

デコミッショニング技報

Journal of RANDEC

No. 65
2024

総説

日立GEニュークリア・エナジー株式会社および株式会社日立プラントコンストラクション
における原子力発電施設の廃止措置への取り組み

原子炉解体における放射性コンクリート廃棄物量の削減に関する研究

デコミッショニング技報

第 65 号 (2024 年 7 月)

— 目 次 —

< 総 説 >

日立GEニュークリア・エナジー株式会社および株式会社日立プラントコンストラクション
における原子力発電施設の廃止措置への取り組み 1

大平 高史、平塚 真弘、飯塚 竜也、
栗原 圭祐、上田 清隆、植竹 満

原子炉解体における放射性コンクリート廃棄物量の削減に関する研究 13

五十嵐 幸

Journal of RANDEC

No. 65 Jul. 2024

CONTENTS

Technical Review

Activities in Decommissioning of Hitachi-GE Nuclear Energy and Hitachi
Plant Construction for nuclear power plants 1

Takashi Ohira, Masahiro Hiratsuka, Tatsuya Iizuka,
Keisuke Kurihara, Kiyotaka Ueda and Mitsuru Uetake

Study on Reduction of Radioactive Concrete Waste Volume in Reactor Dis-
mantling 13

Miyuki Igarashi

SUMMARIES

Activities in Decommissioning of Hitachi-GE Nuclear Energy and Hitachi Plant Construction for nuclear power plants

Takashi Ohira, Masahiro Hiratsuka
Iizuka Tatsuya, Keisuke Kurihara
Kiyotaka Ueda and Mitsuru Uetake
J. RANDEC, No. 65 (Jul. 2024), page 1
– 12, 23 Figures, 7 Tables

Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.
"Hitachi-GE" and Hitachi Plant Construction, Ltd. "HPC" have continued technical development for decommissioning of nuclear power plants, based on the achievements of engineering, design, manufacturing and inspection in construction of nuclear power plants, and the accomplishments of large size structure exchange constructions, such as core shroud replacement construction, and periodical inspection during plant operation. This report presents the outline of Hitachi-GE's and HPC's decommissioning technology for nuclear power plants. In addition, this report takes up a field of chemical decontamination, cutting and dismantling, radioactivity measurement and waste treatment for decommissioning, and describes summaries, characteristics and development status on each technology. Hitachi-GE and HPC will con-

tribute to the decommissioning of nuclear power plants by utilizing these technologies.

Study on Reduction of Radioactive Concrete Waste Volume in Reactor Dismantling

Miyuki Igarashi
J. RANDEC, No. 65 (Jul. 2024), page 13
– 23, 8 Figures, 1 Tables

In 2022, 431 nuclear power plants are in operation worldwide 1) . On the other hand, nuclear power plants are being dismantled for reasons such as aging and declining economic efficiency. In Japan, the JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) is the only nuclear power plant that has been dismantled. The JPDR dismantling study was conducted to obtain basic data on the expected increase in the number of dismantled reactors in the future. The decommissioning study revealed that the amount of concrete waste generated is the largest among all wastes. This result indicates that reducing the amount of concrete waste can contribute significantly to waste reduction. Here we present a study conducted in Germany on concrete waste reduction.

日立GEニュークリア・エナジー株式会社および
株式会社日立プラントコンストラクションにおける
原子力発電施設の廃止措置への取り組み

大平 高史¹、平塚 真弘¹、飯塚 竜也²、栗原 圭祐³、上田 清隆³、植竹 満⁴

*Activities in Decommissioning of Hitachi-GE Nuclear Energy and
Hitachi Plant Construction for nuclear power plants*

Takashi Ohira, Masahiro Hiratsuka, Tatsuya Iizuka, Keisuke Kurihara, Kiyotaka Ueda
and Mitsuru Uetake

日立GEニュークリア・エナジー株式会社（以降、「日立GE」と称す。）および株式会社日立プラントコンストラクション（以下、「HPC」と称す。）は、原子力発電施設建設における計画・設計・製造・検査の実績と、運転中プラントにおける定期検査やシュラウド取替工事をはじめとする大型取替工事の実績をもとに、原子力発電施設の廃止措置へ取り組んでいる。本資料では、日立GEおよびHPCの原子力発電施設に対する廃止措置への対応技術を紹介する。対応技術としては、除染技術・切断／解体・放射線測定・廃棄物処理の分野を取り上げ、各技術分野について、概要と特徴ならびに開発状況を提示する。また、これらの技術を活用することで原子力発電施設の廃止措置に貢献していく所存である。

Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. "Hitachi-GE" and Hitachi Plant Construction, Ltd. "HPC" have continued technical development for decommissioning of nuclear power plants, based on the achievements of engineering, design, manufacturing and inspection in construction of nuclear power plants, and the accomplishments of large size structure exchange constructions, such as core shroud replacement construction, and periodical inspection during plant operation. This report presents the outline of Hitachi-GE's and HPC's decommissioning technology for nuclear power plants. In addition, this report takes up a field of chemical decontamination, cutting and dismantling, radioactivity measurement and waste treatment for decommissioning, and describes summaries, characteristics and development status on each technology. Hitachi-GE and HPC will contribute to the decommissioning of nuclear power plants by utilizing these technologies.

¹ 日立GEニュークリア・エナジー（株）原子力生産本部 福島・廃止措置エンジニアリングセンタ
Fukushima Decommissioning Engineering Center, Nuclear Engineering and Product Division, Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

² （株）日立プラントコンストラクション プラント事業部 プラント管理部
Plant Management Department, Plant Construction Division, Hitachi Plant Construction, Ltd.

³ 日立GEニュークリア・エナジー（株）原子力生産本部 原子力調達エンジニアリング部
Nuclear Equipment Procurement & Engineering Department, Nuclear Engineering and Product Division, Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

⁴ 日立GEニュークリア・エナジー（株）福島・サイクル技術本部 燃料サイクル推進センタ
Nuclear Fuel Cycle Development Center, Fukushima & Fuel Cycle Business Development & Management Division, Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

1. はじめに

国内における商業用原子力発電施設の廃止措置は、福島第一原子力発電所を除いて、18 基が廃止されており、原子力規制委員会による「廃止措置計画」の認可を受けて、廃止措置における段階に応じて、解体工事や解体工事に向けた準備作業等が進められている。

日立GEおよびHPCでは、国や事業者の動向に合わせた研究開発や動力試験炉（Japan Power Demonstration Reactor：JPDR）解体事業への参画等を通じ、原子力発電施設の廃止措置に取り組んできている。

原子力発電施設の廃止措置の課題は、以下の通りと考えている。

- 安全
- 確実
- 経済性（費用低減）

これらの課題に対応するため、Fig.1 に示すように日立GEおよびHPCは廃止措置計画支援エンジニアリング技術の開発、残存放射能評価技術の確立、除染技術の確立、切断・解体技術の確立、放射能測定技術の開発ならびに放射性廃棄物処理技術の開発について取り組んできた。



Fig.1 Possible Hitachi-GE's & HPC's contribution to decommissioning of nuclear facilities

本稿では、原子力発電施設の廃止措置への貢献が考えられる。これらの技術について概要を紹介する。

2. 各技術開発の概要

2.1 除染技術（化学除染）

(1) HOP 法の概要¹⁾

日立GEの化学除染技術である HOP(Hydrazine Oxalic acid Potassium permanganate)法は、1999 年に栗田工業(株)と共同開発した国産の希薄酸化還元除染技術であり、日本で初めて原子炉に適用された。

HOP 法は、Fig.2 に示すように過マンガン酸カリウム(水素注入プラント向けには過マンガン酸: HOP(Ⅱ)法)による酸化除染とシュウ酸による還元除染を交互に繰り返すことで、除染対象部の酸化皮膜を効率よく溶解除去する除染技術である。また、従来法と比較して以下の特徴を有する。

還元除染液にヒドラジンを添加して pH 調整をすることで、十分な除染性能を保持したまま除染対象部の腐食抑制を図ることができる。

また、還元除染液を触媒と過酸化水素で分解することにより、薬品をイオン交換樹脂のみで処理した場合と比較して二次廃棄物が削減されることに加え、高い分解効率によって工程短縮が図れることも特徴である。さらに、使用する薬品の全てが市販品であるため、調達が容易かつ安価である。

HOP 法の適用実績を Table 1 に示す。原子力プラントの状況やニーズに合わせて技術改良を図った結果、国内外のBWRプラントに対して約100回の適用実績を有している。

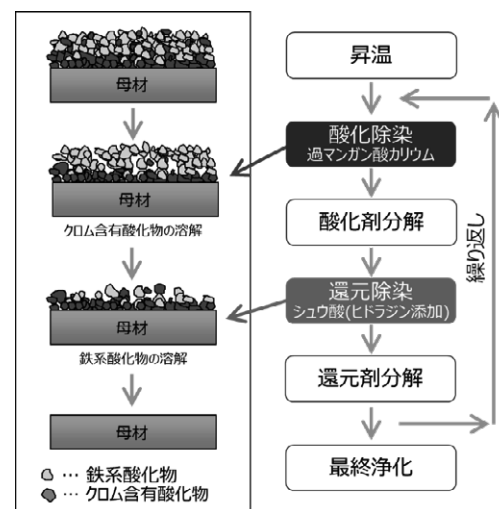


Fig.2 Principle of HOP method

Table 1 Field experiences of HOP^{*1}

除染対象	回数	系統容量 [m ³]	表面積 [m ²]	DF ^{*2}
炉内除染	4	～460	～7300	20～100
系統除染 (PLR、CUW他)	73	～110	～2100	10～200
熱交換器	6	7	300	10
ICMハウジング	1	2.5	12	24～110
ポンプインペラ、 弁体他	12	4.5	6	20

*1: HOP(Ⅱ)法実績も含む

*2: 除染前の線量率/ 除染後の線量率

(2) 浜岡原子力発電所 1、2 号機への適用²⁾

廃止措置においては、特に汚染密度の高い炉内構造物やその周辺系統に対し、解体前に化学除染を行い、従事者被ばくの低減を図ることが有効とされている。一方、廃止措置プラントでは、段階的な機能の停止等、供用中とは異なる設備条件が想定されることから、それらを考慮した化学除染の施工要領が求められる。

日立GEは、廃止措置中である浜岡原子力発電所 1、2 号機に対し、原子炉圧力容器、炉内構造物及びその周辺系統(CUW、RHR)に対して化学除染を施工した。プラント特有の要件と対策を Table2 に示すとともに、具体的な検討の経緯について以下に述べる。

Table 2 Plant specific requirements and design considerations

プラントの固有要件	設計上の考慮事項	対策
PLRポンプの使用不可	炉内の流速確保	仮設ポンプの適用
蒸気乾燥器を炉内と同時に除染	蒸気乾燥器周囲での除染液置換を促進	蒸気乾燥器周囲の水位上下操作

