

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-3 原子力施設の廃止措置技術

2024年9月12日(木) 16:20 ~ 17:55 会場(講義棟B棟2F B201)

**[2L14-19] 汚染コンクリート**

座長:出光 一哉(東北大)

16:20 ~ 16:35

[2L14]

Mesoscale analysis of crack propagation in concrete at high temperature and its influence on structural performance and durability of concrete structures

\*Puttipong Srimook<sup>1</sup>, Taito Miura<sup>2</sup>, Shintaro Miyamoto<sup>3</sup>, Ippei Maruyama<sup>1</sup>, Abudushalamu Aili<sup>2</sup>, Takumi Sato<sup>4</sup>, Yuji Nagae<sup>4</sup>, Go Igarashi<sup>2</sup> (1. University of Tokyo, 2. Nagoya University, 3. Tohoku University, 4. Japan Atomic Energy Agency)

16:35 ~ 16:50

[2L15]

<sup>14</sup>CO<sub>2</sub>汚染コンクリートの減容化

(5) 炭酸化したコンクリートガラのスリもみ

\*木下 哲一<sup>1</sup>、齋藤 亮<sup>1</sup>、中島 均<sup>1</sup>、鳥居 和敬<sup>1</sup>、佐々木 勇氣<sup>1</sup>、半沢 守<sup>1</sup> (1. 清水建設)

16:50 ~ 17:05

[2L16]

ペDESTAL部鉄筋コンクリート損傷挙動の把握に向けた構成材料の物理・化学的変質に関する研究

プロジェクト概要

\*五十嵐 豪<sup>1</sup>、三浦 泰人<sup>1</sup>、Aili Abudushalamu<sup>1</sup>、丸山 一平<sup>2</sup>、宮本 慎太郎<sup>3</sup>、永江 勇二<sup>4</sup>、佐藤 拓未<sup>4</sup> (1. 名大、2. 東大、3. 東北大、4. JAEA)

17:05 ~ 17:20

[2L17]

建屋コンクリートの汚染浸透推定

(1) コンクリート汚染浸透推定方法

\*鳥居 和敬<sup>1</sup>、佐々木 勇氣<sup>1</sup>、中島 均<sup>1</sup>、木下 哲一<sup>1</sup>、野口 裕史<sup>2</sup>、高田 光<sup>2</sup> (1. 清水建設株式会社、2. 日本原子力発電株式会社)

17:20 ~ 17:35

[2L18]

建屋コンクリートの汚染浸透推定

(2) 推定結果と実測値との比較

\*佐々木 勇氣<sup>1</sup>、鳥居 和敬<sup>1</sup>、中島 均<sup>1</sup>、木下 哲一<sup>1</sup>、野口 裕史<sup>2</sup>、高田 光<sup>2</sup> (1. 清水建設、2. 原電)

17:35 ~ 17:50

[2L19]

放射性コンクリート廃棄物の減容を考慮した合理的処理・処分方法の検討

(3) 異なる温度条件下におけるセメント系材料中のヨウ素の拡散挙動

\*船山 晴矢<sup>1</sup>、植松 慎一郎<sup>1</sup>、渡辺 直子<sup>1</sup>、小崎 完<sup>1</sup>、森永 祐加<sup>2</sup>、湊 大輔<sup>2</sup> (1. 北大、2. 電中研)

17:50 ~ 17:55

座長持ち時間

## Mesoscale analysis of crack propagation in concrete at high temperature and its influence on structural performance and durability of concrete structures

\* Srimook Puttipong<sup>1</sup>, Taito Miura<sup>2</sup>, Shintaro Miyamoto<sup>3</sup>, Ippei Maruyama<sup>1</sup>, Abudushalamu Aili<sup>2</sup>, Takumi Sato<sup>4</sup>, Yuji Nagae<sup>4</sup> and Go Igarashi<sup>2</sup>

<sup>1</sup>University of Tokyo, <sup>2</sup>Nagoya University, <sup>3</sup>Tohoku University, <sup>4</sup>Japan Atomic Energy Agency.

### Abstract

This study contributes to the decommissioning of concrete structures in the Fukushima Daiichi nuclear power plant. The mesoscale rigid-body-spring-model was developed to investigate crack propagation under high temperatures due to the reactor core melting accident, which crucially affects concrete deterioration in various aspects.

