

令和4年度 共同利用成果報告書

目次

1. 大型設備の経過報告

1.1 ライナック経過報告

1.2 重照射(HIT)経過報告

1.3 ブランケット経過報告

2. 共同利用成果報告(F, L, H, Y 各シリーズ)

2.1 弥生オフパイル(F シリーズ):計 5/6 テーマ(別表)

2.2 ライナック(L シリーズ):計 3/10 テーマ(別表)

2.3 重照射(H シリーズ):計 9/13 テーマ(別表)

2.4 弥生研究会(Y シリーズ):計 0/3 テーマ(別表)

3. 令和4年度専攻内行事一覧

4. 各種委員会名簿

5. 令和4年度 UTNL レポート

# 大型設備の経過報告『重照射（HIT）経過報告』

重照射研究管理部 叶野翔、Cui Lijuan, Wei Kejian、尾亦孝男、小菌雅美、阿部弘亨

- 抄録 -

令和4年度は11件(年度内の共同利用計画を含む)の共同利用研究課題に対し、計16週のFe、Wイオンビームを供給した。また、バン・デ・グラーフ加速器の廃棄を受け、HIT施設における二重照射設備を更新するため、最大加速電圧200 kVの小型のイオン注入装置を設置し、そのビーム輸送を完了した。

## 1. HITの概要

HITは2台のメガボルト級イオン加速器(1.7 MV タンデトロンと3.75 MV バン・デ・グラーフ)を有する照射施設であり、原子炉や宇宙環境等の過酷環境下で使用される材料の劣化評価、さらに、はじき出し損傷と核変換による水素あるいはヘリウムの蓄積を同時に模擬できる二重照射ビームラインを有した施設である。

これらの加速器は、東日本大震災で被災し、稼働できない状況となったが、タンデトロン加速器については、平成25年度に原子力国際専攻より移設し、放射線発生装置の変更申請後、全国共同利用設備として、その利用を再開した。一方で、3.75 MV バン・デ・グラーフについては、管理部において補修、修繕を進めているが、機器の経年劣化が進んでおり、その廃止を決定した。

## 2. タンデトロン運転・保守状況

令和4年度は1.7 MV タンデトロンを利用した11課題の共同利用課題を採択し、計16週の共同利用運転を実施した。応募課題の内訳としては、軽水炉材料については3課題、核融合炉材料は6課題、高エネルギー加速器材料は1課題、そして、原子炉・ビーム実習の1課題である。なお、COVID-19のため本学に来訪できないユーザーに対しては、管理部による代理照射実験を実施した。

昨年度末に加速タンク内部での異音を確認したことから、タンクを大気解放し、加速管やジェネレーター等の整備、点検を実施した。また、当該作業の実施に当たり、SF<sub>6</sub>ガスの回収系統の修繕等も実施してきており、これら一連の作業を実施するため、上期のマシントイムの配分は実施しなかった。

また、バン・デ・グラーフ加速器の廃棄を受け、HIT施設における二重照射設備を更新するため、令和3年度より、最大加速電圧200 kVの小型のイオン注入装置を設置し、そのビーム輸送を実施してきている。当該年度も引き続き、ビームオプティクスやビームトランスポート系の更新等を実施し、二重照射実験に向けた準備を概ね完了した。

## 3. バン・デ・グラーフ保守状況

加速器の廃止に向けた作業を実施している。当該年度は、加速器やビームライン等の撤去を進めるにあたり、不必要な電力供給ラインの改修作業を実施した。今後は、RI承認使用に係る変更承認申請書の準備を進めながら、逐次、その廃棄に向けた作業を計画としている。

#### 4. 建屋・サポート系の保守状況

当施設は供用開始から 30 年強を迎えており、空調設備、外壁、冷却水、圧縮空気等のサポート系の老朽化が確認されている。令和 4 年度は、屋上階に設置している実験用冷却水を撤去した。

2022年度 共同利用テーマ一覧 (Fシリーズ)

採番	テーマ名称	テーマ代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
2022 F 01	V&Vのための精度保証実験データベース構築	岡本 孝司	岡本 孝司	三輪 修一郎
2022 F 02	Xバンド加速器の応用研究	長谷川 秀一	長谷川 秀一	長谷川 秀一
2022 F 03	電子ライナック駆動小型中性子源の開発と利用	長谷川 秀一	長谷川 秀一	長谷川 秀一
2022 F 04	レーザーを用いた核物質分光分析システムの検討	長谷川 秀一	長谷川 秀一	長谷川 秀一
2022 F 05	腐食特性を向上させたZr基、Fe基合金の開発	叶野 翔	叶野 翔	叶野 翔
2022 F 06	土壌中での放射性核種の動態評価	斉藤 拓巳	斉藤 拓巳	斉藤 拓巳

2022年度のFシリーズの研究テーマは6件 (うち新規0件)

2022年度 共同利用テーマ一覧 (Lシリーズ)

採番	テーマ名称	テーマ 代表者	実験参加 代表者	専攻内 幹事
2022 L 01	水溶液の放射線効果の研究	山下 真一	山下 真一	山下 真一
2022 L 02	パルス&プローブ法を用いる超高速反応の研究	室屋 裕佐	室屋 裕佐	山下 真一
2022 L 03	不定比金属組成、微細組織を制御した超伝導体結晶のピンニング特性に及ぼす電子線照射効果	下山 淳一	下山 淳一	叶野 翔
2022 L 04	高温・超臨界溶媒の放射線化学	室屋 裕佐	室屋 裕佐	山下 真一
2022 L 05	フォトカソード RF 電子銃の高性能化	山下 真一	山下 真一	山下 真一
2022 L 06	高速応答シンチレータの開発と性能評価	越水 正典	越水 正典	山下 真一
2022 L 07	MA分離抽出剤の放射線分解メカニズムの研究	樋川 智洋	樋川 智洋	山下 真一
2022 L 08	放射線誘起活性種の時間分解ラマン分光	山下 真一	山下 真一	山下 真一
2022 L 09	放射線に誘発される化学種への磁場効果	坂田 洞察	坂田 洞察	山下 真一
2022 S 01	フェムト秒ライナックのためのマシINSTAディ	山下 真一	山下 真一	山下 真一

2022年度のLシリーズの研究テーマは10件（うち新規0件）

2022年度 共同利用テーマ一覧 (Hシリーズ)

採番	テーマ名称	テーマ 代表者	実験参加 代表者	専攻内 幹事
2022 H 01	先進原子炉構造材の照射効果	叶野 翔	叶野 翔	叶野 翔
2022 H 02	原子炉構造材料の照射劣化機構の研究	藤井 克彦	三浦 照光	叶野 翔
2022 H 03	核融合炉材料の照射効果	叶野 翔	叶野 翔	叶野 翔
2022 H 04	大強度陽子加速器標的環境に耐える新材料の照射損傷の基礎研究	石田 卓	石田 卓	叶野 翔
2022 H 05	Developing method to analyze the behaviors of point defects influenced by dose rate	関村 直人	村上 健太	叶野 翔
2022 H 06	核融合炉ブランケット用機能性被覆の照射・腐食相乗効果	近田 拓未	近田 拓未	叶野 翔
2022 H 07	低放射化フェライト鋼およびその酸化皮膜の照射下相安定性	中島 基樹	中島 基樹	叶野 翔
2022 H 08	Study on the heavy ion effect on the saturation of total deuterium retention amount	Gon-Ho Kim	叶野 翔	叶野 翔
2022 H 09	イオン照射を用いた照射劣化モデル化研究	村上 健太	CHEN Dongyue	叶野 翔
2022 H 10	Irradiation effects in advanced martensitic steels and ODS steels for nuclear applications	阿部 弘亨	楊 会龍	叶野 翔
2022 H 11	<i>Ion irradiation effects on microstructure and hardness changes of high purity vanadium alloys</i>	申 晶潔	申 晶潔	叶野 翔
2022 H 12	低放射化ハイエントロピー合金の照射損傷組織に及ぼすガス原子の影響	橋本 直幸	橋本 直幸	叶野 翔
2022 S 02	イオンビーム照射による原子力材料の照射損傷実験	叶野 翔	叶野 翔	叶野 翔

2022年度のHシリーズの研究テーマは13件（うち新規2件）

2022年度 弥生研究会一覧 (Yシリーズ)

採番	テーマ名称	場所時期, 開催場所	主催者	申請者
2022 Y 01	原子力専攻施設共同利用成果報告会 (13)	開催なし (コロナ禍 の為)	長谷川秀一	山下真一
2022 Y 02	原子・分子の分光分析技術とその応用 (7)	開催なし (コロナ禍 の為)	長谷川秀一	長谷川秀一
2022 Y 03	界面の放射線効果に関する研究会 (6)	開催なし (コロナ禍 の為)	山下 真一	山下 真一

2022年度のYシリーズの弥生研究会は3件 (うち新規0件)

# 令和4年度 共同利用成果報告書

## 目次

### 1. 大型設備の経過報告

1.1 ライナック経過報告

1.2 重照射(HIT)経過報告

1.3 ブランケット経過報告

### 2. 共同利用成果報告(F, L, H, Y 各シリーズ)

2.1 弥生オフパイル(F シリーズ):計 5/6 テーマ(別表)

2.2 ライナック(L シリーズ):計 3/10 テーマ(別表)

2.3 重照射(H シリーズ):計 9/13 テーマ(別表)

2.4 弥生研究会(Y シリーズ):計 0/3 テーマ(別表)

### 3. 令和4年度専攻内行事一覧

### 4. 各種委員会名簿

### 5. 令和4年度 UTNL レポート

# 大型設備の経過報告『重照射（HIT）経過報告』

重照射研究管理部 叶野翔、Cui Lijuan, Wei Kejian、尾亦孝男、小菌雅美、阿部弘亨

- 抄録 -

令和4年度は11件(年度内の共同利用計画を含む)の共同利用研究課題に対し、計16週のFe、Wイオンビームを供給した。また、バン・デ・グラーフ加速器の廃棄を受け、HIT施設における二重照射設備を更新するため、最大加速電圧200 kVの小型のイオン注入装置を設置し、そのビーム輸送を完了した。

## 1. HITの概要

HITは2台のメガボルト級イオン加速器(1.7 MV タンデトロンと3.75 MV バン・デ・グラーフ)を有する照射施設であり、原子炉や宇宙環境等の過酷環境下で使用される材料の劣化評価、さらに、はじき出し損傷と核変換による水素あるいはヘリウムの蓄積を同時に模擬できる二重照射ビームラインを有した施設である。

これらの加速器は、東日本大震災で被災し、稼働できない状況となったが、タンデトロン加速器については、平成25年度に原子力国際専攻より移設し、放射線発生装置の変更申請後、全国共同利用設備として、その利用を再開した。一方で、3.75 MV バン・デ・グラーフについては、管理部において補修、修繕を進めているが、機器の経年劣化が進んでおり、その廃止を決定した。

## 2. タンデトロン運転・保守状況

令和4年度は1.7 MV タンデトロンを利用した11課題の共同利用課題を採択し、計16週の共同利用運転を実施した。応募課題の内訳としては、軽水炉材料については3課題、核融合炉材料は6課題、高エネルギー加速器材料は1課題、そして、原子炉・ビーム実習の1課題である。なお、COVID-19のため本学に来訪できないユーザーに対しては、管理部による代理照射実験を実施した。

昨年度末に加速タンク内部での異音を確認したことから、タンクを大気解放し、加速管やジェネレーター等の整備、点検を実施した。また、当該作業の実施に当たり、SF<sub>6</sub>ガスの回収系統の修繕等も実施してきており、これら一連の作業を実施するため、上期のマシントイムの配分は実施しなかった。

また、バン・デ・グラーフ加速器の廃棄を受け、HIT施設における二重照射設備を更新するため、令和3年度より、最大加速電圧200 kVの小型のイオン注入装置を設置し、そのビーム輸送を実施してきている。当該年度も引き続き、ビームオプティクスやビームトランスポート系の更新等を実施し、二重照射実験に向けた準備を概ね完了した。

## 3. バン・デ・グラーフ保守状況

加速器の廃止に向けた作業を実施している。当該年度は、加速器やビームライン等の撤去を進めるにあたり、不必要な電力供給ラインの改修作業を実施した。今後は、RI承認使用に係る変更承認申請書の準備を進めながら、逐次、その廃棄に向けた作業を計画としている。

#### 4. 建屋・サポート系の保守状況

当施設は供用開始から 30 年強を迎えており、空調設備、外壁、冷却水、圧縮空気等のサポート系の老朽化が確認されている。令和 4 年度は、屋上階に設置している実験用冷却水を撤去した。

2022年度 共同利用テーマ一覧 (Fシリーズ)

採番	テーマ名称	テーマ 代表者	実験参加 代表者	専攻内 幹事
2022 F 01	V&Vのための精度保証実験データ ベース構築	岡本 孝司	岡本 孝司	三輪 修一郎
2022 F 02	Xバンド加速器の応用研究	長谷川 秀一	長谷川 秀一	長谷川 秀一
2022 F 03	電子ライナック駆動小型中性子源 の開発と利用	長谷川 秀一	長谷川 秀一	長谷川 秀一
2022 F 04	レーザーを用いた核物質分光分析 システムの検討	長谷川 秀一	長谷川 秀一	長谷川 秀一
2022 F 05	腐食特性を向上させたZr基、Fe基 合金の開発	叶野 翔	叶野 翔	叶野 翔
2022 F 06	土壌中での放射性核種の動態評価	斉藤 拓巳	斉藤 拓巳	斉藤 拓巳

2022年度のFシリーズの研究テーマは6件 (うち新規0件)

2022年度 共同利用テーマ一覧 (Lシリーズ)

採番	テーマ名称	テーマ 代表者	実験参加 代表者	専攻内 幹事
2022 L 01	水溶液の放射線効果の研究	山下 真一	山下 真一	山下 真一
2022 L 02	パルス&プローブ法を用いる超高速反応の研究	室屋 裕佐	室屋 裕佐	山下 真一
2022 L 03	不定比金属組成、微細組織を制御した超伝導体結晶のピンニング特性に及ぼす電子線照射効果	下山 淳一	下山 淳一	叶野 翔
2022 L 04	高温・超臨界溶媒の放射線化学	室屋 裕佐	室屋 裕佐	山下 真一
2022 L 05	フォトカソード RF 電子銃の高性能化	山下 真一	山下 真一	山下 真一
2022 L 06	高速応答シンチレータの開発と性能評価	越水 正典	越水 正典	山下 真一
2022 L 07	MA分離抽出剤の放射線分解メカニズムの研究	樋川 智洋	樋川 智洋	山下 真一
2022 L 08	放射線誘起活性種の時間分解ラマン分光	山下 真一	山下 真一	山下 真一
2022 L 09	放射線に誘発される化学種への磁場効果	坂田 洞察	坂田 洞察	山下 真一
2022 S 01	フェムト秒ライナックのためのマシINSTAディ	山下 真一	山下 真一	山下 真一

2022年度のLシリーズの研究テーマは10件（うち新規0件）

2022年度 共同利用テーマ一覧 (Hシリーズ)

採番	テーマ名称	テーマ 代表者	実験参加 代表者	専攻内 幹事
2022 H 01	先進原子炉構造材の照射効果	叶野 翔	叶野 翔	叶野 翔
2022 H 02	原子炉構造材料の照射劣化機構の研究	藤井 克彦	三浦 照光	叶野 翔
2022 H 03	核融合炉材料の照射効果	叶野 翔	叶野 翔	叶野 翔
2022 H 04	大強度陽子加速器標的環境に耐える新材料の照射損傷の基礎研究	石田 卓	石田 卓	叶野 翔
2022 H 05	Developing method to analyze the behaviors of point defects influenced by dose rate	関村 直人	村上 健太	叶野 翔
2022 H 06	核融合炉ブランケット用機能性被覆の照射・腐食相乗効果	近田 拓未	近田 拓未	叶野 翔
2022 H 07	低放射化フェライト鋼およびその酸化皮膜の照射下相安定性	中島 基樹	中島 基樹	叶野 翔
2022 H 08	Study on the heavy ion effect on the saturation of total deuterium retention amount	Gon-Ho Kim	叶野 翔	叶野 翔
2022 H 09	イオン照射を用いた照射劣化モデル化研究	村上 健太	CHEN Dongyue	叶野 翔
2022 H 10	Irradiation effects in advanced martensitic steels and ODS steels for nuclear applications	阿部 弘亨	楊 会龍	叶野 翔
2022 H 11	<i>Ion irradiation effects on microstructure and hardness changes of high purity vanadium alloys</i>	申 晶潔	申 晶潔	叶野 翔
2022 H 12	低放射化ハイエントロピー合金の照射損傷組織に及ぼすガス原子の影響	橋本 直幸	橋本 直幸	叶野 翔
2022 S 02	イオンビーム照射による原子力材料の照射損傷実験	叶野 翔	叶野 翔	叶野 翔

2022年度のHシリーズの研究テーマは13件（うち新規2件）

2022年度 弥生研究会一覧 (Yシリーズ)

採番	テーマ名称	場所時期, 開催場所	主催者	申請者
2022 Y 01	原子力専攻施設共同利用成果報告会 (13)	開催なし (コロナ禍 の為)	長谷川秀一	山下真一
2022 Y 02	原子・分子の分光分析技術とその応用 (7)	開催なし (コロナ禍 の為)	長谷川秀一	長谷川秀一
2022 Y 03	界面の放射線効果に関する研究会 (6)	開催なし (コロナ禍 の為)	山下 真一	山下 真一

2022年度のYシリーズの弥生研究会は3件 (うち新規0件)

可搬型 950keV/3.95MeV 小型X線源を用いた社会インフラや産業インフラの検査技術として、通常の検査技術では判断が難しい橋梁コンクリートなどの構造物深部における非破壊検査技術の研究開発を継続している。

**キーワード**：可搬型X線源、950keV/3.95MeV、非破壊検査、橋梁、PC コンクリート、グラウト

## 1. はじめに

PC 橋（プレストレストコンクリート橋）は内部の鋼材（PC 鋼材）にあらかじめ張力をかけて製造されたコンクリート構造物で、PC 鋼材は金属製のシースの中に入れられ鋼材とシースの隙間にグラウトが充填されている。PC 橋梁には鋼材の腐食あるいはグラウト未充填により劣化が進んでいるものがあるが外観には変化が表れにくいため、その検査技術の開発が求められている。

従来の超音波試験や電磁レーダー探査などの検査技術ではコンクリート構造物の深いところの情報を得ることは難しく、X線透過撮像検査においてもX線管からの低エネルギーX線では深部の情報を得ることはできなかった。そのため構造物深部の情報を得る技術が望まれていた。

加速管による高出力X線源からのX線は数十 cm 以上のコンクリート厚さを透過することができることから、開発された 950keV と 3.95MeV の可搬型高出力X線源を使ってインフラの検査技術を研究してきている。950KeV のX線源はX線装置として取り扱える一方、3.95MeV のX線源は RI 法で定める放射線装置に当たり 4MeV 未満のX線源は橋梁検査に限り屋外使用が認められている。

