# UTNL-R-0502

# 令和2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7テーマ(別表)
  - 2.2 ライナック(Lシリーズ):計9テーマ(別表)
  - 2.3 重照射(Hシリーズ):計15テーマ(別表)
  - 2.4 弥生研究会(Yシリーズ):計4テーマ(別表)
- 3. 令和2年度専攻内行事一覧
- 4. 各種委員会名簿
- 5. 令和2年度弥生施設共同利用実験·題目別実験担当者名簿
- 6. 令和2年度 UTNS レポート一覧

# 1.1 大型設備の経過報告『ライナック経過報告』

ライナック管理部 山下真一,橋本英子,安見厚志

#### 概要

本年度は、新型コロナウイルス感染症流行に大きく影響を受けた。前期は、専門職 大学院生対象のビーム実習のみ実施し、共同利用及びライナック運転資格取得講習会 を見送った。後期から徐々に共同利用を開始した。大まかな年間運転実績を以下に示 す。

令和2年	3月 保守点検
4 月	一ヶ年点検
5 月	保守点検
6月	保守点検
7 月	保守点検
8 月	保守点検,夏季運休
9月	ビーム実習,保守点検
10 月	利用運転(35L 共同利用),保守点検
11 月	利用運転(35L 共同利用),保守点検
12 月	利用運転(35L 共同利用), 冬季運休
令和3年	1月 冬季運休,利用運転(35L 共同利用),保守点検
2 月	利用運転(35L 共同利用),保守点検

#### <u>35L の現状</u>

昨年夏よりビーム強度が定格の50%となっている。加速器を構成する各コンポーネ ントを調査しているが、主たる要因には至っていない。入射部付近に設置されている RF 窓(加速管への高周波導入用セラミクス製窓)は、40年以上使用している。ロウ 付け箇所の劣化が原因により、微弱な真空度低下が起きている可能性がある。 また、高周波源のトリガ信号制御系の故障のトラブルがあった。これより、これまで 使用していた光信号から、電気信号での制御に急遽変更した。ビームはトラブル前後 で変化が無い様、各構成機器のタイミングの調整を行った。様々な利用実験に対応す るために、タイミングを調整機器が非常に多く存在しており複雑化している。新しい ユーザーの実験にも対応できるよう、今後タイミング系をスリム化していく。

#### <u>18L の現状</u>

平成 24 年度末に納品されたフェムト秒ファイバーレーザーが本格稼働し、着々と 成果が出ている。液体試料だけでなくシンチレータなど固体試料への照射ならびに過 渡吸収測定でも放射線誘起現象解明の有効な研究ツールとなりつつある。本年度は、 新型コロナウイルス感染症による緊急事態発出の影響により共同利用を行うことが できなかった。

平成 30 年 8 月から RF 窓の交換を順次進めており、入射部では 1E-7 Pa、加速管付近 では 1E-6 Pa に改善し、保持している。

#### その他

クライストロン及びマグネットの冷却に用いている冷却系システムの更新が昨年 度完了し、順調に稼働している。クライストロンパルサー室、本体室、照射室、新棟 1階の照明を水銀灯から LED 照明に変更した。実験室全体が明るくなり実験環境の改 善となった。地下階電気室の亀裂箇所から水漏れがあることが確認された。主たる要 因は見つかっておらず、継続して調査を行う。空調機より冷媒漏れが生じている。そ のため、2系統のうち、1系統のみを運転している。搬入口の扉の密閉性能の劣化に より、廊下に雨が吹込んでいるため、扉の更新を3月に行う予定である。

#### 1.2 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 阿部弘亨、叶野翔、楊 会龍、尾亦孝男、小薗雅美

#### 概要

令和2年度は12件(年度内の共同利用計画を含む)の共同研究テーマに対し、Fe、Wイオンビームを供給した。ビーム供給時間は20週程度であり、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により、所望したイオン照射実験を実施した。

#### 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2年度は1.7 MV タンデトロンを利用した共同利用テーマは12件であり、そのうち、 軽水炉材料に関する課題5件、核融合炉材料の評価に関するものが6件、原子炉・ビーム実 習として1件の共同利用テーマに対しビームタイムを供給し、20週の共同利用運転を行った。 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 験により、所望したイオン照射実験を実施した。

本年度は、共同利用の開始時期が7月中旬となったこと、ならびに、年度末に発生したビ ーム電流量の大幅な低下により、一部、予定したマシンタイムを全て実施することが出来な かった。このため、各ユーザーに対して状況説明後、ビームタイムの配分が必要なユーザー に対しては、日程の再調整等の対応を行うことで、概ね所望した共同研究を実施して頂いた。 なお、年度末に発生したビーム電流値の低下についての要因については、直下型の地震によ るビームラインの光軸ズレ、ないしは、各機器の老朽化に伴う性能劣化に由来したものと推 測されている。このため、不良箇所を修理、交換することによって共同利用の運営を進めて おり、今後も同様の対応が必要と考えている。

#### 3. バン・デ・グラーフ保守状況

加速器が運転可能な状態になっておらず、ビームタイムの供給は実施していない。地震に よる直接的な損傷が著しく、また、絶縁ベルトの更新が難しいことから、加速器の廃止を決 定し、廃止に向けた取り組みを開始している。

#### 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きており、これら機器の定期的、計画的な修繕を進めている。 とりわけ、今年度は、当該建屋の屋上に設置されている建屋の実験用冷却水循環装置において、機器架台の腐食が著しいことから、加速器やビームラインマグネット等に使用している 冷却水循環装置について、中型のチラーを購入し、各機器への冷却水の供給を個別管理する 対策を講じた。また、空調機用冷却塔については、内部配管の腐食が進行していたことから、 これらの補修対応を行った。このように、タンデトロン加速器を安定利用するための種々の 整備を進めている最中にあり、これらについては、令和3年度中の完了を目途に対応を進めている。

#### 1.3 大型設備の経過報告『ブランケット経過報告』

ブランケット管理部 長谷川秀一、岩田圭弘、井上薫、梶川絵理

#### 1. ブランケット棟の概要

ブランケット棟は3台の放射線発生装置と1台のエックス線発生装置(ともに電子ライナ ック)、非密封 RI(トリチウム)などを使用する施設である。また、大型流動槽や材料試験 装置などを有しており、さまざまな実験に使用されている。

#### 2. 各室の研究進捗状況(実験設備の更新を中心に)

医療用小型ライナック室では、医療用小型ライナック室では、2020F03,04のテーマと関係 して4つのX-band電子ライナックの開発と利用の研究が進んでいる。おもに950 keVと3.95 MeVの可搬型電子ライナックX線源を用いた大型構造物の非破壊検査試験の実証実験に取り 組んでいる。実橋梁での非破壊検査の実用化のために、950 keVと3.95 MeVX線源の可搬性 の向上の検討を続けている。実験室内では、福島第一原発の核燃料デブリ分析への応用を目 指して、燃料デブリ収納缶を想定した厚肉ステンレス容器を用意し、容器内の模擬デブリサ ンプルのCT 画像取得の実証試験を行った。

30MeVXバンド型加速器については、経年劣化による不具合の調査を行い、設備更新の検討を行っている。

レーザープラズマビーム源室では、上記の非破壊検査のための橋梁切り出しサンプルの保 管およびオフライン調査を行っている。また、レーザー駆動マイクロイオンビーム源の実証 試験のための ps-YAG レーザー装置の設置準備を進めている。

超電導工学実験室では、様々な外部資金により、実験が継続されている。具体的には、微 粒子挙動評価実験装置(UTARTS)や凝縮基礎実験装置が活用されている。また、原子力規制委 員会の人材育成事業で、高温バックリング実験装置が活用されている。

重イオン加速器室では、Fシリーズ (2020F06) ならびに H シリーズ (2020H01,03,06,07,08) の研究テーマとして、材料の腐食試験、ならびに、イオン照射試料の微細組織や機械特性評 価に関する研究を実施している。ここで使用された装置は、走査電子顕微鏡(日立社製,S3400)、 集束イオンビーム加工装置(日立社製,FB-2100)、低エネルギーAr イオンスパッタリング

(Linda 社製, Gentle Mill IV5)、超微小硬さ試験機(島津社製, DUH-211S)、腐食試験装置(Akico 社製)、引張り試験装置(島津社製, Autograph AG-Xplus)、透過電子顕微鏡(日本電子社製, JEM-2100)等である。得られた種々の研究成果は、学会発表ならびに科学論文誌にて報告している。

汎用実験室では、化学系の実験室の整備と運用を進めている。令和2年度は、ガス吸着試験装置(Micrometrics 社 3Flex)と水銀圧入装置(Micrometrics 社 AutoPore V)の設置およびセメント系材料の試験のための実験室の整備を行なった。

#### 3. 実験環境・サポート環境の整備

トリチウム実験室では、実験室の汚染検査,床張替えと空調設備工事を検討している。 機械室・電気室等では、適宜空調用設備や受電設備の保守・管理を進めている。 その他建屋については、雨水排水系統補修工事と雨漏り対策を実施した。

採択番号	テーマ名	<ul><li>研究テーマ</li><li>代表者</li></ul>	実験参加 代表者	専攻内幹事
2020F-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	岡本 孝司
2020F-02	レーザープラズママルチビーム研究	上坂 充	小山 和義	上坂 充
2020F-03	X バンド加速器の応用研究	上坂 充	上坂 充	上坂 充
2020F-04	電子ライナック駆動小型中性子源の開発と利用	上坂 充	上坂 充	上坂 充
2020F-05	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	岩田 圭弘	長谷川 秀一
2020F-06	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
2020F-07	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

令和2年度 共同利用テーマー覧(Fシリーズ)

令和2年度のFシリーズは7テーマ。

採択番号	テーマ名	研究テーマ代 表者	実験参加 代表者	専攻内幹事
2020L-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
2020L-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
2020L-03	不定比金属組成を精密に制御した超伝導体の 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
2020L-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
2020L-05	フォトカソード RF 電子銃の高性能化	上坂 充	上坂 充	上坂 充
2020L-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
2020L-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
2020L-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
20205-01	フェムト秒ライナックのためのマシンスタディ	上坂 充	上坂 充	上坂 充

令和2年度 共同利用テーマー覧(Lシリーズ)

令和2年度のLシリーズ9テーマ(Sシリーズ1テーマ含む)。

# 令和2年度 共同利用テーマ一覧(Hシリーズ)

採択番号	テーマ名	<ul><li>研究テーマ</li><li>代表者</li></ul>	実験参加 代表者	専攻内幹事
2020H-01	先進原子炉構造材の照射効果	叶野 翔	叶野 翔	叶野 翔
2020H-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
2020H-03	核融合炉材料の照射効果	叶野 翔	叶野 翔	叶野 翔
2020H-04	核融合炉材料における照射欠陥の発達過程	徐虬	徐虬	神野智史
2020H-05	Irradiation effects in advanced martensitic steels and ODS steels for nuclear applications	阿部 弘亨	李 艳芬	楊会龍
2020H-06	イオン照射を用いた照射劣化モデル化研究	村上 健太	村上 健太	叶野 翔
2020H-07	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	石田 卓	叶野 翔
2020H-08	Developing method to analyze the behaviors of point defects influenced by dose rate	関村 直人	CHEN Dongyue	叶野 翔
2020H-09	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 拓巳	叶野 翔
2020H-10	酸化物分散強化鋼における多方向冷間圧延によ る微細組織と機械特性の改善	申 晶潔	申 晶潔	叶野 翔
2020H-11	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	中嶋 基樹	中嶋 基樹	叶野 翔
2020H-12	原子炉圧力容器鋼と初期特性と照射硬化の相関 に関する研究	河 侑成	河	叶野 翔
2020H-13	Study on the heavy ion induced defect and surface microstructural changes effect on retention in tungsten	Gon-Ho-kim	叶野 翔	叶野 翔
2020H-14	核融合炉性能材料における照射効果に関する 研究	小田 卓司	小田 卓司	叶野 翔
20205-02	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

令和2年度のHシリーズは15テーマ(Sシリーズ1テーマ含む)。新規テーマは7件(斜体)。

	令和2年度	共同利用テーマ	?一覧	<b>(Y</b>	シリ	リーズ)
--	-------	---------	-----	-----------	----	------

				11 글Cn는 Ha	要望 (千	<b>望額</b> ·円)
採択番号	研究会名称(開催回数)	主催者	申請者	場所時期 及び開催場所	旅 費	印 刷 費
2020Y-01	原子力專攻施設共同利用成果 報告会(11)	長谷川秀一	山下真一	2020 年 8 月頃(予定) 本郷または東海村	20	0
2020Y-02	量子ビーム技術開発・応用研 究会 (8)	上坂 充	上坂充	2021 年 3 月 原子力専攻会議室	20	0
2020Y-03	原子・分子の分光分析技術と その応用(5)	長谷川秀一	長谷川秀一	2020 年 9 月(予定) 東海村	20	0
2020Y-04	界面での放射線効果(4)	山下 真一	山下 真一	2020 年 12 月頃(予定) 東海村または本郷	20	0

令和2年度のYシリーズは4テーマ

# 2020F-02

#### レーザープラズママルチビーム研究

#### 研究代表者氏名:上坂充(東大院工)

共著者氏名:上田徹,尾関政文,近藤勇佑,楊健(東大院工),小山和義(高エネ研), 坂本文人(秋田高専),黄衍介,Kuan-Yan-Huang,Tze-chih Liu (国立精華大学)

卓上マイクロイオン加速システムのメインのコンポーネントのイオン源、光伝導スイッチの開発を行い、さらにその DNA 放射線損傷動的分析への適用のための、既存加速器でのマイクロビーム細胞照射実験を実施した。結果、 将来有望視されている内用α線がん治療をにらんで、α線による DNA 損傷トラックの実測に成功した。さらに、 卓上誘電体スイッチ型マイクロイオンビーム源の基本システム設計を行った。

<u>**+**</u>**-ワ-ド**: 卓上マイクロイオンビーム源、ガラスキャピラリー、放射線誘起 DNA 損傷修復、DNA 損 傷修復時間分解分析、GFP-XRCC1、γH2AX、Ac225α 線がん治療

#### <u>1. 研究成果</u>

卓上マイクロイオン加速システムのメインのコンポーネントのイオン源、光伝導スイッチの開発を行い加速の ための試験を行った。レーザー強度を上げるためレーザー増幅器を増強し 1J 近い出力が得られるようになった。 これを利用してイオン源についても6価の炭素イオンでもさらに大電流が得られるようになった。また光伝導スイ



図1. 卓上レーザー光伝導体スイッチマイクロイオンビーム加速システムの基本設計

ッチについては GaAs では耐久性に問題があったため、協力関係にある中国 SICCAS から供給された SiC の光伝導 スイッチの試験を行い、耐電圧に関しては 20kV 以上で安定に動作する事が確認でき、これによって高い加速電圧 でイオンが加速可能となった(図1参照)。

マイクロイオンビーム源の改良については、当初光伝導スイッチを用いた加速スキームを想定していたが、加速 部には同軸構造を有するスネーク型resonant ring構造を採用することを検討し、1周構造の同軸加速構造の基礎検 討を行った.これにより、多段加速スキームをさらにコンパクトにするシステム設計ができた[1]。

α線内用療法を念頭におき、既存の理化学研究所のペレトロン加速器とガラスキャピラリー(出口内径:10um, フタ厚:7.5um.)によるHe2+イオンマイクロビーム(4.5 MeV)照射にて、RPE細胞のDNA損傷修復可視化実験を 行った。照射時の細胞の乾燥影響を防ぐために、ペリスタルティックポンプを用いて培養液をサンプルに滴下しな がら照射できるようなセットアップを組み立てた。このセットアップで、ペレトロン加速器を用いたガラスキャピ ラリーマイクロビーム照射法により、自然損傷が比較的少ないRPE細胞で線状イオントラックの可視化実験を行な った。ガラスキャピラリーの出射口を細胞に押し付けるようにして照射を行い、蛍光免疫染色によりヒットポイン トを可視化することに成功した。

#### <u>成果リスト</u>

[1] M. Uesaka, M. Pohl, K. Miyoshi, Y. Inoue, T. Takahashi, M. Ozeki, S. Kamei, J. Jang, M. Yoshida, K. Koyama, T. Ikeda, "Compact RF/ Laser Dielectric Linacs for Internal and External Cancer Therapy and Dynamic DNA Damage/Repair Analysis", Recent Developments in Engineering Research, 2021, Vol.12, Print ISBN Number: 978-93-90768-40-0, E ISBN Number: 978-93-90768-48-6.