**Keywords:** decommissioning, concrete structure, Fukushima Daiichi, mesoscale rigid-body-spring-model, crack propagation, high temperature, concrete deterioration, structural performance, durability, contamination level.

This study is part of the decommissioning project for damaged concrete structures in the Fukushima Daiichi nuclear power plant that were submerged under seawater and contaminated water for some periods. To decide the appropriate decommissioning procedure, an evaluation of crack propagation is essential because cracks significantly affect concrete deterioration in various aspects such as structural performance, durability, and contamination level. Under accidental conditions, concrete structures might experience a core melting of nuclear reactors, which severely deteriorates concrete performance under high temperatures. Even though various studies have clarified the impact of high temperatures [1], the influence of cracks was not accentuated due to difficulties in the visualization of cracks. Thus, this study aims to enhance the understanding of deterioration based on the mesoscale rigid-body-spring-model (RBSM), which has the potential to investigate cracking behavior in concrete. Various phenomena have been reported as causes of the deterioration such as microstructural change of cementitious materials due to moisture loss, and chemical decomposition as well as crack propagation under high temperatures. At elevated temperatures, aggregate continuously expands, while cement paste swells up to 200 °C, then shrinks under the balance between thermal expansion and microstructural change [1]. The mismatch deformation induces self-balancing stress that initiates cracks along with the development of gap strain (strain difference between cement paste and aggregate). By using the mesoscale RBSM, mismatch deformation was introduced based on the volumetric change of concrete constituents (mortar and aggregate) as reported in the reference experiment [2]. From the results, crack propagation under high temperatures (200 – 800 °C) could be reasonably reproduced. A significant increase in crack density and maximum crack width (up to 0.5 mm) indicated a severe impact on durability and contamination level. In addition, cracking was clarified as the major cause of deteriorated structural performance. The stiffness and strength under compressive loading significantly decrease to 55 and 29 % at 800 °C, respectively.

### References

- [1] D.J. Naus. A compilation of elevated temperature concrete material property data and information for use in assessments of nuclear power plant reinforced concrete structures (NUREG/CR-7031). United States Nuclear Regulatory Commission, 2010
- [2] C. R. Cruz and M. Gillen. Thermal expansion of Portland cement paste, mortar, and concrete at high temperature. Fire and Materials 1980, vol. 4, No.2.

## $^{14}\text{CO}_2$ 汚染コンクリートの減容化

### (5) 炭酸化したコンクリートガラのスリもみ

Volume reduction of concrete contaminated by  $^{14}\text{CO}_2$

(5) Rubbing the carbonated concrete debris

\*木下 哲一<sup>1</sup>, 齋藤 亮<sup>1</sup>, 中島 均<sup>1</sup>, 鳥居 和敬<sup>1</sup>, 佐々木 勇氣<sup>1</sup>, 半沢 守<sup>1</sup>  
<sup>1</sup>清水建設

圧力容器を用いて高压の  $\text{CO}_2$  環境下でコンクリートガラを一定時間暴露することによりガラを炭酸化させた。ロサンゼルス試験機に一定量の炭酸化したガラと鉄球を入れ、一定時間のすりもみを行った。微粉発生量と全炭素分析計を用いて残存ガラに含まれる  $\text{CO}_2$  量を測定した。

**キーワード**：炭酸化コンクリート，すりもみ，ロサンゼルス試験機，除染係数，微粉

**1. 緒言** 原子力発電所では長期間の運転中に発生した  $^{14}\text{CO}_2$  がコンクリートに吸収され、廃止措置時には莫大な量の  $^{14}\text{CO}_2$  汚染コンクリートが排出される。老朽化した原子力発電所ではコンクリートの  $^{14}\text{CO}_2$  の吸収だけでなく天然由来の  $\text{CO}_2$  の吸収による炭酸化も進む。炭酸化したコンクリートは緻密化により強度が増大することが知られており、すりもみ効率が低下することが懸念される。本研究ではより実際に近い状況を想定し、炭酸化させたコンクリートガラのスリもみ試験を実施した。