本報告では 3.95MeV のX線源を使った実橋梁における調査研究結果について述べる。

## 2. 研究内容

今年度は妙高大橋（旧橋、新潟県）と宮津橋（富山県）の 2 箇所の実橋梁における劣化状況の調査を実施した。それぞれの橋梁の調査点におけるコンクリート厚さが 50cm 以上あるため 3.95MeV のX線源を使用している。実橋梁では複数の PC 鋼材やそのほかの鉄筋などがコンクリート内に埋設されているので、取得する撮像画像は複雑になり構造物の識別とその状態を調査することが難しくなることがある。そこで、研究室内で橋梁の供試体を使ったモデル実験を実施するとともに、実橋梁に近いモデルについて PHITS によるX線撮像画像のシミュレーションを行った。

妙高大橋では既往のハツリ調査で鋼材の腐食などが見つかっている箇所とコンクリート厚が大きい隅角部と言われる箇所で条件を変えながら合計 11 点 20 枚のX線撮像を実施した。宮津橋は供用の橋でありX線は水平方向照射に限られたが、コンクリート厚が 50cm から 70cm と変化する場所で撮像条件を変えて合計 5 点 35 枚のX線撮像を行った。

橋梁の供試体は一辺 50cm の立方体のコンクリートにシースが埋め込まれその両端から鋼材の挿抜ができるようになっている。実験では鋼材がないときと各種鋼材を入れた場合についてX線撮像を行った。

撮像箇所に鋼材が少ない宮津橋の場合をモデル化した。具体的には水平方向に平行に 2 組のシースに入った鋼材と鉛直方向に 1 組のシースと鋼材とした。平行方向の鋼材では 1 組はグラウトありもう 1 組はグラウトなしとし、グラウトなしの組は鋼材がシース上部に密着しているとした。鉛直方向の鋼材はグラウトありとしている。

## 3. 結果

シミュレーションのモデル概略図を図 1 に示す。水平方向の鋼棒とシースの場合の結果の一例を図 2(a)に示す。画像の枠内領域での平均化した強度プロファイル

をプロットしたものを図 2(b)に示す。強度はコンクリート、鋼棒、シース、グラウトと空気それぞれの減弱係数と厚さによって変化する。2 本の鋼棒が重なっている部分は一番強度が低く、周りのコンクリート部の強度が一番

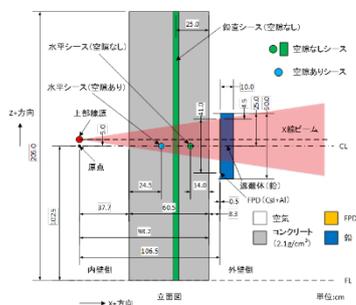


図 1. シミュレーションモデル概略図

高い。状態を調査すべき鋼棒とシースの間のギャップ部はその間隔によりプロファイルが変化するのでプロファイル形状からグラウトと空気を識別することが可能となることがわかった。

供試体によるモデル実験の結果を図3に示す。水平方向に鋼材とシースが配置され、鋼材はシース中央より下側に設置されている。ギャップ部は空気のため強度が強くなっており、間隔の大きい上部のピークが高くなっていることがわかる。また、骨材による散乱の影響のためか鋼材やシースの境界でのピークがなまっている。なお、中央付近の細いピークはノイズの影響である。

妙高大橋での調査では照射点11点20枚のうち6枚の撮像画像が鋼材などの識別ができグラウトの状態について診断することができた。識別にあたっては撮像画像をエッジ強調などの画像処理を行うことで精度を高めた。撮像画像の例を図4に示す。画像中央部の白い部分がギャップでグラウト未充填部(空洞)だと思われる箇所である。プロファイルにおいても空洞部は強度が高くなっていることがわかる。なお、鋼材は鋼棒ではなく撚り線が使われており境界が明瞭ではなく、下側のギャップでは認識しにくい。

宮津橋では上記と同様に撮像画像と画像処理によって鋼材などの構造物の識別を行った。その上で撮像画像のプロファイルを求めることによって、調査点6点におけるそれぞれ2組のグラウトの状態を判別することができた。結果の一例を図5に示す。なお、宮津橋のシースと鋼材とのギャップが数mmと小さいので撮像画像一部を示している。ギャップが狭いためグラウトの有無によるプロファイルの違いも小さいがシミュレーションとモデル実験の結果をもとに判別することができた。

宮津橋における結果については、今後実際の状況調査により実証してゆく予定である。

## 謝辞

CART 代表者 金沢工業大学 田中泰司教授 (妙高大橋)、中日本ハイウェイ・エンジニアリング 小塚正博様 (宮津橋) に感謝いたします。

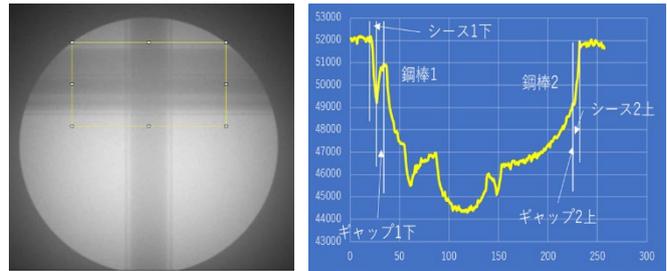


図2(a)シミュレーション撮像画像 (b)強度プロファイル

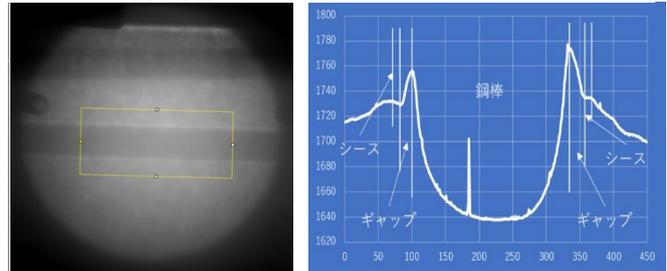


図3(a)供試体の撮像画像 (b)強度プロファイル

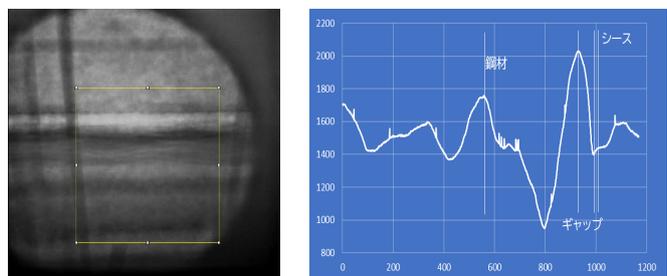


図4(a)妙高大橋撮像画像の一例 (b)強度プロファイル

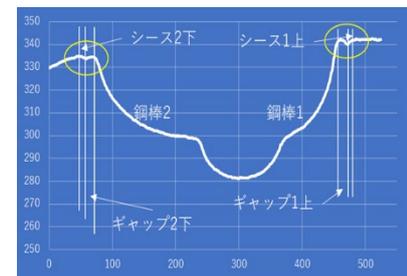
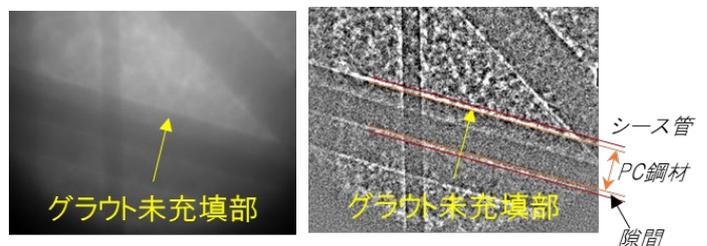


図5(a)宮津橋撮像画像の一例 (b)(a)の処理画像の例 (c)(a)の強度プロファイル

2022F03

## 電子ライナック駆動小型中性子源の開発と利用

長谷川 秀一<sup>1</sup>、高橋 浩之<sup>1</sup>、三津谷 有貴<sup>1</sup>、

井上 薫<sup>1</sup>、土橋 克広<sup>1</sup>、藤原 健<sup>2</sup>

1: 東京大学、2: 産業技術総合研究所

橋梁コンクリート水分検出と核燃料デブリ共鳴透過分析 NRTA(Neutron Resonance Transmission Analysis)を目的として、可搬型小型中性子源を開発し利用している。今年度は、二次元中性子検出器に関する研究を行った。

**キーワード:** 3.95MeV 電子ライナック駆動中性子源, 橋梁コンクリート水分検出, 近距離中性子共鳴透過分析

### 1. はじめに

本研究では、Xバンド X線非破壊検査装置 (3.95 MeV) を用いて中性子線を発生させ、橋梁試料中の水分検出や、中性子共鳴透過吸収法 (NRTA) による燃料デブリ中の核種同定などの研究を実施している。本年度は、それに用いる中性子検出器の高度化に関する研究を実施した。これまでに用いていた検出器は、He-3 比例計数管であった。これを X方向と Y方向にそれぞれアレイ化してスタックすることで2次元の情報をとることはできるものの、しかしながら大面積で測定を行うにはコストが高く、また、空間分解能も低く、このような方法はあまり現実的ではない。したがって、それに代わるようなコスト性に優れた大面積・高分解能の二次元中性子検出器の開発が求められている。本年度は、このような中性子検出器の実現のために、気体放射線検出器とそれを読み出す回路技術の開発を実施し、高精細な二次元検出器の開発を実施した。

### 2. 方法

気体放射線検出器としては、680  $\mu\text{m}$  の厚さのガラス基板に、100 mm  $\times$  100 mm の領域に渡って 170  $\mu\text{m}$  径の細孔を 280  $\mu\text{m}$  ピッチで形成した、Glass gas electron multiplier (G-GEM)を用いた。このガラス基板の両面に電極材がスパッタされており、裏表間に高い電圧が生じるようにバイアスすると、ガラスの細孔内部に強い電場が形成される。この検出器は、主として貴ガスを主成分とする気体をフローあるいは封止したチェンバー内に設置して用いる。放射線が入射しこのガス分子を電離することにより 1 次電子が生じる。この電子は電場に当たってドリフトし、G-GEM の細孔内に導かれる。電子は、この細孔内で強い電場による加速を受けてエネルギーを得る。これがガス分子の電離閾値を超えるエネルギーを得ると、さらなるガス分子の電離を生じる。これが雪崩的に発生することで、最終的に非常に高い増幅度が得られる。最大で  $10^4$  を上回る増幅度が得られる。中性子検出を行う際には、中性子との反応断面積の高い B-10 などを含有したコンバーターを気体中に設置し、中性子との核反応によって生成する荷電粒子がガス分子を電離して生じる電子を増幅して測定することになる。また、ガスをチェンバー内に完全に封止することで、高価な He-3 ガスを用いることも可能となり、その場合は従来の比例計数管で得られるような検出効率も期待できる。

G-GEM は微細な孔ピッチを有するものの、専ら電子増幅のみを行うため、ここから二次元のイメージングを実施するには、高精細な読み出し機構が必要とされる。本年度はこの読み出し電極および、多チャンネルに渡る信号を処理するフロントエンド回路の開発を実施した。読み出し電極は、X方向・Y方向にそれぞれ微細なピッチを有するクロスストリップ構造の電極を開発した。また、この多チャンネルの電極ストリップからの信号を処理するための回路の開発を実施した。実際に開発した大面積・高分解能のイメージングシステムを、図1に示す。

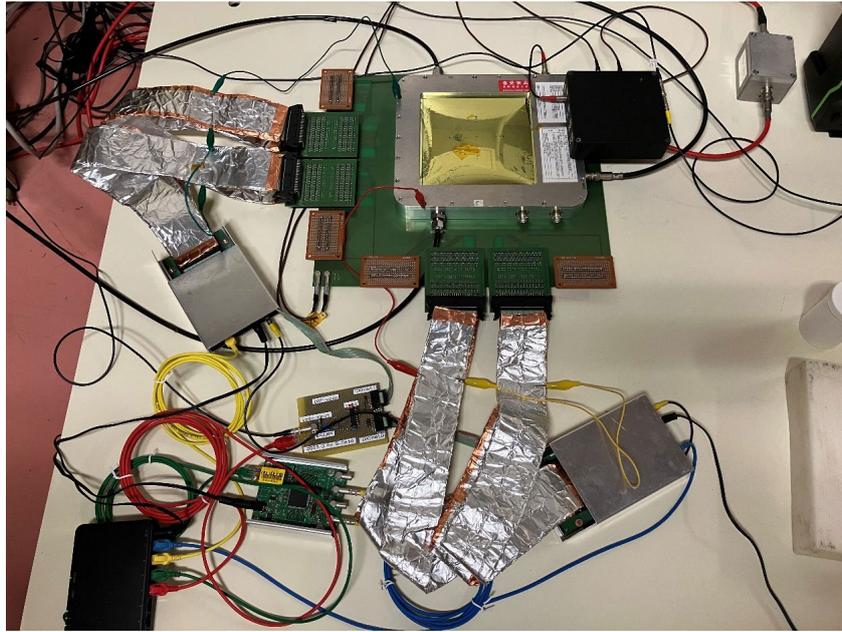


図.1 開発した高分解能イメージングシステム

### 3. 結果と考察

本システムの基礎特性の評価として、電極ストリップでの信号測定をまず実施した。ここでは Sr-90 のベータ線源を用いた評価を実施した。電極ストリップのうち 1 本を、電荷有感型前置増幅器に接続して、ベータ線照射時に生成する信号を観察した。その結果が図 2 になる。これを X 方向ストリップ、Y 方向ストリップのそれぞれについて実施した。結果としては、X 方向・Y 方向ともに同程度の波高値の信号が得られることが確認でき、X 方向と Y 方向とで均等な電荷共有ができていることが確認できた。また、開発した多チャンネルのフロントエンド処理回路を用いたイメージングも実施した。これによって、Sr-90 のベータ線源を用いてのイメージングを行うことに成功した。今後はコンバーターの導入による中性子計測の実施、および、中性子飛行時間測定の実施による NRTA とイメージングの同時実施を行う予定である。

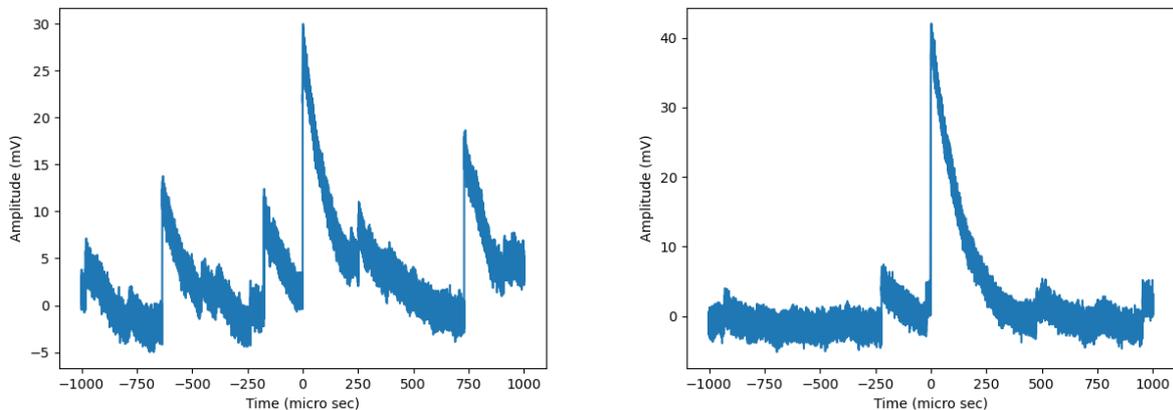


図 2. 電極ストリップからの信号。左：X 方向ストリップ、右：Y 方向ストリップ。

### **Abstract:**

Cr coating onto Zircaloy for the application of accident tolerance fuel claddings became a popular topic in the nuclear material field since the Fukushima-Daiichi accident. However, in the Cr coating layer the solute element effect on the potential of performance improvement is still unknown, especially under irradiation. The irradiation effect in Cr-7Fe was studied by 2.8 MeV  $\text{Fe}^{2+}$  irradiation to 20 dpa at 550 °C. The nano-indentation results show that doping of Fe not only can strengthen the material but also can significantly reduce the irradiation-induced hardness. The results show that solute Fe can retain the diffusion of defects and reduce void swelling. In addition, no detrimental Fe-rich cluster formed in irradiated Cr-7Fe. From the aspects of irradiation-induced hardening, void-swelling, and clustering, a great improvement in irradiation resistance was achieved in Cr-7Fe alloy compared to pure Cr.

**Key words:** Accident tolerant fuel cladding, Chromium, Ion irradiation, Dislocation loops, Void swelling

### **1. Introduction**

The Cr-coated Zr alloy claddings have been widely recognized as one of the most promising and achievable methods for the loss of coolant accident (LOCA) in light water reactors. Due to the intense in-reactor neutron fluxes, radiation damage that occurred in structural materials can lead to severe degradation in their performances and therefore has to be seriously considered. Manipulating the solute elements has been long known as one of the most utilized strategies to enhance the irradiation resistance of materials. Solute atoms can strengthen material as a solid solution, act as sinks for the recombination of irradiation-generated point defects and may also form precipitates. In the present study, Fe is selected to dope into Cr based on the following reasons, to seek a better performance of Cr-based coating layer onto Zircaloy cladding.

### **2. Experimental procedure**

Ingots of pure Cr and Cr-7Fe (wt.%) alloy were prepared by arc melting from the raw materials of pure Cr (99.995 wt. %) and pure Fe (>99.99 wt.%) by arc-melting method. The Cr and Cr-7Fe plates were fabricated from the ingots and further annealed at 800 °C (above recrystallization temperature) for 2 hours followed by furnace cooling to remove the mechanical stress from the sampling progress. A bulk specimen was irradiated with 2.8 MeV  $\text{Fe}^{2+}$  at 550±2 °C to 20 dpa, which was accelerated by a 1.7 MV tandem accelerator, at the High Fluence Irradiation Facility of the University of Tokyo. The nanoindentation tests of all the specimens were performed before and after the irradiation by a Shimadzu DUH-211S equipped with a Berkovich indenter. A focus ion beam was used to prepare transmission electron microscope samples and followed by a flashing electrolytic polishing to remove the beam damage. The APT experiments were performed by a Cameca LEAP 4000X HR, operated in laser mode with samples held at 54 K.

### **3. Results and discussions**

Our preliminary results show that Cr-7Fe alloy exhibits a higher hardness before irradiation and a lower hardness after irradiation, demonstrating a greatly improved irradiation-hardening resistance. In addition, a much-alleviated irradiation-induced swelling than that in irradiated pure Cr and the absence of detrimental Fe-rich clusters or precipitates were

confirmed. The microstructure investigation of the defect and void distribution further verifies that solute element Fe on the one hand can increase the recombination of point defects, on the other hand, can retain the diffusion of defects, especially interstitials. From all the mechanical tests and microstructure analysis results, it is demonstrated without a doubt that a greatly improved irradiation resistance was achieved in Cr-7Fe relative to pure-Cr. Besides, the corrosion resistance of Cr-7Fe in the high-pressure autoclave is close to the corrosion resistance of pure Cr. In light of the fact that doping of solute Fe atom can reduce the risk of embrittlement of pure-Cr, maintain excellent corrosion resistance at high temperatures, and be practically fabricated by sophisticated coating techniques such as laser deposition, a promising perspective of Cr-Fe layer as coating materials on the Zircalloy claddings in LWRs can be expected. Nevertheless, the effect of solute Fe atom on the intermetallic compound formation, the corrosion resistance of Cr-Fe alloy-coated Zircalloy, and the coating-substrate adhesion stability, especially the in-pile behavior, still needs further investigation.