化学除染による除染効果を確保するためには、必要な除染液流速を確保することで除染液の入れ替わりを促すことが条件の一つとして挙げられる。PLR ポンプが使用できない場合、炉内の除染液流速は小さくなることが予想されるため、PLR ポンプの代替として仮設ポンプを接続し、流速を向上させる方法が考えられる。Fig.3 は仮設ポ

ンプ有無による炉内の除染液流速の評価結果である。適切な仮設ポンプを接続することで炉内のほとんどの領域で必要な除染液流速を確保できることから、本案を採用することとした。

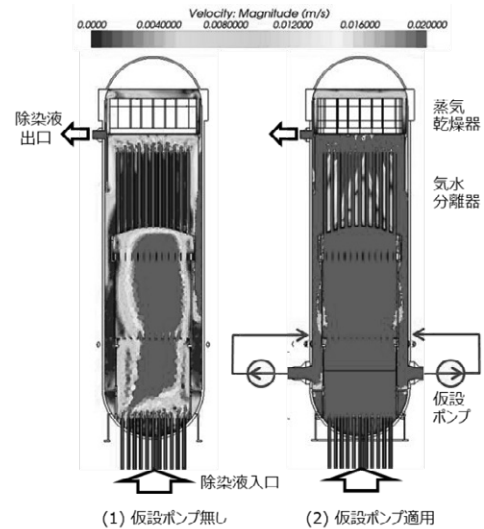


Fig.3 Results of RPV flow analysis with and without temporary circulation pumps

一方で、炉内上部に設置される蒸気乾燥器周辺は、その内部構造による抵抗が大きいいため、仮設ポンプによる流速向上効果が期待できないことが Fig.3 で確認できる。この対策としては除染中に除染液水位を上下させ、所定の濃度の除染液を蒸気乾燥器の内部まで確実に接液させる方法が考えられる。この効果を確認するため、Fig.4 に示すようなモックアップ試験を実施した。結果を Fig.5 に示す。酸化皮膜が十分に除去されたことを確認できたため、本案を採用することとした。

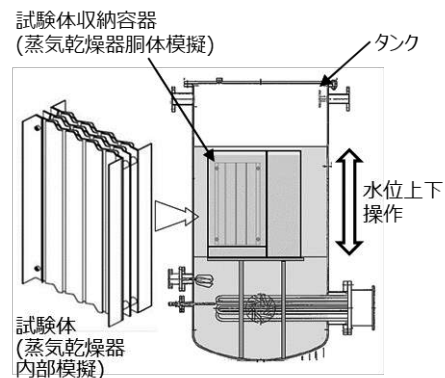


Fig.4 Mock-up system and test conditions

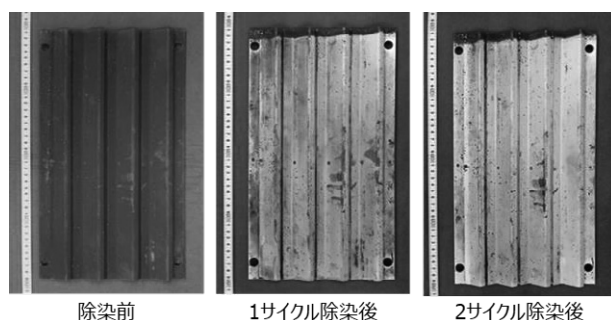


Fig.5 Results of the mockup test simulating the corrugated plate of the steam dryer

これらの検討結果を踏まえ、1号機では2019年に、2号機では2021年に原子炉压力容器及び蒸気乾燥器を含む炉内構造物に対して、廃止措置中のBWRとしては国内初の化学除染を施工した。各号機の除染効果(DF)の平均をTable.3に、除染前後の構造物の外観をFig.6に示す。除染効果は十分に確保されたこと、除染により表面の酸化皮膜が除去されて金属光沢が確認できたことから、プラント特有の要件に対して検討した対策により、満足な結果を得ることができた。また、今後実施される原子炉領域の解体工事、さらに原子炉格納容器内の機器撤去時における作業員の被ばく低減に貢献できるものと評価する。

Table 3 Dose-reduction effect of the RPV decontamination

プラント	PLRノズル部_DF*3
1号機	5.2~61
2号機	61~140

*3：除染対象外からの線量率寄与を排除して評価した値。

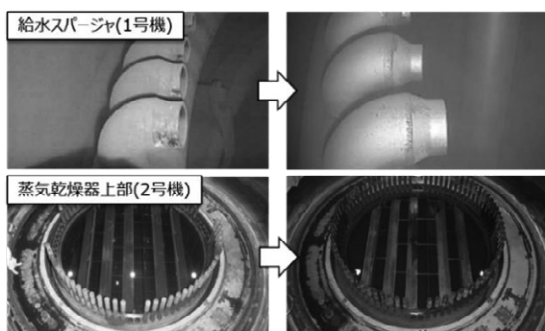


Fig.6 Surface of the feedwater spargers and the dryer before and after decontamination

(3) 解体廃棄物除染への対応

今後の廃止措置の進展に伴い、放射性廃棄物発生量の低減を目的とした化学除染の適用を検討している。除染対象の多くは復水系や給水系などに使用される炭素鋼部材であるため、日立GEでは、炭素鋼に特化した化学除染法の開発を進めている。

この目的としての化学除染では酸化皮膜に加えて母材の溶解まで必要であり、これらが可能な除染剤としてギ酸とアスコルビン酸の混合溶液を検討している。本除染剤はHOP法と同様に分解が可能であり、二次廃棄物低減にも好適である。

本除染剤の除染効果を確認する目的で、浜岡原子力発電所2号機の廃止措置で発生した廃材を用いた除染試験を実施した。結果をFig.7に示す。複数回の除染を施工することで、廃材をクリアランスレベル(Co-60:0.1Bq/g)まで低減することが可能である。

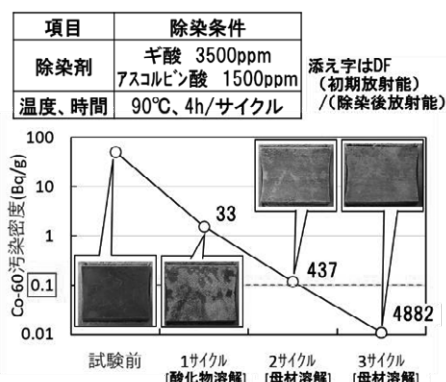


Fig.7 Decontamination effect on the carbon steel

2.2 切断・解体技術

(1) 原子炉領域解体

日本の廃止措置は4つの段階に分かれており、原子炉領域(原子炉(圧力)容器および原子炉(圧力)容器を取り囲む放射線遮へい体を含む領域)の解体撤去は第3段階で計画されている。日本では商業用原子炉において原子炉領域の解体撤去は着手されていないが、海外ではすでに多くの廃止措置プラントで行われており、日本でもそれらの知見・経験を取り込み、安全・低コストで解体工事を行うことが求められている。

原子炉領域のうち、特に炉内構造物と原子炉(圧力)容器の解体では、放射線量が高い機器を対象と

するため、作業の被ばく量低減の観点から遠隔で作業が行われてきた。日立GEでは、原子炉領域解体対象の一部である炉内構造物の撤去実績（国内）として、BWRのシュラウド取替工事における、高線量炉内構造物の水中遠隔切断及び切断片の容器収納の経験がある。シュラウド取替工事では、一例として、炉内構造物の切断技術（一次切断）にEDM（Electrical Discharge Machining）^{3),4)}（Fig.8）、一次切断された炉内構造物の細断技術（二次切断）にプラズマ切断⁵⁾及びAWJ切断（Abrasive Water Jet 切断）を適用した実績がある。

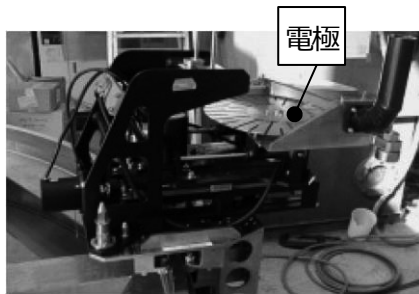


Fig. 8 Appearance of Electrical Discharge Machining (EDM)

一方で、廃止措置においては、原子炉を再び稼働することはないことから、新しい機器の据付を考慮した精度の高い切断や、原子炉停止期間の最小化を目的とした作業体制を組む必要性はなくなる。

上記を勘案し、切断速度(工期)、付帯設備の有無、切断に伴う二次生成物等を考慮して切断工法の評価を行った結果、切断対象や放射化の程度等によっては複数の工法を採用することも考えられるが、主な工法としては、ディスクソーが優位であることを確認している。

以下では、廃止措置における日立グループの炉内構造物/原子炉(圧力)容器切断装置について概要を紹介する。

a. 一次切断装置(Fig.9)

アームを炉内構造物/原子炉(圧力)容器等の円筒型構造物の内面に押出すことで装置を固定させ、回転刃を用いて円筒型構造物を内側から切断する機能を有する。海外実績では炉内構造物は水中切断、原子炉(圧力)容器は気中切断である。



Fig. 9 Cutting device overview

b. 二次切断(細断)装置(Fig.10, Fig.11)

一次切断装置で大切りした構造物をターンテーブル上に設置し、フレーム上を動く回転刃により、構造物を廃棄物容器に入る大きさに細断する機能を有する。海外実績では炉内構造物は水中切断、原子炉(圧力)容器は気中切断である。

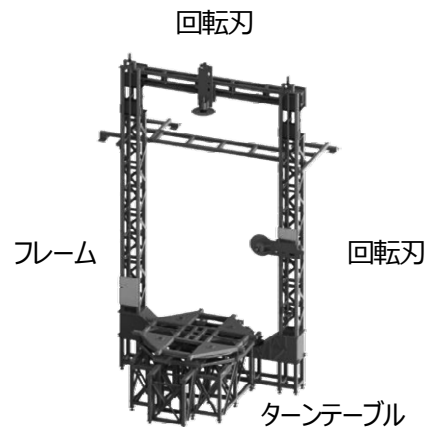


Fig. 10 Segmentation device overview

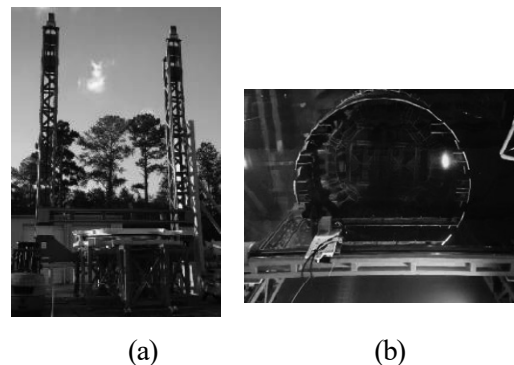


Fig. 11 Examples of factory test and site work for Segmentation device. (a) Factory test, (b) Site work.

c. 適用実績

GE日立・ニュクリアエネルギー (REINuclear 含む) /日立GEの通常保全・廃止措置における切断実績は国内外ともに多数あるが、このうち廃止

措置における一次切断/二次切断装置の適用実績を Table 4 に示す。

これらの実績をもとに、今後、進められていく原子炉領域解体において、作業を行うオペレーティングフロアや格納容器内の機器撤去、また細断した構造物を収納した容器の移送・保管などの作業と連携して進めていく。

Table 4 Past experience for Cutting/Segmentation device application to shut down plants.