**2. 実験方法** 28日圧縮強度が 30 MPa のコンクリート供試体を作製し、ジョークラッシャーを用いて破碎した。ふるい分けにより得られた 10~40 mm のガラを加圧容器内 (0.2 kPa) で2週間  $\text{CO}_2$  ガスに暴露し、強制炭酸化させた。この炭酸化させたガラをすりもみの試料に用いた。ガラ 5 kg とガラ重量の 0%、25%、50% の大サイズ(13 mm $\phi$ )もしくは中サイズ(9.5 mm $\phi$ )の鉄球をロサンゼルス試験機に投入し、500回転ごとに得られた微粉の重量測定を行った。1500回転後に試験機のミル内に残存しているガラを粉碎し、全炭素分析計を用いてガラに含まれる  $\text{CO}_2$  量を分析した。処理前後に含まれる  $\text{CO}_2$  量より除染係数を算出した。

**3. 結果と考察** 大サイズの鉄球と共にすりもみしたときの各回転回数における微粉発生量を図1に示す。図1に見られるように、微粉発生量は、回転回数とともに直線的に増加した。しかしながら、炭酸化させていないガラをすりもみしたときは、加熱したガラからは加熱していないガラの1.3~1.8倍の微粉が得られ、鉄球の量とサイズとの関連が見られたが<sup>1</sup>、炭酸化したガラでは加熱の有無による顕著な傾向は見られなかった。また微粉発生量は、炭酸化していないガラの6~9割であった。また図2に、1500回転後における炭酸化させたガラと炭酸化していないガラの除染係数を比較した。炭酸化したガラでは1~2の除染係数が得られた。炭酸化による強度増大がすりもみ効率を低下させたと考えられる。およそ3000回転まですりもみを続ければ、数十の除染係数が得られたと考えられる。

実際の炭酸化の進んだコンクリートガラのスリもみにおいても、加熱の顕著な効果は見られず、また、一定の除染係数が得られるまでには炭酸化していないガラの倍程度の処理時間を要するものと思われる。

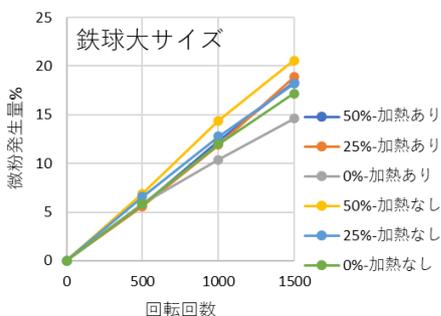


図1 大サイズ鉄球を使用したときの微粉発生量

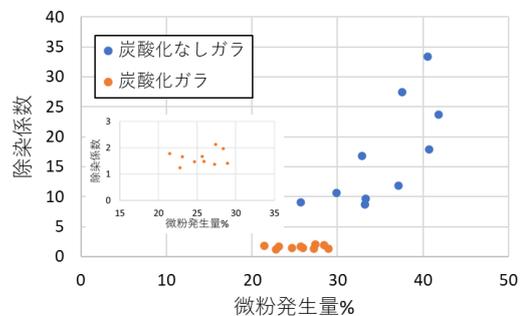


図2 各微粉発生量における除染係数

#### 参考文献

[1] Kinoshita et al., Capability for volume reduction of concrete contaminated by radioactive carbon dioxide using rubbing. Proc ICONE31

\*Norikazu Kinoshita<sup>1</sup>, Akira Saito<sup>1</sup>, Hitoshi Nakashima<sup>1</sup>, Kazuyuki Torii<sup>1</sup>, Yuki Sasaki<sup>1</sup>, Mamoru Hanzawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Shimizu Co.

# ペDESTアル部鉄筋コンクリート損傷挙動の把握に向けた 構成材料の物理・化学的変質に関する研究 プロジェクト概要

Pilot Study on Thermal, Physico-Chemical, and Mechanical Behaviour of Concrete to understand the failure behavior of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Reactor Pressure Vessel Pedestals

## Project overview

\*五十嵐 豪<sup>1</sup>, 三浦 泰人<sup>1</sup>, Aili Abudushalamu<sup>1</sup>, 丸山 一平<sup>2</sup>, 宮本 慎太郎<sup>3</sup>, 永江 勇二<sup>4</sup>, 佐藤 拓未<sup>4</sup>  
<sup>1</sup>名大, <sup>2</sup>東大, <sup>3</sup>東北大, <sup>4</sup>JAEA

本研究では、福島第一原子力発電所（1F）1号機原子炉格納容器（PCV）の内部調査で観測された、ペDESTアル鉄筋コンクリート部材で鉄筋を残したままコンクリートだけ崩落した状態の発生メカニズムを検討した。