# 2020F-03

#### X バンド加速器の応用研究

上坂 充1、楊 健1、土橋 克広1、高橋 浩之1、

#### 藤原 健<sup>2</sup>、草野 穣一<sup>3</sup>

1: 東京大学、2: 産業技術総合研究所、3:(株)アキュセラ

可搬型 950KeV/3.95MeVX 線・中性子線源により、東京電力福島第1発電所の燃料デブリの、その場でのU量の 分析を行えるシステムの研究開発を行った。X線CTによって溶融模擬デブリ(Pd(U模擬)、,Zr、Fe)の成分分 析を行い、中性子共鳴透過分析により数mmオーダー試料でTa,W(模擬U)の存在を確認した。来年度は、X線 CT の誤差評価をして、溶融模擬デブリ中のU量の評価を行う。また中性子共鳴透過分析では実デブリサイズで数 十分の測定時間で模擬Uが判定可能か調べる。将来は、燃料デブリ取り出しのその場でU量を判定し、使用済み 燃料・放射線廃棄物に仕分けができるシステムを構築し、、保管費の大幅節約に貢献する.

キーワード: 可搬型 950KeV/3.95MeVX 線・中性子線源、福島燃料デブリその場分析、U 量有無の仕分けと保管

#### <u>研究成果</u>

経済産業省・東京電力ホールディング スの福島第一原子力発電所(以下,1F) の廃炉ロードマップでは、2023 年頃よ り燃料デブリの試験的取り出しが開始 され、その後、段階的に取り出し規模 を拡大していくことが計画されている。 取出した燃料デブリは、ユニット缶(直 径約 200mm、SUS メッシュ)に収納 のうえ、ステンレス製の収納缶に収納 保管される計画である。燃料デブリの 保管にあたっては、大規模な敷地が必



図1.1Fでの燃料デブリ本格取り出し時の仕分けの基本的考え方

要視されていることから、燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けのための技術開発が廃炉作業の重要成功因子 であると考えられる。1,2,3 号炉に合計 1,800t ある燃料デブリを、原子炉建屋内のその場で、迅速に U の量 が判定できて、U を含む核廃棄物と、含まない放射性廃棄物とに仕分けでき、それぞれ収納缶格納施設と、 保管施設に別々に保管できれば、そこでの費用は数百億円の節約になると考えられる。現場適用性の視点で 東京電力ホールディングス株式会社福島第一廃炉推進カンパニー(以下,東電担当部署)と実用化に向けた 議論を密に行っている、段階的に規模を拡大する燃料デブリの取り出しに備え、上記ユニット缶入り燃料デ ブリを取り出した場所、または収納缶への収納場所で、迅速に臨界管理が必要かどうかの U 濃度基準値 \*\* 以上か未満を判定する仕分け装置システムを実現する。装置は可搬型 950keV/3.95MeVX 線・中性子源

(950keV:50kgx3 箱)、および2 色 X 線 CT (空間分解能 0.5mm)ステージ、1mTOF(高速)中性子共鳴透 過分析(Neutron Resonance Transmission Analysis; NRTA)装置(1 時間)、解析コンピュータよりなる。図 1 にそのスキームを示す。950keV/3.95MeV システムの放射線安全管理は、それぞれ電離放射線障害防止規 則・放射線障害防止法に準じて行う。950keVX 線源の場合、電子エネルギーが 1MeV 未満のため、電離放 射線障害防止規則に準じて、いかなる場所でも 使用可能である。一方、3.95MeVX線/中性子源 は放射線障害防止法では橋梁検査に限って、屋 外使用が可能である。1F敷地内は大部分が管理 対象区域であるものの使用するためには原子力 規制庁による規制緩和が必要である。

さて、ここまでの1F での燃料デブリの試験取 り出し分析結果と試験研究成果[1]に基づき、今年 度は可能性のある主要成分(U,Zr,Fe,MCCI(Molten Core Concrete Interaction))から、U 量評価に有 意な Pb,Zr,Fe の適当比の溶融模擬デブリを作 成した(東大阿部研究室)。その1例の写真を図 2 に示す。これを複数個作成し、模擬収納ユニ ットに設置し、950keV/3.95MeVX線源によって、 別々にX線CTを行い、3次元の相対的X線減 弱係数のマップを取得した。時間は数分である。 その結果の例を図3に示す。このデータと、X 線減弱係数と原子番号との相関から、Pb(U 模 擬)の体積を決めたい。溶融デブリの場合、原子 番号は成分のモル比になる。2 成分の場合測定 されたX線減弱係数から成分比は決まる。3 成 分以上の場合、試験取り出しデブリの、取り出 し場所等による成分の予測の情報を活用しなけ ればならない。CT 測定からの誤差は、低エネル ギーX線成分が重い物質で過剰に減衰するこ とによってさらに重めに評価してしまう



図2. Pb/Zr/Fe 溶融模擬デブリ試料の1例

		28			
		最小	最大	平均	標準偏差
6	Air	6509	13968	9955.415	983. 129
	0	36637	47258	42323, 215	1071.430
	収納缶	33928	57512	44162, 293	5951,657
	缶内 Air	11802	19681	15579.3	1212. 619
		最小	最大	平均	標準偏差
6	Air	7359	13680	10338.04	945.383
	5	35196	43997	39530. 328	1622.73
	1	38270	61940	52196.633	3789.316
	収納缶	30569	58499	43712.816	6422.33
	缶内 Air	11271	19361	15390, 258	1307.197
		最小	最大	平均	標準偏差
	Air	7159	13326	10194.646	929.336
	5				
	0	49277	61249	55529.008	2264.626
	収納缶	31521	57493	43470.641	6168.024
	缶内 Air	12031	19625	15750. 302	1326. 222

図3. 溶融模擬デブリの 3.95MeVX 線 CT 結果の例

Beam Hardening がある。これは、容器、デブリの成分、配置等で決まる。今データを解析して評価中である。 中性子共鳴透過 TOF 分析では、模擬材料として、中性子吸収特性が U238(6-7 eV に 10<sup>4</sup> barns)とほぼ同 じエネルギーにほぼ同等の Ta181(4 eV に 10<sup>4</sup> barns、天然存在比 99.9%)含む Ta、W182(4 eV に 10<sup>4</sup> barns、 26.5%)、W183(7.5 eV に 3×10<sup>3</sup> barns、14.3%)含む W のそれぞれ 80mmx30mmx3mm の試料を使った。結 果,、15-60 分で有意な吸収を測定できた。模擬収納ユニットに試料を挿入した場合がその時間範囲ではまだ 測定出来ていない。その後、He3 ガス検出器を 3本増強し、測定能力を 4 倍にした。この検出系で来年度測 定を試みる。収納ユニット入りの何 mm<sup>3</sup>何まで 1 時間以内に測れるか、調べる予定である。

本研究は文科省原子力システム研究開発(R2-4)(代表高橋浩之教授)の中で行われている。

#### <u>成果リスト</u>

[1] Mitsuru Uesaka, Issei Ozawa, Yudhitya.Kusumawati, Yuki Mitsuya, Tomooki Shiba, "On-site Quantitative Nuclear Fuel Debris Analysis by Portable 950 keV / 3.95 MeV X-ray / Neutron Sources in Fukushima", Modern Environmental Science and Engineering, MESE20190922-1, 2020.

# 2020F-04

#### **電子ライナック駆動小型中性子源の開発と利用** 上坂 充<sup>1</sup>、楊 健<sup>1</sup>、土橋 克広<sup>1</sup>、高橋 浩之<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、 3.95 MeV のXバンドライナック中性子源 を用いた床版橋における水分の検出と、模擬燃料デブリの近距離中性子共鳴透過分析 NRTA(Neutron Resonance Transmission Analysis)の実験を行った。

<u>キーワード</u>: 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

#### <u>1. はじめに</u>

3.95 MeV X バンドライナックベースの X 線源シ ステムとベリリウムターゲットを組み合わせることに より、小型で可搬なパルス中性子源を構成できる[1]。 可搬型 3.95MeV X 線発生装置により発生した制動輻射 X 線をベリリウムに照射すると、光核反応によりベリリ ウム原子核から中性子が放出される. 3.95 MeV 小型中 性子源 で発生できる中性子線のパルス幅は 1~4 µs と比較 的短いため、約2.5mという近距離でのTOF測定が可能であ る。検出器はHe3ガス検出器1本を用いている。おおよその 合計サイズは1 m<sup>2</sup> (中性子飛行経路を含まない)であり、 非常に小型で高い可搬性のあるパルス中性子源システムであ る. この仕組みを用いた、可搬型の小型中性子源(3.95 MeV のX バンドライナックのパルス中性子源)を開発している。想定して いる利用方法としては、橋梁コンクリート躯体内の水分含 有量測定[1]や、福島第一原子力発電所の核燃料デブリ中 U の NRTA[2] である。

#### 2. 高速道路床版橋での水分検出応用

鉄筋コンクリートにとる橋梁には、中小型用T桁橋、大中型用箱型橋、 大型高速道路用床版橋がある。T桁橋、箱型橋の内部鉄筋の、水分腐食によ る減肉・切断は、950keV/3.95MeVX線源によって、実用検査が開始されて いる。一方床版橋では、車に接する厚さ45mm程度のアスファルトの下の、 厚さ1m程度の床版の、侵入雨水による土砂化(ぼろぼろになる)が、最も 頻繁は劣化もーととなっている。高速道路管理者としては、可能性の ある個所を斫って検査している状況である。そして、アスファルト版 直下の、土砂化前の、雨水の溜まりを、中性子散乱によって検出でき



図1 3.95 MeV のXバンドライナックのパルス 中性子源を用いた近距離 NRTA の概念図



図2 近距離中性子 TOF 測定セットアップ



ることを、期待している。中性子はコンクリートよ り水分での散乱が大きいため、図3のような考え方 で検査が期待できる。

実験体系を図4に示す。まずは、実橋梁から切り出した鉄筋コンクリート試料の上に、10程度の水が入ったポリ容器を置き、そこに中性子線を照射し、水の有無での散乱中性子スペクトルのTOF測定結果を図4に示す。中性子エネルギー数十meV領域での水による散乱が顕著であることがわかる。

このあと、実際の床板橋と同じ、約45mm 厚 のアスファルトをポリ容器の上に置いて同様の測定を したところ、有意な水分による散乱の信号は得られな かった。また、昨年度末に、He3 ガス検出器をもう3 本購入し、それらをすべて使って、検出能力は約4倍 になる。Cf252 中性子源 1MBq と He3 ガス検出器4本 を用いた測定では、同様の体系でなんとか水分散乱中 性子の信号をとらえた。来年度は、He3 ガス検出器4

本体系で、床版橋実機相当の体系での水分の測定を行 う(図5)。

#### <u>4. 燃料デブリ NRTA 分析の進展</u>

中性子共鳴透過 TOF 分析では、模擬材料として、 中性子吸収特性が U238(6-7 eV に 10<sup>4</sup> barns)とほぼ 同じエネルギーにほぼ同等の Ta181(4 eV に 10<sup>4</sup> barns、天然存在比 99.9%)含む Ta、W182(4 eV に 10<sup>4</sup> barns、26.5%)、W183(7.5 eV に 3×10<sup>3</sup> barns、 14.3%)含む W のそれぞれ 80mmx30mmx3mm の試 料を使った。結果、15-60 分で有意な吸収を測定で きた。測定時間 15 分で得た Ta 試料 NRTA 結果を 図 6 に示す。模擬収納ユニットに試料を挿入した場



図4 実橋梁切り出し試料上むき出し水分による 散乱中性子測定体系



図5 コンクリート上水分むき出し設置有無の 場合の散乱中性子スペクトルの計測例



図 6. Ta 模擬燃料デブリの 1mTOF15 分 NRTA 測定結

合がその時間範囲ではまだ測定出来ていない。その後、He3 ガス検出器を3本増強し、測定能力を4倍にした。この検出系で来年度測定を試みる。収納ユニット入りの何 mm<sup>3</sup>何まで1時間以内に測れるか、調べる予定である。今後は、より現実に近い状態での核燃料デブリ NRTA を行いたい.本研究は文科省原子力システム研究開発(R2-4)(代表高橋浩之教授)等のプログラムの中で行われている。

#### <u>成果リスト</u>

[1] Mitsuru Uesaka, Katsuhiro Dobashi, Yuki Mitsuya, Jian Yang, Joichi Kusano, "Highway Bridge Inspection by 3.95MeV X-ray/Neutron Source", Computational Optimization Techniques and Applications, IntechOpen, 2021, DOI: http://dx.doi.org/10.5772/intechopen.96959.