プラント名	炉型	適用年
ANL EBWR, Janus ATSR, CP-5	実験炉/研究炉	1994
Big Rock Point	BWR	1998
NASA Plum Brook	研究炉	2000
LANL Omega West	実験炉	2002
Millstone Unit 1	BWR	2002
Rancho Seco	PWR	2004
CVNP A Parr	圧力管型	2005
Fermi-1	実験炉	2010
Zion & HBNPP	PWR/BWR	2012
Barseback	BWR	2015
SONGS	PWR	2015
LaCrosse	BWR	2016
OKG 1&2	BWR	2017
Diablo Cyn. & Ft. Calhoun	PWR	2017
Oyster Creek	BWR	実施中
Pilgrim	BWR	実施中

(2) 原子炉周辺設備解体⁶⁾

原子炉周辺設備解体の対象となるのは、タービン本体、発電機、復水器などであり、廃止措置工程上、「第2段階」で行われる計画である。

HPCでは、これらの大型機器の解体に対して、水力/火力/原子力発電所の機器除却工事などで25年以上の適用実績がある「大型バンドソー」を用いて無火気による解体を行い、切断対象の寸法、形状、材質、および機器の設置状況などに応じて機種展開するとともに、切断データとノウハウを蓄積している。

Fig.12はHPCバンドソーの基本構造を示した

模式図である。フレームの左右に配置したホイールに帯状の鋸刃を掛け、昇降機構により鋸刃を下降させることで、切断対象を垂直方向に二箇所同時の切断が可能である。

Table 5 にバンドソー主要ラインナップの外観写真と仕様を示す。

各機種に共通するバンドソーの特長は、フレームや機構各部を分解・組立・運搬可能な構造とすることで、対象機器が設置されているその場で切断できることであり、質量や寸法形状の制約上、そのままでは設置場所から搬出が困難な大型機器の解体撤去に効果を発揮する。

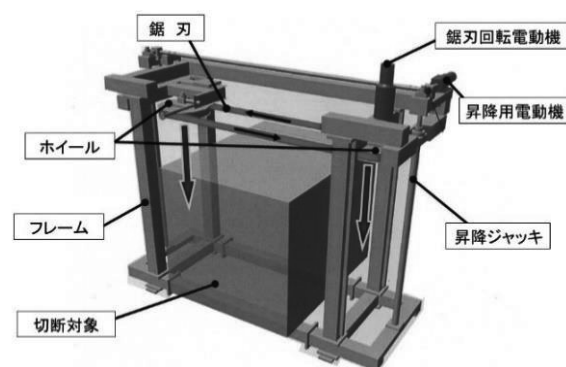


Fig.12 Structure of large bandsaw

Table 5 Lineup of large bandsaws

機種	外観	装置外形寸法(mm) 切断可能寸法(mm)	質量(kg)	特長
超大型		幅10000×高さ6000 ×奥行1700 幅8000×高さ4000	8500	・大型機器の切断に適用 ・対象機器を移送せず、 機器設置場所に配置しての切断が可能
大型		幅4000×高さ3200 ×奥行1700 幅2000×高さ2000	4500	
中型		幅3000×高さ2580 ×奥行1700 幅1000×高さ1000	4300	・トラックで一体輸送・搬入が可能(現場での組立作業が不要)
モバイル		幅3750×高さ2640 ×奥行1680 幅1000×高さ1000	3915	・狭いエリア内で揚重機を使わずに組立可能 ・切断対象物の寸法に応じてフレームの拡張(継ぎ足し)が可能

大型バンドソーは、タービンケーシング、タービンロータ、および主発電機など、大型、肉厚、および複雑な形状の機器の切断を得意とし、炭素鋼のみならず、合金鋼や鋼材とコンクリートが混在する構造物にも適用が可能である。ま

た、切屑は飛散することなく鋸刃出口から真下に落下し火花の発生がなく、切断中の鋸刃と切断対象物接触部位の温度は 40℃以下であるため、火災リスクを最小限に抑えることで火気養生が不要な切断工法である。

Fig.13 に廃止措置における HPC バンドソーの適用事例を写真で示す。

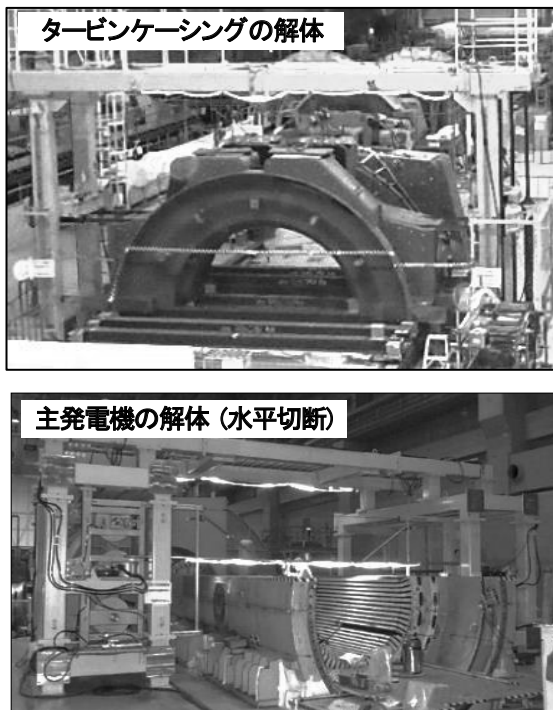


Fig.13 Examples of using large bandsaws

また、HPC では、鋼板によって構成されたタンクおよび大口径配管など円筒状の機器を対象としたエンドミル切削刃を用いた切断装置を開発している。

Fig.14 にエンドミルを用いた解体装置の適用事例を写真で示す。それぞれのエンドミル切断装置は、板厚 22mm の鋼板を 1 分当たり 30mm の距離を切断する能力を有している。

- チェーンガイド式円筒解体装置は、解体対象に巻き付けたベルト状のチェーンの上を刃物付き台車が走行しながら切断する装置である。
- 磁力吸着式鋼製壁面解体装置は、ネオジム磁石により鋼製壁面に吸着しながら上下左右に走行し鋼板を切断していく装置である。



Fig.14 Cutting devices using milling cutter

(3) 放射化金属切断技術⁶⁾

原子力発電所の運転に伴い、制御棒は放射化することから、所定の中性子照射量を吸収した段階で水中に保管されている。

日立GEでは、制御棒切断として、Fig. 15 に示すリミッタ部とタイロッド部を、切断した状態でプール内に保管する方法の実績がある。

L1 廃棄物として処分するためには、さらに、ブレード部を約 1m ピッチで切断し、収納容器に入れる計画であり、ブレード内部のステンレス鋼管を切断するために、放射化した B_4C 粉末が拡散することから、水中での拡散防止や回収する設備が必要となり、設備の初期費用や維持費用の増加が課題となる。

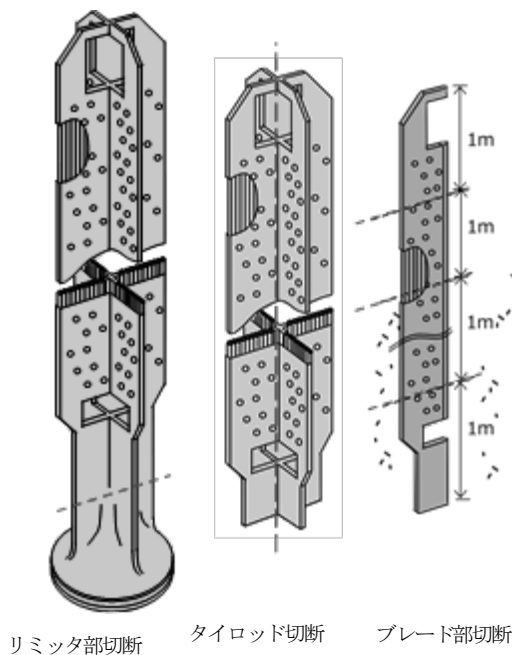


Fig.15 Control rod cutting process

日立GEでは B_4C 粉末の拡散を防ぐための切断方法として、ブレード部にプレス加工とプラズマ切断を組み合わせた技術を開発した。

Fig. 16 に技術の概要図を示す。切断位置のブレードをプレス加工することで、プレスした断面において、 B_4C 粉末よりもステンレス材の割合を多くする。その後、このプレスした位置に対して、水中プラズマ溶断溶着物でステンレス鋼管部分を封止することで、 B_4C 粉末がステンレス鋼管から拡散することを防ぐことができる。

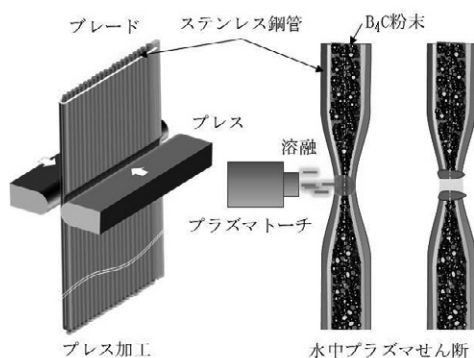
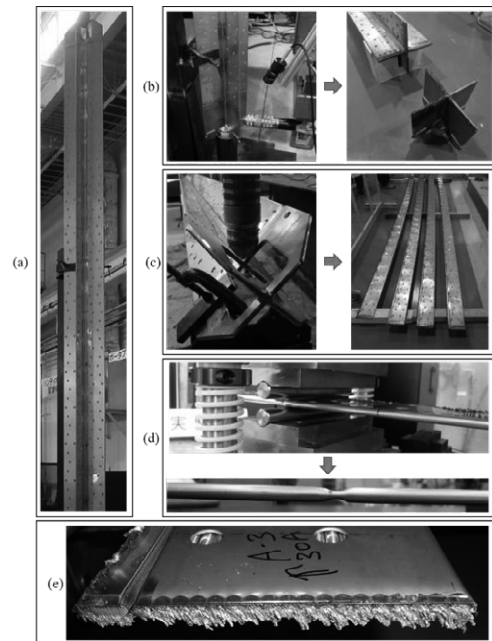


Fig.16 Cutting and sealing process of control rod blades

プレス加工のみで押し切る手法もあるが、プレス加工のみでは、切断面は開口してしまう。これは B_4C 粉末がダイヤモンド並みに硬いため、 B_4C 粉末自体を粉砕することができず、プレス