**キーワード：** 福島第一原子力発電所, コンクリート, 高温加熱, 熱履歴, ペDESTアル

## 1. 緒言

2022年度に実施された1F1号機のPCV内部調査では、ペDESTアル部のコンクリートが鉄筋を残して消失する1号機固有の損傷状態が観測されている。本研究では観測された現象が発生するコンクリート固有の要因と、1号機固有の特殊な外部環境要因を明らかにするための調査・検証を実施した。

## 2. 調査・研究の概要

### 2-1. コンクリート固有の要因：高温による短期の溶解メカニズム

高温時の溶融実験の条件設定の予備実験を実施し、加熱後の寸法変化、剛性変化、鉱物組成のデータ取得方法を検討した。また、熱力学的平衡計算による溶液組成変化の解析とセメント水和物の焼成実験により、溶解現象の有無を判断するための解析フレームワークを構築した。さらに、剛体バネモデル解析において加熱による体積変化を組み込む数値解析手法を構築した。

### 2-2. コンクリート固有の要因：温度履歴による長期の溶解メカニズム

実際のペDESTアル部の温度、注水履歴を整理し、実験に用いるコンクリートの曝露条件の決定、材料選定や膨張量の測定手法を確立した。また、高温加熱後の水分供給による膨張現象に関する既往知見を整理した。

### 2-3. 特殊な外部環境要因：燃料デブリの伝熱解析によるコンクリート熱条件の評価

公開されている事故シナリオ等を参照して、事故時の1号機PCVコンクリートの熱条件を評価するための、伝熱予備解析を実施した。

### 2-4. 特殊な外部環境要因：コンクリート破損に関わる特殊な外部環境要因に対する要素挙動試験と総合試験

水蒸気や温度がコンクリート材の変質挙動に及ぼす影響について、コンクリート材の水蒸気雰囲気での高温保持小規模試験の予備試験を実施した。また、金属デブリとコンクリートの反応挙動について、反応予備試験を実施した。さらに、ウラン酸化物の酸素量に着眼した試験に供するウラン含有亜酸化物を作製した。

## 3. 結論

本研究により、1F1号機で観測されたコンクリート破損のメカニズムに関わる基盤的知見を取得した。

## 4. 謝辞

本研究は、JAEA英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業JPJA23P23813418の助成を受けた。

\*Go Igarashi<sup>1</sup>, Taito Miura<sup>1</sup>, Aili Abudushalamu<sup>1</sup>, Ippei Maruyama<sup>2</sup>, Shintaro Miyamoto<sup>3</sup>, Yuji Nagae<sup>4</sup>, Takumi Sato<sup>4</sup>

<sup>1</sup>Nagoya Univ., <sup>2</sup>UTokyo, <sup>3</sup>Tohoku Univ., <sup>4</sup>JAEA

## 建屋コンクリートの汚染浸透推定 (1) コンクリート汚染浸透推定方法

Estimation of contamination infiltrated through building concrete

(1) Method for evaluating contamination infiltrated into concrete

\*鳥居 和敬<sup>1</sup>, 佐々木 勇氣<sup>1</sup>, 中島 均<sup>1</sup>, 木下 哲一<sup>1</sup>, 野口 裕史<sup>2</sup>, 高田 光<sup>2</sup>

<sup>1</sup>清水建設, <sup>2</sup>日本原子力発電

原子力発電所の廃止措置では、廃液等で汚染した建屋コンクリートの除染のため、汚染範囲、浸透深さを特定する必要がある。木下ら[1]は、汚染物質が液相と固相に溶解と吸着を繰り返しながら浸透することに着目し、福島第一原子力発電所のような短期間の接液を想定したコンクリートへの浸透モデルを構築した。本研究では、木下らの浸透モデルの長期間の接液による汚染浸透への適用性を検討した。

**キーワード**：汚染浸透、建屋コンクリート、分配平衡モデル、分配係数、深度分布

**1. 緒言** 建屋コンクリートへの汚染の浸透深さを特定するにはコアボーリングにより採取したサンプルを分析する必要がある。汚染が広範囲にわたる場合は膨大な量のサンプル採取・分析が必要となるが、汚染の浸透深さを予測することができれば効率的に廃止措置を進めることができる。木下らの浸透モデルは福島第一原子力発電所汚染コンクリートなどの短期間の接液を想定したものであるが、原子力発電所の廃止措置では長期間の接液による浸透汚染も存在する。約 40 年間使用された東海発電所使用済燃料冷却池ではコンクリートに <sup>60</sup>Co や <sup>137</sup>Cs が浸透し、図 1 に示すような汚染深度分布がコアボーリングにより得られている。木下らの浸透モデルには実測値から得られるパラメータが必要不可欠であり、本研究では、使用済燃料冷却池での実測値を基にパラメータを決定し、浸透モデルの適用性を検討した。