#### **4. Summary and future work**

The nano-indentation results show that solute element Fe not only can strengthen the material but also can significantly reduce the irradiation-induced hardness compared with pure Cr. The microstructure analyses show that solute element Fe can retain the diffusion of defects and reduce void swelling. From the aspects of irradiation-induced hardness and void swelling, Cr-7Fe alloy shows better irradiation resistance than pure Cr. Additionally, the APT results indicate that no detrimental Fe-rich cluster formed in irradiated Cr-7Fe. The effect of Fe on the formation of laves phase at the interface between Cr and Zr still needs to be further investigated.

#### **Achievement**

[1] L.J. Cui, Y.F. Du, H.L. Yang, J.A.K. Jovellana, Q.Q. Shi, S. Kano, H. Abe, Improved irradiation resistance of Cr-Fe alloy for Cr-coated Zircaloy application in accident tolerant fuel, *Scripta Materialia*. 229 (2023). <https://doi.org/10.1016/j.scriptamat.2023.115344>.

One of recent research objectives on V-Cr-Ti system is to improve the low-activation characteristics by reducing the Ti concentration. To further optimize the Ti concentration, the effects of ion irradiation on microstructure and hardness variations of high-purity vanadium alloys with high-Cr and low-Ti levels were investigated in the present study.

**Keywords:** High-purity vanadium alloys; Microstructure; Irradiation hardening; Ti concentration

## 1. Introduction

Low-activation vanadium alloy is considered as an attractive structural material for blanket application in fusion reactors. V-4wt%Cr-4wt%Ti was selected as a reference composition on the basis of comprehensive studies, such as mechanical properties, irradiation damage resistance, and corrosion resistance, etc. The alloying element Ti in the V-Cr-Ti system produces long-term radioactive nuclides under fusion neutron irradiation, even though it has a benefit to precipitate the interstitial impurities, keep the impurity level low in the matrix, and thus improve the ductility. It is, therefore, expected that reducing the Ti concentration would reduce the cooling period of V-Cr-Ti alloy for full remote recycling within 10 years after use in fusion reactors, which provides economical and safety benefits to reduce the amount of radiation waste. However, Ti reduction leads to degradation of the strength. To maintain the necessary strength, increasing Cr concentration was examined, and high-purity vanadium alloys with high-Cr and low-Ti levels were developed. In this study, it is to further optimize the Ti concentration, the effects of ion irradiation on microstructure and hardness variations of high-purity vanadium alloys with high-Cr and low-Ti levels were investigated.

## 2. Experimental

The high-purity vanadium alloys with nominal composition of V-10Cr-0.5Ti, V-10Cr-1Ti, V-10Cr-2Ti were used in this study. The button ingots were warm rolled to 0.25 mm thick sheets with a thickness reduction of ~93%. The rolled samples were punched and annealed at 1273 K for 1 h in the vacuum furnace. After annealing, the samples were electro-polished in the electrolyte of 20 vol% H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> in CH<sub>3</sub>OH. 2.8 MeV Fe<sup>2+</sup> irradiation experiments were performed at 573 K by means of the High Fluence Irradiation Facility (HIT) at the University of Tokyo. As shown in Figure 1, the displacement damage dose was estimated at about 15 displacements per atom (dpa) at the peak damage (~1000 nm) via SRIM code. After ion irradiation, nanoindentation hardness tests were carried out up to the depth of 150 nm from the irradiated surface. The average hardness value was obtained by measuring 80 points on each sample. Regarding microstructure observation, micrometer scale samples were prepared by a focused ion beam device and characterized by transmission electron microscopy.

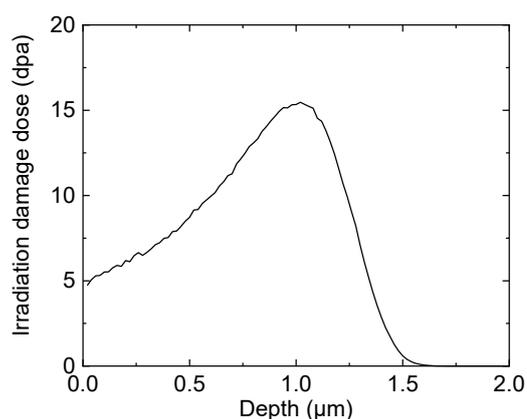


Figure 1 Irradiation damage dose as a function of the depth from sample surface by SRIM calculation.

### 3. Results and discussion

Figure 2 shows the nanoindentation hardness of unirradiated and irradiated V-10Cr-0.5Ti, V-10Cr-1Ti, V-10Cr-2Ti alloys at 573 K. As for the unirradiated samples, the nanoindentation hardness of V-10Cr-0.5Ti alloy is higher than V-10Cr-1Ti and V-10Cr-2Ti alloys, whose hardness is almost the same. Note that the unirradiated samples were set on the same stage for irradiation experiments to experience the same heating. Regarding the irradiated samples, the nanoindentation hardness of all samples is similar. The corresponding hardness increase is shown in Figure 3. As can be seen, all the samples indicate the hardening after irradiation, and V-10Cr-0.5Ti alloy shows smaller irradiation hardening than the others. The hardening is likely due to the formation of dislocation loops in the matrix at 573 K. Microstructure analysis is necessary to reveal the irradiation hardening mechanisms, which is in progress.

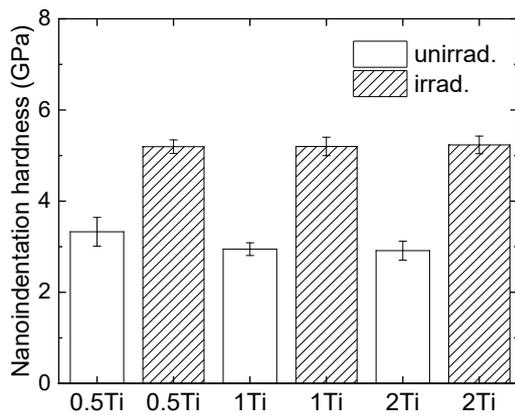


Figure 2 Nanoindentation hardness of unirradiated and irradiated high-purity vanadium alloys.

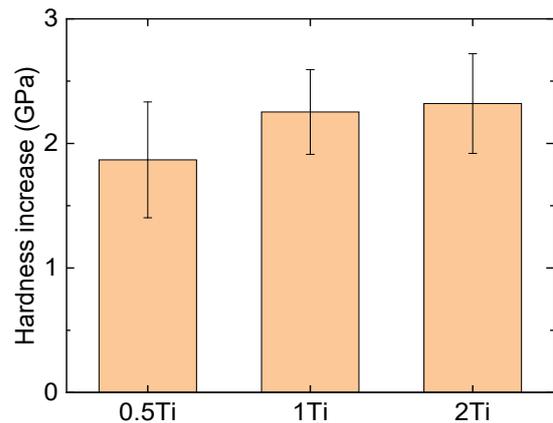


Figure 3 The hardness increase of high-purity vanadium alloys after irradiation.

The results of collaboration research in FY2021 are also reported in the following.

The microstructural evolution of cold rolled and recrystallized oxide dispersion strengthened (ODS) steel under ion irradiation up to 15 dpa at room temperature and 673 K were investigated. Regarding the cold rolled samples, the hardness was not evidently changed at both room temperature and 673 K, indicating that large plastic deformation inducing fine grains and a high density of dislocations can provide the sinks for the irradiation induced defects, thus suppress the irradiation hardening. As for the recrystallized specimen at room temperature, irradiation induced defects, such as dislocations and dislocation loops were observed at the damage peak area, which agrees well with the SRIM calculation. Size of the oxide particles was slightly decreased with increasing the local irradiation damage dose, which is probably attributed to the ballistic collisions from irradiation damage cascades. Size of dislocation loops were increased with the nominal damage dose. Irradiation hardening of recrystallized samples at room temperature and 673 K was characterized and theoretically estimated from the contribution of dislocation loops. It was consistent with the conversion from the hardness tests, indicating that irradiation hardening was mainly caused by the formation of dislocation loops.

#### Achievements list

- [1] Wang zideng, 東京大学大学院, 修士論文 (2022).
- [2] Jingjie Shen et al, Poster presentation, NuMat2022, (2022).

レーザー分光に基づく新たな放射性核種分析法の開発を目的として、共鳴イオン化質量分析法、グロー放電高感度吸収分光法、分子吸収分光法など、精密レーザー技術を駆使した研究開発を多角的に進めている。今年度は特に光共振器強化型吸収システムを構築し、ストロンチウムを含む分子 (SrO) の近赤外域振動回転遷移を実験的に観測することができた。本成果は新たな放射性ストロンチウム分光分析実現につながるものである。

**キーワード**：放射性核種分析, レーザー, 共鳴イオン化, 吸収分光, 同位体シフト, 放射性ストロンチウム

**1. はじめに** 福島第1原子力発電所事故を踏まえ、核物質をはじめとするさまざまな核種の微量分析の必要性が高まっている。本研究では、既往手法に対し、レーザーを用いた新たな同位体微量分析開発のための基礎基盤研究を行っている。具体的には、レーザーと物質の相互作用を利用し、核種を選択的に分析可能なレーザー分光に基づく手法に着目し、これまでにない放射性核種分析法の開発を目指すものである。前年度までに引き続き2022年度は主に、<sup>90</sup>Sr原子の共鳴イオン化分析法の開発、および光共振器強化型吸収分光に基づく微量同位体・放射性核種分析法の開発の2つの手法に着目し研究開発を遂行した。後者は大きく以下の3つの研究テーマに分けて適用性検討の実施した：1)原子状放射性核種を対象にしたグロー放電吸収分光法開発、2)<sup>90</sup>Srを含む分子を対象とした吸収分光法開発、3)高レベル放射性廃棄物地層処分に係る地下水中同位体分析。

**2. <sup>90</sup>Sr原子のレーザー共鳴イオン化法開発** これまでの成果により Sr 原子の同位体選択的レーザー共鳴イオン化手法として、Sr<sup>+</sup>イオンの4d<sup>2</sup>D<sub>3/2</sub>準位に収束する Rydberg 系列のうち、有効主量子数  $n_{\text{eff}} \sim 39$  の自動電離準位に遷移させる3段階起スキーム：460.9 nm–655.2 nm–426.3 nm が有効であることが示された。2022年度は継続して原子力専攻原子炉等 HOT エリア内実験室にて Sr 原子の同位体選択的イオン化と四重極マスフィルターを用いた共鳴イオン化質量分析装置(図1)の開発を行った。特に、波長計を用いたレーザー周波数安定化・モニタリング手法の実装や、四重極マスフィルターの制御系の見直しなど、これまで独立したPCにより制御されていたシステムを統合し、より再現性の高い実験ができるようになった。今後、<sup>90</sup>Sr標準試料を用いた核種分析実証や、イオントラップを用いた新たな分析装置実現に向けた研究開発を進める計画である。

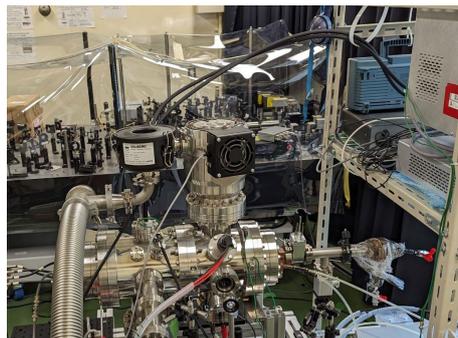


図1 共鳴イオン化質量分析装置

**3. 共振器強化型吸収分光法の開発** 上述した共鳴イオン化による手法は、高い同位体選択性を有することが期待できる一方で、その実現のためにはロータリーポンプとターボ分子ポンプを組み合わせた超高真空装置が不可欠である。このため、装置全体の大型化・大電力化は否めず、実験室レベルでの運用が想定される。これに対し、より小型で、将来的には可搬可能な装置の実現が期待できる新たな分析手法として、高反射率光共振器を利用してその感度を飛躍的に向上させた光共振器強化型レーザー吸収分光法、特にキャビティリングダウン分光法 (Cavity Ringdown spectroscopy: CRDS) に着目した。キャビティリングダウン分光法では、高反射率光共振器によるレーザー光の多重反射を利用して1m以下のガスセル長で実効光路長を数km以上まで向上させ、合わせて共振器内蓄積光子の滞在時間を観測することでレーザー強度変動の影響を相対化させた超高感度な吸収分光法である。本手法を原子力分野における様々な核種分析に適用すべく、試料前処理系等と組み合わせた新たな分析装置の開発を進めている。

**直流グロー放電吸収分光法開発** 直流グロー放電により試料中対象を原子状化し、CRDSによりその光吸収を観測する手法 (直流グロー放電-キャビティリングダウン分光法) の開発を進めている。2022年度は波長400nm帯でCRDS光学系と中空陰極グロー放電セルによるプロトタイプ実験装置を構築し、原理実証として、グロー放電セル内にガドリニウム箔を導入し、ガドリニウムの同位体吸収スペクトルを観測する実験を行った。取得されたスペク

トルの一例を各同位体シフトを考慮した Voigt 関数フィッティング結果とともに図 2 に示す。またフィッティングから評価された各同位体比は天然存在比とおおむね一致した。ピークの半値全幅は 1.1 GHz と評価され、これに対し十分な同位体シフトがある場合には本手法による同位体分析が可能であることが示唆された。

**Sr を含む分子を対象にした CRDS** 分子の同位体シフトは原子と比較して数桁大きい為、これを利用して  $^{90}\text{Sr}$  を含む分子の吸収を CRDS により選択的に測定できれば、新たな  $^{90}\text{Sr}$  分析法が実現できる。一方このためには、対象分子についてエネルギー遷移の詳細な調査を行う必要がある。これまでに、発光分光を用いて SrO 分子の赤外域振動回転遷移 (A-X バンド) を観測した。2022 年度はこれをもとに吸収分光の対象波長を 870 nm 帯 (A-X(1,0) バンド帯) とし、この波長帯で CRDS システムを構築した。上述した直流グロー放電セルを用いてセル中に SrO 分子を気体化することで、SrO の A-X(1,0) バンドヘッド領域の吸収遷移を観測することに成功した (図 2)。調査した限り SrO の同遷移を吸収分光により高分解能に観測した例はこれまでなく、本成果は CRDS に基づく  $^{90}\text{SrO}$  分析実現に向けた大きな成果であるといえる。今後、より詳細な議論を進め、本装置を HOT エリアに輸送し  $^{90}\text{SrO}$  吸収の観測を目指す計画である。

**地層処分に係る地下水中同位体分析への適用性検討** 高レベル放射性廃棄物の地層処分実施に向けた地下水流動解析結果の妥当性確認のため、地下水年代の推定や核種移行解析などに資する地下水水質データの取得が重要な調査項目となっている。これらに係る地下水水質分析は現状、ボーリング孔内部から地下水試料を採取し、地上に持ち出してそれぞれの項目について分析を行うのが一般的である。CRDS に基づく地下水試料中同位体分析が確立できれば、より原位置に近いところでの直接分析が実現できる可能性がある。2022 年度はメタン分子中安定炭素同位体分析に着目し、メタン分子の 1.65  $\mu\text{m}$  帯振動回転遷移に着目した CRDS 装置を開発した。本装置を用いてメタンの吸収スペクトルを観測する基礎実験を行い、 $^{12}\text{CH}_4 \cdot ^{13}\text{CH}_4$  の明瞭なスペクトルを観測することができた。今後、溶液試料に溶存する同位体を CRDS により分析する手法の開発に着手すると同時に、地層処分においてより分析ニーズの高い長半減期放射性核種を対象とした CRDS の開発を行う計画である。

**謝辞** 本成果には、中部電力公募研究 (R3-R4 年度)、NUMO 共同研究による成果を含みます。

**成果リスト (書籍, 学術論文, 基調/招待/依頼講演, 記事, プレス発表, 学位論文など)**

- [1] 丸山友輔, 東京大学, 修士論文 (2022)
- [2] 張超, Workshop on laser spectroscopy/analysis of radioactive isotope and related topics, Nagoya, Invited (2022).
- [3] Yoshihiro Iwata, Masabumi Miyabe, Katsuaki Akaoka, Ikuo Wakaida, Shuichi Hasegawa, “Erratum to “Isotope shift and hyperfine structure measurements on triple resonance excitation to the autoionizing Rydberg state of atomic strontium” [J Quant Spectrosc Radiat Transf 275 (2021) 107882], Journal of Quantitative Spectroscopy and Radiative Transfer, 306, 108630 (2023)

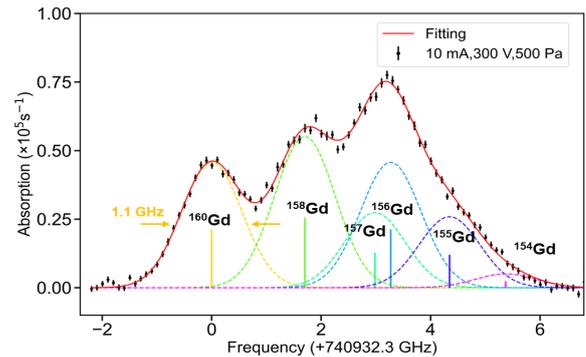


図 2 Gd 同位体吸収スペクトル

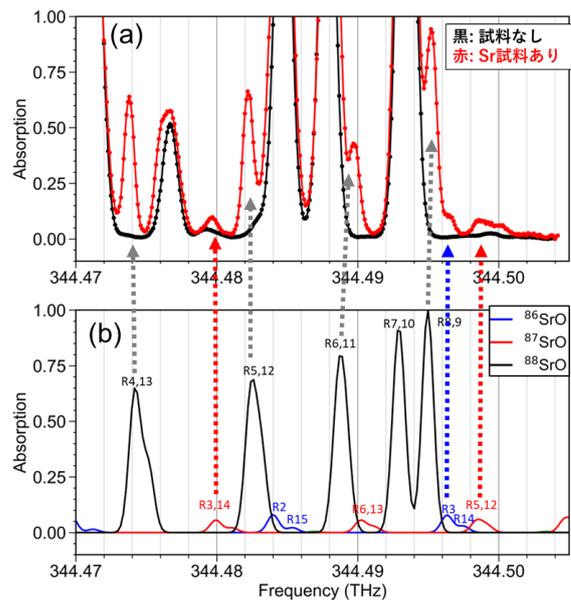


図 3 SrO A-X(1,0) バンド吸収スペクトル:  
(上) 実験, (下) 計算

本研究では、福島県内で採取された、比較的セシウムの滞在時間が長い土壌や河川等の堆積物を対象に、原試料あるいは抽出試料中の放射性セシウム濃度の測定を行い、放射性セシウムの化学形や交換性を評価することで、その移動度や生物学的利用能を調べた。

**キーワード**：放射性セシウム, DGT デバイス, 福島, 移動度, 生物学的利用能

## 1. 本文

### 研究の目的

東京電力福島第一原子力発電所事故によって、原発周囲の広範囲が放射性セシウム ( $^{137}\text{Cs}$ ) によって汚染された。その後の除染活動により、居住地では除染が進んでいるものの、山林の大部分は手つかずの状態である。長期的な放射性セシウムによる汚染状態の変化を理解し、近隣住民の被ばく低減につなげるためには、放射性セシウムの環境動態の理解が必要である。本研究では、環境の中でも、比較的セシウムの滞在時間が長い土壌や河川等の堆積物を対象に、原試料あるいは抽出試料中の放射性セシウム濃度の測定を行い、放射性セシウムの化学形や交換性を評価することで、その移動度や生物学的利用能を調べることを目的としている。