部分を潰すことが困難な状況となるためである。また、水中プラズマ切断のみでは、切断面において、ステンレス材に比べて B_4C 粉末の断面積が多いため、ステンレス材の熔融物で切断面を封止することができなかった。

Fig. 17 には本切断方法を検証するために、実物と同じ新品の制御棒を用いて、切断した状況図を示す。ここで、(e)はブレード部の切断断面図を示しており、切断面は溶着物で覆われていることが分かる。



- (a) 切断前
- (b) リミッタ部切断
- (c) タイロッド部切断
- (d) ブレード部のプレス加工
- (e) ブレード部の水中プラズマ切断

Fig.17 Cutting test of control rod blades

封止したブレード内部にはプラズマ切断時に水分が侵入する可能性があるため、ステンレス鋼管 (50mm) 内にある水分量を計測した結果を Table 6 に示す。

Table 6 Moisture after underwater plasma cutting in a tube

項目	水分量(mg/本)
封止作業前	0.14
封止作業後	0.25
目安(10%湿度)	0.40

封止作業前に比べて、極僅かに水分量の増加は見られたが、0.40mg 以下の水分量は湿度 10%に該当する乾燥した環境であることから、封止後の B_4C 粉末は 0.25mg で有り、乾燥した状態であることを確認した。

また、水中プラズマ切断時において、水中への B_4C 粉末の拡散量を調査した結果を Table7 に示す。ここでは、ブレードの断面を 1 回切断した際に拡散する B_4C 粉末量と制御棒 1 本を切断した際に出る B_4C 粉末を示している。また、比較のために、一般的な切断方式で、切断面が開口した状態における B_4C 粉末拡散量も示す。ここで、水槽の中で各水中プラズマ切断した後に、水を回収し、水に含まれるボロン量を測定し、そのボロン量から B_4C 粉末の質量に換算した。

本手法で制御棒 1 体を短冊切断したときの水中へ拡散する B_4C 粉体の総量（短冊切断合計 12 回）は 3.6g であり、一般的な切断方法に比べて僅かな拡散量であることを確認した。また、制御棒に含まれる B_4C 粉体の総量は約 7000～8000g であることから、制御棒 1 本から外部へ放出される量は約 0.05%程度となる。

Table 7 Emissions amount of B_4C powder underwater

項目	一回の切断 (mg/回)	制御棒 1 本 (g/本)
水中プラズマ 切断（封止）	294.4	3.6
一般的な切断	66200.0	787.0

本技術により、既存の水中プラズマ切断技術にプレス加工を組み合わせることにより、水中に拡散する B_4C 粉末を極僅かに抑えることが出来る。これは、既存の装置に対して、プレス加工の機能を設けるのみで実現可能で有り、装置の費用低減に繋がる技術であり、制御棒の最終処分に向けて貢献できる。

2.3 放射線測定技術（クリアランス対応）⁷⁾

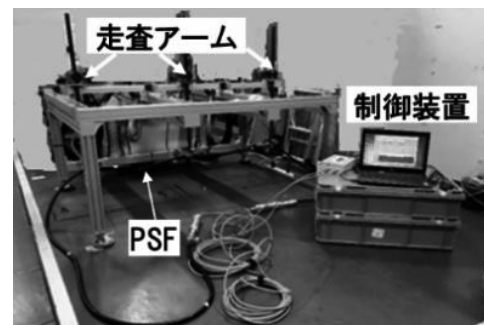
解体撤去作業に伴い発生する放射性廃棄物の処分やクリアランスのために、廃棄物中の放射線を非破壊で測定する技術は、廃止措置の推

進に当たり重要な技術である。

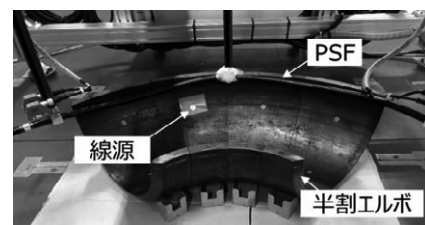
日立GEでは、ドラム缶に収納した低レベル放射性廃棄物の検査設備や、タービンロータのクリアランス測定技術を開発・実用化してきた。

今後の解体撤去作業の本格化に伴い必要となる多種多様な廃棄物を対象としたクリアランス測定の高スループット化技術として、プラスチックシンチレーションファイバ(PSF)検出器を用いたクリアランス計測手法を開発している。PSF 検出器は、5～20m の長尺であることより大型物の測定に適していること、廃棄物の形状に合わせて形状を変化させることができることを特徴としている。また、10cm ピッチでの測定が可能であることより、ホットスポットの検知も同時に実施できる。

PSF 検出器を用いたクリアランス計測装置の試作機を Fig.18 に示す。走査アームにより PSF 検出器を任意の位置に駆動し、測定対象物に近づけた測定が可能となっている。また、計測結果の例を Fig.19 に示す。Co-60 線源を使用し、クリアランスレベルの約 1/20 の放射能を測定可能であることを確認した。また、測定結果から、8.5t/日程度の高スループットのクリアランス測定が可能である見通しが得られた。



(a) Device appearance



(b) Measurement of half-cut elbow

Fig.18 PSF testing equipment

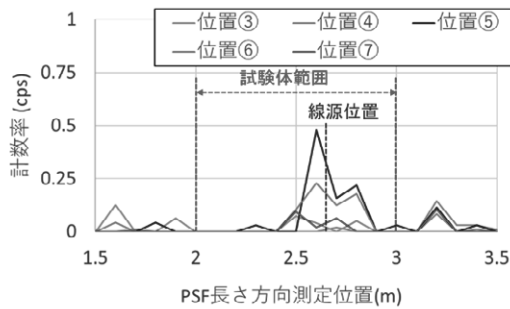


Fig.19 Example of measurement results

2.4 表面汚染切削技術^{8),9)}

中部電力株式会社浜岡原子力発電所の排気筒は、Fig.20 に示すように、鋼製筒身の内面をモルタルでライニングした構造となっている。

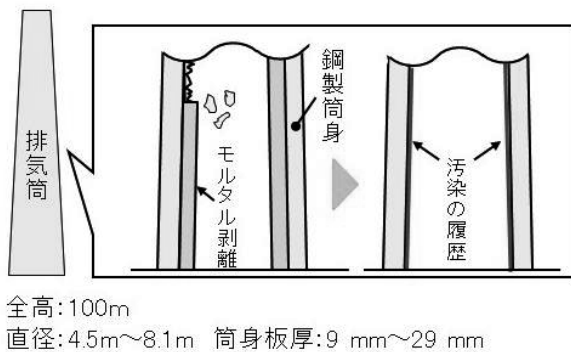


Fig.20 Structure of the Stack

モルタルは運転中に微量ながら汚染しているため、モルタルと接していた鋼製筒身の内側表面は汚染が付着していた可能性がある。この鋼製筒身の汚染部位を分離して、「放射性廃棄物でない廃棄物」（以下、「NR」という）とするために、以下の要件のもとに、回転切削工具の一つである「正面フライス」を用いた排気筒内表面の切削分離工法を HPC にて開発した。

- 排気筒の鋼製筒身の内側表面約 2000m² を全面削り落とすこと。
- 「表面を確実に削り落としたこと」を証明するために切屑を発生させ、これを回収すること。
- 再汚染の可能性を排除するため、削った面を工具や切屑と接触させないこと。

Fig.21 に正面フライスの外観と、これによる鋼材表面の切削イメージを模式図で示す。

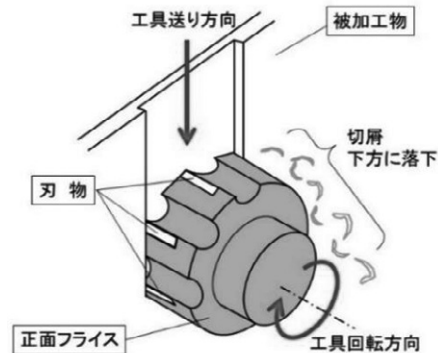


Fig.21 Surface cutting with milling cutter

正面フライスは外周上に複数の刃を配置した工具であり、回転軸と直角方向にフライスまたは被加工物を送ることで工具の直径幅分の平面を削って進む。正面フライスは広い平面を効率良く削るのに適しており、削った箇所は必ず切屑が発生し、且つ、図のように工具を上から下に進めることで切屑は自重で落下するため、加工面への付着を防ぐことができる。

以上の点から、要求事項に適合する工法であると判断し、正面フライスを用いた「鋼材表面の汚染切削分離装置」を開発した。

Fig.22 に分離装置の構造を模式図で示す。装置はフライスカッタ部と切断テーブルで構成される。フライスカッタはモータで工具を回転させる主軸部と、主軸部昇降用の電動直動機構、および鋼板板厚方向への切込み深さ調節用の電動直動機構で構成した。

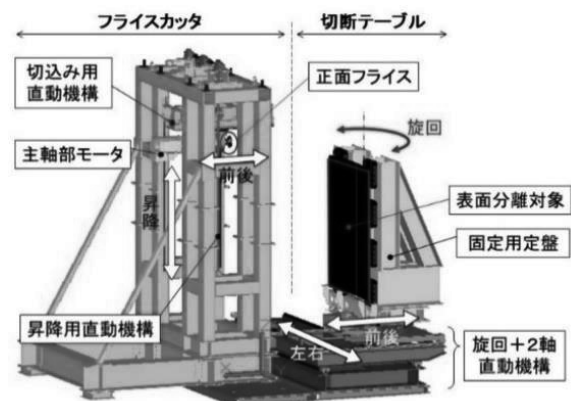


Fig.22 Structure of surface cutting equipment

主軸に装着する工具の大きさは直径 125mm を主としたが、それ以外の径にも付け替え可能である。また主軸の昇降速度は、要求期間内での全数処理に必要な加工速度が 300mm/分であることを考慮し、最高 500mm/分とした。また、板厚方向への切込み深さは、表面を確実に切削して切屑を発生させるために 1mm 程度で考えた。

筒身は高さ 1m 程度に輪切りにされ、更に高さ 1m×幅 1.5m 程度の湾曲した鋼板状に細断した状態で顧客殿より引き渡される。切断テーブルの設計では、この排気筒片を縦向きに固定する定盤と、定盤をフライスカッタに対して前後／左右に移動させる 2 軸の電動直動機構、さらに曲率をもつ排気筒細断片をフライスに正対させるための鉛直軸まわりの旋回機構で構成した。