2020F-05

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, 岩田圭弘<sup>A</sup>, Cheon Donguk

#### 東京大·院工,原子力機構<sup>A</sup>

海洋試料中のストロンチウム 90 分析への適用を目的として、自動電離準位を用いた同位体選択的共鳴イオン化手 法の開発を行っている。波長 460.9 nm, 655.2 nm,  $\lambda_3$  = 425.7-426.5 nm の 3 本の半導体レーザーを用いて様々な有効 主量子数の自動電離準位に励起し、イオン加速電場による DC シュタルクシフトの観測結果から分極率を評価した。

キーワード: 共鳴イオン化, ストロンチウム, レーザー, 自動電離準位, シュタルクシフト, 分極率

#### <u>1. はじめに</u>

ストロンチウム 90 (<sup>90</sup>Sr, 半減期 28.8 年) は、福島第一原子力発電所の事故で環境中に放出された長半減期の 純β崩壊核種であり、カルシウムと同族元素であるため体内摂取に伴う内部被ばくの問題が指摘されている。従来 の放射線計測法では娘核種のイットリウム 90 (<sup>90</sup>Y, 半減期 64.1 時間) との放射平衡に数週間程度の時間が必要で 迅速分析は困難と言われており、一般的な質量分析法ではジルコニウム 90 (<sup>90</sup>Zr)の同重体干渉のほか特に Sr 安 定同位体濃度の高い海洋試料では主要な安定同位体 <sup>88</sup>Sr 由来のスペクトル干渉が問題となる。

本研究では、高い元素・同位体選択性を持つ <sup>90</sup>Sr 原子の共鳴イオン化と、イオントラップによる <sup>90</sup>Sr<sup>+</sup>単一イ オンの捕獲・結晶化を組み合わせた分析装置の開発を行っており、Sr 安定同位体を多く含む海洋試料等をターゲ ットとした <sup>90</sup>Sr の迅速分析への適用性を評価している。

#### 2. 自動電離準位を用いた3段励起共鳴イオン化

Sr 原子の共鳴イオン化の中で、レーザー3本により Sr<sup>+</sup>イオンの 4d  ${}^{2}D_{32}$ 準位に収束する Rydberg 系列の自動電 離準位に遷移させるスキーム:460.9 nm-655.2 nm- $\lambda_3$  ( $\lambda_3 = 425.7-426.5$  nm) が有効である(図1右側のスキーム) [3]。使用するレーザーは3本ともに波長可変のLittrow 型外部共振器半導体レーザー(ECDL)であり、3段目の波 長を $\lambda_3 = 425.7-426.5$  nm の範囲で変えることで、有効主量子数 n<sub>eff</sub> ~ 36-55の自動電離準位に遷移させることが可 能である。Sr<sup>+</sup>イオンは四重極フィルターで質量分離後にマイクロチャンネルプレート(MCP)検出器で検出され、 そのカウントレートをフォトンカウンタで計測する。



図1 自動電離準位を用いた Sr 原子の共鳴イオン化スキーム[3]

#### 3. 分極率の評価及び Sr 分析への影響

一般的に、自動電離準位は有効主量子数 n<sub>eff</sub>の増加とともに外部電場の影響を受けてエネルギーレベルがシフト(DCシュタルクシフト)する傾向にある。本研究では、イオン加速電場を形成する平行平板電極の印加電圧を調整することでイオン化領域の電場を変えて、各有効主量子数 n<sub>eff</sub>の自動電離準位について<sup>88</sup>Sr 原子の3 段目共鳴 周波数を測定した。十分に小さい電場条件では3 段目共鳴周波数のシフトが電場の2 乗に比例することから、各有効主量子数 n<sub>eff</sub>の自動電離準位について分極率αを評価した。但し、有効主量子数 n<sub>eff</sub> ~ 40-49 の自動電離準位については遷移断面積の関係で<sup>88</sup>Sr<sup>+</sup>イオン信号量が小さかったため、n<sub>eff</sub> ~ 36-39 及び 50-55 の 10 個の準位について測定・評価を行った。

今回測定した 10 個の自動電離準位についての結果を表 1 に示す。Level energy は波長計(HighFinesse WS-7)の読みをもとに計算した値であり、Shift direction は 3 段目共鳴周波数のシフトする周波数方向であり、分極率 α は 3 段目共鳴周波数の電場依存性を 2 次関数でフィッテイングして評価した。Relative intensity は有効主量子数 n<sub>eff</sub>間で比較した相対的な <sup>88</sup>Sr<sup>+</sup>イオン信号量を表す。本研究で利用した 4d <sup>2</sup>D<sub>32</sub>準位に収束する Rydberg 系列の自動電離準位は、近くの 4d <sup>2</sup>D<sub>52</sub>準位に収束する Rydberg 系列による干渉により分極率 α が有効主量子数 n<sub>eff</sub>とともに単調増加しない。<sup>90</sup>Sr 分析への適用という観点からは、外部電場の影響を受けにくく(分極率 α の絶対値が大きすぎず)イオン化効率が高い(イオン信号量が相対的に大きい)ことが望ましく、n<sub>eff</sub> ~ 39 の自動電離準位が適していると考えられる。この準位の分極率 α から、本手法を <sup>90</sup>Sr 分析に適用する際にイオン化領域の電場を 0.1 V/cm 程度以下に抑える必要があることがわかった。

n	Level energy [cm <sup>-1</sup> ]	n <sub>eff</sub> (4d <sup>2</sup> D <sub>3/2</sub> )	Shift direction	Polarizability $\alpha$ [C <sup>2</sup> ·m <sup>2</sup> ·J <sup>-1</sup> ]	Relative intensity
36 37 38 39 50 51 52 53 53 54	60407.31 60410.86 60414.09 60417.38 60445.59 60445.79 60448.45 60449.78 60451.08	36.858 37.694 38.508 39.394 50.815 51.724 52.616 53.519 54.449	lower lower lower lower higher lower higher higher	$\begin{array}{c} 6\times 10^{-30} \\ 1\times 10^{-29} \\ -1\times 10^{-29} \\ 7\times 10^{-29} \\ 2\times 10^{-29} \\ -1\times 10^{-28} \\ 4\times 10^{-30} \\ -1\times 10^{-28} \\ -5\times 10^{-28} \end{array}$	low low medium high medium medium high high
55	60452.33	55.398	lower	$6\times10^{-28}$	high

#### 表1 有効主量子数 neff~36-39 及び 50-55 の自動電離準位についての測定結果[3]

#### 4. まとめと今後の予定

波長 460.9 nm-655.2 nm- $\lambda_3$  ( $\lambda_3$  = 425.7-426.5 nm) の3 段励起 Sr 共鳴イオン化スキームにおいて、有効主量子数 n<sub>eff</sub>の異なる 10 個の自動電離準位に対して <sup>88</sup>Sr 原子のエネルギーレベル、DC シュタルクシフトの周波数方向、分極率  $\alpha$ 、相対的な Sr<sup>+</sup>イオン信号量の測定・評価を行った。<sup>90</sup>Sr 分析への適用という観点からは n<sub>eff</sub> ~ 39 の自動電 離準位が適していると考えられ、イオン化領域の電場を 0.1 V/cm 程度以下に抑える必要があることがわかった。 今後は、<sup>90</sup>Sr 光学的同位体選択性の評価及び海洋試料等の実試料を用いた分析を予定している。

#### <u>成果リスト</u>

[1] 岩田圭弘 他, 日本原子力学会 2020 年秋の大会, 口頭発表 (2020).

[2] Stephen R Wells et al., Journal of Physics B 54 (2021) 045002 (6 pages).

[3] Yoshihiro Iwata et al., Journal of Quantitative Spectroscopy & Radiative Transfer 265 (2021) 107549 (7 pages).

[4] 岩田圭弘 他, 第18回同位体科学研究会, 口頭発表 (2021).

# 2020F-06

#### 腐食特性を向上させた Zr 基、Fe 基合金の開発

叶野翔<sup>(1)</sup>、楊会龍<sup>(1)</sup>、中島基樹<sup>(2)</sup>、安堂正巳<sup>(2)</sup>、阿部弘亨<sup>(1)</sup>

(1) 東京大学、(2) 量研機構

#### 抄録

F82H 鋼の FAC 条件の腐食試験で形成された酸化被膜の高温照射下における相安定性を明らかにするため、イオン 照射した酸化皮膜の GIXRD 分析を実施した。酸化被膜の主要な構成物質は FeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>であり、また、酸化被膜中に 金属鉄が混在していることが分かった。また、この残留金属は、照射によってピーク強度が低下し、照射により金 属鉄の存在比が減少することが分かった。また、FeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>の格子定数は照射により増加したが、類似変化について は、熱時効材でも確認されたことから、当該反応については、FAC の腐食膜の熱活性化過程で生じる反応である ことが分かった。

#### キーワード:核融合、低放射化フェライト鋼、イオン照射、流れ加速型腐食、GIXRD

#### <u>1. 本文</u>

DEMO 炉等の日本の核融合システムでは、エネルギーの取出し、ならびに、トリチウムの増殖を行うブラン ケットは、水冷却型セラミック増殖(WCCB)方式を採用する計画あって、ブランケットの構造材料である F82H 鋼 等の低放射化フェライト鋼は、高温高圧水環境下における供用期間中の十分な耐食性が求めらる。さらに、ブラン ケット内部の冷却配管は比較的に入り組んだ構成になっており、幾つかのエルボ部が存在し、ここでの流れ加速型 腐食(FAC)による材料の減肉が危惧されている。そこで、先行研究として実施した F82H 鋼の高温水環境におけ る静的、ならびに、FAC 条件下で腐食特性評価では、静的条件下では、材料表面にマグネタイト(Fe₃O₄)のよう な腐食生成物が形成し、試料の質量増加が生じるのに対し、FAC 条件下では、流体効果によって酸化膜が液相に 溶け出し、質量減少(減肉)が生じる。さらに、当該条件における腐食生成物については、FeCr2O4を主体とした 酸化物であって、この結果は、F82H 鋼の FAC 環境下で特有の腐食反応について十分な理解を進める必要があるこ とを示唆している。一方で、ブランケットでは、核融合中性子照射を被ることで材料の種々の機械特性劣化を生じ るが、同様に、腐食反応で形成される酸化被膜についても、その影響度を事前に勘案することが肝要と言える。こ れまでに、セラミックス材料に対する電子線やイオン、中性子照射下における材料の振る舞いについては、数多く の研究報告が存在しているものの、ここでの評価では、バルクのセラミックス材料を対象としており、腐食反応に よって形成されるような、やや不均一な酸化被膜とバルク-セラミックスでの照射耐性の違いを確認することはブ ランケット設計に対して有用知見を与えると考えられる。これらより、本研究では、FAC 腐食試験によって F82H 鋼に酸化皮膜を成膜し、その後、皮膜に対して高温イオン照射を実施することで、照射下における酸化皮膜の相安 定性を明らかにすることを研究目的とした。

供試材として F82H-BA12 鋼(Fe-0.10C-7.88Cr-1.78W-0.19V-0.09Ta-0.45Mn-0.02Al-0.001O-0.001N)を使用し、 当該試料を 543 K において FAC 条件下で腐食試験により、F82H 基板上に~1.5 μm の酸化被膜を成膜した。その後、 573 K において 2.8 MeV-Fe2+イオンを照射し、ダメージピーク部において、2.0、3.6、5.2、7.0 dpa の照射量を導入 した。照射後試料は、微小角入射 X 線回折(GIXRD)法を駆使し、イオン照射におけるダメージ部からの XRD スペクトルを評価し、各ピーク位置やその強度比から酸化膜の照射下における相安定性を評価した。

まず、腐食試験ままの試料(受入れ材)のGIXRDの評価から、FACによって成膜された酸化物の定性/定量分析と、GIXRDにおけるX線の侵入深さの評価を行った。なお、ここでは、X線の入射角度( $\omega$ )を0.5-15°まで変化させ、各分析条件下でのX線の侵入深さにおける相の同定を行った。その結果、X線の侵入角度に依存せず、得られたXRDピークは全てFeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>( $\rho$ 口マイト)と金属鉄(BCC)からの回折に帰属することが分かった。また、金属鉄からのピーク強度は、 $\omega$ の増加に伴い増加する傾向にあり、すなわち、X線の侵入深さが増加することで、金属鉄の存在比が増加することが分かった。材料中でのX線強度の減衰については、 $I = I_0 \exp(-\mu x)$ で評価され、ここで、 $\mu$ 、x、 $I_0$ 、Iは、それぞれ、質量吸収係数、X線の運動距離、入射前のX線強度、各深さ位置におけるX線強度である。また、XRDスペクトラムに寄与する閾値を $I > I_0$ /eと定義することで、X線の侵入深さを求めることが出来る。これらより、 $\omega < 5^\circ$ では、酸化被膜単相からのX線回折であるのに対し、 $\omega > 10^\circ$ では、母相の金属鉄の情報を含んだXRDスペクトラムが得られることが分かった。以上の評価より、 $\omega = 0.5 - 5^\circ$ 条件下において金属鉄からのXRDピークが確認された要因としては、①酸化被膜中に気孔が存在することで、見かけの $\mu$ の低下による母相金属部からのX線回折の寄与、もしくは、②酸化被膜中に残留金属が存在するためと推測された。こ

こで、①影響について考慮するため、酸化被膜中に気孔が存在する場合のX線の侵入深さを評価した。その結果、 X線が酸化被膜を透過し、母相からのX線回折が生じるためには、酸化被膜の気孔率は>70%と見積もられた。金 属の腐食反応では、酸化被膜中に導入される気孔率については、一般に10-30%程度と見積もられており、本研究 における見積値に比べ少ない。この結果から、X線の侵入深さに対する気孔率の影響を完全に無視できるとは判断 されず、引き続き、この影響度についての考察が必要ではあるものの、これまでの研究結果から演繹される結論と しては、0.5-5°の低角入射条件で金属鉄が確認された主要因としては、酸化被膜中に残留金属が存在するためで あると考察された。