### 実験方法

本研究では、福島県内で土壌試料や河川、溜池、河口の堆積物試料などの環境試料を採取する。また、それらの原位置で、セシウムに対して特異的な吸着剤を含む樹脂を備えた DGT (diffusive gradient in thin films) デバイスと呼ばれるパッシブサンプラーに、直接、交換可能なセシウムを直接トラップさせる。これらの試料中の  $^{137}\text{Cs}$  濃度を Ge 半導体検出器を用いて評価する。また、汎用準備室にて、採取した土壌や堆積物試料に対する逐次抽出実験を行い、抽出液中の  $^{137}\text{Cs}$  濃度を上述の Ge 半導体検出器を用いて評価する。これらの結果から、放射性セシウムの全濃度や交換可能成分の濃度、異なる化学形にあるセシウムの濃度を調べ、移動度や生物学的利用能の理解に繋げる。

DGT デバイスは、環境中の微量金属イオンの置換活性成分をその場で測定するために、1992年に W. Davison らによって開発されたサンプリング装置である<sup>1</sup>。DGT デバイスは、吸着ゲル、拡散ゲルと呼ばれる2枚のアクリルアミド製のハイドロゲル膜を重ね、その上にメンブレンフィルターを設置し、ポリエチレン製のホルダーで挟み込んだ構造を持つ。吸着ゲルには、測定対象元素に合わせた吸着剤が担持されており、環境中の金属イオンはホルダー開口部から、メンブレンフィルター、拡散ゲルを通過し、吸着ゲル内の吸着剤によってデバイス内部に固定される。本研究では、吸着ゲルとして、セシウムに対する選択性の高いフェロシアン化銅 (CFCN) をポリアクリルアミドゲルに担持させたものを用いた。

2021年9月、2022年6月、9月に、作製した DGT デバイスを福島県の河川、及び、湧水地点に設置した (図1)。2021年9月には、請戸川(UKER)とその支流である高瀬川(TAKR)を対象として、翌年6月には、請戸川と高瀬川に加え、熊川(KUMR)と太田川(OHTR)を対象としてデバイスを設置した。また、2022年9月のサンプリングでは、請戸川上流の湧水点である小倉沢(OGR)を対象として、デバイスを設置した。デバイスの展開時間は小倉沢のみ3日間、それ以外は7日間とした。DGT デバイスを回収後、分解して、吸着ゲルを取り出し、Ge 半導体検出器(GMX-type, ORTEC)を用いて取り込まれた  $^{137}\text{Cs}$  の放射能を測定した。また、各設置場所で、迅速くん<sup>2</sup>と呼ばれる放射性 Cs 回収装置を用いて、河川水中に含まれる溶存態  $^{137}\text{Cs}$  濃度、懸濁態  $^{137}\text{Cs}$  濃度を測定した。さらに、各地点で河川水試料を採取し、全有機炭素計(TOC-V<sub>CSH</sub>, 島津製作所)を用いて溶存有機炭素(TOC)濃度を、イオンクロマトグラフ(930 コンパクト IC Flex, Metrohm)を用いて陰イオン(Cl)濃度を、プラズマ発光分析装置(ICPS-7510 J, 島津製作所)を用いて陽イオン(Na, Mg, Si, K, Ca)濃度をそれぞれ測定した。2022年に展開した DGT デバイス、および、採取した河川水については、 $^{133}\text{Cs}$  濃度の測定を行った。吸着ゲルを、1 M の NaOH 溶液 1.5 mL と 120 mM の EDTA 溶液 1.5 mL を混合した溶出液に浸漬させ、25°C、150 rpm で 48 時間振とうすることで、CFCN 吸着剤を分解し、吸着剤に保持された Cs133 を溶出された。このようにして得られたゲルに取り込まれた  $^{133}\text{Cs}$  量、および、河川水

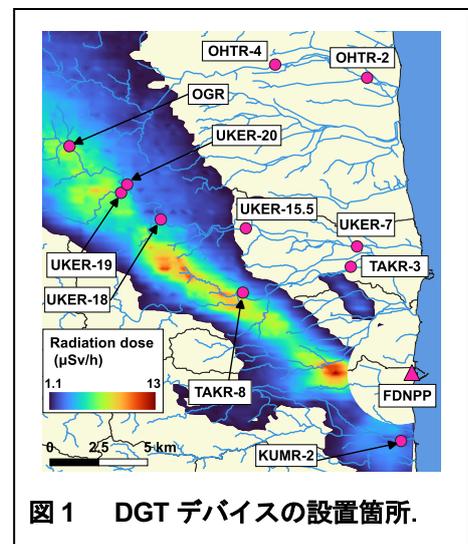


図1 DGT デバイスの設置箇所。

中の  $^{133}\text{Cs}$  濃度を、ICP-MS (NexION5000, PerkinElmer 社) を用いて評価した。

## 結果と考察

2021 年 9 月に実施したサンプリングにおける UKER-18 支流についてのみ、デバイスの回収ができなかった。それ以外のポイントではデバイスを回収することができたため、放射能測定の結果得られた DGT 濃度と溶存態  $^{137}\text{Cs}$  濃度 ( $C_{\text{dis}}$ )、懸濁態  $^{137}\text{Cs}$  濃度 ( $C_{\text{solid}}$ ) の関係を図 2 に示す<sup>1</sup>。DGT 測定濃度と溶存態濃度は良好な正の相関を示しており、DGT の原理<sup>2</sup>の仮定と矛盾しない結果となっている。また、2021 年度の UKER-18 本流と OGR\_C-1 を除く全てのポイントにおいて、DGT 測定濃度が溶存態濃度を上回っていることから、福島県の河川においては有意な量の置換活性な  $^{137}\text{Cs}$  が存在すると言える。実際、その差が最も大きい TAKR-3 においては、置換活性成分が溶存成分の倍以上の濃度で存在している。

図 3 に、2022 年にサンプリングを行った地点について、DGT デバイスに保持された Cs の  $^{137}\text{Cs}$  と  $^{133}\text{Cs}$  の同位体比と溶存態の  $^{137}\text{Cs}$  と  $^{133}\text{Cs}$  の同位体比の関係を示した。TAKR-3、UKER-20、OGR\_A-2、OGR\_B を除いて、DGT に取り込まれた Cs の  $\text{Cs}137/\text{Cs}133$  比が、河川水中と比べて、大きくなっており、河川水中の  $\text{Cs}137/\text{Cs}133$  比が DGT 中の同位体を超えた 4 点についても、1:1 の線からの乖離は小さい。事故によって放出され、陸域に沈着した  $^{137}\text{Cs}$  は、土壌中の雲母系鉱物に吸着し、時間経過とともに鉱物層間内部のより吸着が強いサイトへと移動して固定化されていくと考えられている。つまり、この結果は、懸濁態から溶存態へ供給される Cs が、比較的  $^{137}\text{Cs}$  に富み、液相との間で同位体平衡に達していないことを示している。

DGT 濃度から溶存濃度を差し引いたものを  $C_{\text{release}}$  とすると、 $C_{\text{release}}$  は懸濁物から  $^{137}\text{Cs}$  のフラックスを表す。 $C_{\text{release}}$  と懸濁態  $^{137}\text{Cs}$  濃度の関係を見ると、両者の間には正の相関が見られ ( $R^2 = 0.68$ ,  $p = 2.5 \times 10^{-5}$ )、 $C_{\text{release}}$  が河川水中の懸濁物質からの寄与であるという仮定を裏付ける結果となった。また、河川水中の溶存態  $^{137}\text{Cs}$  濃度は流域  $^{137}\text{Cs}$  沈着量と相関を示すことが報告されている。そこで、 $C_{\text{release}}$  と流域平均  $^{137}\text{Cs}$  沈着量 [ $\text{Bq}/\text{m}^2$ ] の関係を検討した結果、両者の間には正の相関を示していることが分かった。以上より、 $C_{\text{release}}$  の大まかな挙動は、懸濁態濃度と流域の沈着量により把握することができるとわかった。一方で、全体の傾向から外れるポイントも存在しており、 $C_{\text{release}}$  の詳細な変動解明のためには、異なるパラメータを導入する必要性も示唆された。

$C_{\text{release}}$  と河川水の無機イオン (Na, Mg, Al, Si, K, Ca) や全有機物濃度との関係を検討した。 $C_{\text{release}}$  はこれらの共存陽イオンとの概ね負の相関があることがわかる。ただし、相関係数の絶対値は全体として小さい。また、 $C_{\text{release}}$  は TOC 濃度との間に比較的両校な負の相関を有していることが分かった。特に、請戸川の下流域や他の 3 つの河川においてはその傾向が顕著であった。フルボ酸の共存下ではモンモリロナイトとイライトにおける放射性 Cs の吸着量が減少することや、イライトに有機物が吸着することで、放射性 Cs の吸着量が減少することなどが知られており、有機物は放射性 Cs の固相への吸着を妨げる効果を持つことが報告されている。本研究の結果は、このような収着の場合同様、懸濁態から溶存態への  $^{137}\text{Cs}$  の放出に相当する  $C_{\text{release}}$  が河川中の有機物によって阻害されていることを示唆している。

## 参考文献

1. W. Davison, H. Zhang, *Nature*, **367**, 545 (1994).
2. 田中琢朗, 東京大学修士論文 (2023).

## 成果リスト

- [1] 田中 琢朗, 齊藤 拓巳, 戸田 賀奈子, 藤原 健壮, 寺島 元基, 中西 貴宏, 小林 奈通子, 田野井 慶太郎, 加藤 弘亮, 「DGT を用いた福島県河川における  $^{137}\text{Cs}$  置換活性成分の評価 (3) 地球化学パラメータを用いた検討」, 日本原子力学会 2023 年春の年会, 東京大学駒場キャンパス, 2023.3.

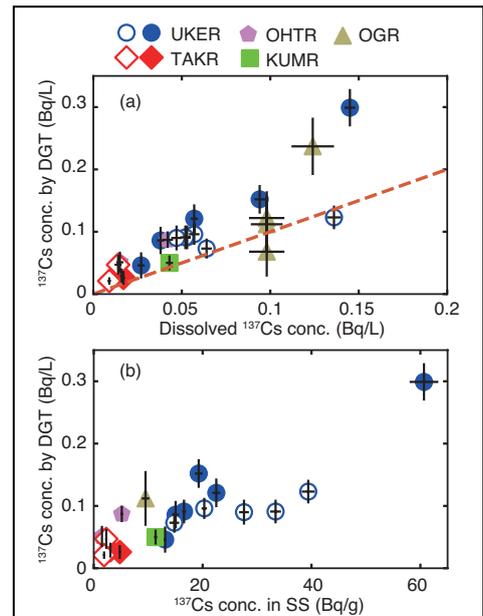


図 2  $^{137}\text{Cs}$  の溶存態濃度(a), 及び、 $^{137}\text{Cs}$  の懸濁態濃度(b)と DGT による測定濃度の関係。破線は 1 対 1 を表す線。

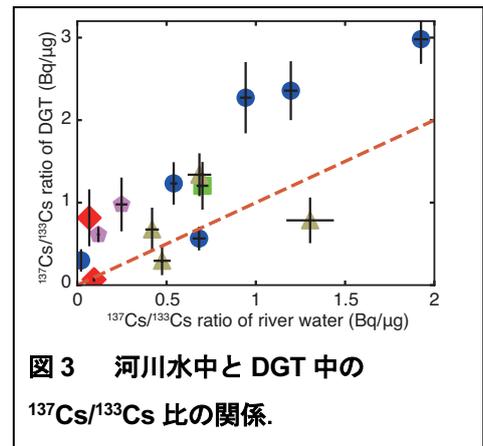


図 3 河川水中と DGT 中の  $^{137}\text{Cs}/^{133}\text{Cs}$  比の関係。

2022F-05

## 腐食特性を向上させた Zr 基、Fe 基合金の開発

Bo Li、Cui Lijuan、Wei Kejian、叶野翔、阿部弘亨

東京大学原子力専攻

### **Abstract:**

The development of accident-tolerant fuel (ATF) is crucial for improving the safety and efficiency of nuclear power plants. In this study, a Cr-coating layer with a uniform thickness and void-free interface was successfully prepared onto Zry4 using pulsed laser deposition (PLD), with the aim of exploring its potential application in ATF.

**Keywords:** Accident tolerant fuel; Cr coating; interface; microstructure; PLD.

### **1. Introduction**

The 2011 Fukushima Daiichi nuclear power plant accident exposed the shortcomings of the zirconium (Zr) alloy fuel cladding, which was rapidly oxidized under the high-temperature steam and generated large amounts of heat and hydrogen, which consequently accelerated the accident progression. To improve the high-temperature oxidation resistance of Zr-based fuel cladding, the concept of accident tolerant fuel (ATF) was proposed to develop safer materials through the replacement of Zr-based fuel cladding with more oxidation-resistant materials or by applying a protective surface coating layer to the fuel cladding. Cr-coated Zr-based alloys are considered one of the most promising near-term accident-tolerant fuel (ATF) claddings in light-water reactors due to their excellent oxidation resistance under high temperature. In this study, a Cr-coating layer with a uniform thickness and void-free interface was successfully prepared onto Zry4 using pulsed laser deposition (PLD), with the aim of exploring its potential application in ATF.

### **2. Experimental methods**

The Cr target used in the experiment was a 17.5 mm diameter disc with a thickness of approximately 3 mm. Prior to deposition, the target material surface to be irradiated by the laser was polished using sandpaper ranging from 400# to 800# grit to ensure a smooth surface. Commercially available Zry4 sheets were used as substrates, which were cut into 10 mm × 10 mm × 1 mm specimens and polished to a mirror-like surface using standard metallographic methods. To further enhance the substrate surface flatness, the specimens underwent 12 hours of fine polishing using a vibratory polisher (GIGA-1200). Next, the prepared specimens were subjected to PLD. The microstructure of the as-deposited Cr-layer was analyzed using TEM (JEOL JEM-2100). A thin foil for TEM observation was prepared using the focused ion beam technique with a Hitachi FB-2100 system. For ex situ observation, the as-deposited specimen was annealed at various temperatures (200, 300, 400, and 600 °C) for 1 hour. Subsequently, the specimen was analyzed using GIXRD (Rigaku Smart lab.) and TEM observation. For in situ examination, TEM observation was performed using a double-tilt Gatan heated specimen holder.

### **3. Results and discussion**

Cr coating is composed of two layers. The first layer, which is in contact with the Zry4 substrate, consists mainly of nano-sized irregularly shaped Cr-grains and is thus referred to as the nano-crystalline area. The second layer has a clear growth direction perpendicular to the Zry4-Cr interface and shows a columnar morphology, referred to as the columnar crystal area. GIXRD results indicate that the annealing of the Cr-layer tended to produce (110)-dominated crystal texture and that annealing

at a higher temperature, at least up to 600 °C, intensified this crystallographic texture. A significant increase in the (110) peak of Cr from 300 °C to 400 °C is also evident, presumably because of the recrystallization of the amorphous or nano-crystalline Cr grains in which strong strain was introduced directly after PLD treatment.

To study the morphological evolution of the Cr-coating, a TEM foil taken from an as-fabricated specimen was subjected to in situ TEM observation under heating up to 460 °C. At the temperature range of room temperature (RT) to 300 °C, despite no apparent change in the columnar crystal region, the fine grains in the nano-crystalline region gradually changed from an irregular shape to a columnar shape aligned perpendicular to the interface. After holding at 400 °C for 60 min, the amount of nano-crystalline grains significantly reduced. At the same time, nano-sized cavities appeared at the Cr-Zr interface. Subsequently, the cavities tended to agglomerate at the interface and significantly increased in size with the growing annealing period and temperature. In addition to the appearance of nano-cavities, the grain coarsening process of the columnar crystals is confirmed. It is noted that three neighbored grains in the as-fabricated specimen, were roughly stable when annealed at 200 °C. The grain boundaries among these grains became blurred at 400 °C and eventually merged into one coarse grain after 60 min of annealing. The coalescence of these three grains was observed probably because these grains possess similar grain orientation, evidenced by the contrast in the TEM micrograph.

#### **4. Summary and future work**

Cr-coated zirconium alloy was prepared by pulsed laser deposition (PLD) for the application of accident tolerant fuel (ATF) cladding in light water reactors. The microstructural characteristics of the Cr coating and its evolution with temperature were investigated using grazing incidence X-ray diffraction (GIXRD) and in situ heating transmission electron microscopy (TEM). A detailed analysis of the evolution of the microstructure of the Cr/Zr interface under the influence of temperature and irradiation will be carried out in the future.

#### **Achievements**

- [1] B. Li, et al., 'Microstructure evolution and mechanical property of high temperature solid-state diffusion bonded Cr-Zry4 with and without a 316 SS interlayer', Nuclear Materials and Energy, 32 (2022) 101233.
- [2] B. Li, et al., 'Experimental kinetic study of interdiffusion behavior and intermetallic compound Zr(Fe,Cr)<sub>2</sub> formation at the Cr/Zry4 interface under elevated temperatures', Journal of Nuclear Materials, 584 (2023) 154595.
- [3] BO LI, et al., 'Development of Cr-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuels (3) Cr/Zry interface by diffusion bonding', Atomic Energy Society of Japan, 2022, 09. Ibaraki, Japan.
- [4] BO LI, et al., 'Preparation of Cr-coated Zry4 by pulsed laser deposition and its microstructure evolution', Annual Conference of Japan Institute of Metals, 2022, 09. Fukuoka, Japan.
- [5] BO LI, et al., 'The microstructure and formation process of the Cr-Zry4 interface for accident tolerant fuel application', Japan Institute of Metals and Materials Spring Meeting, 2023, 03. Tokyo, Japan.
- [6] BO LI, et al., 'Development of Cr-Zry bonding interface by solid-state diffusion', 6th UTokyo-Tsinghua Joint Symposium, 2021, 11. Online.
- [7] BO LI, et al., 'The diffusion bonding of Cr-Zry4 with and without a 316 SS intermedia layer', Mac-UoT-UT Workshop, 2022, 06. Toronto, Canada.
- [8] BO LI, et al., 'Study of inter-diffusion behavior and microstructural evolution at Cr-Zry interface', Nuclear Materials Conference (NuMat), 2022, 10. Ghent Belgium.