Fig.23 に装置による鋼材表面の切削分離の結果を示す。

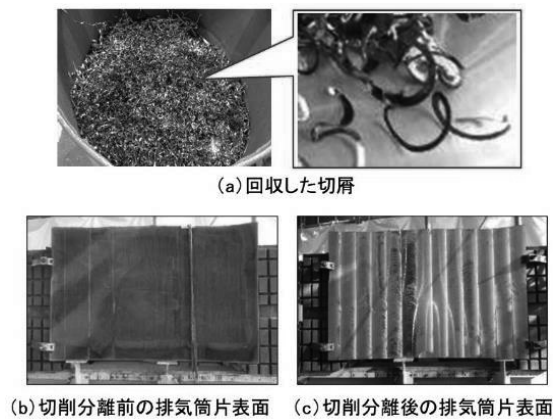


Fig.23 Results of surface cutting

(a)図は回収した切屑の写真である。金属の切削で生じる特徴的な弧状の切屑が得られており、鋼材表面が確実に「分離」されたことが確認できる。なお、前述のとおり切削方向を常に下向きとする他、工具周囲に切屑飛散防止カバーを設けるとともに工具に圧縮空気を吹き付けることで切屑の付着を防止している。(b)図と(c)図はそれぞれ分離処理前／分離処理後の排気筒片の写真である。切削によって隙間なく剥離できたことがわかる。

排気筒の曲率半径や表面の状態に応じて

φ100、125、160mm の工具を使い分けながら最高 500mm/分で表面を切削し、顧客要求工期を達成することができた。また、排気筒の解体により発生した排気筒の鋼製筒身(約 321t)のうち、約 91%を NR とすることができた。

3. おわりに

日立GEは、BWR プラントメーカーとしての原子力発電施設の建設、保守の実績を踏まえて、原子力発電施設の廃止措置を安全かつ合理的に進めるために必要な技術について開発を進めてきた。

日立GEでは、廃止措置時における被ばく低減および放射性廃棄物発生量低減を目的とした除染技術、今後、本格化する原子炉領域解体へ向けた取り組みを行っていく。

また、HPC では、原子炉周辺設備解体における工事実績を踏まえた改善等を行い、解体作業を安全かつ合理的に進めていく。さらに、原子炉領域は高線量であるため、作業従事者の被ばく低減対策を目的として、放射線遮へい効果がある水中で運転可能な「水中バンドソー」を開発中である。さらに、装置に振動センサやレーザ変位計を組み込んで運転状況をデータ化して蓄積し、これまで熟練オペレータの五感や経験に頼っていた運転操作を、デジタル技術を活用し自動運転化する取り組みも実施中である。

参考文献

- 1) 大平高史、柳澤慎太郎、“軽水炉の高線量機器に対する化学除染技術”、日本保全学会第 19 回学術講演会、仙台(2023)。
- 2) T. Ohira, S. Yanagisawa, N. Ota, “A Chemical Decontamination Method for Decommissioning Nuclear Power Plants”, The 13th International Conference on the Integrity of Nuclear Components, April 22-24, 2020, Seoul, Republic of Korea (2020).
- 3) 植竹、徳永、他、“敦賀発電所 1 号機におけるシュラウド撤去技術についてー炉内切断回収 技術一、”日本原子力学会、「2000 年秋の大会」予稿集、F50, (2000)。
- 4) A. Watanabe and H. Yokoi, “Aerosol, Gas, Swarf Production during Underwater Cutting of Reactor Core

Internals Using Electron Discharge Machining,” J. Nucl. Sci. Technol., vol.44, 1317-1323 (2007).

5) 足立、徳永、他、“敦賀発電所1号機における シュラウド撤去技術について—二次切断技術—,”日本原子力学会、「2000 年秋の大会」予稿集、F51、(2000).

6) 舘村 他、“使用済み制御棒の減容処理に伴う内包物 B₄C 粉体の拡散防止技術の開発”, 原子力バックエンド研究、Vol.26 No.1 36-44(2019)

7) 名雲 他、“プラスチックシンチレーションファイバを用いたクリアランス計測手法の開発”, 日本原子力学会、「2023 年春の年会」予稿集、

C00089 (2023).

8) 北原隆、飯塚竜也、森口亮、和田正臣、“顧客協創を通じた廃炉技術の開発と事業展開”、日立評論 105 号、No.3 (2023).

9) 岡田有未、“Development of Equipment for Reduction of Radioactive Waste in the Decommissioning Process at Nuclear Power Plants”, 日本溶接協会 原子力研究委員会 原子力機器健全性国際ワークショップ第 14 回学術講演会、金沢(2023).

原子炉解体における放射性コンクリート廃棄物量の 削減に関する研究

五十嵐 幸*

Study on Reduction of Radioactive Concrete Waste Volume in Reactor Dismantling

Miyuki Igarashi*

2022 年、世界では 431 基の原子力発電所が稼働している¹⁾。一方、老朽化や経済性の低下などの理由によって原子力発電所の解体が進められている。日本において原子力発電所の解体が完了した炉は JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) だけである。しかしながら、現在、5 基の解体が進行中である。JPDR の解体研究は、将来増加する事が予測された原子炉解体についての基礎データを得ることを目的として実施されたものである。その解体研究はコンクリート廃棄物の発生量が全廃棄物の中で最も多い事を明らかにした。これは、コンクリート廃棄物の量を減らすことが廃棄物量の削減に大きく寄与することを示している。ここでは、ドイツで行われているコンクリート廃棄物削減に関する研究を紹介する。

In 2022, 431 nuclear power plants are in operation worldwide¹⁾. On the other hand, nuclear power plants are being dismantled for reasons such as aging and declining economic efficiency. In Japan, the JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) is the only nuclear power plant that has been dismantled. The JPDR dismantling study was conducted to obtain basic data on the expected increase in the number of dismantled reactors in the future. The decommissioning study revealed that the amount of concrete waste generated is the largest among all wastes. This result indicates that reducing the amount of concrete waste can contribute significantly to waste reduction. Here we present a study conducted in Germany on concrete waste reduction.

* : 公益財団法人 原子力バックエンド推進センター (Radwaste and Decommissioning Center)

1. はじめに

日本原子力研究所は、1981 年に JPDR の解体研究を開始し 1996 年 3 月に終了した。JPDR の解体で発生した全廃棄物量は 24400ton であった²⁾。この内、84.6%が非放射性廃棄物（放射性廃棄物でない廃棄物と非管理区域から発生した廃棄物）であった。

一方、放射性廃棄物は、全廃棄物のうち、15.4%に当たる 3761ton であった。この内、汚染コンクリートは 1587ton であり、放射性廃棄物の 42.2%を占めていた。この結果が意味するところは、汚染コンクリートと分類されるコンクリート廃棄物量の削減が、放射性廃棄物量の大幅な削減に寄与する、と言う事である。現時点における法律上の廃棄物の分類で、管理区域内のコンクリートは、実際に汚染しているかどうかに関わりなく汚染されていると見なければならない。これが、汚染コンクリートと分類されるコンクリート廃棄物量を増やしている原因である。すなわち、原子炉解体で発生する放射性廃棄物量の大幅な削減のためには汚染のあるコンクリート構造の部分を、汚染のない部分と区別する技術が必要と言う事である。ここで紹介する論文³⁾は、ドイツの原子力発電所 Unterweser の解体において、放射性廃棄物に分類されるコンクリート廃棄物量削減を目的として、原子炉格納容器内コンクリート構造物への放射性核種の浸透を測定するプロジェクト「KOBKA」の初期的な活動結果を示したものである。

なお、「KOBKA」は、「Entwicklung von Messtechnik zur Beprobung kontaminierter Betonstrukturen im Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren während des Kraftwerksrückbaus」（発電所廃止措置における加圧水型原子炉格納容器内汚染コンクリート構造物のサンプリング測定技術の開発⁴⁾）のことである。

2. 研究対象の原子炉

まず本研究の対象となったドイツの原子力発電所 “Unterweser”の概要を示す。Unterweser は、ドイツ ハンブルクの西方約 120km のところに建設された出力 1.345 MW の PWR である(図 1)。商用開始は 1979 年 9 月 6 日、閉鎖日は 2011 年 8 月 6 日で、それ以来解体がおこなわれている。

プロジェクト KOBKA は Unterweser において、原子炉格納容器内のコンクリート構造物への放射性核種の浸透深さの評価を目的としている。Unterweser のコンクリート構造は操業中に汚染水にさらされたため、放射性核種が浸透した可能性が考えられており、プロジェクトではこの炉を使った放射性核種の浸透深さ評価研究を行っている。



図 1 Nuclear power plant “Unterweser”
(53°25'39.72"N 8°28'48.71"E)

3. コンクリート汚染

一般に原子力発電所の運転期間において、コンクリートの汚染は、主に、次の三つである。

- (1)原子炉の生体遮蔽の放射化と汚染水にさらされ易い下部構造物が汚染される。
- (2)放射性核種で汚染された使用済み燃料プール。一般に使用済み燃料プールにはステンレスの内張りがあるので、コンクリー

トの汚染深さは小さい。しかし、内張りに亀裂などが発生すると、放射性核種を含む水がコンクリートに浸透し、汚染コンクリートを生成する。

(3)原子力発電所のさまざまなシステムから漏洩した一次冷却水がコンクリートと接触することによる汚染。この種の汚染は漏洩が少量でも長期間にわたって発生するため、徐々に進行する。運転中に発生する漏洩は、漏洩量が小さければ、運転に関わる重大な問題とはならないので運転は継続される。しかし、少量の漏洩が長期間続く場合は、原子炉の寿命を通して汚染が蓄積す

る。更に、原子炉の定期検査でパイプ法兰の健全性検査のためにパイプラインを空にする必要があった場合、その作業において内容物の漏洩を防げないことがある。

Unterweserにおいて原子炉建屋のコンクリート構造物の汚染検査が行われた。その結果、球状格納容器コンクリート製南極側受け皿(図2)に汚染が発見された。Unterweserは、解体が進んでいる原子力発電所“Stade”と同型である。図2はUnterweserと類似の“Stade”プラントの球形格納容器南極側コンクリート製受け皿を示している。

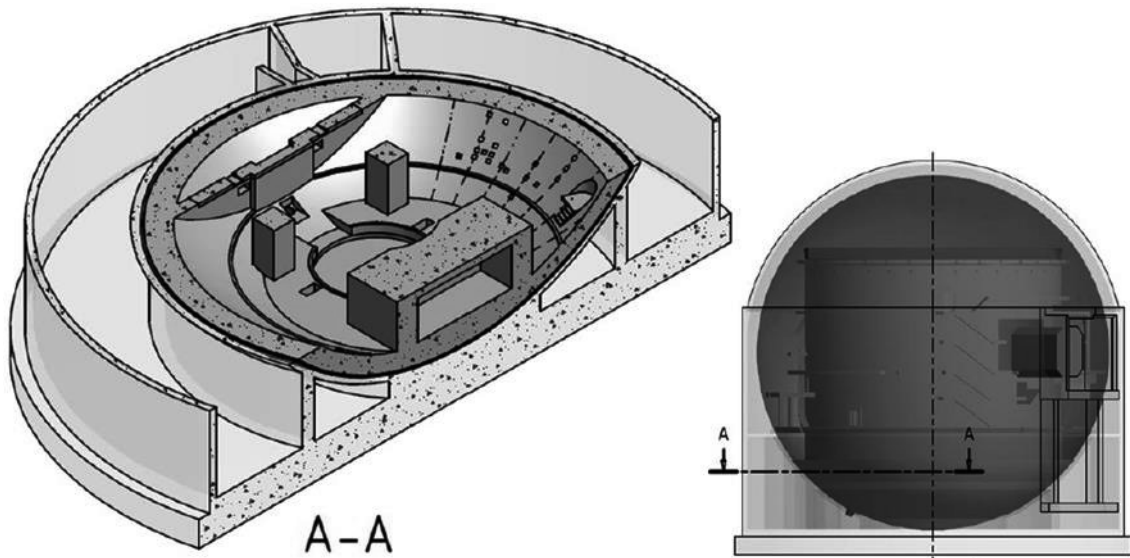


図2 Concrete calotte of nuclear power plant “Stade” at the south pole of the spherical containment