このように、FAC によって形成した酸化被膜の特性、ないしは、GIXRD の評価体系が明らかになったことから、 次に照射材の GIXRD を行った。その結果、F82H 鋼の FAC 条件下で形成される主要腐食生成物である FeCr2O4か らのピークについては、概ね、未照射材と同様のピーク位置、ピーク強度比であって、顕著な照射効果は確認され なかった。一方で、金属鉄からのピーク強度は、照射量の増加に伴い徐々に低下しており、7.0 dpa 照射材では、 ω条件に依らずに未照射材のピーク強度の~1/2 まで低下した。なお、本研究では、高温イオン照射時下における 酸化被膜の相安定性を評価しているが、この時、イオン照射実験時の高温、高真空下に酸化被膜を保持することに よって生じる変化を確認するため、熱時効材(573 K の高真空下において最大 191 hr の熱時効を行った)を別途、 作製し、同様の GIXRD 分析を行った。その結果、熱時効の初期過程(<3 hr)において、金属鉄からのピーク強度 が若干低下したものの、それ以降では、概ね一定値を示した。このことから、照射材で確認された金属鉄からのピ ーク強度低下については、照射誘起型の反応であると結論付けられた。また、照射による FeCr2O4の格子定数の変 化を評価した結果、未照射材では 8.362 Å であったのに対し、照射材(2.0 dpa)では、8.390 Å、それ以上では、飽 和する傾向を示した。一方、熱時効材では、3 hr の熱時効により格子定数が 8.376 Å に増加し、その後、緩やかに 増加し、~90 hr 保持では、~8.379 Åとなって、照射材と同程度の値で飽和した。これらより、この格子定数変化に ついては、イオン照射の有無に関わらず、熱的な影響によって生じ得る反応であることが明らかになった。なお、 2.0 dpa 照射材では、573 K における保持時間が 6.2 hr で格子定数の飽和値である~8.379 Å に到達したのに対し、熱 時効材では、同様の格子定数になるまでに 90 hr 程度の等温保持が必要であると見積もられた。これは、イオン照 射によって酸化被膜中に多量の空孔が導入され、これらが合体、消滅する過程において照射促進拡散が生じ、照射 材では短時間の熱時効で格子定数が飽和値に到達したと理解された。

このように、F82H 鋼の FAC 腐食試験で形成された酸化被膜の高温照射下における相安定性を明らかにする ため、イオン照射した酸化皮膜の GIXRD 分析を実施した。その結果、当該成膜条件下では、酸化被膜の主要な構 成物質としては FeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>であって、被膜中に金属鉄が残留した相構成を有していた。また、この残留金属は、照射 によってピーク強度が低下する傾向にあって、照射によってその存在比が減少した。照射下における FeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>の格 子定数変化については、2.0 dpa の照射によって格子定数が 0.2 %程度増加したが、同様変化については、熱時効材 でも確認されたことから、当該反応については、熱活性化過程で生じる反応であることが分かった。 今後は、照射材、熱時効材の化学分析を通し、照射下における酸化被膜の相安定性に関する知見を拡充する計画で ある。

#### <u>成果リスト</u>

[1] なし

#### 土壌中での放射性核種の動態評価

#### 

田中琢朗3

#### 東京大学大学院工学系研究研究科 1原子力専攻,2原子力国際専攻,

3工学部システム創成学科

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

#### <u>1. 本文</u>

#### 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(<sup>137</sup>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<sup>137</sup>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<sup>137</sup>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>(図 1). 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. DGT デバイスは、適用環境に応じて、半径 1.0 cm の円形状の開口部 を持つ水環境用(図1 左)と、2.0×14.0 cm<sup>2</sup>の長方形状の開口部を持つ土壌環境用(図1 右)の2 つが存在する.

2020年度では、作製した Cs 用の DGT デバイスを、2020年11月9日から11月16日までの7日間、請戸川の大柿ダム上流域(UKER-19, UKER-20)、大柿ダム下流域(UKER-18(合流術)、(合流後))、下流域(UKER-7)、高瀬川の上流域(TAKR-8)、下流域(TAKR-3)にそれぞれ2個ずつ設置した。UKER-18(合流後)とUKER-20についてはある程度の流れがある地点と落葉などリターが溜まっている地点の2箇所、その他の地点については流れが速い地点と遅い地点の2箇所にそれぞれDGTデバイスを設置した。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)、及び、イメージングプレート(IP, BAS-IP-MS, GE Healthcare UK社)を用いて取り込まれた<sup>137</sup>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 137Cs 濃度、懸濁態 137Cs 濃度を測定した.

#### 結果と考察

設置したデバイスの一部は、メンブレンフィルタの破損などにより測定が行えなかった.回収ができたデバイス に対して IP を用いて得られた画像をもとに、画像処理ソフトウェア ImageJ(ver. 1.53a)[8]を用いて解析を行った. IP 画像から、吸着ゲルに<sup>137</sup>Cs が均一に分布している様子が見られ、回収できた吸着ゲルについては、破損等による 異常な<sup>137</sup>Cs の取り込みがないことが確認できた.

DGT デバイスの福島県河川への適用結果を図2に示した. TAKR-3 と TAKR-8 から回収した DGT デバイス中の 吸着ゲルに取り込まれた<sup>137</sup>Cs は、Ge 半導体検出器による放射能測定で検出限界以下であった. リター層中に適用 した DGT デバイスは、そうでない箇所に設置したものに比べて<sup>137</sup>Cs 置換活性成分濃度が高くなっている. これ はリター層からの溶出した<sup>137</sup>Cs の一部が置換活性であり、DGT デバイスに取り込まれたためと考えられる.

図 3 に<sup>137</sup>Cs 置換活性成分濃度と河川水中の懸濁態<sup>137</sup>Cs の関係を示した.上流域と比較して、下流域に位置する UKER-7 は、懸濁態<sup>137</sup>Cs 濃度に対する<sup>137</sup>Cs 置換活性

成分濃度の割合が高い. Nagao ら<sup>3</sup>は、富岡川を対象に 行った調査により、下流ほど細粒雲母鉱物が少なくなる ことを報告している.請戸川にも同様の傾向があると考 えれると、懸濁物中の鉱物成分の<sup>137</sup>Cs を吸着する強さが 置換活性成分濃度の大きさに影響する可能性が示唆され た.

#### 結論

作製したゲルの再現性を確認し, Cs 用の DGT デバイ スが実環境中で機能することを,実汚染土壌を用いて検 証した.また,作製した DGT デバイスを福島県の2河 川7箇所に対して適用し,<sup>137</sup>Cs置換活性成分のその場サ ンプリングを行った.

その結果,河川水中にリター層が存在する地点では DGT の吸着ゲルに取り込まれた<sup>137</sup>Cs の量が大きい,つ まり,置換活性な<sup>137</sup>Cs の寄与が大きいことがわかった. また,<sup>137</sup>Cs を強く吸着する鉱物が少ないと考えられる下 流域において,<sup>137</sup>Cs 置換活性成分濃度が上流域よりも高 いことが明らかになった.このことは,懸濁物質の鉱物 成分やリターなどの有機物に吸着した<sup>137</sup>Cs の一部が置 換活性であることを示唆しており,従来の分析方法では, 河川水中に存在する<sup>137</sup>Cs のうち,生物が利用可能なフラ クションが過小評価されてきたと考えられる.

#### 参考文献

- 1. W. Davison, H. Zhang, *Nature*, **367**, 545 (1994).
- 2. 保高 徹生, 辻 英樹, 今藤安和 他:, pp. 1-8, 2013.
- 3. F. Nagao et al., JAEA-Research 2019-002 (2018).

#### <u>成果リスト<sup>料</sup></u>

[1] 田中琢朗, <u>斉藤拓巳</u>,「DGT を用いた福島県河川における 137Cs 置換活性成分の評価」,日本原子力学会 2021
 年春の年会, 2021.3.(オンライン開催)

[2] Murota, K., Tanoi, K., Ochiai, A., Utsunomiya, T., Saito,

<u>T.</u>, "Desorption mechanisms of cesium from illite and vermiculite", *Appl. Geochem.* **123**, 104768 (2020).



図 2 Concentrations of labile <sup>137</sup>Cs at each deployment site.



図 3 Fig.3 Relationship between the labile and particulate <sup>137</sup>Cs concentrations in the river waters in Fukushima.

# 2020L-03

# 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

小塩剛史 \*\*、元木貴則 \*\*、

#### 叶野 翔\*、上田 徹\*、下山淳一\*\*

#### 東京大学大学院工学系研究科\*、青山学院大学理工学部\*\*

表題の研究課題のもと、令和2年度も継続して化学組成を精密に制御した高温超伝導体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み、超伝導体の系による照射前後の臨界電流特性の変化の違 いや照射効果の化学組成依存性を系統的に調べた。しかし、令和2年度はコロナウィルスの影響で12月に1回し か照射できなかったこと、令和元年度下期に照射した試料を半年以上後に受領したところ、それらの多くに著しく 劣化(異常な膨張やひび割れ)が生じていたことから、照射後の保管方法についても注意が必要であることがわか った。

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

#### <u>1. はじめに</u>

超伝導体結晶内の磁場中での臨界電流特性は磁束ピンニング力の強化によって大きく向上させることができる。 ピンニング力はピンニングセンターとなる欠陥や析出物の形状、大きさ、分布と超伝導体母相の凝縮エネルギーの 大きさに依存する。我々は後者の増大を不定比金属組成の整数比組成への制御によって試みており、電子線照射に より点欠陥状の強力なピンニングセンターを導入し、その前後の超伝導特性、特に臨界電流特性の変化を調べるこ とにより、不定比金属組成制御の指針の確立と、到達可能な臨界電流特性を見極めることを目指している。令和2 年度の研究では、前年度までの研究を継続しEu123単結晶の臨界電流特性に対する電子線照射効果を調べたほか、 比較的 RE/Ba 固溶の起こりにくい Dy123単結晶、及び Eu:Dy = 1:1 で混合した原料から育成した(Eu,Dy)123単結晶 についても電子線照射を行い、欠陥導入による臨界電流特性改善効果の RE 組成依存性を調べた。

#### 2. 実験方法

(Eu,Dy)123 単結晶は Ba/Cu=0.67, Eu/(Eu+Dy)=0, 0.5, 1のフラックスから BaZrO<sub>3</sub>坩堝を用いた自己フラックス法 により大気中で育成した。得られた(Eu,Dy)123 単結晶に対して十分な酸素アニールによりキャリアドープ状態を制 御した後、電子線照射を複数回行い試料への欠陥(磁束ピンニングセンター)の導入を行った。これら単結晶につい て、照射前および照射量が異なる試料の臨界電流密度 J<sub>c</sub>を SQUID 磁束計により評価した。J<sub>c</sub>は磁化ヒステリシス の幅から拡張 Bean モデルを用いて算出し、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。なお、Eu123 単結晶と Dy123 単結晶に対しては 4 回、(Eu,Dy)123 単結晶に対しては 3 回電子線照射を 行っており、それぞれの累計照射量は 2.1×10<sup>18</sup> e/cm<sup>2</sup>および 1.6×10<sup>18</sup> e/cm<sup>2</sup>である。

#### <u>3. 結果と考察</u>

Fig. 1 に電子線照射を行った単結晶試料の 40 K における J<sub>c</sub>の磁場依存性を示す。図中の#1 は電子線照射を 1 回 (~5×10<sup>17</sup> e/cm<sup>2</sup>)施した試料であることを意味する。なお、照射後の各試料の T<sub>c</sub>は照射前と比べて 1-2 K ほど低下した。いずれの試料においても 2 回目の電子線照射までは全磁場域で J<sub>c</sub>が改善しており、とくに 3 T 以下の低磁場域において顕著であった。対して 3 回目の電子線照射においては、Eu123, Dy123 単結晶では低磁場域のみで J<sub>c</sub>が向上、(Eu,Dy)123 単結晶では大幅な J<sub>c</sub>の低下が観測された。(Eu,Dy)123 単結晶の ac 面の光学顕微鏡像を Fig 2 に示す。通常の RE123 単結晶試料は fig 2(右)に示す Eu123 試料のような外観を有するが、(Eu,Dy)123 単結晶ではマクロなクラックが多数観察され、これに由来して J<sub>c</sub>が大幅に低下したと考えられる。試料が劣化した原因としては照射後の冷却期間における大気との反応が考えられる。照射による J<sub>c</sub>の変化の程度を試料ごとに比較すると、Eu123 単結晶での改善が最も顕著で、40 K, 1 T における J<sub>c</sub>は約 7 倍にまで上昇した。これは他の RE123 単結晶に比べ大きな増加率であり、本研究で育成した Eu123 単結晶の超伝導凝縮エネルギー密度が高い、すなわち Ba サイトへの Eu 固溶の濃度が低いことによるものと考えている。また 4 回照射した Eu123 単結晶の J<sub>c</sub>は 3 回照射した Eu123 単結晶の J<sub>c</sub>は 3 回照射した Eu123 単結晶の J<sub>c</sub> を示しており、照射欠陥の濃度が概ね最適となったことが示唆される。また 2 回

照射後の(Eu,Dy)123 単結晶に着目すると、照射前の J<sub>c</sub>は Eu123 単結晶と同程度であった一方で、照射後では Eu123 単結晶と比べ低い特性に留まった。この要因として Eu, Dy の不均一分布などによる超伝導凝縮エネルギーが低下 したある程度大きな領域の発生が考えられるが、詳細は不明である。



 Fig. 1 繰り返し電子線照射を行った(Eu,Dy)123 単結晶試料の40KにおけるJcの磁場依存性

 (左)Eu123(中)Dy123(右)(Eu,Dy)123



Fig. 2 (Eu,Dy)123 単結晶試料の光学顕微鏡像 (左)3 回照射後の(Eu,Dy)123 (右)4 回照射後の Eu123 単結晶

#### 今後の予定

令和3年度も (Eu,Dy)123 単結晶試料への照射を継続するとともに、金属組成比が異なる Gd123 溶融凝固バルク 試料、Y123 溶融凝固バルク試料に対しても電子線照射を行う。また、透過型電子顕微鏡により微細組織を観察し、 欠陥密度とピンニング力の関係も調べていく。

# 2020L06

#### 高速応答シンチレータの開発と性能評価

#### 越水 正典<sup>1</sup>, 山下 真一<sup>2</sup>, 室屋 裕佐<sup>3</sup>, 山本 洋揮<sup>3</sup>,

#### 藤本 裕<sup>1</sup>, 浅井 圭介<sup>1</sup>

#### 1.東北大院工, 2.東大院工, 3.阪大産研

p-キシレンベースの液体シンチレータについて、パルスラジオリシスの手法により過渡吸収スペクトルを計測した. 溶媒の電離状態と、溶質の三重項励起状態が、シンチレーションに寄与していないことが明らかとなった.

キーワード: 液体シンチレータ, 過渡吸収, パルスラジオリシス, エネルギー移動, 三重項

#### <u>1. はじめに</u>

シンチレータとは発光型の放射線計測素子である. より高性能な材料の実現を目指して、今日でも、新規 の材料探索が精力的に進められている.新規材料(あ るいは既存材料の改良版)の開発においては、シンチ レーション過程に関わるキーパラメータが考慮された 上での材料設計が行われることもあるが、その場合に おいても、その系におけるシンチレーション(あるい は電子正孔対)の過程の全貌が解明されているには程 遠いのが現状である.そのような現状を鑑み、我々の グループでは、パルスラジオリシス法を用い、過渡吸 収による電子正孔対のダイナミクス観測を通じた、シ ンチレーション過程の全貌の解明を進めている.