## 不定比金属組成を制御した高温超電導体の ピンニング特性に及ぼす電子線照射効果

三輪 将也<sup>\*\*</sup>、仙波 実怜<sup>\*\*</sup>、元木 貴則<sup>\*\*</sup>、叶野 翔<sup>\*</sup>、安見 厚志<sup>\*</sup>、下山 淳一<sup>\*\*</sup>東京大学大学院工学系研究科<sup>\*</sup>、青山学院大学理工学部<sup>\*\*</sup>

表題の研究課題のもと、令和4年度は、Dy123 溶融凝固バルクについて電子線照射によるピンニングセンター導入の効果を調べる研究に取り組んだ。TSMG 法で結晶成長させたバルクには2つの結晶成長領域が存在し、バルク動径方向の *a*-growth 領域と種結晶鉛直方向の *c*-growth 領域に分類される。それら両領域の照射前後の臨界電流特性の変化の違いを調べ、さらに最近開発した単一方向結晶成長法(SDMG 法)で育成した Dy123、Y123 溶融凝固バルクについても臨界電流特性に及ぼす電子線照射効果の評価を進めた。

**キーワード**： 高温超伝導体、銅酸化物、電子線照射、ピンニング、不定比金属組成

### 1. はじめに

超伝導体への電子線照射により導入される欠陥はピンニングセンターとなり、臨界電流特性を大きく向上させることが可能である。ピンニングセンターは欠陥や常伝導析出物の形状、大きさ、分布のほか、超伝導母相の凝縮エネルギーの改善もピンニング力に寄与する。超伝導凝縮エネルギーに影響する RE/Ba 固溶の制御のため、仕込金属組成を制御したバルクについて、電子線照射により点欠陥状のピンニングセンターを導入し、その前後の超伝導特性を調べることで臨界電流特性の改善の指針を確立することを目指している。比較的 RE/Ba 固溶の起こりやすい Gd123 溶融凝固バルクにおける電子線照射効果を前年度までに調べ、今年度はトップシード溶融凝固法(TSMG 法)で Dy123 の *a*-growth, *c*-growth 領域の薄片に対する電子線照射効果について照射を繰り返しながら系統的に調べた。また SDMG 法で育成した Dy123, Y123 all *c*-growth バルクに電子線照射を行い、RE 元素の違いによる照射効果の違いを調べた。SDMG 法のバルクについては今後も追加照射を行いながら照射効果を調べていく予定である。

### 2. 実験方法

Fig. 1 に示す手順で実験を行った。Dy123 : Dy211 = 7 : 3 のモル比で混合された TEP 社製混合微細粉末を 850°C、12 h で仮焼成した粉末に CeO<sub>2</sub> 0.5 wt% を添加した前駆体ペレットを成型した。前駆体ペレット上中心に Nd123 単結晶を種結晶として配置し、Dy123 溶融凝固バルクを作製した。得られたバルクは還元アニール( $P_{O_2} = 1$  kPa, 800°C, 24 h) と酸素アニール(450-350°C, ~150 h) による酸素量制御を行った。薄片試料は種結晶からバルクの動径方向に 3 mm 離れた *a*-growth 領域と種結晶直下方向に 3 mm 離れた *c*-growth 領域の両領域から切り出し、電子線照射を3回行い欠陥の導入をした。これらの試料について、照射前及び照射量が異なる試料の磁化率を SQUID 磁束計により測定し、臨界電流密度  $J_c$  を算出した。 $J_c$  の算出は磁化ヒステリシスの幅から拡張 Bean モデルを用い、照射量は単位面積を通過した電子の量として電流値と照射時間から見積もった。照射量は1回目  $4.2 \times 10^{17} / \text{cm}^2$ 、2回目  $4.9 \times 10^{17} / \text{cm}^2$ 、3回目  $2.9 \times 10^{17} / \text{cm}^2$  である。また、SDMG 法でも同様な 123 相と 211 相のモル比から *c* 軸方向にのみ成長させた Dy123、Y123 溶融凝固バルクを育成し、これらに対しても電子線照射前後の臨界電流特性の変化を調べた。

### 3. 結果と考察

Fig. 2 に電子線照射を行ったバルクの薄片試料の磁化率の温度依存性と  $J_c$  の外部磁場依存性を示す。同じ試料に対して3回の電子線照射を行っており、図中の黒色シンボルは未照射、青色のシンボルは1回目( $4.2 \times 10^{17} / \text{cm}^2$ )、ピンク色のシンボルは2回目( $9.1 \times 10^{17} / \text{cm}^2$ )、赤色のシンボルは3回目( $1.2 \times 10^{18} / \text{cm}^2$ )の総照射量を示している。各試料の  $T_c$  は照射量が増大するとともに低下する傾向が見られた。これは、照射した電子が酸素不定比性を有する CuO 鎖内の O の一部をはじき出したことが原因であると考えられる。一方、*a*-growth 領域における3回目の照射後の  $T_c$  は大幅に改善し、酸素量の減少によりキャリアの弱いオーバードープ状態から最適ドープ状態に近づいたためと考えられる。このことは、両領域のキャリアドープ状態が元々異なっていた可能性が示唆された。また、いずれの試料においても照射量が増大するとともに系統的な  $J_c$  の改善が見られ、特に総照射量が  $1.2 \times 10^{18} / \text{cm}^2$  の試料において顕著であった。さらに、*c*-growth 領域の試料に比べ *a*-growth 領域の試料の方が  $J_c$  の改善が見られ、60 K、1 T の  $J_c$  は約3倍になっていた。これは、キャリアドープ状態の変化と、ピンニングサイトの導入が同時に起こった結果であり、*a*-growth 領域のほうが照射欠陥が強いピンニングサイトになることを直接意味するものではない。今後、意図的に弱いオーバードープ状態とした *c*-growth 領域の試料における電子線照射効果を調べる必要

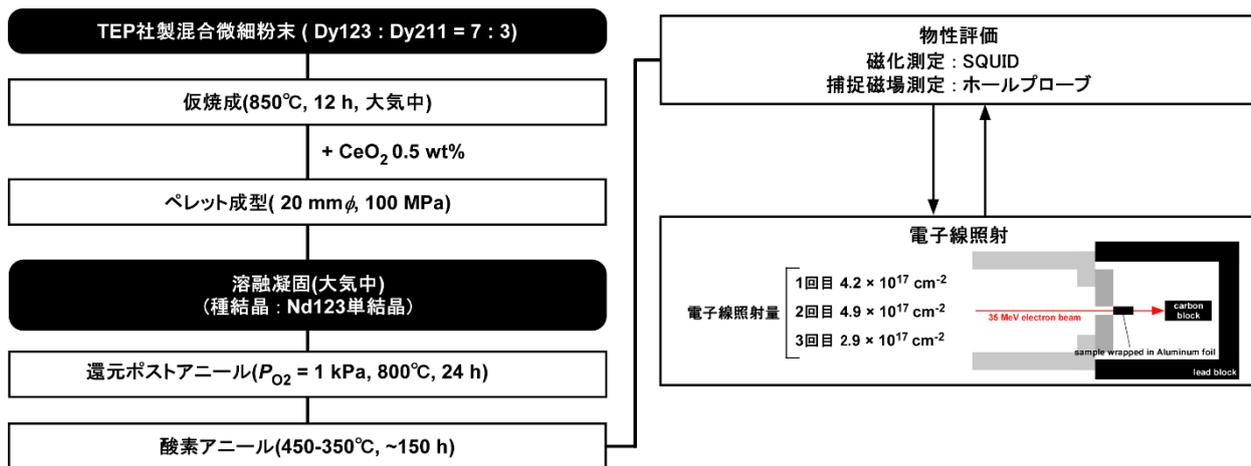


Fig. 1 実験手順

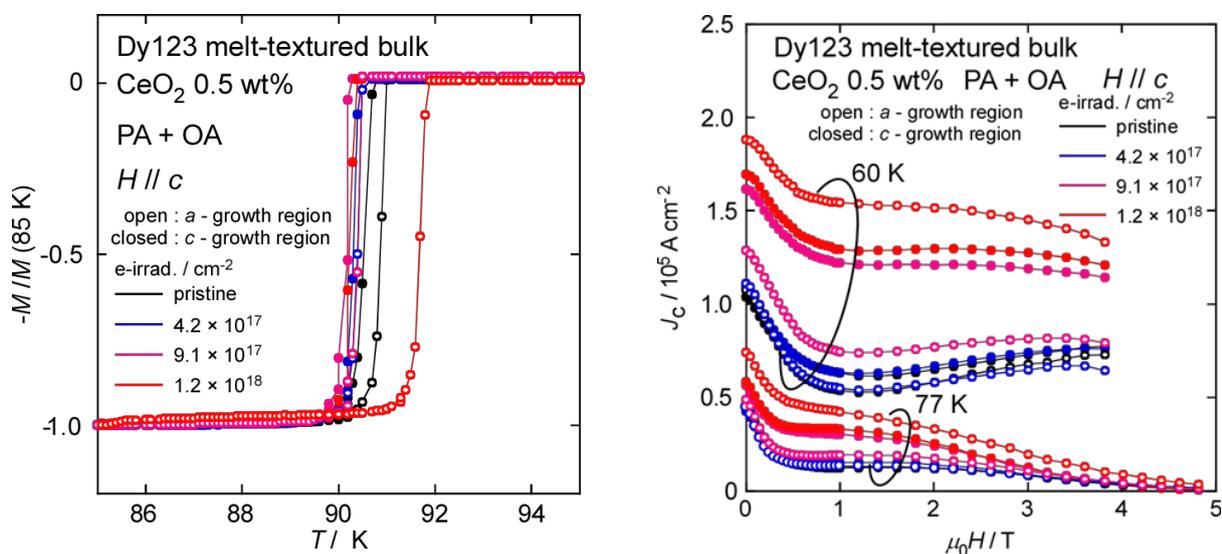


Fig. 2 電子線照射を行った Dy123 溶融凝固バルクの磁化率の温度依存性(a)と  $J_c$  の外部磁場依存性(b)

がある。

SDMG 法で育成した Dy123, Y123 all *c*-growth バルクの種結晶板から 2 mm 上の位置から切り出した小片試料の電子線照射による 77 K における臨界電流特性の変化を Fig. 3 に示した。照射前の  $J_c$  は、TSMG 法で育成したバルクとほぼ同等である。照射量は多くないが、特に Y123 で  $J_c$  が大きく上昇し、さらに不可逆磁場も顕著に高くなった。また、これら Dy123, Y123 バルクの照射後の試料の 60 K, 低磁場における  $J_c$  はそれぞれ、 $1.2 \times 10^5$  A/cm<sup>2</sup>、 $2.0 \times 10^5$  A/cm<sup>2</sup> であった。Fig. 2 と比較してわかるように、少ない照射量でもピンニング力が大きく上昇しており、つまり、SDMG 法で育成したバルクにおいても、Y123 のほうが Dy123 より RE/Ba 固溶が小さく、凝縮エネルギー密度が高い強い超伝導が発達していることが示唆された。

今後は、SDMG 法で育成した RE123 溶融凝固バルクを中心に、臨界電流特性に及ぼす電子線照射効果の RE 元素依存性、結晶育成後の還元ポストアニールによる RE/Ba 固溶抑制の影響、照射前のキャリドープ状態依存性を調べ、さらに all *a*-growth バルクに対する照射効果も系統的に評価していく。

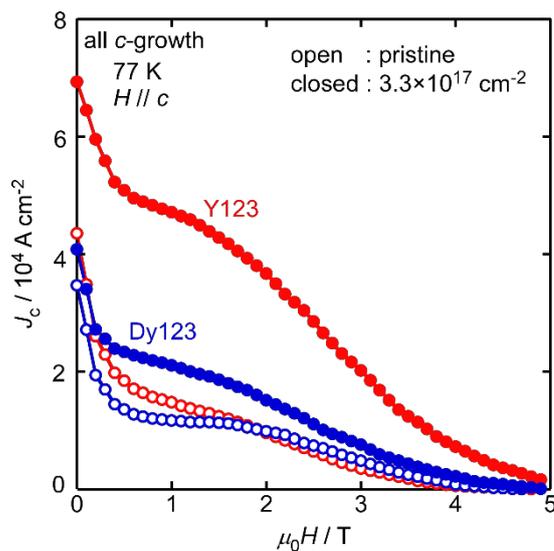


Fig. 3 SDMG 法で育成した Dy123, Y123 溶融凝固バルクの電子線照射による臨界電流特性(77 K)の変化。

Yb<sup>2+</sup>添加結晶シンチレータにおける、スピン許容および禁制遷移の挙動における熱活性化過程の寄与を調査した。室温以下でのシンチレーション時間プロファイルの解析により、スピン許容遷移における消光と励起状態の項間交差における熱活性化過程を明らかにした。

**キーワード**：5d-4f 遷移、スピン禁制遷移、項間交差、温度依存性

## 1. 本文

無機シンチレータにおいて、パルス計数を可能とする程度の高速応答性を実現するために、Eu<sup>2+</sup>やCe<sup>3+</sup>の5d-4f遷移が頻繁に利用されてきた。そのため、新規材料開発の多くのケースでは、これらを添加するホスト化合物の探索が主となってきた。一方で、異なるドーパントイオンを発光中心として利用することが可能となれば、そのイオン半径や励起状態の特性がEu<sup>2+</sup>やCe<sup>3+</sup>とは異なるため、Eu<sup>2+</sup>やCe<sup>3+</sup>とは異なるホスト化合物が適切となると推察され、材料探索の幅を飛躍的に広げることが可能となる。

我々は最近、Yb<sup>2+</sup>添加ハロゲン化合物のいくつかにおいて、数万光子/MeVのシンチレーション収率を達成してきた[1]。一方で、Eu<sup>2+</sup>やCe<sup>3+</sup>の場合とは異なり、スピン許容遷移とスピン禁制遷移との2成分が観測され、この比率はパルス計数特性に大きな影響を与える。イオン半径や重元素効果とスピン禁制遷移の寄与の大きさとの相関を、光励起により解析する研究も数多い。近年の研究により、禁制遷移の寄与の大きさを決定する要因について明らかになりつつあるものの、項間交差における熱活性化過程の存在なども指摘されており、解明すべき要素は数多く残っている。

本研究では、特に熱活性化過程の寄与に着目し、シンチレーション減衰挙動を室温以下で測定することにより、スピン許容および禁制遷移の減衰挙動における熱活性化過程の寄与を解析した。

東京大学原子力専攻の電子線形加速器を用い、パルス電子線を用いてシンチレーションを誘起した。クライオスタットに取り付けた試料に対してパルス電子線を照射し、そのシンチレーションをMCP内蔵型光電子増倍管により検出し、デジタルオシロスコープにより平均化した検出波形をシンチレーション減衰挙動として取得した。試料として、参考文献[1]で高い発光収率を示すことを報告したSrBr<sub>1.6</sub>Cl<sub>0.4</sub>:0.5 mol%Yb結晶を用いた。

図1に、100~295 KにおけるSrBr<sub>1.6</sub>Cl<sub>0.4</sub>:0.5 mol%Yb結晶のシンチレーション減衰挙動を示す。おおよそ10 μs以内に完了するスピン許容遷移による減衰成分と、それ以上の長時間に渡るスピン禁制遷移による減衰成分が観測された。スピン許容成分については、温度低下とともにその減衰挙動が遅くなった。これは、低温において温度消光が抑制されたためであると推察される。また、スピン禁制成分の相対強度は低下したため、項間交差が熱活性化過程であることが強く示唆される。

## 参考文献

[1] K. Mizoi, et al., *Appl. Phys. Express* **13**, 112008 (2020).

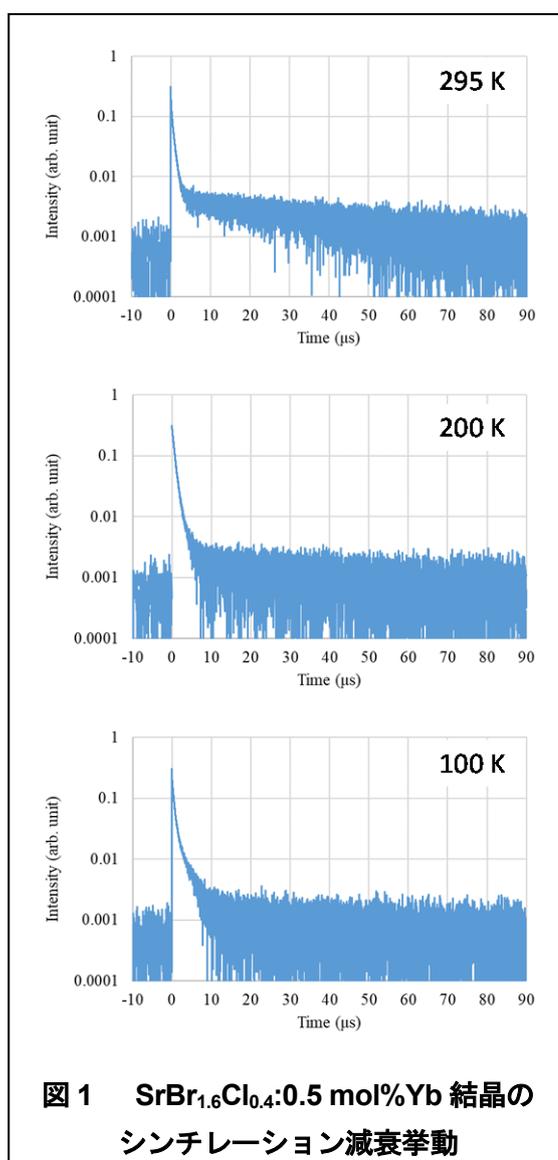


図1 SrBr<sub>1.6</sub>Cl<sub>0.4</sub>:0.5 mol%Yb結晶のシンチレーション減衰挙動

マイナーアクチノイド(MA)分離プロセスで見込まれる抽出剤であるヘキサオクチルニトリロトリアセアミド(HONTA)の、ドデカン中での放射線分解挙動をパルスラジオリシスによる時間分解計測により調べた。

**キーワード:** マイナーアクチノイド, 溶媒抽出, HONTA, パルスラジオリシス

## 1. 本文

MA と化学的性質が類似するレアアースから MA のみを選択的に分離可能な抽出剤である HONTA は、高レベル放射性廃液からの MA 分離プロセスへの適用が考えられている(Y. Ban, et al., *Solv. Extr. Ion Exch.*, **37**, 489 (2019)). この分離プロセスで想定される放射線場において、ドデカン中に溶解した HONTA は直接効果及び間接効果によりラジカルカチオン状態(HONTA<sup>+</sup>)や励起状態(HONTA\*)を経て放射線分解することを、パルスラジオリシス法で明らかにした(T. Toigawa, et al., *Phys. Chem. Chem. Phys.*, **23**, 1343 (2021)). 一方、分離の鍵となる HONTA が酸や金属イオンを抽出した錯体状態での放射線分解過程についてはまだ明らかにされていない。そこで HONTA 錯体の放射線分解過程を詳細に検討するため、昨年度は硝酸と錯形成させた HONTA を用いてパルスラジオリシス実験を行った。

## 2. 実験

HONTA を *n*-ドデカンに 0.1 mol/dm<sup>3</sup> の濃度で希釈した溶液(有機相)と等量の 3 mol/dm<sup>3</sup> の硝酸水溶液とを攪拌し、HONTA と硝酸を錯形成させたのち、有機相のみを分取したものを測定試料とした。比較のため、純水を用いて同様の操作を行った試料も調製した。また試料中の溶存酸素を除去するために、すべての試料を Ar ガスでバブリングした。パルスラジオリシス実験では、東京大学大学院が有する線形加速器から供給される 35 MeV 電子線(パルス幅: ~20 ns)を線源として、電子線と同期したキセノンフラッシュランプを分析光源として用いた。

## 3. 結果と考察

滴定の結果、3 mol/dm<sup>3</sup> の硝酸水溶液との攪拌により、HONTA とほぼ等量の酸(99%)が有機相に抽出されていることが分かった。電荷保存の観点から等量の硝酸イオンも有機相に抽出されていると仮定すると、HONTA は[HONTA・HNO<sub>3</sub>]錯体として存在していたと考えられる。

図 1 に測定波長 400 nm における過渡吸収を示す。HONTA/ドデカン溶液に放射線をあてた場合(黒線)、図 1 に示した波長及び時間では HONTA\* が観測される(T. Toigawa, et al., *Phys. Chem. Chem. Phys.*, **23**, 1343 (2021)). 純水と攪拌した場合(青線)は少量の水分子が HONTA に随伴して有機相へ移行すると考えられるが、HONTA\* の反応への影響は確認されなかった。さらに硝酸水溶液と攪拌して[HONTA・HNO<sub>3</sub>]錯体が形成された場合であっても、HONTA\* と同様の吸収スペクトルが観測された。しかし図 1 中の橙線に示す通り、硝酸との錯形成によって HONTA\* の減衰は抑制されることがわかった。

