika Nuclear Power Station Access Control Equipment

FAPIG No. 196 pp.16 ~ 22 (2019)

Summary : Given the need for stricter radiation exposure control for workers working at nuclear power plants, Fuji Electric Co., Ltd. has manufactured and delivered the access control equipment for Shika Nuclear Power Station under the guidance and cooperation of Hokuriku Electric Power Company. In this paper, therefore, we introduce the particular equipment equipped with the following functions:

- Preventing from entering the radiation control area when wearing other person’s glass badge or not wearing any dosimeters or glass badges; and
- Reducing the burden on workers

KEYWORDS : Access Control Equipment
stricter radiation exposure control

Kazuaki Kosako

Method of Radioactivation Calculation Necessary for Decommissioning of Nuclear Facilities

FAPIG No. 196 pp.23 ~ 30 (2019)

It is anticipated that the decommissioning of the commercial nuclear power plants and the high energy accelerator facilities will increase in future. To abolish and release the radiation control area of nuclear facilities with radioactivity, the evaluation is necessary to the amount of activated radioactivity in the apparatus, equipment and structure in the control area. We explain the method of radioactivity calculation to obtain the concentration distribution of activated radioactivity in the nuclear facility. We explain the contents and present situations of the neutron transport calculation method, the activation cross section, and the decay data. Then, the outline of the currently available radioactivity calculation codes is described.

KEYWORDS : decommissioning, nuclear facility, radioactivity, radioactivity calculation, activated radioactivity, neutron transport calculation, decay data, activation cross section, radioactivity calculation code

禁無断転載

FAPIG No.196

令和2年2月25日印刷

令和元年度 第1号

令和2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 東京都千代田区千代田2丁目1-1
双日(株)内
電話 (03) 6871-2830

ホームページ: <http://www.fapig.jp/>

編集兼発行人 片岡 昇

印刷所 ミズノプリテック(株)
〒104-0042 東京都中央区入船2-9-2
電話 (03) 5566-6677(代)

Satsuki Takenaka, Koji Sato, Seishi Fukuda, Norikazu Kuchiki, Yasushi Donomae, Yuki Kikuchi

Melting/Incineration Furnace and Peripheral Equipments in OWTF

FAPIG No. 196 pp.31 ~ 36 (2019)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) Oarai Research & Development Institute is storing their radioactive waste in the area of the institute. The capacity of the storage is limited, therefore they have constructed Oarai Waste Reduction Treatment Facility (OWTF), which was finished in March 2019.

OWTF processes the mixed solid waste of burnable objects (paper, clothe), non-flammable object (vinyl chloride), and metal.

This paper introduces the melting/incineration furnace, the main parts of OWTF, designed and manufactured by Kawasaki Heavy Industries.

KEYWORDS : volume reduction, waste process, melting, incineration, remote controlled, induction coil



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。



17-Mile Drive (Monterey, California, 1998)

(Canon EF-80-200mm F4-Kodak Gold 100-f11・1/500 sec.)



Pumpkin Field (San Jose, California, 1998)

(Canon EF-35-70mm F2.8-3.5-Kodak Gold 100-f16・1/60 sec.)

作者プロフィール

尾熊 紘爾 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「カラーズライド部門」第2位受賞

2014年 2014年度アサヒカメラ賞「カラーズライド部門」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

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

株式会社みずほ銀行

清水建設株式会社

双日株式会社