汚染部の分析でホウ素が検出されたことから、この汚染はプラント運転中に一次冷却水が格納容器のサンプ領域に漏れていたことが原因と判定された。すなわち、Unterweserで検出された汚染は前述の3番目の発生元に相当している。コンクリート構造物における汚染物質の移動は、主にコンクリートの接合部に沿って行われる。更にはコンクリートと貫通部の境界、接続ジョイント、コンポーネントと一体化した型枠などを通して行われる。

このようなコンクリート構造の不連続部を通した汚染物質移動のほかに、コンクリートマトリックス内部での汚染浸透も発生する。

建設接合部での汚染物質移動速度は速いと考えられるが、コンクリートマトリックス内部での浸透速度は小さく、流量も小さい。したがって、コンクリートサンプルを採取する場合は、構造物における建設接合部の位置と汚染物質移動の予想コースを決定しておくことが重要である。

通常、汚染の判定とマッピングは、コアボーリングとコアの分析によって行われる。しかし、サンプリング場所までのアクセスのしやすさ、空間構造からの制約、コスト、そして、比較的大きな直径の穴をあけることによる構造物強度の低下懸念、などの理由から、コアボーリングの実現には制限がある。

コアボーリングの代替手段としてはドリルがある。直径の小さなドリル孔は、コンクリート構造の強度に大きな影響を与えないので、コアボーリングに比べ掘削数を多くできる。

しかしながら、この掘削方法では分析用のコアが得られないため、新しいサンプリング技術の開発が必要であった。プロジェクト KOBKA は、実験室と Unterweser の現場の両方を活用して、この問題の解決を図っている。なお、前述の原子力発電所 Stade は、解体作業がすでに格納容器の南極に達していたため、実地試験の候補から外された。

前述の様に、球状格納容器コンクリート製南極側受け皿で汚染が見つかった Unterweser は、コンクリートへの汚染浸透評価研究の対象となっている。この汚染における主な核種は、 ^{137}Cs と ^{90}Sr であると考えられており、現在の調査はこの 2 つの元素に集中している。

サンプリングに基づく原子炉建屋への放射性核種の浸透深さ評価精度は、サンプリングの数と位置によって制限されている。広い範囲について様々な条件下での評価を行うためには、コンクリート構造における汚染物質の移動シミュレータの開発が必要である。プロジェクト KOBKA では、Unterweser でのサンプリングと共に放射性核種輸送のシミュレーションを可能とするモデリングツールの構築も並行して進められている。

4. 方法

プロジェクト KOBKA では、主要な開発が 2 件行われている。

1 件目は、コンクリート中の放射性核種の量、位置、コンクリートマトリックスの局所的な水分と空隙率、ホウ素化合物の存在、などを現場で測定するためのツールと技術の開発である。この目的達成のために、汚染物質移動の担い手である水分を電気化学インピーダンス分光法により測定する方法が研究されている。また、新しいサンプリング技術として、ドリル孔全長にわたりコンクリートのサンプリングを行うレーザーアブレーションによるサンプル収集システムが研究されており、生成するコンクリート粉を含むエアロゾルの回収、ドリル孔内の正確なサンプリング位置測定が研究されている。さらに、ドリル孔に挿入して線量を測定する光ファイバー放射線センサー (FORS) も開発されている。このセンサーは、光ファイバーに接続された直径の大きな GAGG (ガドリニウム アルミニウム ガリウム酸化物) シンチレーション結晶を用いており、コンクリート汚染の現場での検出に使用される。

2 件目は放射性核種輸送のシミュレーションが可能なモデリングツールの開発である。ツールは実験を通じて検証される放射性核種移動メカニズムに基づいて汚染核種の透過、吸着、脱着プロセス、そして移動の評価が可能なシステムとして開発される。モデリングツールの開発は今後本格化するが、現在は、開発に必要なデータの収集を進めている段階である。

以下において、コンクリートの特性測定に関する技術開発について説明する。

(1) 電気化学インピーダンス分光法 電気化学インピーダンス分光法

(Electrochemical Impedance Spectroscopy : EIS) は、定常状態にある対象に対し微小振幅の交流電圧をかけ、印加電圧に応じて流れる応答交流電流の振幅と位相を測定し、被測定物の誘電特性を求める方法である (図 3 a ,b)。

EIS はさまざまな分野で 材料特性の調査研究で使用されてきた。コンクリートについての適用で言えば、セメントペーストとコンクリートの電気的特性の調査、乾燥コンクリートの水分プロファイルの解明、などが実績として存在する。本プロジェクトでは平面上での測定ではなく、ドリル孔に差し込めるような形状のプロブヘッドに

EIS を実装することで、最大深さ 2m の細いドリル孔全長に渡るコンクリートの水分測定の実現を目標としている。ドリル孔の直径は 2.5~3cm の範囲である。プローブヘッドには、目視検査用の小型カメラが組み込まれ、コンクリート構造物の構造的接合部、亀裂、またはその他の大きな空隙の発見に利用される。また、プローブとドリル孔の壁との隙間を最小にするため、挿入したプローブヘッドをドリル孔の壁側に向かって押しつけると同時に、プローブが深さ方向に移動できるような機械的構造の開発を進めている。

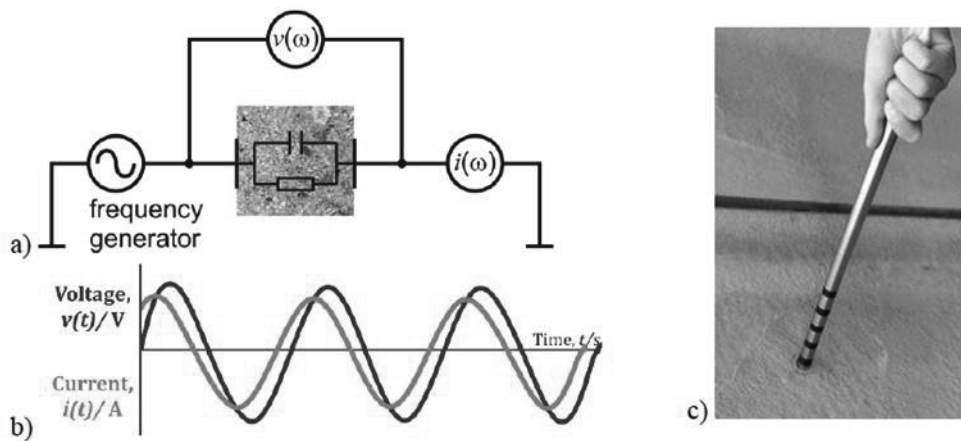


図 3 a)Scheme of measuring setup for impedance spectroscopy,
b)excitation voltage and current response signal,
c)principle image of a coaxial lance geometry

この手法の基本は、交流電圧 $v(\omega)$ 信号を印加し、その応答を電流 $i(\omega)$ として測定することである (図 3 a ,b)。通常、抵抗とコンデンサの並列回路が最初に使用される (図 3a の着色枠内)。広い周波数帯域、例えば 100 Hz から 100 MHz の範囲で走査することにより、被測定物の電気的特性変化が測定でき、周波数との関連から材料分析が可能になる。

乾燥コンクリートの比誘電率は通常 4~8

であるのに対し、水の比誘電率は約 80 であるため、コンクリートに水分が存在した場合、応答電流の顕著な変化として測定される。EIS をコンクリートに適用する場合の課題は、水分の影響を最も受けるが、骨材や鉄筋などからの影響が最も少ない周波数の選定と、適切な電極配置を見つけることである。図 3c は槍状にまとめた EIS プローブの試作品の例である。

(2) 光ファイバー放射線センサー

(Fiber Optic Radiation Sensor : FORS)

前述の様に、原子力発電所の解体において、現場で汚染のあるコンクリートを区別することが出来れば、放射性廃棄物に区分されるコンクリートを削減できる可能性がある。そのためには、ドリル孔を通してコンクリートの深さ方向の汚染を計測出来る放射線計測プローブが必要である。使用できるプローブの体積には制限があるので、シンチレータには γ 線との相互作用確率を最大化するために、高密度($\rho = 6.69 \text{ g/cm}^3$)と高い原子番号($Z_{\text{eff}} = 53.9$)のシンチレータ結晶が選択される。プロジェクト KOBEKA では $\text{GAGG}(\text{Gd}_3(\text{Ga}, \text{Al})_5\text{O}_{12}(\text{Ce}))$

シンチレータ結晶が選択された。製作されたシンチレータの直径は 18mm、長さは 25 mm である。これは、シンチレーション光子を最大量収集できるように同じ直径のプラスチック光ファイバー (直径 18 mm、長さ 2.5 m) に結合されている。光ファイバーを介して伝送された光信号は光電子増倍管によって電気信号に変換され、アナログデジタルコンバーターによってサンプリングされ分析される。データ収集ユニットは、モバイル性を高めるためバッテリー駆動とし、携行を考慮したケースに収納されている。組立図を図 4a に、基本原理図を図 4b に示す。

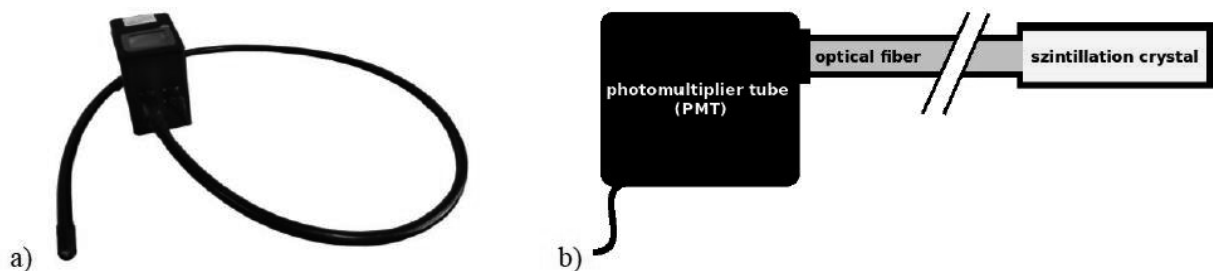


図 4 a) FORS detector system based on a GAGG scintillation crystal and an optical fiber, b) scheme of the measuring setup of a FORS detector