**2. 汚染浸透推定方法** 木下らの浸透モデルは、式(1)に示すように浸透面からの深さ  $d$  の関数で表される。

$$A(d) = A(0) \times \exp \left\{ -\frac{d}{d_{theo}} \times \left( \left( \frac{1}{\varepsilon} - 1 \right) \times K_d + 1 \right) \right\} \quad \text{式(1)}$$

ここで、 $A(d)$ は深さ  $d$ における目的核種の放射能濃度、 $d_{theo}$ は理論段数 1 段分の厚さ、 $\varepsilon$ はコンクリートの空隙率、 $K_d$ は分配係数を示す。浸透モデルのパラメータのうち  $K_d$ および  $\varepsilon$ は表 1 のように設定し、 $d_{theo}$ は図 1 の汚染深度分布を対数線形回帰によりフィッティングして求めた。コンクリート表面 ( $d=0$ ) における放射能濃度  $A(0)$ は、次稿(2)に示すようにガンマカメラ測定と PHITS による解析を併用して算定した。

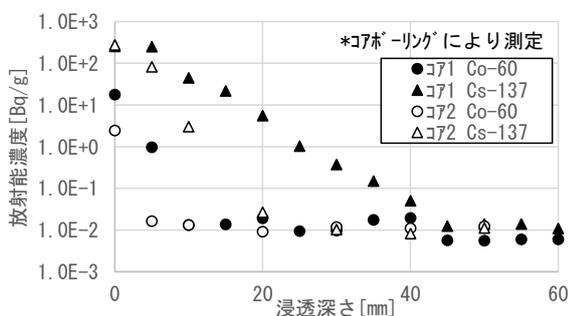


図 1 東海発電所の汚染深度分布 (冷却池壁面)

表1 浸透モデルのパラメータの設定

パラメータ	Co-60	Cs-137
$K_d$	$(0.7 \sim 1.7) \times 10^4$	2.2~4.4
$\varepsilon$	0.1~0.2	同左
$d_{theo}$ [mm <sup>2</sup> ]	$(0.28 \sim 2.3) \times 10^5$	$(0.20 \sim 1.8) \times 10^2$

$K_d$ ：バッチ試験により測定した

$\varepsilon$ ：一般的なコンクリートの空隙率から設定した

$d_{theo}$ ：図1の汚染深度分布から推定した

### 参考文献

[1] 木下哲一, 大石晃嗣, 鳥居和敬, 末木啓介, 横山明彦 (2016) 「様々な核種が浸透したコンクリートにおける各元素の深度分布の推定」, 日本放射線安全管理学会誌, vol.15, p.46-51

\* Kazuyuki Torii<sup>1</sup>, Yuki Sasaki<sup>1</sup>, Hitoshi Nakashima<sup>1</sup>, Norikazu Kinoshita<sup>1</sup>, Hirofumi Noguchi<sup>2</sup> and Hikaru Takada<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Shimizu Corporation, <sup>2</sup>The Japan Atomic Power Company

## 建屋コンクリートの汚染浸透推定

### (2) 推定結果と実測値との比較

Estimation of contamination infiltrated through building concrete

(2) Comparison of predicted data with actual measurements

\*佐々木 勇氣<sup>1</sup>, 鳥居 和敬<sup>1</sup>, 中島 均<sup>1</sup>, 木下 哲一<sup>1</sup>, 野口 裕史<sup>2</sup>, 高田 光<sup>2</sup>

<sup>1</sup>清水建設, <sup>2</sup>日本原子力発電

前稿(1)の汚染浸透推定手法の適用性を検証するため、推定結果と実測値の比較を行った。推定値はコアボーリングにより得られた実測値と概ね整合し、木下らの浸透モデルが長期間の接液による汚染浸透にも適用できることが分かった。精度よく汚染深さを推定することで、測定や除染作業の効率化が期待できる。