今年度には、液体シンチレータを対象とした.液体 シンチレータは一般に、トルエンやキシレンなどのπ 電子を有する溶媒に、DPO や POPOP などの有機蛍光 体を一種類、あるいは二種類溶解した構成となる.放 射線入射直後に生じる電子励起状態のほとんどは溶媒 分子で生じ、その後、溶質となる有機蛍光体への励起 エネルギー移動により溶質分子が励起され、その放射 緩和によりシンチレーションが生じる.この過程は、 発光中心型の無機シンチレータと類似している.

一般に,液体シンチレータの溶質として用いられる の蛍光量子収率は100%に近い.一方で,液体シンチレ ータの典型的なシンチレーション収率は10,000 光子 /MeV を少し上回る程度である.トルエンやキシレンに おける HOMO-LUMO ギャップを考慮すると,電子励 起状態数として少なくとも数万/MeV であると推察さ れ,このことは有機蛍光体へのエネルギー移動効率に 乏しいことを意味する.そこで本研究では,パルスラ ジオリシスの手法により,どのような励起状態がどの ようなタイミングで,シンチレーションに寄与してい ないのかを明確にすべく,過渡吸収分光を行った.

#### 0.04 0 ps 80 ps 0.035 160 ps 266 ps 0.03 -454 ps -1000 ps Obtical Density 0.02 0.015 -1920 ps 0.01 0.005 0 400 500 600 700 800 900 1000 1100 Wavelength (nm)

#### 図1 p-キシレンのピコ秒領域での時間分解過 渡吸収スペクトル



### 図2 p-キシレンのナノ秒領域での時間分解 過渡吸収スペクトル

#### 2. 実験方法

試料としては、p-キシレンベースの液体シンチレー

タを用いた.所定の濃度で、第一および第二蛍光体として DPO および POPOP を添加した液体シンチレータを試料とした.この系におけるシンチレーションは、p-キシレンから DPO への無放射での励起エネルギー移動と、放射・無放射双方での DPO から POPOP への励起エネルギー移動により、主に POPOP からのシンチレーションが生じる.そのため、各段階でのエネルギー移動の影響を観測するため、p-キシレンのみ、p-キシレンと DPO のみ、および p-キシレンに DPO と POPOP の双方を溶解した試料の3つを対象とした.

#### 3. 結果と考察

図1および図2に, p-キシレンのピコ秒およびナノ秒領域での時間分解過渡吸収スペクトルをそれぞれ示す.430 nm 付近に三重項励起状態の吸収帯が,また,600 nm にエキシマーの吸収帯が観測された.さらに,赤外域にはラジカルダイマーカチオンによる吸収が観測された.

図3および図4に、DPO 溶液のピコ秒およびナノ秒領域での時間分解過渡吸収スペクトルをそれぞれ示す.500 nm 付近に顕著な吸収帯が観測され、マイクロ秒以上で残存していた. この吸収帯は DPO の三重項励起状態に帰属される.また、赤外域にはラジカルダイマーカチオンによる吸収が観測された.

図5および図6に, p-キシレンの DPO および POPOP 溶液のピコ秒およびナノ秒領域での時間分解過渡吸収スペクトルをそれぞれ示す. DPO の三重項励起状態の吸収に加え,730 nm 付近に POPOP のものと思われる三重項励起状態に帰属される吸収帯が観測された.一方で,ナノ秒以上の時間領域で残存していたのは,DPO の三重項励起状態とラジカルダイマーカチオンによる吸収であった.即ち,液体シンチレータにおいてシンチレーションに寄与しない励起・電離状態はこれらの状態であることが明らかとなった.



図3 p-キシレンの DPO 溶液のピコ秒領域で の時間分解過渡吸収スペクトル



の時間分解過渡吸収スペクトル



#### 図5 p-キシレンの DPO および POPOP 溶液 のピコ秒領域での時間分解過渡吸収スペクトル



図6 p-キシレンの DPO および POPOP 溶液 のナノ秒領域での時間分解過渡吸収スペクトル

#### <u>成果リスト<sup>料</sup></u>

 Masanori Koshimizu, Yusa Muroya, Shinichi Yamashita, Mitsuhiro Nogami, Keitaro Hitomi, Yutaka Fujimoto, and Keisuke Asai, "Transient absorption spectroscopy of TlBr crystals using pulsed electron beams", Sensors and Mater. **32** (2020) 1445.

#### MA 分離抽出剤の放射線分解メカニズムの研究

#### 樋川智洋<sup>1</sup>, 熊谷友多<sup>1</sup>, 山下真一<sup>2</sup>, 伴康俊<sup>1</sup>, 松村達郎<sup>1</sup>

1:原子力機構, 2:東大院工

マイナーアクチノイド(MA)分離プロセスで利用が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トア ミド(HONTA)の、ドデカン溶液中における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、分離変換、核燃料サイクル

#### <u>1. 本文</u>

使用済燃料を再処理した後に発生する高レベル放射性廃棄物の処 分に向けて、半減期が長く、かつ放射性毒性の高い MA を分離するこ とで、処分場負担を軽減することが期待されている. MA 分離の最大の 課題は、高レベル放射性廃棄物に含まれる種々の元素の中でも、特に MA と化学的性質が類似する希土類元素(RE)との分離である。この課題 に対し、これまでに原子力機構では、MA と選択的に錯形成する抽出剤 である HONTA(図 1)を開発し<sup>1</sup>、さらに溶媒抽出法により RE から MA を分離回収するプロセス実証試験を進めてきた<sup>2</sup>.

今後実用化に向けて、HONTA を用いる MA 分離プロセスを、より 工学規模の処理技術へと発展させるには、放射線影響の理解が欠かせな い. MA 分離プロセスにおいて、HONTA をドデカン等で希釈した有機 溶媒は、MA や RE から放出される放射線にさらされる. それにより、 HONTA が放射線分解することで抽出性能を維持できなくなることが

懸念されている. HONTA と同じアミド系抽出剤であるテトラドデシルジグリコールアミド(TODGA)についての先 行研究では,抽出剤に対して放射線照射した際,抽出剤が分解することで抽出性能が劣化すること及び分解生成物 の影響により有機溶媒や水のどちらにも溶解しない第三相を形成することが報告されている<sup>3</sup>. 放射線により抽出 性能が劣化すること及び第三相を形成することは,溶媒抽出法の最大の利点である連続処理を困難にし,実用化に 向けた大きな障壁となる. そこで本研究は, HONTA を用いる MA 分離プロセスでの放射線影響の理解に向け, HONTA がドデカン溶液中にて放射線分解に至るダイナミクス及びメカニズムを明らかにすることを目的として, パルスラジオリシス実験を行った.

#### 2. 実験

試料として、HONTA を n-ドデカンで希釈した溶液を調製し、試料中の酸素をアルゴンガスで脱気した.また 反応経路の検討のために、四塩化炭素(CCl₄)を電子捕捉剤として、適宜試料中へ添加した.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

100 mM HONTA / n-ドデカン溶液に対して電子線照射 した際の過渡吸収スペクトルを図 2 に示す.ナノ秒時間領 域において,380 nm 付近にショルダーピークを有する吸収 が観測された.さらに特異値分解によるスペクトル解析結 果から,430 nm 付近の波長域において,50 ns 程度の寿命を 持つ前駆体の存在が示唆された.この前駆体は,無希釈の HONTA の照射実験でも観測されており,HONTA の直接的 な放射線分解で生成する HONTA のラジカルカチオン (HONTA<sup>++</sup>)であると考えられる.一方,マイクロ秒以上の 寿命を持つ後続の過渡種は,酸素飽和化での HONTA の照





射実験において、酸素との反応による減衰速度の増加がみ られたことから、HONTAの三重項励起状態(<sup>3</sup>[HONTA]<sup>\*</sup>)で あることが示唆された<sup>[1]</sup>.

<sup>3</sup>[HONTA]\*の生成経路として,放射線による直接的な HONTAの励起,もしくはHONTA+と電子(e)の再結合が考 えられる.そこで電子捕捉剤を用いて,この過渡種の挙動 を検討した.図3にn-ドデカンにHONTA及びCCl4を添加 した試料で測定した過渡吸収挙動を示す.CCl4を添加する ことでHONTA+とeの再結合の阻害を試みたにも関わらず, 380 nm において,<sup>3</sup>[HONTA]\*が1µs以上の時間をかけて緩 やかに増加する現象が観測された.一方,HONTA+による 吸収がある430 nmでは,HONTA+の減衰速度が低下した. つまりCCl4を添加した系では,HONTA+とeの再結合では なく,以下の反応式に示すような,CCl4によるeの捕捉に よって生成した塩化物イオン(Cl)とHONTA+が反応するこ とにより,eとの再結合に比べて遅い<sup>3</sup>[HONTA]\*の生成過程 が生じた可能性が考えられる.

$$CCl_4 + e^- \rightarrow CCl_3^+ + Cl^- \qquad (1)$$
  
HONTA<sup>+</sup> + Cl<sup>-</sup>  $\rightarrow$ <sup>3</sup>[HONTA]<sup>\*</sup> + Cl<sup>-</sup> (2)

加えて, CCl<sub>4</sub>の添加により<sup>3</sup>[HONTA]\*の減衰が抑制される ことも分かった.この<sup>3</sup>[HONTA]\*減衰の抑制を, eが CCl<sub>4</sub> に捕捉された影響と解釈すれば、<sup>3</sup>[HONTA]\*の反応過程に, e<sup>c</sup>などの還元種が寄与する可能性が示唆される.これまで HONTA や TODGA などの先行研究では、ドデカンのラジカ ルカチオンがこれらの抽出剤と反応することが明らかにさ れて以降<sup>III,4.5</sup>,放射線によって生成する酸化種による反応 に注目した実験検討が進められてきたが、これに比べて還 元種の研究例は少ない.一方、実際の溶媒抽出にみられる ような有機溶媒と硝酸水溶液を接触させた系では、硝酸分 子がイオン対として抽出剤により有機溶媒中へ抽出される.



電子捕捉剤としても知られる硝酸分子を抽出した場合,放射線による抽出剤の分解が抑制されることが報告されて おり<sup>6</sup>, e<sup>o</sup>の反応が抽出剤の分解過程に関与している可能性が考えられる.しかし、これまでその理由は明らかに されていなかった<sup>5</sup>.本実験結果は、<sup>3</sup>[HONTA]<sup>\*</sup>の反応過程に、e<sup>c</sup>などの還元種が寄与する可能性を示しており、今 後この反応メカニズムの解明に向けて、引き続き検討を進めていく.

#### 4. まとめと今後の課題

ドデカン溶液中での HONTA のパルスラジオリシス実験において, HONTA<sup>+・</sup>と<sup>3</sup>[HONTA]<sup>\*</sup>を観測した.また CCL<sub>4</sub>を添加した実験から,電子捕捉により<sup>3</sup>[HONTA]<sup>\*</sup>の反応を抑制する効果が認められた. 今後,電子捕捉剤を 用いたパルスラジオリシスによる時間分解計測に加えて,最終生成物分析などを併せて行うことで,<sup>3</sup>[HONTA]<sup>\*</sup> の反応メカニズムを明らかにする.

#### <u>5. 参考文献</u>

- 1) Y. Sasaki et al., Chem. Lett., 42, 91 (2013).
- 2) Y. Ban et al., Solv. Extr. Ion Exch., 37, 489(2019).
- 3) J. Ravi et al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 299, 879 (2014).
- 4) Y. Sugo et al., *Radiat. Phys. Chem.*, **76**, 794 (2007).
- 5) S. P. Mezyk et al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 307, 2445 (2016).
- 6) B. J. Mincher et al., Solv. Extr. Ion Exch., **31**, 715(2013).

#### <u>成果リスト</u>

[1] T. Toigawa, et al., Phys. Chem. Chem. Phys. 23, 1343 (2021).

# 2020H-01 Developing method to analyze the behaviors of point defects influenced by dose rate 関村 直人<sup>1</sup> 陳 東鉞<sup>1</sup> 村上 健太<sup>2</sup> 陳 良<sup>2</sup> 阿部 弘亨<sup>1</sup> 1. 東京大学, 2. 長岡技術科学大学

<u>Abstract</u>: Method was developed to study flux effects by combined irradiation. As a first step, alloys were irradiated at 400 °C, and then subsequently irradiated at 300 °C with low dose rate. Loops and black dots were successfully compared at the same location before and after the subsequent irradiation.

Keyword: combined irradiation; stainless steel; foil irradiation

#### 1. Introduction

The effects of irradiation dose rate are tightly connected with the behaviors of point defects, which is almost impossible to be observed directly by experimental tools available. In our previous work, with the powerful tool of in-situ TEM (transmission electron microscopy) linked with HIT accelerator, we successfully discussed the behavior of point defects by observing the growth of dislocation loops during irradiation. Such methodology could also be utilized to discuss the effects of dose rate, however, there are some limitations currently. To be precise, the complexity of in-situ experiments is limiting the range of irradiation temperature, dose and dose rate applicable in in-situ experiments.

We plan to further extend the capacity of HIT facility and in-situ experiments by applying the combined irradiation concept. Combined irradiation is the combination of pre-irradiation and subsequent irradiation. The pre-irradiation is usually performed on bulk specimens, and desired density and size of loops are created in bulk specimens by tuning irradiation parameter. Then, foil specimens are picked up from pre-irradiated bulks for subsequent irradiation. Subsequent irradiation is usually preformed in in-situ TEM chamber, with limitations in irradiation parameters. In this work, we plan to not only preform subsequent irradiation in in-situ TEM chamber, but also in bulk irradiation chamber to achieve wider range of irradiation temperature, dose and dose rate. We first created interstitial-type loops (i-loops) in stainless steels by pre-irradiation, and then used these i-loops as indicators of point defect behavior in the subsequent irradiation with different dose rate.

#### 2. Experimental

Two model alloys of 316L stainless steel was used in this work, namely Low Si alloy (Fe-16.9Cr-13.0Ni-2.29Mo-1.00Mn-0Si) and Base Si alloy (Fe-17.3Cr-13.2Ni-2.36Mo-0.88Mn-0.42Si). The major difference between the two alloys was the Si content.