FORS システムを用いた線量測定模擬試験を行った。模擬試験は、 $60\text{cm} \times 40\text{cm} \times 22\text{cm}$ のコンクリートブロックにドリル孔を開け、FORS 検出器を約 10cm 挿入して行った。最初、バックグラウンド測定を行い、次いで 21kBq の ^{137}Cs を線源とした試験を行い、FORS システムで検出出来ることを確認した。

次の課題は、種類の異なるコンクリートについてのバックグラウンド変化を確認する事と、実際の原子力発電所現場において、コンクリートの汚染以外に放射線源が存在した時の解析方法を検討することである。

(3) レーザーアブレーションによるサンプリング

FORS 検出器の開発と並行して、ボーリング孔全長にわたってサンプリングが出来るレーザー装置が研究されている。

コアドリルから得られたコンクリートコアは、そのまま放射能測定の試料となるが、ドリルによる窄孔ではそのような試料が得られない。そこで、ドリル孔の深さに沿ってサンプリングするためのレーザーアブレーション技術の応用が研究された。レーザーアブレーションは一般に、固体材料にしきい値以上の強度を持ったレーザー光を照射したとき、材料表面物質が様々な形態で

爆発的に放出される現象の総称であり、固体の表面試料採取にも使われている⁵⁾。プロジェクト KOBEKA ではこの技術をコアサンプルの得られないドリル孔に対して適用する研究を進めている。

12KHz のパルスレーザーをコンクリートに照射した実験結果を図 5 に示す。レーザーの出力範囲は 30～110W である。まず、出力を変えて照射した時の窄孔深さが調べられた。図 5a と図 5b は、それぞれ、出力を 30W から 90W に増加させた時の窄孔深さを示している。図では深さを色分けしており、青に近づくほど深い穴であることを示す。また、窄孔部の表面図と断面図が示されている。表面図で青くなった場所がレーザー照射位置に相当するが、必ずしも円

形にはならなかった。これは複合材料であるコンクリートの成分の反射率や融点の違いが表れたものと考えられる。図から明らかなように、出力が増加すると深さは 330 μm (図 5a) から 1200 μm (図 5b) に増えた。また、図 5d は、レーザー出力 30 W から 110W まで変化させたときのアブレーション体積である。図から明らかなようにここで使用したレーザー装置によるコンクリートの最大アブレーション体積は、90W で得られていた。図 5c はレーザーを照射したコンクリート材の表面の様子である。

ドリル穴内部でのレーザーアブレーションによるサンプリング条件はこれらの予備試験の結果から決定された。

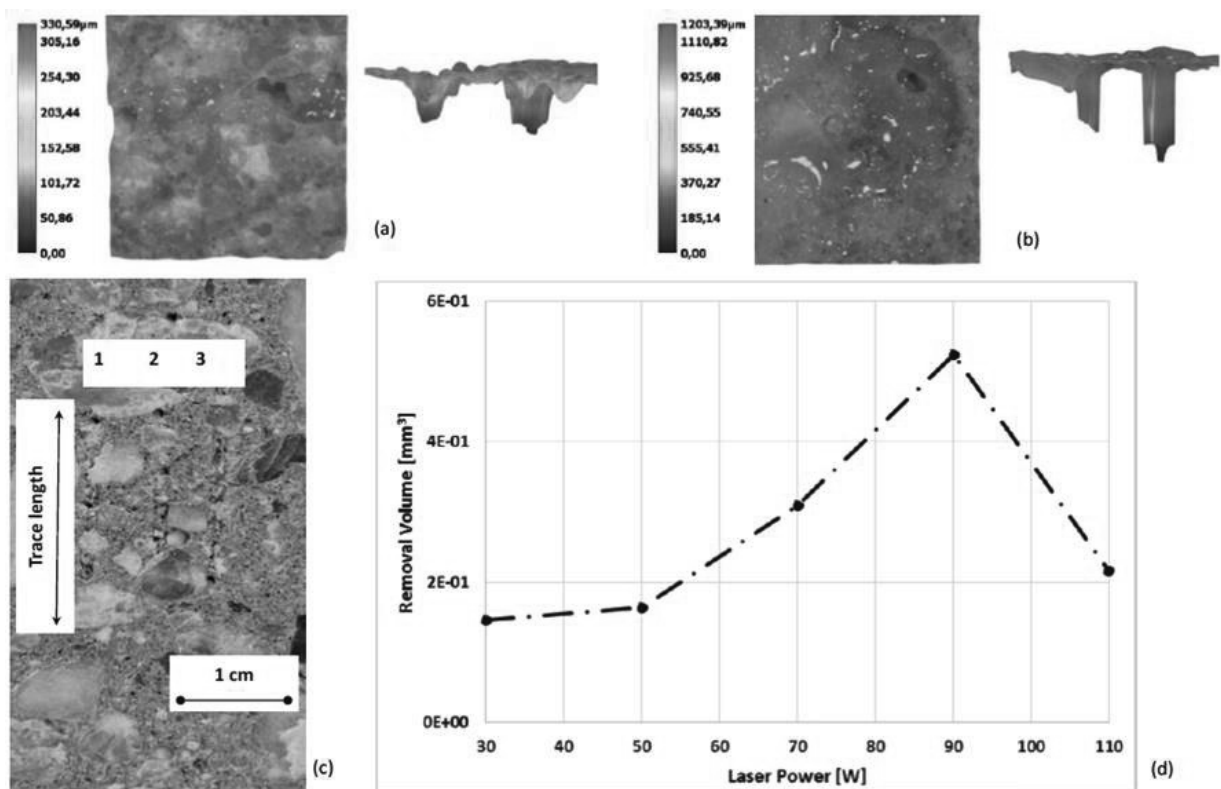


図 5 Experimental investigation of the interaction between laser and concrete at 12 kHz laser frequency with a microscope image of the processed zone (a left, b left) and 3D view (a right, b right) at laser powers of 30 W (a) and 90 W (b); overview of the traces at 90 W (c); general trend of the removal volume as a function of laser power (d)

レーザーアブレーション技術の開発では、アブレーションに必要なエネルギーを最小限に抑えながら除去量を最大に出来るレーザー照射パラメータの評価研究が重要である。レーザーとコンクリートの相互作用や、レーザーによるコンクリートの穿孔に関するメカニズムは、まだ完全には解明されていないため、今後、実験やシミュレーション研究によって実際のデータを収集する計画である。

これまでに行われた研究では、湿ったコンクリートは乾燥したものよりもレーザーによる除去深さが深くなること、コンクリートの使用年数が除去速度に影響を及ぼすこと、そして、コンクリートの種類によって除去速度が異なることなどが判っている。今後の研究ではこれらのコンクリートの特徴とレーザーアブレーション特性の関係を確認してゆく予定である。

(4) 原子炉建屋から採取したコンクリートについての試験

プロジェクト KOBKA には、前述の EIS、FORS、レーザーサンプリングなどの測定系研究に加えて、3 つの作業パッケージが含まれている。

1 番目の作業パッケージは、Unterweser のものと「同等」のコンクリートを準備する

ことである。原子力発電所からのコンクリート試料採取には限界があるため、大量の実験には開発された複製コンクリート試験片を用いる予定である。

2 番目の作業パッケージは汚染物質の移動メカニズムを実験的に確認することである。

3 番目の作業パッケージは、前述されたシミュレーションツールの開発である。

ここではプロジェクトの中で最も進んでいる 1 番目の作業パッケージ について説明する。1 番目の作業パッケージでは、コンクリートの組成などの基本的な情報収集とコンクリートマトリックスの特性研究を進め、その結果を活用して複製コンクリートを作成する。更に、コンクリート中での汚染の輸送特性に関連する微細構造を研究する。汚染物質の移動特性に影響する原子力発電所の環境影響のひとつは、コンクリートの劣化である。劣化の影響を調べるため、原子炉建屋下部から 3 本のコア（直径 93mm、長さ 204mm）を切り出した。各コアは光学顕微鏡用に長さ 100mm の円筒と 2 つの円盤試料（厚さ 25mm）に切断された。また、少量の試料が粉末 X 線回折 (XRD)、熱重量測定 (TGA)、および水銀圧入ポロシメトリー (MIP) 用に準備された。

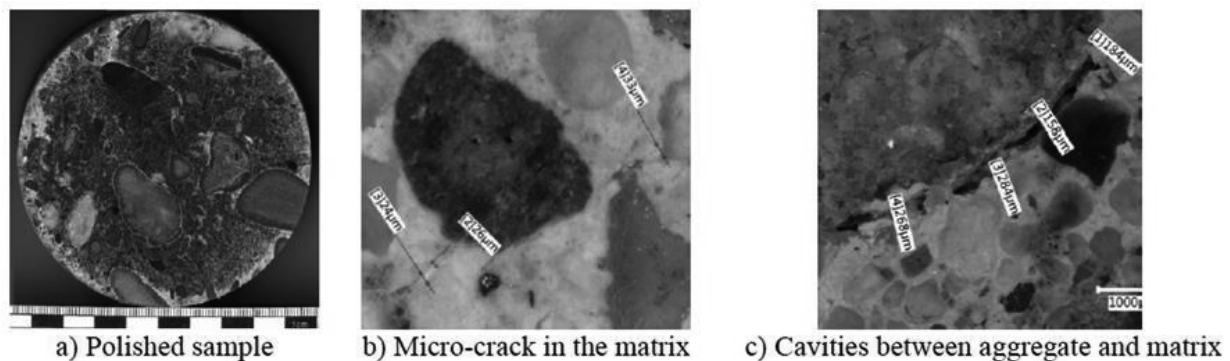


図 6 a) polished sample (scale:cm); b) and c) optical microscopy images

図 6 は原子炉から採取したコンクリート試験片の光学顕微鏡による観察例である。図 6a は研磨済試料である。黒っぽい外観は高炉スラグである。高炉スラグは、主に水和熱と熱応力を低減するために、通常大量に使用される。図 6b はマトリックス内に平均幅約 $26\mu\text{m}$ のマイクロクラックが存在する例である。試料からは重大な亀裂は確認されていない。図 6c は骨材とマトリックスの界面にある丸い端部を持つ大きな空洞の例である。空洞は、骨材の周囲にランダムに見つかっている。これらの空洞はすべての骨材の周り存在するものではなかった。

光学顕微鏡による観察から、コンクリートマトリックスにはマイクロクラックや比較的大きな空洞が存在しており、水を介した放射性核種の浸透は、これらの空隙も経由して起るものと考えられる。これらの空隙はコンクリート内の汚染物質移動に大き