これまでの検討において、HONTA/ドデカン溶液にガンマ線照射した際に、HONTA の放射線分解 G 値が硝酸を抽出すると減少する結果が得られている。同様の硝酸抽出による G 値の減少はジグリコールアミド抽出剤やカルバモイルホスフィンオキシド抽出剤などの他の MA 抽出剤についても報告されているが、一方で、間接効果につながるドデカンラジカルカチオンと抽出剤の反応速度は硝酸との錯形成によって変化しないこともこれまでに明らかにされている(S. P. Mezyk, et al., *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, **307**, 2445(2016)). 本実験は、この放射線分解抑制メカニズムの解明につながると期待でき、今後引き続き詳細を調べていく予定である。

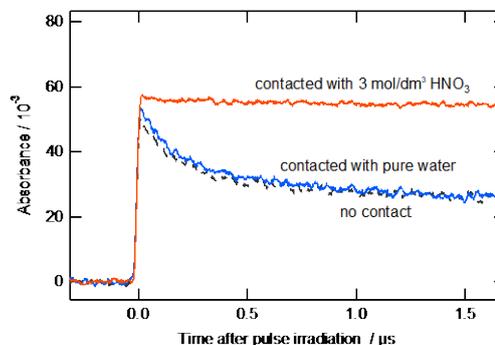


図1 400nmにおけるHONTA/ドデカン溶液の過渡吸収

## 成果リスト

特になし

- 抄録 -

核融合炉構造材料では、弾き出し損傷と核変換元素 (H、He) の蓄積による相乗効果による材料劣化が危惧されている。本研究では、HIT 施設において既設のタンデトロン加速器のビームラインに小型イオン注入装置からのビームラインを連結し、新しい二重照射設備の構築を実施した。

**キーワード** : Fusion reactor materials; Dual ion beam irradiation; He-embrittlement; HIT;

## 1. はじめに

核融合炉ではプラズマに最も近い位置にブランケットと呼ばれる構造材料が設置され、従来の核分裂炉（原子炉）と比較して、14 MeV 近傍に大きなピークスペクトルを持った高エネルギー中性子照射下で利用される。これにより、弾き出し損傷だけでなく核変換生成物である He や H といったガス原子が材料中に多量に蓄積し、これによる強度特性劣化の加速が懸念されている。しかし、現状では核融合中性子スペクトルを忠実に再現し、尚且つ、十分な中性子フラックスをもった照射場が存在していないため、原型炉ブランケット設計では、その初期設計は原子炉照射によって得られたデータを下の実施される。このため、その利用限界は核融合中性子照射データから大きく逸脱しない条件内、即ち、核融合中性子照射特有の照射効果が発現しない臨界条件内と想定され、本来の材料スペック以下で運用される。このように、核融合中性子照射効果予測については、A-FMS 等による核融合中性子照射下での材料特性変化評価は当然のことながら、ここでの照射体積や照射時間は限られているため、シームレスな核融合炉開発に対しては、これまでの原子炉照射やイオン照射によって築かれた膨大な実験結果を基にした材料劣化現象の機構論的解釈によるブランケット設計が必要と考えられている。

上述の通り、核融合炉環境下における材料特性劣化予測に対し、これまでに国内外で実施されてきている複数イオンビームの同時照射、所謂、デュアル/トリプル照射実験が果たすべき役割は大きいと言える。ただし、近年の国内イオン照射場の状況については必ずしも万全と言えず、機器の老朽化や人材不足等の理由から、年々その利用が難しくなっている。本学施設 (HIT) についても例外ではなく、HIT では、もとより、2 台のメガボルト級イオン加速器を有し、はじき出し損傷と核変換 H/He の蓄積を同時に模擬できる二重照射ビームラインを有した施設であったが、2011 年の震災によって二台の加速器が被災した。幸いにもタンデトロン加速器については、平成 25 年度に原子力国際専攻から移設され、その運用が進められているものの、3.75 MV バン・デ・グラーフについては、機器の経年劣化が深刻であり、その修理によって加速器の再稼働の目途はあったが、十分な費用対効果を見出すことが難しく、その廃止を決定した。

このように、デュアルイオンビーム照射が有する工学的、学術的な意味合いは高いものの、その実施にあたっては年々、困難な状況となっている。そこで、本研究では、HIT 施設において、既設のタンデトロン加速器のビームラインに小型イオン注入装置からのビームラインを連結することで、HIT 施設における二重照射設備を更新、ないしは、再稼働することを研究目的とした。

## 2. 実施内容

小型イオン注入装置としてフジ・インバック株式会社製の CN-RE200 を導入した。最大加速エネルギーは 200 kV であり、RF 型イオンソースにより H や He、Ar ビームの生成が可能である。当該装置は既設の二重照射用のビームライン (BL-4) 上に設置し、タンデトロンのビームラインを変更せず、さらに、既設のビームラインで利用されていた偏向マグネットや四重極レンズ、ビームステアラー等のトランスポート系を再利用することができるため、比較的早期に二重照射実験を再開することが可能となる。

昨年度までのビーム取出しでは、イオン注入装置出口付近でのビームフラックスは概ね同程度の条件であっても、試料照射位置における  $H^+$ 、 $He^+$  のビームのビームフラックスが、それぞれ、 $10^{12}$ 、 $10^{13}$  ions/cm<sup>2</sup>/s であり、 $H^+$  ビームの輸送率が芳しくないことが分かる。この原因としては、ここで使用されているトランスポート系の各機器は、 $\sim 1$  MeV の  $H^+$  や  $He^+$  のために設計されたものであって、これらの機器を 0.2 MeV 以下のイオンビームで利用した場合、繊細なビームオプティクスが必要であると推測される。このことから、当該年度は、トランスポート系の改良としてビームラインの各箇所にはビームアパチャ、ないしは、ビームモニターを設置することで、イオン注入装置の更なるビームオプティクスを行った。

### 3. 結果

まず、偏光マグネットと四重極マグネットの下流の2カ所にビームアパチャを増設した。なお、当該アパチャの開口部はφ25、3 mmであり、いずれも、ビームアパチャはビームラインの光軸上に位置している。また、このアパチャは手動で可動できる設計となっており、ビーム輸送中にアパチャサイズを変更することで、ビーム通過時の漏れ電流値の計測から、最適なビーム輸送条件の探索に利用できる。その結果、ビームアパチャを偏光マグネット下流のフォーカルポイントに置いた場合であっても、H<sup>+</sup>とHe<sup>+</sup>のいずれも扁平したビーム形状を有していることが分かった。特に、H<sup>+</sup>ビームは、偏光マグネットの磁場影響により水平方向に広がったビーム形状を呈しており、これが試料照射部でのビームフラックスの低下の主要因と推察された。このことから、偏光マグネット下流部のビームアパチャは開放とし、四重極マグネット下流部において同様の計測を実施した。その結果、ビーム形状は依然として扁平形状を有していたが、H<sup>+</sup>、He<sup>+</sup>ビームのいずれにおいても、試料部で10<sup>13</sup> ions/cm<sup>2</sup>/sのビームフラックスを確認した。また、イオンビームのエネルギーを100 keV程度まで下げた条件でのビーム取出しも実施し、概ね、ビームエネルギーに依存しないビームオプティクスが実施できることを確認した。これらより、トランスポート系の改良によって多くのユーザーが所望した照射を行える実験環境を整備できた。

また、試料照射位置において10<sup>13</sup> ions/cm<sup>2</sup>/s<sup>-1</sup>程度のビームフラックスが確認されていることから、当該照射によるビームヒーティングを計測した。ここでは、試料表面に熱電対を固定し、ビームフラックスやビームエネルギーを可変し、イオンビームによる入熱量を1-8 kJの範囲で制御し、これに伴うビームヒーティング量を計測した。その結果、ビームヒーティングは3段階のステージに区別され、入熱量の低い1-2 kJ領域では、試料の表面部のみが加熱されたが、2-6 kJではイオンビームによる入熱量とステージの冷却能が概ね同程度となり、試料の温度上昇が緩やかになった。また、入熱量が> 6 kJとなると、イオンビームによる入熱量がステージの冷却能以上となり、試料温度が加速度的に上昇することが分かった。このことから、イオン注入装置を利用し、低温域での照射実験を実施する際には、その温度制御、ないしは、ビーム制御が重要になることが分かった。

### 4. まとめ

このように、本研究では、本国におけるより多くのデュアルイオンビーム照射場を確保することを目的とし、既設のタンデロン加速器のビームラインに小型のイオン注入装置のビームラインを連結することで、HIT施設における二重照射設備を更新、ないしは、その再稼働を試みた。その結果、導入した小型イオン注入装置により、概ね、期待したイオンビームを供給できることを確認した。現在では、これらのイオンビームを利用し、核融合炉構造材料、ならびに、Cr被膜燃料被覆管等への照射実験を実施してきており、これらの成果については、国内外の国際会議、学術論文誌で報告した。

### 成果リスト

- [1] 叶野翔、阿部弘亨 他, 日本原子力学会 2022 年秋の大会, 2022/09/09
- [2] Sho Kano, Huilong Yang, Kenta Murakami, and Hiroaki Abe, Modification of the High Fluence Irradiation Facility at the University of Tokyo: Assessment of Radiation-induced Amorphization of Zr(Cr,Fe)<sub>2</sub> Laves Phase under 180 keV-He<sup>+</sup> Irradiation, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B, 531 (2022) 1-8.

2022H04

## 大強度陽子加速器標的環境に耐えうる新材料の照射損傷の基礎研究

石田卓<sup>1</sup>、牧村俊助<sup>1</sup>、若井栄一<sup>2</sup>、涌井隆<sup>2</sup>、山口 雄司<sup>2</sup>、明午伸一郎<sup>2</sup>、叶野翔<sup>3</sup>、  
阿部弘亨<sup>3</sup>、楊会龍<sup>3</sup>、K.Ammigan<sup>4</sup>、S.Bidhar<sup>4</sup>

<sup>1</sup>KEK、<sup>2</sup>JAEA、<sup>3</sup>東京大学大学院工学系研究科、<sup>4</sup>FNAL

大強度陽子加速器施設では、ビームの直撃を受ける生成標的やビーム窓に用いるための、極限環境に耐えうる新材料の開発が急務となっている。ビーム窓用チタン合金と標的用高靱性タングステン合金を中心に、照射損傷による特性劣化を低減した新材料の開発およびその損傷機構の解明を、イオンビーム照射試験により効率的に実施する。

**キーワード**： 大強度陽子加速器、生成標的、ビーム窓、チタン合金、タングステン合金、照射損傷

### 1. はじめに

長基線ニュートリノ振動やミュオン電子変換実験、核破砕中性子を用いた物性実験等、素粒子物理学や物質生命科学の新たな展開のために、従来達成できなかった大強度の陽子加速器開発が進められている。これら先端加速器での安定した大強度運転のため、陽子ビームに直接さらされる二次粒子生成標的やビーム窓等に用いられる極限環境に耐えうる新材料の開発と、その照射損傷による特性劣化のメカニズムの解明が世界的な急務となっている。

現在ビーム窓として用いられている高強度 64 チタン(Ti64)合金は、僅か 0.1dpa 程度の照射量で急激に照射硬化・脆化してしまうことが分かっており、年間数 dpa と予想される将来の加速器大強度運転では、ビーム熱衝撃による高サイクル疲労によって破壊し、実験の遂行に重大な支障をきたすことが懸念されている。チタン合金は室温での相状態により  $\alpha$  (HCP) 合金・ $\alpha\beta$  二相合金(Ti64 含む)・準安定  $\beta$  (BCC) 合金に大別されるが、その照射損傷に対する挙動は大きく異なることが明らかになりつつあり、特に Ti-153 をはじめとする準安定  $\beta$  合金の耐照射損傷性は、粒内に超高密度で分散するナノスケール粒子(非熱的  $\omega$  相)によるシンク効果で極めて高いこと、時効熱処理の最適化により耐照射性が 300°C 程度まで保たれる可能性が HIT 等における我々の研究で示されつつある[1]。

核破砕中性子生成やミュオン電子変換実験用の標的材料候補であるタングステンは、 $\sim 1200$  °C を超えると再結晶により著しく脆化するとともに、照射によっても脆化する。耐照射性能を高めるためメカニカルアロイング(MA)により炭化チタンやチタン酸化物を粒内に分散させ微細粒化した W-TiC 合金(NIFS-W)[2]や、脆い粒界を遷移金属炭化物(TiC)で強化した高靱性タングステン合金(TFGR-W)の開発を進めている[3]。また、中性子源の水銀標的容器である SUS316L、ビーム窓材である A5083 に関して耐用年数の確認を進めている。本研究では、多様なチタン合金のスクリーニングと熱処理法の最適化をイオンビーム照射試験によって効率的に実施するとともに、高靱性タングステン合金、SUS316L、A5083 など次世代加速器標的・窓材料の照射損傷に関するデータを取得する。

### 2. 方法

2022 年度には以下のような照射を行った。

- 2022/10/14 鉄イオン照射 2.8MeV Pure W, TFGR W, 1 dpa, 10 dpa, 500 °C
- 2022/10/17, 20 鉄イオン照射 2.8MeV Ti-64A, DAT54, Ti-15-3ST2A, 1 dpa, 10 dpa, 300 °C
- 2023/1/30 タングステン照射 2.9 MeV W-1w%Ru, W-1.2w%TiC-He-MA-w/ GSMM, W-1w%Ru-1.2w%TiC, 0.6dpa 500 °C
- 2023/3/28 鉄イオン照射 2.8MeV SUS316L 10 dpa 200°C
- 2023/3/29-30 鉄イオン照射 2.8MeV アルミ合金 A5083 2.1 dpa. 3.4 dpa, 5.4 dpa 80°C

これらの材料について、照射前後でのナノ硬度測定、XRD 相分析、SEM-EDS 金相観察・元素マッピング、透過

型電顕による照射損傷・微細析出物の観察などを実施して、イオン照射による影響を評価した。

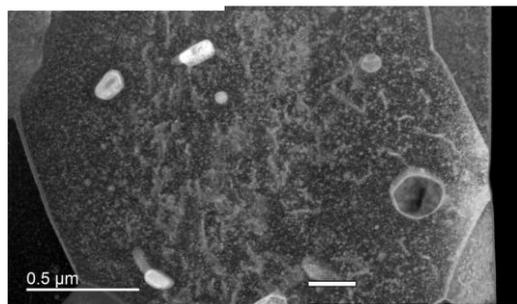
### 3. 結果と考察

アルミ合金試料では、全ての試料に関して J-PARC 中性子源保有のナノインデンターで硬さ試験を行い、照射による硬化が確認された。

TFGR-W-1.2TiC では、固溶元素を添加することによって格子の歪によって硬化が抑制されることを期待して 1 重量%の Ru を添加したが、未照射材の TFGR-W-1.2TiC と比較して、TFGR-W-1Ru-1.2TiC では硬さが増加しており、さらにタングステンイオン 0.6 dpa の照射によって、大きく硬さが増すことが明らかになった。微細組織観察によって明らかにし、論文化を目指す予定である

鉄イオン 10 dpa、500 °C 照射を行った TFGR-W-1.2TiC の透過型電子顕微鏡観察を行った。イオン照射による欠陥の分布が観測されている

昨年度に照射を行った W-TiC 材 (DS 3.0) 500°C to 5 dpa では、透過型電子顕微鏡観察によってマトリックスに形成しているチタン粒子 (約 10nm-50nm,) が安定に存在しており、10nm 位のボイドがわずかに形成され、表面にチタンが析出しているのが観察され、10nm 位の転位ループが多数観察された。



図：TFGR W-1.2TiC (500 °C, 10 dpa 照射の STEM-LAADF 像。イオン照射による欠陥の分布が観測されている。

### 4. まとめと今後の予定

J-PARC 全体の標的・ビーム窓の照射研究に幅広く研究を展開している。さらに、米国フェルミ研からの試料も照射試験を行う計画である。これらの試料を硬さ試験や透過型電子顕微鏡による微細構造観察を進めていく。

### 参考文献

- [1] T. Ishida, Investigation into Contrasting Radiation Damage Behavior between High-Strength Titanium Alloy Classifications and Micro-Structural Optimization, the 20th edition of the International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-20), 24-29 October 2021, online event. <https://www.icfrm-20.com/index>.
- [2] E. Wakai, H. Noto, S. Kano, S. Makimura, T. Ishida, T. Shibayama, Titanium/Titanium Oxide Particle Dispersed W-TiC Composites for High Irradiation Applications, *Research & Development in Material Science*, 16(2022), pp.1879-1885.
- [3] 牧村俊助、大強度粒子加速器標的材として採用可能な超耐熱タングステン合金の微細組織解析、大洗・アルファ合同研究会、2021年9月30日 ポスター発表。

### 成果リスト

- [1] 牧村俊助 「陽子加速器の未来を拓く標的・ビーム窓・材料開発」表面と真空 Vol. 65, No. 12, pp. 577-582, 2022 特集「加速器の未来」 <https://doi.org/10.1380/vss.65.577>.
- [2] E. Wakai et al., "Titanium-Based High Entropy Alloys and Industrial Titanium Alloys", 15th International Workshop on Spallation Materials Technology, March 5-9, 2023 Santa Fe, New Mexico
- [3] 牧村俊助 ベスト産業実用化賞 つくばサイエンスアカデミー SATテクノロジー・ショーケース 2023 「最先端加速器技術で産業を革新するー超耐熱高靱性・高電気抵抗率タングステン合金」2023年1月26日

2022H04

## 大強度陽子加速器標的環境に耐えうる新材料の照射損傷の基礎研究

石田卓<sup>1</sup>、牧村俊助<sup>1</sup>、若井栄一<sup>2</sup>、涌井隆<sup>2</sup>、山口 雄司<sup>2</sup>、明午伸一郎<sup>2</sup>、叶野翔<sup>3</sup>、  
阿部弘亨<sup>3</sup>、楊会龍<sup>3</sup>、K.Ammigan<sup>4</sup>、S.Bidhar<sup>4</sup>

<sup>1</sup>KEK、<sup>2</sup>JAEA、<sup>3</sup>東京大学大学院工学系研究科、<sup>4</sup>FNAL

大強度陽子加速器施設では、ビームの直撃を受ける生成標的やビーム窓に用いるための、極限環境に耐えうる新材料の開発が急務となっている。ビーム窓用チタン合金と標的用高靱性タングステン合金を中心に、照射損傷による特性劣化を低減した新材料の開発およびその損傷機構の解明を、イオンビーム照射試験により効率的に実施する。

**キーワード**： 大強度陽子加速器、生成標的、ビーム窓、チタン合金、タングステン合金、照射損傷

### 1. はじめに

長基線ニュートリノ振動やミュオン電子変換実験、核破砕中性子を用いた物性実験等、素粒子物理学や物質生命科学の新たな展開のために、従来達成できなかった大強度の陽子加速器開発が進められている。これら先端加速器での安定した大強度運転のため、陽子ビームに直接さらされる二次粒子生成標的やビーム窓等に用いられる極限環境に耐えうる新材料の開発と、その照射損傷による特性劣化のメカニズムの解明が世界的な急務となっている。