**キーワード**：汚染浸透, ガンマカメラ, 表面線量, 実測値, 測定効率

**1. 緒言** 前稿(1)の汚染浸透推定手法を検証するため、東海発電所使用済燃料冷却池のコンクリートの汚染深度分布の推定値とコアボーリングによる実測値の比較を行った。

**2. 表面線量の測定** 前稿(1)で述べたように、汚染浸透推定にはコンクリート表面 ( $d=0$ ) における放射能濃度  $A(0)$  が必要であるため、東海発電所使用済燃料冷却池でのガンマカメラ測定と PHITS[1]による解析を併用して  $A(0)$  を求めた。ガンマ線の測定には測定効率に優れる H3D 社の「H420」を用いた (図 1)。ガンマカメラで測定した線量にはコンクリート内部からのガンマ線も含まれるため、図 2 に示すように、コンクリート内部の放射能濃度が浸透モデルに基づき浸透面から対数線形的に減少すると仮定して PHITS による解析を行い、ガンマカメラの測定値を補正した。

### 3. 推定結果と実測値との比較

図 3 に示すように木下らの浸透モデルによる推定結果は除染深さの設定に支障が無い範囲で実測値と整合しており、木下らの浸透モデルが長期間の接液による汚染浸透にも適用できることが分かった。

**4. 結言** 浸透モデルにコアボーリングや表面線量の実測値を組み合わせることで高精度で汚染深さを推定でき、測定や除染作業の効率化が期待できる。ガンマカメラ測定により汚染の面的な分布も把握できるため、汚染箇所の見落としの防止、汚染の深さに応じた除染による放射性廃棄物の削減も期待できる。



図 1 ガンマカメラ「H420」

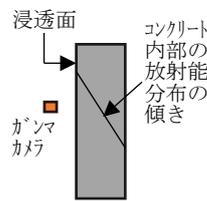


図 2 PHITS によるガンマカメラの測定値の補正

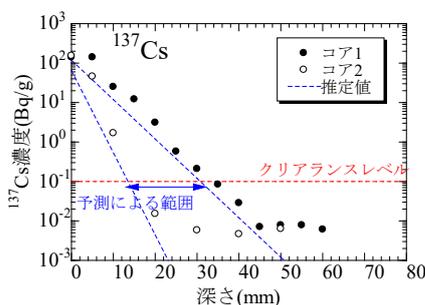
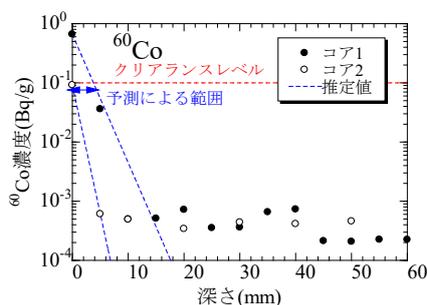
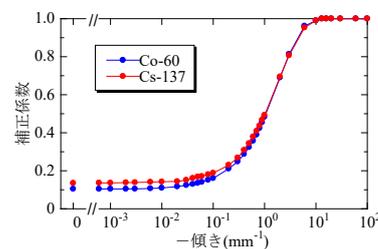


図 3 汚染深度分布の推定結果と実測値との比較 (左: <sup>60</sup>Co, 右: <sup>137</sup>Cs)

### 参考文献

[1] T. Sato, et al., Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System - PHITS version 3.33, J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024).

\*Yuki Sasaki<sup>1</sup>, Kazuyuki Torii<sup>1</sup>, Hitoshi Nakashima<sup>1</sup>, Norikazu Kinoshita<sup>1</sup>, Hirofumi Noguchi<sup>2</sup> and Hikaru Takada<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Shimizu Corporation, <sup>2</sup>The Japan Atomic Power Company

## 放射性コンクリート廃棄物の減容を考慮した合理的処理・処分方法の検討

## (3)異なる温度条件下におけるセメント系材料中のヨウ素の拡散挙動

## Study on the Methodology for Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Volume Reduction of Waste

## (3)Diffusion Behavior of Iodine in Cementitious Materials under Different Temperature Conditions

\*船山 晴矢<sup>1</sup>, 植松 慎一郎<sup>1</sup>, 渡辺 直子<sup>1</sup>, 小崎 完<sup>1</sup>, 森永 祐加<sup>2</sup>, 湊 大輔<sup>2</sup><sup>1</sup>北海道大学, <sup>2</sup>電力中央研究所