The pre-irradiation was performed by irradiating 3 MeV Fe<sup>2+</sup> ions on bulk specimen at 400 °C to 0.7 dpa. Irrdiation dose was calculated by SRIM-2013, and the calculated dose was an average value from 0nm depth to damage peak. Cross-section TEM foil specimen was prepared by focused ion beam (FIB) followed by electro-chemical polishing. The TEM foil was observed under TEM to confirm the irradiation defects formed in the pre-irradiation.

The subsequent irradiation was performed by installing the observed TEM foil into the specimen chamber for irradiation again. The irradiation ion was 1 MeV Fe<sup>2+</sup>, temperature was 300 °C and dose was 0.2 dpa. As a starting point to study the flux effects, the foil specimens were irradiated at the low dose rate of  $2 \times 10^{-5}$  dpa/s. After the subsequent irradiation, the foil specimen was observed by TEM again.

#### 3. Results and Discussion

Method was developed to prepare foil specimens thin enough for TEM observation, but also thick enough that the foils will not break during the subsequent irradiation. And we found that when the thin area is small in size, then the durability of the foil specimen will be much enhanced. Fig.1 shows results of TEM observation before subsequent irradiation and after subsequent irradiation. It was found that the foil specimen successfully survived the subsequent irradiation. Oxidization of foil surface was inevitable, but it was still possible to distinguish the irradiation defects. Foil cracking or curving was not observed. As shown in Fig. 1, it was easy to compare the irradiation defects in the same location before and after the subsequent irradiation.



Fig. 1 TEM dark field images of (a), (b) Low Si alloy and (c),(d) Base Si alloy. (a) and (c) was observed before subsequent irradiation; (c) and (d) was after subsequent irradiation.

Before the subsequent irradiation, the loops were

larger in size in Low Si alloy than that in Base Si alloy. This is consistent with our previous results. The loop growth during the subsequent irradiation was observable, but not much distinct. Since the subsequent irradiation was performed at 300 °C, the new irradiation defects formed in the subsequent irradiation were all in the form of black dots. Although the number density of loops was higher in Base Si alloy (Fig. 1 (c)) than that in Low Si alloy (Fig. 1 (a)), the number density of those newly-formed black dots were much higher in Low Si alloy (Fig. 1 (b)) than that in Base Si alloy (Fig. 1 (d)). It indicates the effects of Si were different under the two temperatures. The newly-formed black dots were not uniformly distributed, indicating their formation was influenced by the pre-existing loops.

#### 4. Conclusions

Method was developed to study flux effects by combined irradiation. As a first step, Low Si and Base Si alloy were irradiated at 400 °C to 0.7 dpa, and then subsequently irradiated at 300 °C to 0.2 dpa with the low dose rate of  $2 \times 10^{-5}$  dpa/s. The comparison at the same location before and after the subsequent irradiation was proved to be successful. The newly-formed black dots in the subsequent irradiation were not uniformly distributed, and their number density were much higher in Low Si alloy than that in Base Si alloy. Further study of high flux irradiation is being performed, and will be compared with the results here to discuss flux effects.

#### 5. Achievement list

[1] D. Y. Chen, K. Murakami, K. Dohi, K. Nishida, Z. C. Li, N. Sekimura, Journal of Nuclear Materials, 2020, vol. 529: pp.151942

[2] D. Y. Chen, K. Murakami, L. Chen, Z. C. Li, N. Sekimura, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research SectionB: Beam Interactions with Materials and Atoms, 2020, vol. 478: pp.182-186.

[3] D. Y. Chen, K. Murakami, L. Chen, H. Abe, N. Sekimura, Annual Meeting of Atomic Energy Society of Japan, 2020, Fukushima, Japan: Oral presentation.

# 2020H-03

#### **核融合炉材料の照射効果** 叶野翔<sup>(1)</sup>,楊会龍<sup>(1)</sup>,安堂正己<sup>(2)</sup>,阿部弘亨<sup>(1)</sup> (1)東京大学、(2)量研機構

To clarify the instability behavior of  $M_{23}C_6$  under irradiation, the ion irradiation at elevated temperatures from 573-623 K was conducted into the reduced activation ferritic/martensitic steels (F82H). A bilayer contrast of the particle consisting of an amorphous-rim phase and inner crystalline core of  $M_{23}C_6$  was observed after irradiation. From the high-resolution electron microscope observation, the chemical disordering of particle was observed in the irradiated specimen.

<u>+-</u>-**Γ**-F: radiation-induced amorphization, chemical disordering, M<sub>23</sub>C<sub>6</sub>, HAADF, F82H,

#### <u>1. 本文</u>

F82H (Fe–8Cr–2W, V, Ta) steel is one of the candidate structural materials for fusion reactors. Research and development of F82H steel for optimizing the material design and fabrication procedure for the fusion DEMO-blanket system has been conducted for 30 years. In this material, the nano-scale fine particles such as MX (M: Ta and V, X: C and N) and  $M_{23}C_6$  (M: Cr, Fe, and W) are co-precipitated, the irradiation resistance and thermal stability of these particles are very important factors to maintain their excellent mechanical property at severe high temperature and irradiation environments.

Several efforts have been made to investigate the stability of these particles under irradiation, e.g., the crystal to amorphous transformation known as the radiation-induced amorphization (RIA) was reported in  $M_{23}C_6$  under neutron irradiation at 573 K even at a relatively lower dose condition. Although this formation behavior has not been well understood, this result suggests that the competing reaction between the amorphization of  $M_{23}C_6$  and the formation of the laves phase has to be considered under the reactor environment. In our previous studies, the RIA of  $M_{23}C_6$  under ion-accelerator irradiations with various temperatures and dose conditions was conducted to clarify the feature of amorphization of  $M_{23}C_6$ . As a result, the critical dose to amorphization was estimated as ~1.0 dpa (displacement per atom) under the 2.8 MeV-Fe<sup>n+</sup> at room temperature (RT) irradiation, and this critical dose increases with an increase in irradiation temperature. Besides, the amorphization of the particle could be observed in the irradiation temperature below 623 K. Despite the fact that various RIA behaviors have been experimentally confirmed, elucidation of the RIA mechanism still remains an open question, which is necessary in order to predict the instability behavior of  $M_{23}C_6$  under a fusion reactor environment.

Therefore, the purpose of the present study is to clarify the RIA mechanism of  $M_{23}C_6$  in F82H steel under the cascade damage condition. Ion accelerator irradiation was utilized in this study to introduce cascade damage into the material, it will help us to do this research because the irradiation parameters such as the irradiation dose and temperature condition can be accurately controlled. Although the main elements of  $M_{23}C_6$  in F82H steel are Fe, Cr, and C, but a small amount of W, V, and Ta atoms are also contained. Thus, the effect of minor elements of  $M_{23}C_6$  especially W on the RIA behavior was systematically investigated in this study using in both conventional selected area electron diffraction and high-resolution electron microscopy observation.

The chemical compositions of F82H specimen is Fe-0.1C-7.88Cr-1.78W-0.19V-0.09Ta-0.45Mn-0.022Al-0.001O-0.001N. Specimens with a size of 1 x 3 x 5 mm<sup>3</sup> were prepared for the ion irradiation. They were firstly cut from the bulk specimen, and subsequently grinded with emery papers. The surface was further mirror-finished by polishing with alumina slurry (0.25  $\mu$ m) and colloidal silica suspensions (50 nm). Finally, the deformed layer induced by mechanical polishing was removed by electrochemically etching in a solution.

The iron beam irradiation at 573, 598, and 623 K was conducted. The depth profile of irradiation damage was evaluated with SRIM calculation. The irradiation damage of each specimen was designated as the dose at the depth of 1.0  $\mu$ m away from the surface, which is 20 dpa. After irradiation, cross-sectional transmission electron microscopy (TEM) observation was conducted to investigate microstructural changes due to irradiation.

A standard lift-out method using the focused ion beam (FIB) technique was applied to prepare the thin TEM specimens. Then, the two-step low energy Ar ion milling which is 1.0 and 0.3 kV in working voltage was performed before TEM observation to eliminate the artificial defects induced by FIB processing. TEM observation and scanning transmission electron microscopy-energy dispersive X-ray spectrometry (STEM-EDS) were conducted on JEOL JEM-2100 and FEI Titan3 G2 microscopes (Titan3), Titan3 is a probe spherical aberration-corrected (Cs-corrected) microscope was utilized for the atomic-scale observation, the image resolution, probe size, and convergence semi-angle of electron probe, were 70 pm, <0.1 nm, and 17.9 mrad, respectively. The working voltage for JEM-2100 and Titan3 were respectively 200- and 300-keV. Bright field (BF), dark field (DF), and annular dark filed (ADF) observations with the selective area electron diffraction (SAED)

analysis were utilized to evaluate the morphological change of the particles.

As the results, a bilayer contrasted  $M_{23}C_6$  can be clearly observed in all the specimens. SAED analyses showed the appearance of both diffraction spot and halo ring in specimens of 573 and 598 K, in which the interplanar spacing of the halo-ring is calculated to be approximately consistent with (333) of  $M_{23}C_6$ . DF observation exposed from the halo-ring showed its consistency with an outside layer surrounding the core, revealing the amorphization at the out-layer and leaving still crystalline at the core-layer in  $M_{23}C_6$ . Despite that no clear halo-ring was observed from the SAED in the specimen of 623 K, the DF-image taken from  $g=4.22^{-}$  showed an obvious low contrast layer on the surrounding of  $M_{23}C_6$  particle. The d-spacing of  $(4.22)^{-}$  reflection was close in value to the (333) halo-ring, indicating that a similar RIA phenomenon occurred in this specimen. In addition, the absence of the halo-ring at 623 K suggests that the RIA in  $M_{23}C_6$  particle might be weakened or delayed by an increase in temperature. To summarize, the RIA of  $M_{23}C_6$  in F82H steel under irradiation at <623 K shows a bilayer contrast, consisting of an amorphous-rim phase and inner crystalline core, to be specific.

In the high-resolution electron microscopy (HREM) micrographs observation of un-irradiated and irradiated specimen, the long-range periodic sequence of atoms was observed in both specimens although the brightness of each column is clearly different before and after irradiation, indicated that the chemical disordering of  $M_{23}C_6$  lattice would steadily occur upon irradiation. Furthermore, no structural change between the center region and interface between particle and matrix is confirmed, extra structures such as the re-precipitation of secondary phases were not identified at the interface between the crystal and amorphous regions. Thus, indicated that the chemical disordering of precipitates is one of the factors in instability, but not a trigger for the formation of core/shell structures.

From the past literature, the amorphous domain in size of 2-3 nm was observed in the compound of  $Ca_2La_8(SiO_4)_6O_2$  under 1.5 MeV-Kr<sup>+</sup> irradiation at 300 K with in-situ observation. The formation of amorphous domain was explained by a large amount of irradiation defects that survived in the cooling process after collision cascade event, and the concentration of irradiation defects reached the critical level, locally. However, the amorphous domain feature was not observed in our study. It suggests that most of the atoms returned back to the lattice positions during the cooling process after the collision cascade in  $M_{23}C_6$ . This discrepancy might be attributed to a fewer number of point defects formed in  $M_{23}C_6$  in comparison with the complicated oxide system. On the other hand, although the feature of point defect in  $M_{23}C_6$  is still unclear, assuming that the defects formed under the present irradiation are disappeared following simple rules, this assumption could provide a rational explanation for the presence of a local amorphous domain in  $M_{23}C_6$  particle.

In this study, to clarify the RIA behaviors of  $M_{23}C_6$  particle in F82H steel, the detailed TEM observations using both the conventional STEM analysis, atomic structure characterization were conducted. The main results of this study are summarized as follows:

- The RIA behavior of M<sub>23</sub>C<sub>6</sub> was confirmed in the irradiated F82H specimen, the feature of RIA-particle was a bilayer structured consisting of crystalline core and amorphous shell was observed, indicating that RIA preferentially occurred at the interface between the particle and matrix.
- The chemical disordering of irradiated M<sub>23</sub>C<sub>6</sub> was observed, revealed that the chemical disordering was mitigated at the amorphous-crystal interface region in comparison with the center of the particle.

#### <u>成果リスト</u>

[1] S. Kano, et al., J. Nucl. Mater. (2021). (Under review)

# 2020H-04

#### 核融合炉材料における照射欠陥の発達過程

**徐 虬**<sup>1</sup>、叶野 翔<sup>2</sup>、神野 智史<sup>2</sup> <sup>1</sup>京都大学複合原子力科学研究所、<sup>2</sup>東京大学

ハイエントロピー合金の照射特性を調べるため、室温で 60Fe-12Cr-10Mn-15Cu-3Mo 合金における鉄イオン照射を 行った。照射後に、低速用電子ビームを用いて、焼鈍による 60Fe-12Cr-10Mn-15Cu-3Mo 合金の欠陥回復を調べ、 照射によって形成された原子空孔は 573K 殆ど回復した。

**キーワード**: ハイエントロピー合金、照射、欠陥、陽電子消滅分光法。

#### <u>1. 目的</u>

最近、ハイエントロピー合金(HEA)または多成分合金は、高強度、優れた延性と靭性、耐熱性及び耐食性を示 すことから、金属材料の新しいカテゴリとして大きな注目を集めている。従って、HEAまたは多成分合金は先進的 な原子力材料の候補として挙げられてきた。HEAまたは多成分合金の耐照射についての研究が多く行われてきた。 例えば、HEAのCoCrFeMnNiは523~923Kの広い温度範囲で優れた耐照射性を示した。しかし、NiとCoの中性子捕 獲断面積が高く、放射化されたNiとCoの半減期も長いため、CoCrFeMnNiは原子力材料として使えない。従って、 低放射化元素を含むHEAまたは多成分合金の開発が必要である。最近、われわれはCoとNiを含まない2相構造の Feベースの多成分合金60Fe-12Cr-10Mn-15Cu-3Moを開発した。この合金の結晶構造は体心立方(BCC、~85%) と面心立方(FCC、~15%)であった。合金強度を高めるため、少量の高放射化元素 Moを添加した。本研究では、 高エネルギーの鉄イオンを用いて、照射した 60Fe-12Cr-10Mn-15Cu-3Mo 合金の構造安定性及び欠陥の熱安定性を 調べた。