現在ビーム窓として用いられている高強度 64 チタン(Ti64)合金は、僅か 0.1dpa 程度の照射量で急激に照射硬化・脆化してしまうことが分かっており、年間数 dpa と予想される将来の加速器大強度運転では、ビーム熱衝撃による高サイクル疲労によって破壊し、実験の遂行に重大な支障をきたすことが懸念されている。チタン合金は室温での相状態により  $\alpha$  (HCP) 合金・ $\alpha\beta$  二相合金(Ti64 含む)・準安定  $\beta$  (BCC) 合金に大別されるが、その照射損傷に対する挙動は大きく異なることが明らかになりつつあり、特に Ti-153 をはじめとする準安定  $\beta$  合金の耐照射損傷性は、粒内に超高密度で分散するナノスケール粒子(非熱的  $\omega$  相)によるシンク効果で極めて高いこと、時効熱処理の最適化により耐照射性が 300°C 程度まで保たれる可能性が HIT 等における我々の研究で示されつつある[1]。

核破砕中性子生成やミュオン電子変換実験用の標的材料候補であるタングステンは、 $\sim 1200$  °C を超えると再結晶により著しく脆化するとともに、照射によっても脆化する。耐照射性能を高めるためメカニカルアロイング(MA)により炭化チタンやチタン酸化物を粒内に分散させ微細粒化した W-TiC 合金(NIFS-W)[2]や、脆い粒界を遷移金属炭化物(TiC)で強化した高靱性タングステン合金(TFGR-W)の開発を進めている[3]。また、中性子源の水銀標的容器である SUS316L、ビーム窓材である A5083 に関して耐用年数の確認を進めている。本研究では、多様なチタン合金のスクリーニングと熱処理法の最適化をイオンビーム照射試験によって効率的に実施するとともに、高靱性タングステン合金、SUS316L、A5083 など次世代加速器標的・窓材料の照射損傷に関するデータを取得する。

### 2. 方法

2022 年度には以下のような照射を行った。

- 2022/10/14 鉄イオン照射 2.8MeV Pure W, TFGR W, 1 dpa, 10 dpa, 500 °C
- 2022/10/17, 20 鉄イオン照射 2.8MeV Ti-64A, DAT54, Ti-15-3ST2A, 1 dpa, 10 dpa, 300 °C
- 2023/1/30 タングステン照射 2.9 MeV W-1w%Ru, W-1.2w%TiC-He-MA-w/ GSMM, W-1w%Ru-1.2w%TiC, 0.6dpa 500 °C
- 2023/3/28 鉄イオン照射 2.8MeV SUS316L 10 dpa 200°C
- 2023/3/29-30 鉄イオン照射 2.8MeV アルミ合金 A5083 2.1 dpa. 3.4 dpa, 5.4 dpa 80°C

これらの材料について、照射前後でのナノ硬度測定、XRD 相分析、SEM-EDS 金相観察・元素マッピング、透過

型電顕による照射損傷・微細析出物の観察などを実施して、イオン照射による影響を評価した。

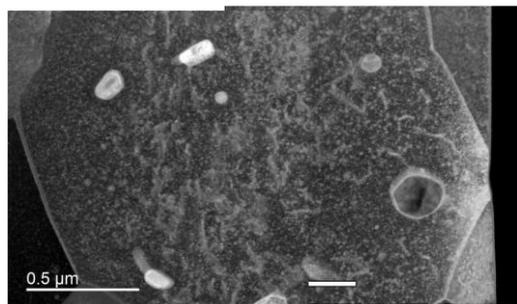
### 3. 結果と考察

アルミ合金試料では、全ての試料に関して J-PARC 中性子源保有のナノインデンターで硬さ試験を行い、照射による硬化が確認された。

TFGR-W-1.2TiC では、固溶元素を添加することによって格子の歪によって硬化が抑制されることを期待して 1 重量%の Ru を添加したが、未照射材の TFGR-W-1.2TiC と比較して、TFGR-W-1Ru-1.2TiC では硬さが増加しており、さらにタングステンイオン 0.6 dpa の照射によって、大きく硬さが増すことが明らかになった。微細組織観察によって明らかにし、論文化を目指す予定である

鉄イオン 10 dpa、500 °C 照射を行った TFGR-W-1.2TiC の透過型電子顕微鏡観察を行った。イオン照射による欠陥の分布が観測されている

昨年度に照射を行った W-TiC 材 (DS 3.0) 500°C to 5 dpa では、透過型電子顕微鏡観察によってマトリックスに形成しているチタン粒子 (約 10nm-50nm,) が安定に存在しており、10nm 位のボイドがわずかに形成され、表面にチタンが析出しているのが観察され、10nm 位の転位ループが多数観察された。



図：TFGR W-1.2TiC (500 °C, 10 dpa 照射の STEM-LAADF 像。イオン照射による欠陥の分布が観測されている。

### 4. まとめと今後の予定

J-PARC 全体の標的・ビーム窓の照射研究に幅広く研究を展開している。さらに、米国フェルミ研からの試料も照射試験を行う計画である。これらの試料を硬さ試験や透過型電子顕微鏡による微細構造観察を進めていく。

### 参考文献

- [1] T. Ishida, Investigation into Contrasting Radiation Damage Behavior between High-Strength Titanium Alloy Classifications and Micro-Structural Optimization, the 20th edition of the International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-20), 24-29 October 2021, online event. <https://www.icfrm-20.com/index>.
- [2] E. Wakai, H. Noto, S. Kano, S. Makimura, T. Ishida, T. Shibayama, Titanium/Titanium Oxide Particle Dispersed W-TiC Composites for High Irradiation Applications, *Research & Development in Material Science*, 16(2022), pp.1879-1885.
- [3] 牧村俊助、大強度粒子加速器標的材として採用可能な超耐熱タングステン合金の微細組織解析、大洗・アルファ合同研究会、2021年9月30日 ポスター発表。

### 成果リスト

- [1] 牧村俊助 「陽子加速器の未来を拓く標的・ビーム窓・材料開発」表面と真空 Vol. 65, No. 12, pp. 577-582, 2022 特集「加速器の未来」 <https://doi.org/10.1380/vss.65.577>.
- [2] E. Wakai et al., "Titanium-Based High Entropy Alloys and Industrial Titanium Alloys", 15th International Workshop on Spallation Materials Technology, March 5-9, 2023 Santa Fe, New Mexico
- [3] 牧村俊助 ベスト産業実用化賞 つくばサイエンスアカデミー SATテクノロジー・ショーケース 2023 「最先端加速器技術で産業を革新するー超耐熱高靱性・高電気抵抗率タングステン合金」 2023年1月26日

東京大学

イオン照射されたステンレス鋼中の Ni-Si クラスターの組成や形状を丁寧に分析し、クラスターと転位ループとの関係を検討した。

**キーワード**： ステンレス鋼、溶質原子クラスター、転位ループ、イオン照射

### 1. はじめに

この研究は、TEM やアトムプローブで観察可能な照射欠陥をプローブとして利用することにより、観察不可能な点欠陥や微細な欠陥集合体のダイナミックな挙動を評価して、原子炉材料の劣化評価において重要な“線量率効果”に対する基礎的な知見を深めることを目的としている。今年度は特に、アトムプローブの分析による微細なクラスターの評価方法に進展があったので、それを紹介する。

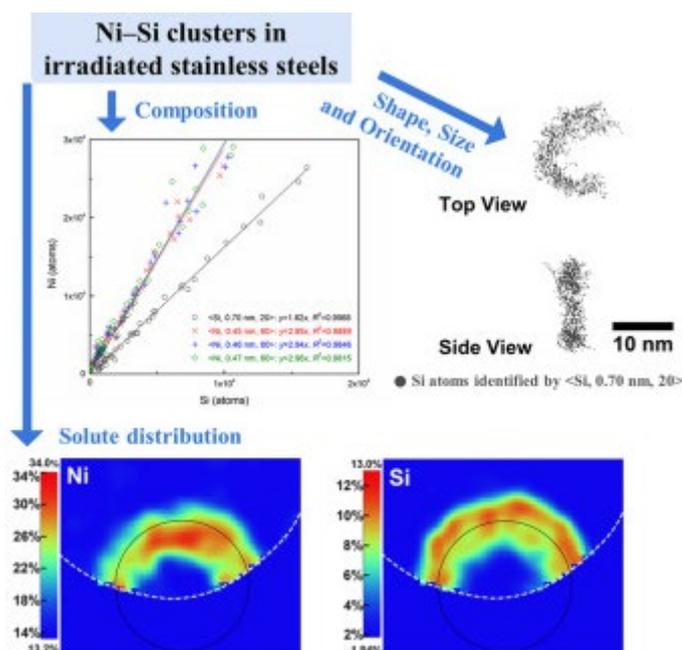
Ni-Si クラスターは照射ステンレス鋼の照射硬化に大きく寄与している。Ni-Si クラスターの不均一核生成は、転位ループ等のシンクにおける照射誘起偏析と関連する。既往研究で報告される Ni-Si クラスターの組成にはかなり大きなばらつきがある。

### 2. 実験

試料は、Si 濃度を調整した三種類の 316L ステンレス鋼のモデル合金である。それぞれ NS (No Si)、BA (0.42 wt.% Si)、HS (0.95 wt.% Si) と呼称しており、いずれも溶体化熱処理されている。照射は、HIT において過去に 3MeV Ni<sup>2+</sup> イオンを 450°C で照射したものを利用した。観察は注入イオンの影響を受けにくい表面から 0.3 μm 程度の領域を使用し、観察領域におけるはじき出し損傷量は約 3.3 dpa である。照射した試料は集束イオンビーム加工装置を用いて、表面が<111>に近い結晶粒の中心付近からリフトアウトし、顕微鏡観察に供した。三次元アトムプローブは、LEAP4000XHR を使用してレーザーパルスモードで測定された。質量数 58 の原子はすべて Ni だと仮定して解析した。透過電子顕微鏡は JEM-2000FX を用いて  $g = \langle 311 \rangle$  の Reirod 法と  $g = \langle 200 \rangle$  の暗視野観察により撮像した。

### 3. 結果

バルクの Si 濃度と形成される Ni-Si クラスターの数密度及びサイズには正の相関があった。不連続なトーラス状、連続したトーラス状、円盤状のクラスターが BA 及び HS 試料で観察された。クラスターの形状や大きさ、結晶方位から、フランクループ及び完全ループ上にクラスターが形成することが示唆された。大きなトーラス状クラスターでは、Si と Ni がトーラスの外側と内側にそれぞれ濃化する傾向が発見された。



### 成果リスト

- [1] D. Y. Chen, et. al., J. Nucl. Mater., **578**, 154366 (2023).
- [2] 三宅良昌, 東京大学大学院, 修士論文 (2023).
- [3] Pan Daoyu, 東京大学大学院, 修士論文 (2023).

図 Ni-Si クラスターの組成、形状、及び元素分布 [1]

核融合炉ブランケットでの使用が検討されている機能性被覆の照射・腐食影響を評価するための簡便な手法として、電気化学インピーダンス法による測定を行った。電気伝導率は透過フラックスと同様に、照射欠陥の導入および回復に伴う被覆の構造変化によって変化することが示された。

**キーワード**：トリチウム、透過、被覆、照射、腐食

## 1. はじめに

将来の基幹エネルギー源として有望な核融合炉は、燃料として重水素とトリチウムを利用する。これらの水素同位体は高温下で金属中を高速で拡散することから、特に放射性物質であるトリチウムの透過漏洩が課題とされている。その解決策として、水素低透過性のセラミックス被覆を配管等に施すことが検討され、現在までにセラミックスを材料とした被覆が優れた水素同位体透過低減性能を示している。近年では、核融合炉内の放射線による被覆への照射影響やトリチウム増殖材による腐食影響に関する研究が進展し、被覆の微細構造や水素同位体透過挙動の変化が明らかにされた。しかし、このような被覆の評価には、試料加工や前処理など多大な時間と労力がかかり、かつ破壊検査であるため、実機の定期点検における性能評価には適用しがたいことから、被覆の実用化に向けては非破壊かつ簡便な評価手法の構築が必要である。電気化学インピーダンス法は、金属やセラミックスなど様々な材料の特性評価に利用されている有望な非破壊検査手法であるが、水素同位体透過低減被覆への適用は少ない。そこで本研究では、重イオン照射による種々の照射損傷の導入を行った核融合炉ブランケット用水素同位体透過低減被覆に対して、従来の水素同位体透過試験に加えて電気化学インピーダンス測定を実施することで、被覆の水素同位体透過低減性能および電気特性に及ぼす重イオン照射影響、また両者の関連性を解明することを通して、電気化学インピーダンス測定による被覆の性能評価の適用性を調べることを目的とする。

## 2. 実験手法

低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H を基板として用い、水素同位体透過低減被覆として酸化イットリウム ( $Y_2O_3$ ) 被覆を高周波マグネトロンスパッタリング法で、酸化ジルコニウム被覆を有機金属分解法で作製した。次いで、2.8 MeV の鉄イオン、または 6.0 MeV のニッケルイオンを室温下で照射し、被覆内に最大 10 dpa の損傷密度を与えた。その後、重水素透過試験を導入圧力 10~80 kPa、試験温度 573~873 K にて実施した。また、被覆表面に金属電極を作製し、掃引周波数  $1\sim 10^5$  Hz、測定温度 473~823 K にて電気化学インピーダンス測定を実施した。また、試料分析として走査型電子顕微鏡、透過型電子顕微鏡、X 線回折装置を用いた。

## 3. 結果と考察

本報告では、 $Y_2O_3$  被覆試料の重水素透過試験および電気化学インピーダンス測定の結果について述べる。図 1 に鉄イオン照射によって 1.0 dpa の損傷密度を与えた  $Y_2O_3$  被覆試料の交流伝導率の周波数依存性を示す。573 K 以下の測定において交流伝導率は  $1\sim 10^3$  Hz の周波数範囲で一定の値を示し、かつ、623 K で測定した値よりも高かった。また、623~823 K では交流伝導率は温度および周波数に依存して増加した。一方、823 K で測定した後の降温過程での測定では、交流伝導率は温度変化に応じて単調に減少し、周波数に対する特異的な挙動はみられなかった。したがって、温度変化に対する交流伝導率の不可逆な変化はイオン照射の影響と考えられる。図 2 に非照射および各損傷密度を与えた  $Y_2O_3$  被覆試料に対する電気伝導率の温度依存性を示す。非照射試料の伝導率は温度変化に応じて増加した。一方、照射後試料の伝導率は 573 K 以下において非照射試料よりも最大で二桁程度高い値を示したが、623 K 付近で一度減少した。さらに温度が増加すると伝導率は線形的に増加したが、非照射試料よりも低い値を示した。また、0.1 dpa 照射試料では 573 K 以上で、1.0 dpa および 3.0 dpa 照射試料では 623 K 以上で伝導率の温度依存性がみられた。したがって、473~573 K の低温領域では、照射欠陥の導入によって伝導率が増加する可能性が示された。一方、623 K 以上では照射欠陥の部分的な回復が示唆された。高温になるにつれて伝導率に及ぼす影響は、結晶自体の熱励起による電荷キャリアの増加など被覆の結晶構造の影響が支配的であり、照射影響は相対的に小さくなると考えられる。以上より、電気特性の変化からセラミックス被覆に対する照射影響の評価が可能であることが示された。

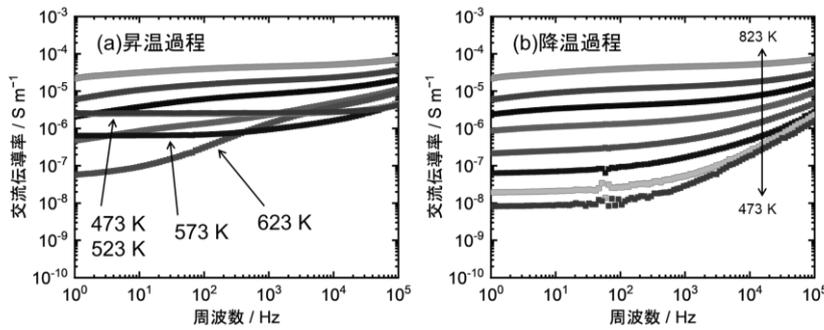


図1 鉄イオンを1.0 dpaまで照射した被覆試料の交流伝導率の周波数依存性 (a) 昇温過程, (b) 降温過程

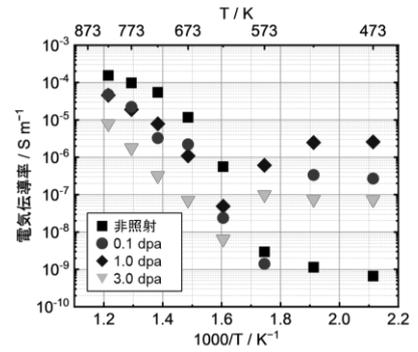


図2 各損傷密度を与えた被覆試料の電気伝導率の温度依存性

図3に、非照射およびニッケルイオンを最大で3.0 dpa照射した $Y_2O_3$ 被覆試料の重水素透過フラックスの温度依存性を示す。非照射試料の透過フラックスは723 Kにおいてわずかに減少し、823 Kまで減少が続いた。これは、熱による粒成長や結晶化が進行し、被覆の結晶構造が変化することで重水素の透過が抑制されたためと考えられる。一方、0.32 dpa照射試料では、透過フラックスは673 K以下において非照射試料の1/2程度の値を示し、照射欠陥が重水素の拡散を阻害したことが示唆された。また、透過フラックスは723 Kで横ばいに推移した後、773 Kで非照射試料と同等の値を示した。これは、熱による照射欠陥の回復に伴い非照射試料と類似の結晶構造を形成したためと考えられる。1.0 dpa照射試料の透過フラックスは、723 Kで温度変化に応じて増加した。0.32 dpa照射試料と比べて損傷密度が大きいことから、照射欠陥の量が多く、被覆の構造変化を妨げたと考えられる。また、3.0 dpa照射試料の透過フラックスは723 K以下において線形的に増加したことから、重水素透過挙動に対する損傷密度依存性が示唆された。

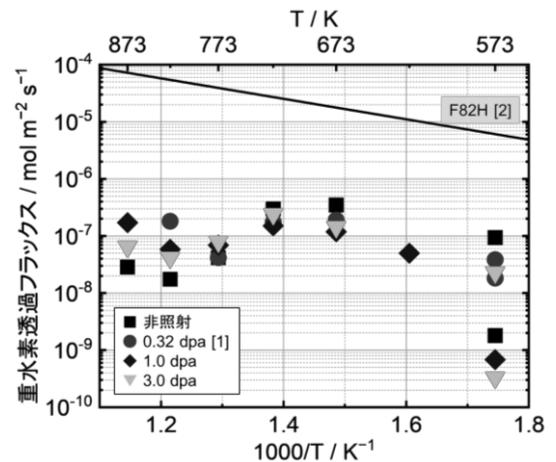


図3 各損傷密度を与えた被覆試料の重水素透過フラックスの温度依存性

#### 4. まとめ

本研究では、重イオン照射による種々の照射損傷の導入を行った核融合炉ブランケット用水素同位体透過低減被覆に対して、従来の水素同位体透過試験に加えて電気化学インピーダンス測定を実施した。電気伝導率は透過フラックスと同様に、照射欠陥の導入および回復に伴う被覆の構造変化によって変化することが示され、電気化学インピーダンス測定は水素同位体透過低減被覆に対する照射影響を非破壊かつ簡便に評価する手法として適用されることが示された。

#### 成果リスト

- [1] H. Fujiwara, et al., *Fusion Eng. Des.* **191**, 113509 (2023).
- [2] 藤原輝, 静岡大学大学院, 修士論文 (2023).
- [3] 近田拓未, プラズマ・核融合学会第39回年会, 招待講演, 2022年11月.