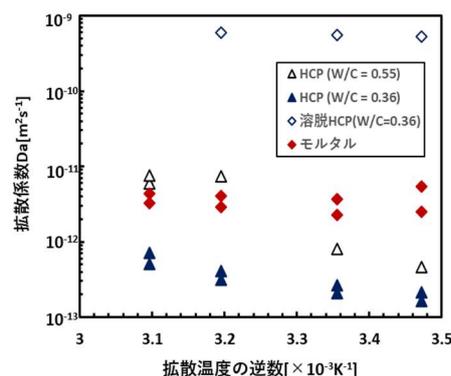
<sup>125</sup>I を用いた非定常拡散試験によって、硬化セメントペースト試料中のヨウ素の見かけの拡散係数を異なる温度条件下で決定するとともに、拡散係数の温度依存性より活性化エネルギーを求め、拡散挙動を検討した。  
 キーワード：セメント系材料、<sup>125</sup>I、拡散挙動、温度依存性、活性化エネルギー

**1. 緒言** 福島第一原子力発電所の廃炉を合理的に進めるためには、建屋コンクリート構造物中の放射能分布の把握が重要である。しかし、コンクリート構造物の一部は汚染水との長期間の接触により溶脱変質すると考えられることから、そこでの放射性核種の移行挙動の理解が必要である。本研究では、長半減期を持つ<sup>129</sup>Iに着目し、HCP 試料、モルタル試料および溶脱処理を施した両試料に対して、収着および拡散係数を求めることで、セメント系材料中におけるヨウ素の移行に及ぼす溶脱および骨材の影響を明らかにするとともに、その拡散プロセスについて検討した。

**2. 実験方法** 普通ポルトランドセメントを水セメント比 (W/C) 0.55 および 0.36 で混練し、50 °C で 28 日間水中養生することで円柱状硬化セメントペースト (HCP 試料) を調製した。海砂を骨材として、水、セメントおよび骨材を 0.55 : 1.0 : 2.0 の重量比で混練し、HCP 試料と同条件で養生することでモルタル試料を調製した。さらに、各試料を 6 mol/L の硝酸アンモニウム溶液に 1 週間浸漬することで、それぞれの溶脱試料を調製した。収着実験は、各試料を粉砕・篩にかけた粉末を固相とし、Na<sup>125</sup>I を含むセメント平衡水を液相に用い、固液比 1:100 のバッチ式により行った。拡散実験では、短冊状に切断した試料に Na<sup>125</sup>I 溶液を含ませたる紙を密着固定し、所定温度 (15°C ~ 50°C) で静置後、イメージングプレートを用いて 2 次元放射能分布を得た。

**3. 結論** 収着試験において、HCP 試料 (W/C = 0.36) の収着分配係数 Kd は約 800 L/kg であったのに対し、溶脱 HCP 試料では収着は検出下限値以下であった。拡散試験において得られた各試料中の<sup>125</sup>Iの見かけの拡散係数 Da の温度依存性を図 1 に示す。HCP 試料中の Da は 10<sup>-13</sup> ~ 10<sup>-12</sup> [m<sup>2</sup>・s<sup>-1</sup>] の範囲であり、拡散温度の逆数に対して比較的良好な直線性を示した。一方、モルタル試料および溶脱 HCP 試料中の Da はそれぞれ 10<sup>-12</sup> および 10<sup>-10</sup> [m<sup>2</sup>・s<sup>-1</sup>] のオーダーとなり、HCP 試料への骨材添加の影響は小さいものの、溶脱の影響は顕著であった。溶脱による Da の増加は、HCP の溶脱に伴う拡散経路の幾何学的形状の変化に加えて、Kd 値の減少に起因したものと考えられる。

**謝辞** 本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(課題解決型廃炉研究プログラム)」・「放射性コンクリート廃棄物の減容を考慮した合理的処理・処分方法の検討」(令和 5~7 年度)の一部として実施した。

図1：各試料中の<sup>125</sup>Iの見かけの拡散係数Daの温度依存性\*Haruya Funayama<sup>1</sup>, Shinichiro Uematsu<sup>1</sup>, Naoko Watanabe<sup>1</sup>, Tamotsu Kozaki<sup>1</sup>, Yuka Morinaga<sup>2</sup> and Daisuke Minato<sup>2</sup><sup>1</sup>Hokkaido Univ., <sup>2</sup>CRIEPI