#### 2. 実験方法

高純度(>99.9%)のFe、Cr、Mn、Cu、Moを使って、60Fe-12Cr-10Mn-15Cu-3Mo(at.%、公称組成)合金を作った。合金のインゴット(30g)は、アーク溶解機によりAr 雰囲気下で作られた。合金の均一性を向上するために、5回溶解した。厚み0.2mmの10mmx10mmの正方形試験片をインゴットから切り出し、鏡面まで研磨した。 機械研磨中に導入した欠陥を消去するため、真空中に合金の構造安定性と力学特性が変わらない773Kで1時間焼 鈍した。透過型電子顕微鏡を用いて、合金の組織を観察した。焼鈍温度が低いため、機械研磨中に導入された欠陥 の消去が完全にできないが、転位密度が低くなった。転位以外に丸い銅析出物も観察された。正方形試料に対して 2.5MeVの鉄イオンにより5×10<sup>18</sup> ions/m<sup>2</sup>まで照射を行った。損傷ピークは表面から約700nmで、ピークの損傷 量は約0.6dpaであった。通常の線源法の陽電子消滅分光法で表面近傍の欠陥の測定が難しいが、エネルギーが可 変の低速陽電子ビームならイオン照射による損傷の測定ができる。本研究では、2.5MeVの鉄イオンによる損傷範 囲を測定するために、16keVの陽電子ビームを使った。イオン照射によって形成された欠陥の回復を調べるため、 イオン照射した試料を373Kから773Kまで100Kの間隔で1時間の焼鈍を行った。陽電子分光法の同時計数ドッ プラー広がり測定法により鉄イオン照射前、照射後及び焼鈍中の照射によって形成された欠陥の回復を調べた。

#### 3.実験結果と考察

図1に未照射試料(a)または純鉄(b)に対するイオン照射直後と373Kから773Kまでの焼鈍試料のCDB比率曲線を示す。図1(a)の低運動量領域( $P_L < 4x10^{-3}m_{0}c, m_{0}$ :静止時の電子質量; c:光速度)においては、照射直後及び373Kと473Kで焼鈍した試料の値は1より高いことからイオン照射によって原子空孔が形成されたことが分かった。373Kで1時間焼鈍するとその値はやや減少したが、その後の473Kで焼鈍してもほとんど変化しなか

った。一方、573Kで1時間焼鈍すると、低運動領域の値は1に近づいて、イオン照射によって形成された原子空 孔がほぼ回復した。また、773Kまで焼鈍してもこの合金の構造が安定していることが分かった。イオン照射によ る原子空孔の形成及び 573K での焼鈍による原子空孔の回復が図1 (b) においても示される。また、図1 (b) に純鉄に対して、25x10-3moc の高運動量領域に Cu 析出物と思われるピークが現れる。473K から 573K まで焼 鈍中に Cu ピークの増加は顕著であった。FeCu 合金においては、照射によって Cu 析出物が形成されること及び それによる原子空孔消滅のことが報告されてきた。これは、Cu の表面エネルギーが Fe より低いため、Cu 原子が 原子空孔集合体の表面に優先的に析出し、原子空孔が徐々に収縮したと考えられる。

#### <u>4. まとめ</u>

鉄ベースの多成分合金 60Fe-12Cr-10Mn-15Cu-3Mo に対して、室温で 2.5MeV の鉄イオンを用いて、5 × 10<sup>18</sup> ions/m<sup>2</sup>まで照射を行った。損傷ピークの損傷量は約 0.6dpa であった。低速陽電子ビームの同時計数ドップラー 広がり測定法を用いて、照射によって形成された欠陥及び焼鈍中に欠陥の回復を調べた。室温で、イオン照射によって、原子空孔が形成された。その原子空孔が 573K で回復した。この回復は Cu 原子が空孔に入り込むことによ るものであった。



図1 未照射試料(60Fe-12Cr-10Mn-15Cu-3Mo)(a)と純 Fe(b)に対するイオン照射後及び焼鈍中の CDB 比率曲線。 比較のため、図1(b)に未照射試料の比率曲線も示す。

#### <u>成果リスト</u>

なし。

# 2020H-05

5 Irradiation effects in advanced martensitic steels and ODS steels for nuclear applications Y.F. Li<sup>1</sup>, J.R. Zhang<sup>1</sup>, H.L. Yang<sup>2</sup>, S. Kano<sup>2</sup>, H. Abe<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Institute of Metal Research Chinese Academy of Sciences, Shenyang, 110016,

China

<sup>2</sup>School of Engineering, The University of Tokyo, Tokai, Ibaraki, 319-1188, Japan

A ferritic/martensitc steel named as SIMP steel with the addition of Si and a ODS-FeCrAl steel with the addition of Al are under developing in China for the potential applications in China lead-bismuth-cooled fast reactors. Ion irradiation experiments are planned to be performed at room temperature (RT) and 573 K at High-Fluence Irradiation Facility, the University of Tokyo (HIT). The irradiation hardening behavior and microstructural evolutions of these two steels will be investigated.

**<u>Keyword</u>** : ion irradiation; ferritic/martensitic steel; oxide dispersion strengthened steel; microstructural evolution

#### 1. Introduction

The Lead-cooled Fast Reactors (LFRs) are chosen as one of the promising candidates in the advanced Gen IV fission reactors featured with a fast neutron spectrum, high temperature operation, and cooling by either molten lead or lead-bismuth eutectic (LBE). In addition, accelerator driven subcritical (ADS) system has been recognized to be the most promising technology for safely treating the nuclear wastes by now. Correspondingly, a ferritic/martensitc steel named as SIMP steel with the addition of Si and a ODS-FeCrAl steel with the addition of Al are under the developing in China, which with a relative good compatibility with LBE for the possible application in these nuclear systems.

#### 2. The purpose

It has been recognized that, under the irradiation temperature below 623 K, besides of the formation of dislocation loops, precipitates of a'-phase and soluterich clusters consisting of such as carbon, manganese and silicon will be occurred, which will suppress the plastic deformation and provide significant contribution to the total irradiation hardening.

These steels with the high Cr or Si contents, and their behavior under neutron and ion irradiation of are still scared studied. Thus, it is necessary to investigate their hardening behavior and microstructure evolutions during the ion irradiation at room temperature to about 573 K. Then, the effects of Si, Cr and Al and their underlying mechanism will be clarified.

The chemical compositions of SIMP and ODS-FeCrAl steels are shown in Tab. 1. The SIMP steel was melted in 5-ton vacuum induction furnace and followed by hot-forging and hot-rolling into the plates. While the ODS-FeCrAl steel was fabricated by powder metallurgical method with a series of procedures including mechanical alloying, hot isostatic pressing, hot forging and hot rolling.

Steels	С	Cr	W	Mn	Si	Та	V	S	Р	Ti	Y <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Fe
SIMP	0.20	10.54	1.26	0.45	1.22	0.15	0.20	0.003	0.003	-	-	Bal.
ODS-FeCrAl	0.14	8.91	1.40	0.41	-	0.05	0.19	-	-	0.26	0.35	Bal.

Tab. 1 Chemical compositions of SIMP and ODS-FeCrAl steels (wt%)

#### 3. Results and discussion

Irradiation experiment using 2.8-MeV Fe<sup>2+</sup> ion beam at HIT is planned for both steels at RT and 573K, up to various irradiation doses. Followed by irradiation, detailed microstructural characterization will be conducted to reveal the evolution of the irradiation defect formation and the stability of the precipitates. Unfortunately, due to the COVID-19 pandemic, the irradiation experiments were not implemented on time. It will be conducted at the available period in the next year.

#### Achievement list

Q.Q. Shi, W. Yan, Y.F. Li, N.Q. Zhang, Y.Y. Shan, K. Yang, H. Abe, *Journal of Materials Science & Technology*, 64 (2021) 114-125.

[2] P. Zhang, Y.F. Li, J.R. Zhang, J.J. Shen, T. Nagasaka, T. Muroga, H. Abe, *Materials Science and Engineering: A*, 783 (2020) 139292.

#### 2020H-07 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 <sub>石田卓</sub><sup>1</sup>、牧村俊助<sup>1</sup>、若井栄一<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靭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ーオン電子変換実験、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 0.1 dpa 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、準安定  $\beta$  (BCC)合金、 $\alpha - \beta$ 二相合金(Ti64 含む)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、準安定  $\beta$  合金 Ti-153 の耐照射損傷性が極めて高い可能性が最近の我々の研究で示されている。核破砕中性子生成やミュー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、一次再結晶温度(~1200 °C)を超えると脆化するため、耐熱構造材料としての使用が制限されている。その原因となる粒界を遷移金属炭化物(TiC)での強化などの改良を施した高靭性タングステン合金や、電子ビーム積層造形を利用したタングステンの開発を進めている。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、高靭性タングステン合金やハイエントロピー合金材の照射損傷に関する初のデータを取得する。

#### 2. 方法

高エネルギー陽子加速器の現行ビーム窓材である Ti64 と、高耐照射性が期待される次世代材料 Ti-153 を主要 な調査対象に、HIT タンデトロン加速器から供給される 2.8MeV Fe<sup>2+</sup>イオンビームを用いて、損傷量~10dpa、照 射温度 RT~300℃での照射試験を実施した。10dpa は将来予定される大強度加速器運転の約5年分の損傷量に相当、 ビーム中心部の最高温度は~250℃と予想されている。Ti64 は焼鈍材(A)と溶体化処理材(ST)、Ti-153 は溶体化 材(ST)と溶体化時効処理材(STA)を準備し、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。

TFGR (Toughened Fine-Grained Recrystallized)タングステン材料は、メカニカルアロイングにより導入され る遷移金属炭化物を特殊な製造工程で粒界に偏析・析出させることで脆化の原因となる粒界を強化した等軸微細粒 の超耐熱・高靭性のタングステン合金であり、新たな製造ラインの整備が KEK 主導で進められている。今回初めて 試作した試験片に対して、室温下で最大 20dpa までの照射を実施し、照射による硬度変化のデータを取得した。

#### 3. 結果と考察

図に、室温での鉄イオンビーム照射(10dpa)前後での、Ti64(A)、 Ti-153(ST および STA)のナノインデンテーション硬さ測定結果を示す。 Ti64(A)材(78%初析 $\alpha$ +22%粒界 $\beta$ )が約1.0GPaの硬化を示すのに対 し、Ti-153の時効熱処理後(STA, 53%初析 $\beta$ +47%析出 $\alpha$ )は約0.4GPa、 時効熱処理前(ST, 100%初析 $\beta$ )は約0.1GPa程度と、照射硬化が大きく 抑制されていることが分かる。ナノ硬さ測定とSEM-EDS分析を組み合わ せることにより求めたTi64(A)の $\beta$ マトリックスの照射硬化(約 1.0GPa)は、Ti-15-3の $\beta$ マトリックスの照射硬化(約0.1GPa)よりも 大きいことが示された。透過型電子顕微境(TEM)による微細組織観察 では、Ti64 試験片の $\alpha$ 相マトリックス中に $\langle \alpha \rangle$ タイプのループと $\langle c \rangle$ 成



図:イオン照射前後の硬さの比較。 硬化した 64 チタンに対し、Ti-15-3 では硬さがほぼ変化していない。

分のループが約2nmの大きさで形成されていること、β相マトリックス中に d002 および 1/2d011 タイプの転位ル ープが約20nmの大きさで形成されていることが明確に確認された。他方、Ti-15-3 試験片のβ相マトリックスで は、顕著な照射欠陥の形成は見られず、サイズ 1nm 以下、数密度 10<sup>19</sup>cm<sup>-3</sup>のナノスケールのω粒子が照射量によら ずに高密度で安定的に観察された。硬度測定で示された Ti-153 準安定β相の優れた照射損傷耐性は、高密度のナ ノスケールω相粒子が、欠陥形成を緩和するシンクサイトとして有効に機能したためと推定される。

試作した高靭性タングステン合金について、室温での照射を実施した。20dpaの損傷に対して約0.8GPaの照 射硬化が認められたものの、同一条件で照射した純タングステンの場合(約1.2GPa)より小さい値であった。

#### 4. まとめと今後の予定

Ti-153 の準安定β相が大強度陽子加速器運転の5年分に相当する 10dpa 程度まで照射硬化せず、高密度のナ ノスケール非熱的ω相が安定的に存在して、シンクサイトとして有効に機能している可能性が示された。今後、時 効処理などの熱処理法を最適化して、ビーム窓の最高運用温度である~300℃でのシンク強度と機械特性を両立さ せた組織制御法を確立する。また航空宇宙用途に開発された各種の先端チタン合金材料の耐照射損傷性についても 調査を行い、選定した候補材料について 2023~24 年頃に米国の加速器施設で実施する国際連携の陽子ビーム照射 試験で加速器ビーム窓材料としての耐用性能を検証する。タングステン合金については、遷移金属炭化物の種類・ 配合を変えた試料について、HIT にて鉄イオン照射に加えてタングステンイオンの照射を実施し、硬さ変化を観測 するとともに、曲げ試験での照射部・非照射部の亀裂の進展の度合いを比較する事によって照射影響を評価する。

#### <u>成果リスト</u>

- [1] E. Wakai, S. Kano, T. Ishida, S. Makimura, K. Abe, "Status of Ion Beam Irradiation at HIT facility", The 6th RaDIATE Meeting, TRIUMF, Dec. 10, 2019. (招待講演); S. Kano et al., to be published.
- [2] T. Ishida, E. Wakai, S. Makimura, A. Cassela, D. Edwards, et al, "Tensile behavior of dual-phase titanium alloys under high-intensity proton beam exposure: radiation-induced omega phase transformation in Ti-6Al-4V", Journal of Nuclear Materials 541 (2020) 152413. (論文、2020 年 10 月プレスリリース)
- [3] K. Ammigan et al, "Advanced Materials Studies for High Intensity Proton Production Targets and Windows" (招待講演); T. Ishida et al, "Progress of Radiation Damage Studies on Ti Alloys as High-Intensity Proton Accelerator Beam Window Materials" (ポスター発表、ポスター賞受賞), Hawaii Symposium of the US-Japan Science and Technology Cooperation Program, Univ. Hawaii (VC) Apr. 21, 2021.

# 2020H-08 Developing method to analyze the behaviors of point defects influenced by dose rate 陳 東鉞<sup>1</sup> 村上 健太<sup>1</sup> 楊 会龍<sup>1</sup> 陳 良<sup>2</sup> 阿部 弘亨<sup>1</sup> 関村 直人<sup>1</sup> 1. 東京大学 2. 上海交通大学

different irradiation fluxes. The diffusion of point defects to sinks (pre-existing loops) was hindered by high-flux irradiation, which was the major contributor to the different microstructure.

 $\underline{+ - \nabla - F}$ : combined irradiation; stainless steel; foil irradiation.