く影響すると考えられることから、いくつかの特性試験を通して確認を進めている。まず、コンクリートの組成を調べた。試料から粉末サンプル（粗骨材を除く、最大粒径 $63\mu\text{m}$ ）を作成し、熱重量分析 (TGA) と X 線粉末回析 (XRD) によって鉱物種の同定を行った。同定された鉱物種は、ケイ酸カルシウム水和物 (C-S-H) ゲル、Portlandite $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 、方解石、Ettringite、アルミン酸塩水和物などを含む水和コンクリートに典型的なものであった。表 1 は、XRD によって分析された 3 本のコアサンプルの鉱物相組成である。

図 7 に TGA の結果を例示する。portlandite の量は $370\sim 500^\circ\text{C}$ での重量変化によって評価され、Calcite については $600\sim 700^\circ\text{C}$ における重量変化で評価された。平均重量分率は、Portlandite が 6.8 wt%、方解石が 3.5wt% であった。

表 1 Mineralogical phase composition [weight-%] of the concrete matrix obtained from XRD

	Ettringite	MS*	MC**	Portlandite	Quartz	Calcite	Feldspar	Amorphous
S1	2.1	1.3	1.7	0.2	54.8	2.8	1.0	36.0
S2	2.6	1.5	1.9	0.8	53.3	3.5	0.9	35.4
S3	3.7	1.0	1.8	0.7	51.3	2.4	3.9	35.2
avg.	2.8	1.3	1.8	0.6	53.1	2.9	1.9	35.5

*MS: Monosulphate, **MC: Monocarbonate

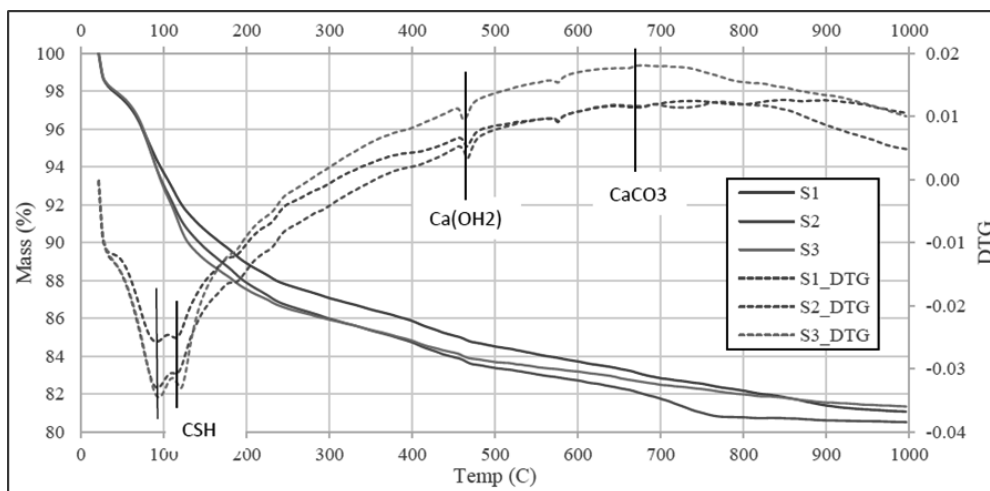


図 7 Thermogravimetry analysis (TGA) of pulverized concrete samples

水銀圧入ポロシメーター(MIP)は、多孔質の試料に高圧を加えて水銀をマイクロクラックや空洞などに圧入し、圧力と圧入された水銀の容積から微細構造を調べるものである。MIP は、3nm～数百 μm から程度までの細孔について、大きさごとに存在量を求めることが出来る。

プロジェクト KOBKA では、前述の組成分析と共に MIP を用いたコンクリートマトリックスの細孔分布測定が行われている。図 8 に測定例を示す。横軸は細孔の直径で、縦軸は累積体積（実線）とその微分値（破線）である。

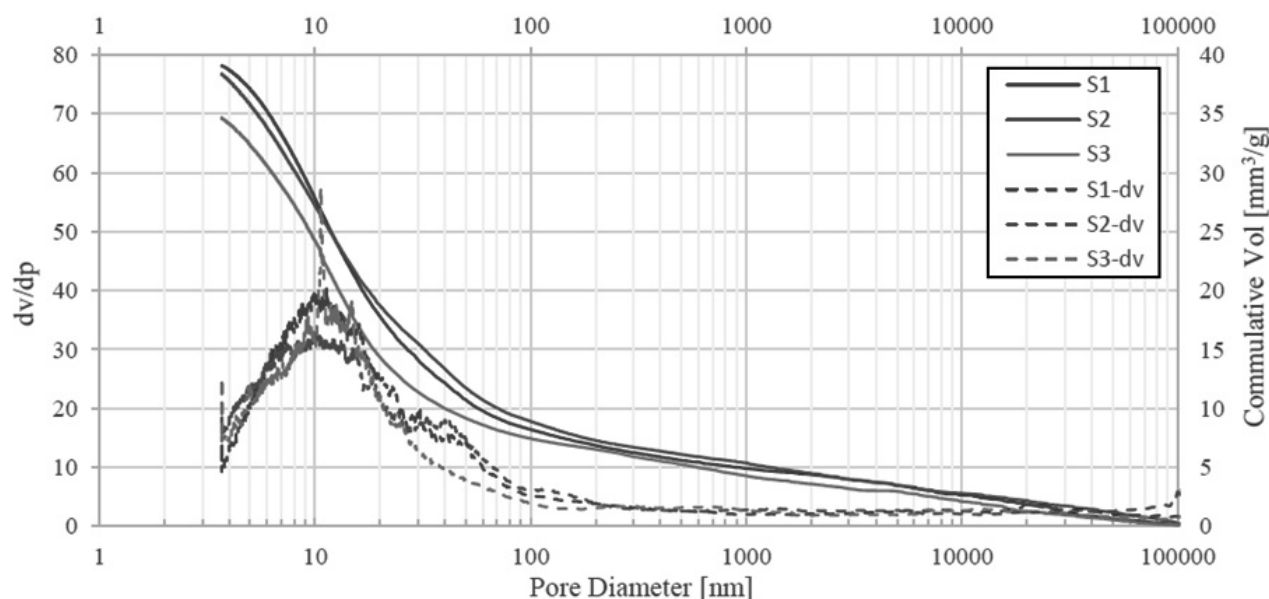


図 8 Mercury intrusion porosimetry (MIP)

図 8 は直径 10nm に細孔分布の中心があり、細孔の大部分は直径 5nm～20nm に集中していること、そして、100nm 以上の細孔の割合が少ない事、などが明らかになった。

ある条件のもとでは岩石類の透水係数は空隙率と比例することから、コンクリートが放射性核種を含む水と接触した時、細孔分布が放射性核種の浸透深さに影響すると考えられる。

5. 模擬コンクリートの準備

原子炉から採取したコンクリート試験片について光学顕微鏡観察、粉末 X 線回折 (XRD)、熱重量測定 (TGA)、および水銀圧入ポロシメトリー (MIP) などを実施し、基本的データを収集した。XRD によってコンクリートの組成が確認

されると、同等の組成のコンクリートサンプルが準備され、プロジェクト参加者に汚染輸送メカニズムの実験材料として提供される。

模擬コンクリート試験片は、ガス透過性試験、ASTM C1585 に準拠した収着試験、および佐藤らによって提案された放射性核種拡散試験⁶⁾、安定同位体を使用した実験にも使用される。コンクリートの接合部については、これが優先的な汚染物質移動経路として機能する可能性があるため、今後集中した研究が予定される。

6. まとめ

プロジェクト KOBKA では、直径 20～30mm のドリル孔を利用して、EIS によるコンクリートマトリックス内の水分測定、

FORS による γ 線分布測定、レーザーアブレーションによる試料の採取、などが出来る測定装置の開発を進めている。その目的は、原子力発電所 Unterweser の解体時に発生する放射性廃棄物量を削減するために、コンクリート構造物の内部にある汚染された部分を汚染されていない部分と区別する技術の開発である。

開発は緒に就いたばかりであるが、これまでの技術開発によって、コンクリートのクリアランスレベルに近い汚染を検出することが可能であることが判った。

一方、バックグラウンド放射線の自然変動が汚染検出特性に及ぼす影響については、まだ研究中であるし、周囲にある別の線源

からの影響についても研究が必要である。

原子力発電所の解体现場から採取されたコンクリートコアを用いた研究では、ポルトランドセメントの他に高炉スラグや石英が含まれていることが明らかになった。

今後は、これらの情報を利用して Unterweser 汚染部分類似のコンクリートを製造し、コンクリート特性の評価を進めること、コンクリート接合部やマトリックスのクラックなどを通した汚染物質の移動メカニズムを解明すること、そして、コンクリート構造物内部における放射性核種の移動をシミュレーションする数値ツールの開発を進める事が予定されている。

引用文献

- 1) 日本原子力産業協会“世界の原子力発電開発の動向”、2023 年版、
- 2) 宮坂靖彦、渡辺正秋、他 “JPDR 解体実地試験の概要と成果”、日本原子力学会誌、Vol. 38, No.7 (1996)
- 3) Christof Schroefla, Asim Raufa, et al. “Assessment of In-Fact Contaminated Concrete Inside Nuclear Power Plants to Reduce Waste Amounts After Decommissioning”、WM2023 Conference, February 26 – March 2, 2023, Phoenix, Arizona, USA、
- 4) <https://www.researchgate.net/profile/Kai-Kosowski>
“Entwicklung von Messtechnik zur Beprobung kontaminierter Betonstrukturen im Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren während des Kraftwerksrückbaus (KOBKA)”
- 5) 玉木哲也、“レーザーアブレーション概説”、ぶんせき 2022.2
- 6) I. Sato, K. Maeda, M. Suto, M. Osaka, T. Usuki, S. I. Koyama: “Penetration behavior of water solution containing radioactive species into dried concrete/mortar and epoxy resin materials”, J. Nucl. Sci. Technol. 52 (4) (2015) 580-587,

RANDEC

Radwaste and Decommissioning Center

RANDEC contributes to establishment of generic nuclear energy backend technology in Japan. The following works are currently intensively involved:

The establishment of business work of consignment, store and process of radwaste from domestic research, industrial facilities etc. for disposal.

The research and development of nuclear facility decommissioning technology and radwaste treatment as well as disposal.

The study on decontamination and environmental restoration of ground in Fukushima and Kanto area.

The dissemination and enlightenment of backend research and development results, and training.

RANDEC works for advancement of science and technology, and sustainable environmental cleanliness.

©デコミッションング技報 第65号

発行日 : 令和6年7月31日

編集・発行者 : 公益財団法人
原子力バックエンド推進センター

〒135-0033
東京都江東区深川1-1-5 和倉ビル402
Tel. 03-6240-3531
Fax. 03-6240-3537

URL : <http://www.randec.or.jp>

E-mail : haiki@randec.or.jp