コンクリート骨材のモデル物質をイオン照射し、照射誘起非晶質化による密度低下現象を分析した。

**キーワード**：照射誘起体積膨張、コンクリート、非晶質化、高経年化対策

## 1. はじめに

原子炉構造用コンクリートは、照射損傷を発端とする骨材の体積膨張によって劣化する。今年度は国内の原子力発電所の状況や鉱物学的な考察をもとに、複数の岩石を選定して、イオン照射を実施し、体積膨張（密度低下）に与える組成の影響を評価した。また、体積膨張が飽和した状態では、はじき出し損傷による新たな欠陥の生成と、欠陥の熱的な回復がバランスすると考えられることから、損傷速度を大きく変えた実験を行なって、照射誘起石英ガラスの密度に対する照射速度の影響を検討した。

## 2. 実験

HIT のビームライン 5 を利用して、2.8 MeV の  $\text{Fe}^{2+}$  イオンを最大  $2 \times 10^{15}$  ions/cm<sup>2</sup> まで照射した。これは、 $\alpha$  石英に対して 2.6  $\mu\text{m}$  の飛程をもち、酸素とケイ素のはじき出し閾値エネルギーをそれぞれ 35 eV、25eV と仮定した場合、飛程全域の平均で 2.2 dpa のはじき出し損傷量に相当する。照射温度の制御は実施しなかったが、試料表面の温度は過年度の予備実験から 40°C 程度だと推定される。

試料は、国内で採取された凝灰岩、砂岩、花崗岩、安山岩、玄武岩、かんらん岩と、損傷速度を評価するための  $\alpha$  石英と石英ガラスである。試料は、蛍光エックス線分光により鉱物組成比を予め求めている。これらは厚さ約 1 mm の板材になるよう切断し、背面を導電性のテープで試料ステージに固定した。また表面の上端と下端をアルミ箔で覆って、照射/未照射領域の界面が明確になるように細工した。

試料の密度は、受入れ材の密度と結晶状態におけるイオン飛程、並びに照射後に界面に形成した段差の高さを用いて、計算した。表面段差は、試料表面に予め 10 nm 程度の金コーティングを施して色調を調整したうえで、集束レーザー顕微鏡によって評価した。

## 3. 結果

照射された天然岩石の密度は、複雑な変化を示した。特に安山岩では、表面段差が 300 nm 程度の領域と、500 nm の領域が現れ、変化が大きかった。この鉱物は曹灰長石と非晶質相をほぼ同量ずつ含んでいる。一般にガラス質の物質は照射によって体積収縮するので、今回の実験結果は少し特異である。照射による結晶構造の変化に加え、ガラスへと変質した物質中の粘性流動に対する照射の影響を考慮することが重要である。

照射誘起非晶質化した酸化ケイ素の体積は、図に示すように、おおむね既往研究と同じ値を示し、照射速度による有意な違いは観察されなかった。ただし、低い損傷速度では、石英の体積膨張が必ずしも飽和していない可能性がある。

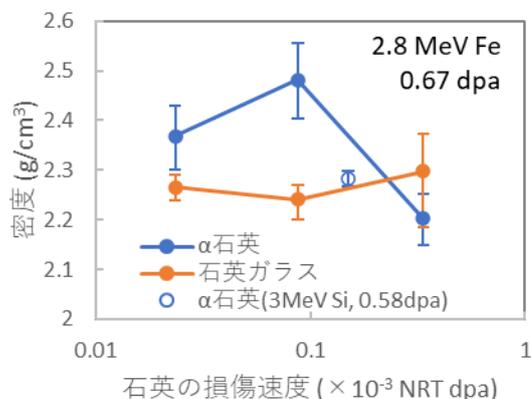


図 照射による二酸化ケイ素の密度変化

## 成果リスト

- [1] D. Kambayashi, et. al., J. Advanced Concrete Technology, 21 (5) 351-366 (2023).
- [2] K. Maekawa, et. al., J. Advanced Concrete Technology, 21 (4), 284-293 (2023).
- [3] Radiation-induced Alteration of Meta-chert, J. Advanced Concrete Technology 20 (12), 760-776 (2022).
- [4] Muammar Hawary Paris, 長岡技術科学大学, 修士論文 (2022).

※ 本研究の一部は、資源エネルギー庁からの受託研究として実施された。

橋本直幸<sup>1</sup>、牛孟珂<sup>1</sup>、岡弘<sup>1</sup>、叶野翔<sup>2</sup><sup>1</sup>北海道大学、<sup>2</sup>東京大学

In order to better understand He effect on swelling resistance of high entropy alloys, (HEAs) the microstructural evolution in Cr<sub>0.8</sub>FeMnNi under Fe<sup>3+</sup> ion irradiation with and without He were investigated. The irradiation behavior of Cr<sub>0.8</sub>FeMnNi was also compared to 316L.

**キーワード** : HEA, swelling, helium effect, microstructure, TEM

## 1. Introduction

The development of advanced nuclear reactors requires structural materials with high corrosion and irradiation resistance. In recent years, high-entropy alloys (HEAs) have attracted attention due to their excellent performance. People have investigated the irradiation effect of HEAs using heavy ion irradiation, but the helium effect on HEAs has not been studied enough so far. In this study, we compare the microstructure evolution of Cr<sub>0.8</sub>FeMnNi with and without He implantation under in-situ Fe<sup>3+</sup> ion irradiation. The irradiation behavior of Cr<sub>0.8</sub>FeMnNi was also compared to 316L. This study aims to explore the helium effect on the defect evolution of Cr<sub>0.8</sub>FeMnNi and 316L and evaluate their irradiation resistance for nuclear application.

## 2. Experimental

Cr<sub>0.8</sub>FeMnNi was prepared by arc-melting and homogenized at 1100 °C for 48 hours. The as-cast samples were cold-rolled (80 %) and then annealed (1000°C for 4h). Both Cr<sub>0.8</sub>FeMnNi and 316L were mechanically polished on both sides of thin plate. The polished alloys were punched out into 3-mm disks and electro-polished for the transmission electron microscopy (TEM). Helium implantation was performed at Hokkaido University with 40 and 80 keV He<sup>+</sup> to produce evenly distributed He atoms. The specimens were irradiated with 1.3 MeV Fe<sup>3+</sup> at 500 °C by using the High Fluence Irradiation Facility at the University of Tokyo. After irradiation, nanoindentation test was performed to compare the hardness increment, and TEM was used to evaluate the swelling rate to compare the irradiation resistance of Cr<sub>0.8</sub>FeMnNi and 316L. The ion concentration and displacement per atom (dpa) as a function of the injected depth are shown in Fig. 1. As the figure shows, 1.2 appm He would be introduced into the samples at the depth of 170-275 nm and the dose at the depth of 170 nm is calculated to be 0.1 dpa.

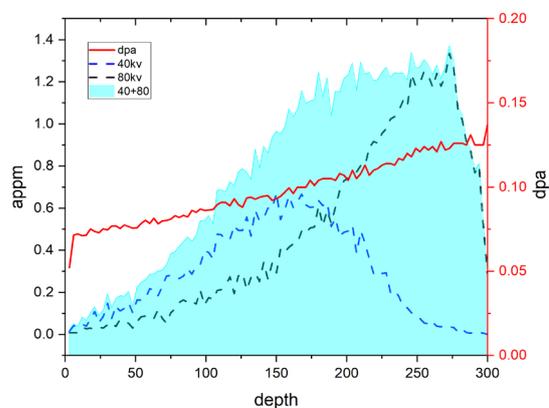


Fig. 1 He concentration and dpa as a function of the depth.

### 3. Results and discussion

The TEM bright field images of all the samples at 0 dpa and 0.1 dpa are shown in Fig. 2. As irradiation goes on, the irradiation induced defect clusters (dislocation loop) formed and grew up. In addition, cavity formation was observed only in the helium implanted samples. Detail analysis of TEM showed no void was found in 316L in single beam irradiated samples, while there were voids with large size and low density in  $\text{Cr}_{0.8}\text{FeMnNi}$ . In the case of dual beam irradiated samples, cavities with small size and high density were found in both  $\text{Cr}_{0.8}\text{FeMnNi}$  and 316L. The swelling of  $\text{Cr}_{0.8}\text{FeMnNi}$  appeared to be much lower than that of 316L, meaning that  $\text{Cr}_{0.8}\text{FeMnNi}$  has stronger swelling-resistance under ion irradiation with helium. This might be because helium can stabilize the vacancies by their strong interaction. On the other hand, the vacancy flow to individual cavities would be reduced, and then the growth of each cavity was suppressed.

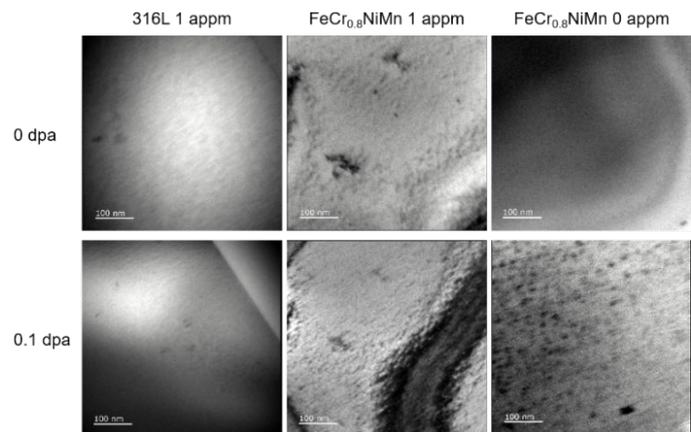


Fig. 2 TEM images of 316L and  $\text{Cr}_{0.8}\text{FeMnNi}$  irradiated at 0 and 0.1 dpa at 500 °C

### 成果リスト

- [1] 牛孟珂, 橋本直幸, 岡弘, 磯部繁人, "In-situ microstructural evolution of  $\text{Cr}_{0.8}\text{FeCrNi}$  under heavy ion irradiation with He implantation", 日本金属学会 2023 年度春期講演大会, 東大駒場キャンパス, 2023.3.7-10.
- [2] 牛孟珂, 橋本直幸, 岡弘, 磯部繁人, "Irradiation resistance of  $\text{Cr}_{0.8}\text{FeCrNi}$  under single and dual beam irradiation", 日本鉄鋼協会・日本金属学会北海道支部合同サマーセッション, 室工大, 2023.7.14.

2022年度専攻内行事一覧等

年月日	行 事 内 容 等
2022. 4. 1	原子力専攻（専門職大学院）入学式
2022. 7. 11	運営諮問会議(WEB開催)
2022. 4. 8	原子力安全管理委員会(WEB開催)
2022. 6. 8	総長マネジメントレビュー(WEB開催)
2022. 8. 18	第17回先進原子力科学技術に関する連携重点研究討論会および原子力機構・量研機構施設利用共同研究, 弥生研究会成果報告会(Webex開催)
2022. 8. 18	第19回連携重点研究運営委員会(Webex開催)
2022. 8. 26	原子力安全管理委員会(WEB会議)
2022. 9. 16	消防訓練（覚書訓練）の実施
2022. 9. 22～ 2022. 9. 28	危機対策管理委員会(メール審議)
2022. 9. 28	危機対策管理委員会(WEB開催)
2022. 11. 30	核物質防護訓練の実施
2022. 12. 4～ 2022. 12. 7	危機対策管理委員会(メール審議)
2022. 12. 16	危機対策管理委員会(WEB開催)
2023. 2. 24	原子力防災訓練
2023. 1. 23	第41回一般共同研究専門委員会(ZOOM開催)
2023. 2. 15～ 2023. 2. 21	原子力安全委員会(メール審議)
2023. 2. 21	第96回原子力機構施設利用共同研究委員会(ZOOM開催)
2023. 3. 23	原子力専攻（専門職大学院）学位記授与式
2023. 2. 17	危機対策管理委員会(WEB開催)
2023. 3. 30	2021年度(令和3年度) 共同利用運営委員会(ZOOM開催)

東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 共同利用運営委員会委員名簿 (R5. 4. 4 現在)

区分	氏名	所属機関	職名	名称	委嘱期間
3.3(1)	齊藤 拓巳	東大(院・工)原子力専攻	専攻長	委員	R5. 4. 1～
〃	岡本 孝司	〃 〃	教授	〃	28. 4. 1～
〃	長谷川 秀一	〃 〃	〃	〃	R4. 4. 1～
3.3(2)	石川 顕一	〃 原子力国際専攻	〃	委員長	R5. 4. 1～R7. 3. 31
3.3(3)	瓜谷 章	名大(院・工)総合エネルギー工学専攻	〃	委員	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	齊藤 泰司	京都大学複合原子力科学研究所	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	浅井 圭介	東北大(院・工)応用化学専攻	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	松山 成男	東北大(院・工)量子エネルギー工学専攻	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	鷺尾 方一	早大・理工学術院先進理工学研究科	〃	〃	R3. 4. 1～R6. 3. 31
〃	河原林 順	東京都市大(工)原子力安全工学科	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	佐々木 晶	阪大(院・理)宇宙地球科学専攻	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	渡辺 幸信	九大(院)総理工 エネルギー科学部門	〃	〃	R5. 4. 4～R7. 3. 31
〃	加美山 隆	北大(院・工)量子理工学部門	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
3.3(4)	大井川 宏之	日本原子力研究開発機構	理事	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	羽島 良一	量子科学技術研究開発機構	上席研究員	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	豊川 弘之	産業技術総合研究所	総括研究主幹	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	小関 忠	高エネルギー加速器研究機構	施設長	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	田野井 慶太郎	東大(院・農)アイソトープ農学教育研究施設	教授	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	細谷 紀子	〃(院・医)疾患生命工学センター	准教授	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	村上 健太	〃(院・工)レジリエンス工学研究センター	准教授	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
8	仁藤 彰郎	〃(工・情)事務部	総務課長	幹事	R4. 4. 1～
〃	阿部 弘亨	〃・(院・工)原子力専攻	教授	〃	R5. 4. 1～
9	大本 学	〃 〃	副課長	事務	R4. 4. 1～

<東京大学大学院工学系研究科原子力専攻共同利用運営委員会規程より抜粋>

第3条 3 委員は、専攻長が委嘱した次の各号に掲げるものとする。

- (1) 専攻教授 (2) 東京大学大学院工学系研究科教授  
 (3) 他大学の原子力研究関連教員 (4) その他の学識経験者

第8条 委員会に、幹事若干名を置く。

2 幹事は、東京大学大学院工学系・情報理工学系研究科等の教職員のうちから専攻長が委嘱する。

第9条 委員会及び専門員会の庶務は、専攻事務室が取り扱う。

令和4年度 UTNL レポートリスト

No.	著者名	標題
R-503	共同利用管理室	令和3度 共同利用成果報告書

2022年度専攻内行事一覧等

年月日	行 事 内 容 等
2022. 4. 1	原子力専攻（専門職大学院）入学式
2022. 7. 11	運営諮問会議(WEB開催)
2022. 4. 8	原子力安全管理委員会(WEB開催)
2022. 6. 8	総長マネジメントレビュー(WEB開催)
2022. 8. 18	第17回先進原子力科学技術に関する連携重点研究討論会および原子力機構・量研機構施設利用共同研究, 弥生研究会成果報告会(Webex開催)
2022. 8. 18	第19回連携重点研究運営委員会(Webex開催)
2022. 8. 26	原子力安全管理委員会(WEB会議)
2022. 9. 16	消防訓練（覚書訓練）の実施
2022. 9. 22～ 2022. 9. 28	危機対策管理委員会(メール審議)
2022. 9. 28	危機対策管理委員会(WEB開催)
2022. 11. 30	核物質防護訓練の実施
2022. 12. 4～ 2022. 12. 7	危機対策管理委員会(メール審議)
2022. 12. 16	危機対策管理委員会(WEB開催)
2023. 2. 24	原子力防災訓練
2023. 1. 23	第41回一般共同研究専門委員会(ZOOM開催)
2023. 2. 15～ 2023. 2. 21	原子力安全委員会(メール審議)
2023. 2. 21	第96回原子力機構施設利用共同研究委員会(ZOOM開催)
2023. 3. 23	原子力専攻（専門職大学院）学位記授与式
2023. 2. 17	危機対策管理委員会(WEB開催)
2023. 3. 30	2021年度(令和3年度) 共同利用運営委員会(ZOOM開催)

東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 共同利用運営委員会委員名簿 (R5. 4. 4 現在)

区分	氏名	所属機関	職名	名称	委嘱期間
3.3(1)	齊藤 拓巳	東大(院・工)原子力専攻	専攻長	委員	R5. 4. 1～
〃	岡本 孝司	〃 〃	教授	〃	28. 4. 1～
〃	長谷川 秀一	〃 〃	〃	〃	R4. 4. 1～
3.3(2)	石川 顕一	〃 原子力国際専攻	〃	委員長	R5. 4. 1～R7. 3. 31
3.3(3)	瓜谷 章	名大(院・工)総合エネルギー工学専攻	〃	委員	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	齊藤 泰司	京都大学複合原子力科学研究所	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	浅井 圭介	東北大(院・工)応用化学専攻	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	松山 成男	東北大(院・工)量子エネルギー工学専攻	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	鷺尾 方一	早大・理工学術院先進理工学研究科	〃	〃	R3. 4. 1～R6. 3. 31
〃	河原林 順	東京都市大(工)原子力安全工学科	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	佐々木 晶	阪大(院・理)宇宙地球科学専攻	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	渡辺 幸信	九大(院)総理工 エネルギー科学部門	〃	〃	R5. 4. 4～R7. 3. 31
〃	加美山 隆	北大(院・工)量子理工学部門	〃	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
3.3(4)	大井川 宏之	日本原子力研究開発機構	理事	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	羽島 良一	量子科学技術研究開発機構	上席研究員	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	豊川 弘之	産業技術総合研究所	総括研究主幹	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	小関 忠	高エネルギー加速器研究機構	施設長	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	田野井 慶太郎	東大(院・農)アイソトープ農学教育研究施設	教授	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	細谷 紀子	〃(院・医)疾患生命工学センター	准教授	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
〃	村上 健太	〃(院・工)レジリエンス工学研究センター	准教授	〃	R5. 4. 1～R7. 3. 31
8	仁藤 彰郎	〃(工・情)事務部	総務課長	幹事	R4. 4. 1～
〃	阿部 弘亨	〃・(院・工)原子力専攻	教授	〃	R5. 4. 1～
9	大本 学	〃 〃	副課長	事務	R4. 4. 1～

<東京大学大学院工学系研究科原子力専攻共同利用運営委員会規程より抜粋>

第3条 3 委員は、専攻長が委嘱した次の各号に掲げるものとする。

- (1) 専攻教授 (2) 東京大学大学院工学系研究科教授  
(3) 他大学の原子力研究関連教員 (4) その他の学識経験者

第8条 委員会に、幹事若干名を置く。

2 幹事は、東京大学大学院工学系・情報理工学系研究科等の教職員のうちから専攻長が委嘱する。

第9条 委員会及び専門員会の庶務は、専攻事務室が取り扱う。

令和4年度 UTNL レポートリスト

No.	著者名	標題
R-503	共同利用管理室	令和3度 共同利用成果報告書