#### 1. Introduction

It is well known that the effects of irradiation flux is an important factor when considering the ageing of materials in nuclear reactors, especially when accelerated experiments of irradiation are utilized to evaluate the ageing process. Although many studies were conducted previously to study the flux effect, consensus was not reached yet. A major reason was that literature works were mainly focusing on the macroscopic or statistical parameters of the irradiated materials, whereas the development of each individual defect under different fluxes cannot be observed. In-situ TEM (transmission electron microscopy) linked with HIT accelerator is a powerful tool with high temporal resolution; however, the parameters can hardly be tuned largely due to the complexity of the full set of facility.

To solve the problem, a combined irradiation method was developed to study the flux effects in the previous year of 2019. Combined irradiation means the specimen is irradiated twice. The first irradiation is performed on bulk specimen, and the second irradiation is performed on the foil specimen which is picked up from the irradiated bulk. In 2019, low-flux irradiation was attempted in the second irradiation, and the results proved the combined irradiation method was practical. In the year of 2020, the method was further improved. High-flux irradiation was added, irradiation parameters and specimen parameters was improved, flux and temperature control was enhanced, and heating effects were discussed by adding a control specimen.

#### 2. Experimental

Similar to the year of 2019, two model alloys of 316L stainless steel were used in this work, namely Low Si (LS) alloy (Fe-16.9Cr-13.0Ni-2.29Mo-1.00Mn-0Si) and Base Si (BA) alloy (Fe-17.3Cr-13.2Ni-2.36Mo-0.88Mn-0.42Si). Si content was tuned because Si is believed to influence the diffusion of point defects, closely linked with the effects of irradiation flux.

In the first irradiation, bulk specimens were irradiated by 3 MeV Fe<sup>2+</sup> ions at 450 °C to 0.4 dpa. Irrdiation dose was calculated by SRIM-2013, and the calculated dose was an average value from 0 nm depth to damage peak. The high energy of 3 MeV was selected to create deeper depth of the damage peak, making it easier for the foil preparation afterwards. The irradiation condition of 450 °C and 0.4 dpa was selected to create large and sparse dislocation loops, which were used as the indicators of point defect behavior in the second irradiation. TEM foils were picked up by focused ion beam, and the morphology of the dislocation loops were recorded by TEM.

In the second irradiation, the observed TEM foils were installed into the conventional specimen chamber for additional irradiation. Since the foils were thin (approximately 130 - 200 nm), the ion energy need not be high. We selected 1 MeV Fe<sup>2+</sup>, making it comparable to in-situ irradiation results. The temperature was 400 °C and the dose was 0.2 dpa. Two fluxes was selected. In the low-flux case, the irradiation time was 13560 s to reach 0.2 dpa (~ $1.5 \times 10^{-5}$  dpa/s in dose rate,  $1.5 \times 10^{10}$ 

ion/(cm<sup>2</sup>×s) in flux); in the high-flux case, the irradiation time was 260 s ( $\sim$ 7.6×10<sup>-4</sup> dpa/s in dose rate, 8.0×10<sup>11</sup> ion/(cm<sup>2</sup>×s) in flux) and 270 s ( $\sim$ 7.5×10<sup>-4</sup> dpa/s in dose rate, 7.9×10<sup>11</sup> ion/(cm<sup>2</sup>×s) in flux) for the LS and BA foils, respectively. A flux difference of ~50 times was achieved in the second irradiation. It took ~90 min to heat the foil specimens from room temperature to 400 °C before the second irradiation. A LS foil specimen was extracted from the irradiated bulk as a control specimen to confirm the possible annealing effects of the second irradiation. This specimen was not irradiated during the second irradiation, but the same heating process as the LS foil irradiated by HF was carried out. After the subsequent irradiation, the foil specimen was observed by TEM again.

#### 3. Results and Discussion

Large loops were created by the first irradiation, just as expected (Fig. 1 (a) and (c)). In the control specimen, no nucleated defect was observed, and the change in the size of the resized defects was very slight, which may have resulted from the deviation in the TEM observation conditions and size measurement. Defect disappearance was observed, but in low density. It indicated that the process of heating up and cooling down did not play a dominate role in the defect evolution.

In the second irradiation, the nucleation and growth of defects was largely different between the high flux and low flux case (Fig. 1 (b) and (d)). The growth of pre-existing loops was more distinct in the low flux case, whereas the density of newly-nucleated defects



Fig.1 The defect evolution in the second irradiation at (b) low flux and (d) high flux

was dramatically higher in the high flux case. It was implied that the diffusion of point defects to sinks (pre-existing loops) was hindered by high-flux irradiation.

#### 4. Conclusions

The method of combined irradiation was utilized to differentiate the nucleation, growth, and shrinkage of dislocation loops at different irradiation fluxes. The method proved successful, and the influence of the heating process was quantitatively estimated by applying the control specimen. Loop growth was more distinct at low flux, whereas the density of newly-nucleated defects was higher at high flux. The diffusion of point defects to sinks was hindered by high-flux irradiation.

#### <u>成果リスト<sup>幽</sup></u>

[1] D. Y. Chen, K. Murakami, H. L. Yang, L. Chen, Hiroaki Abe, N. Sekimura, Analyzing Flux Effects on the Evolution of Dislocation Loops with Combined Irradiation Method, Annual Meeting of The Japan Institute of Metals and Materials, 2021, Online, Japan: Oral presentation.

[2] D. Y. Chen, K. Murakami, H. L. Yang, L. Chen, Hiroaki Abe, N. Sekimura, Quantitative analysis of radiation defect evolution in stainless steels with temporal resolution, The 19th UT2-Mac workshop, 2021, Online, Japan & Canada: Oral presentation.

[3] D. Y. Chen, K. Murakami, H. L. Yang, L. Chen, Hiroaki Abe, Z. C. Li, N. Sekimura, *Flux Effects on Point Defect Behavior by Tracking Loop Evolution Using Combined Irradiation Method*, Submitted to Scripta Materialia (Under Review).

2020H-09

#### 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<sup>1</sup>、三浦颯太<sup>1</sup>、法月亮介<sup>1</sup>、赤星江莉加<sup>1</sup>、

#### 遠藤理帆<sup>1</sup>、中澤章太<sup>1</sup>、叶野翔<sup>2</sup>

#### 1静岡大学、2東京大学

核融合炉ブランケット用機能性被覆に対して、重イオンを照射した後に電気測定を行った結果、照射欠陥の導入お よび回復の影響とみられる伝導率の変化が確認され、電気特性と水素同位体透過挙動との相関性が示唆された。

キーワード: トリチウム、透過、セラミックス被覆、照射、電気抵抗

#### <u>1. 緒言</u>

核融合炉ブランケットにおけるトリチウムの炉外への透過漏洩は、燃料効率の低下や周辺環境の汚染などの観点 から厳密な制御が求められる。トリチウムの透過を低減するために、セラミックスを材料とした機能性被覆につい て研究が進められてきた。近年では、炉内での中性子照射損傷を模擬するために重イオン照射試験が実施され、被 覆の微細構造や水素同位体透過挙動に与える照射影響が明らかとなった。しかし、照射後の微細構造および透過低 減性能の調査には、試料加工などにおいて多大な時間と労力を必要とし、また破壊検査である。したがって、実機 材料に施した機能性被覆の調査のために、非破壊かつ簡便な評価方法の確立は極めて重要である。そこで本研究で は、有機金属分解法で作製した機能性被覆に対して重イオン照射後に電気測定を実施し、機能性被覆の電気化学特 性に対する重イオン照射影響を調べた。

#### <u>2. 方法</u>

基板として、低放射化フェライト鋼 F82H (Fe-8Cr-2W、25 mm<sup>2</sup>×0.5 mm) 平板を使用した。成膜前に、鉄酸化物 による被覆の劣化を防ぐために、アルゴン→水素混合雰囲気下で 710 °C、10 分間の熱処理を施し、基板表面に酸化 クロム層を形成させた。その後、有機金属分解法によって膜厚約 700 nm の酸化ジルコニウム被覆を作製した。次 に、照射シミュレーションコード SRIM-2013 を用いた損傷密度計算を行い、HIT にて損傷密度が最大 1.0 dpa とな るまで 2.8 MeV の鉄イオンを照射した。その後、被覆上に金属電極を作製し、直流測定を室温~550 °C の温度で、 交流測定を 200~300 °C の温度および 1~10<sup>6</sup> Hz の周波数で実施した。

#### <u>3. 結果と考察</u>

図1に直流測定および交流測定で得られた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の上昇に 従って線形的に増加した。鉄イオンを照射した試料の伝導率は非照射試料と比較して最大で2桁程度高い値を示し たことから、照射欠陥の導入に伴う伝導率の増加が示唆された。直流測定において、0.1 dpa 照射した試料の伝導 率は 300 ℃ 付近で減少し、300 ℃ 以上では非照射試料と同様に伝導率が増加した。一方、1.0 dpa 照射した試料の 伝導率は 300 ℃ 付近での減少率が 0.1 dpa 照射した試料よりも大きく、400 ℃ 以上の測定ではほぼ一定の値を示し た。また、交流測定において、0.1 dpa 照射した試料の伝導率は 250 ℃ 以下では温度に対して線形的に増加したが、 275 ℃ 以上では減少したことから、200~300 ℃ の測定において直流測定の結果と同様の傾向が確認された。した がって、約 300 ℃ 以上の高温領域においては照射欠陥が回復し、被覆の微細構造が変化したと考えられる。

図2に、鉄イオンを0.1 dpa 照射した被覆試料における比誘電率の周波数依存性を示す。300 ℃ での測定で得ら れた比誘電率は、300 ℃ 未満での測定と比較して、10<sup>4</sup> Hz 以下の低周波数領域において大きな値を示した。セラ ミックス材料に電場を印加すると、粒界に蓄積した電荷の移動によって生じる界面分極の影響で誘電率が増加する が、10<sup>4</sup> Hz 以上の測定では界面分極の寄与が消失し、誘電率が減少することが知られている。300 ℃ 未満の測定 では、重イオン照射によって格子配列からはじき出された結晶原子が粒界に捕捉されることで電荷の移動を阻害し、 低周波数領域においても界面分極が起こらずに低い比誘電率を示したと考えられる。一方、300 ℃ での測定では、 熱によって照射欠陥の一部が回復し、界面分極が発生したことで高い誘電率が得られたと考えられる。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損傷の挙動の理解が可能であることが示唆された。



先行研究より、図3に非照射および鉄イオンを1.0 dpa 照射した酸 化イットリウム(Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)被覆試料の重水素透過フラックスの温度依 存性を示す。照射試料の透過フラックスの値は、300~400 ℃では非 照射試料と比べて小さいが、450~550 ℃では、非照射試料と同程度 であった。400 ℃以下では被覆内に照射欠陥が存在することで透過 が抑制されたが、450 ℃以上では熱による欠陥回復によって照射損 傷の影響が小さくなり、非照射試料と同程度の透過フラックスを示し たと考えられる。以上の結果から、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 可能性が示された。以上の結果から、機能性被覆における電気特性と 水素同位体透過挙動の相関性が示唆された。



#### <u>成果リスト</u>

書籍

 T. Chikada, et al., Comprehensive Nuclear Materials 2nd Edition, 6.09 Ceramic Coatings for Fusion Reactors, (Eds.) R. Konings R. Stoller, pp.274–283, Elsevier B.V., 2020, ISBN: 9780081028650.

学術論文

[2] S. Miura, et al., Fusion Eng. Des. 170, 112536 (2021).

招待講演

- [3] T. Chikada, Advances in tritium permeation barrier coatings: An overview, 31st Symposium on Fusion Technology, Virtual Edition, September 24, 2020.
- [4] 近田拓未、先進ブランケットにおける機能性被覆の研究開発、第23回若手科学者によるプラズマ研究会、オンライン開催、2021年3月16日。

# 2020H-10 酸化物分散強化鋼における多方向冷間圧延による 微細組織と機械特性の改善 申 晶潔<sup>1</sup>、長坂 琢也<sup>1</sup>、室賀 健夫<sup>1</sup>、楊 会龍<sup>2</sup>、叶野 翔<sup>2</sup>、阿部 弘亨<sup>2</sup> <sup>1</sup>核融合科学研究所、<sup>2</sup>東京大学

**Abstract:** A multi-directional cold rolling process and subsequent annealing were developed to obtain uniform recrystallized microstructure of 12Cr oxide dispersion strengthened (ODS) steel. Microstructural evolution and hardness changes of cold rolled 12Cr ODS steel under 1073 – 1373 K annealing were investigated.

Keywords: ODS steel; Multi-directional cold rolling; Recrystallization; Microstructure; Oxide particles

#### 1. Introduction

Oxide dispersion strengthened (ODS) steel is considered as candidate materials for fuel cladding in fast breeder reactors and structural components in fusion reactors, because of its proper high-temperature strength, and good irradiation damage resistance. This alloy is generally produced by powder metallurgy including mechanical alloying, canning, degassing, and consolidation by hot extrusion or hot isotopic pressing, and shaped by forging and/or rolling in combination with heat treatments. Elongated fine grains with preferred orientation and high density of dislocations were formed during these shaping processing, giving rise to anisotropic mechanical properties, hardening and thus poor workability. Recrystallization process was suggested to handle those problems for ODS ferritic steels. However, it was found that recrystallization cannot take place even annealing at 1473 K, above which the micrometer-scale pores were observed. Aiming at reducing the recrystallization temperature below 1473 K, large plastic deformation is necessary to increase the stored energy that is the driving force for recrystallization during following annealing. A multi-directional cold rolling process with ~60% thickness reduction was developed in the previous study. In the present study, further thickness reductions up to ~90% were performed, and the microstructural evolution and hardness changes after annealing in the 1073 – 1373 K range have been investigated.

#### 2. Experimental methods

About 6.4 mm thick plate-shaped 12Cr ODS steel with nominal composition of Fe-12Cr-2W-0.3Ti-0.25Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (wt%) was fabricated by mechanical alloying, hot extrusion at 1423 K, hot forging at 1423 K, annealing at 1373 K for 1 h, cold rolling with a thickness reduction of ~40% and final annealing at 1323 K for 1 h with air cooling. Regarding the multi-directional cold rolling process, ~3 mm specimens were prepared by cutting through the original normal direction (ND)-transverse direction (TD) section from the as-fabricated plate. Then, specimens were cold rolled on the original ND-TD section with various thickness reductions of ~60%, 75%, and 90%, getting corresponding final thickness of about 1.2 mm, 0.75 mm, and 0.3 mm, respectively. Hereafter, these specimens were marked as CR60, CR75 and CR90. Finally, specimens were isochronally annealed from 1073 K to 1373 K for 3 h in a vacuum.

Microstructure was characterized by field emission scanning electron microscope equipped with an electron backscatter diffraction (EBSD) device. Transmission electron microscope (TEM) was also used to evaluate the microstructure under an accelerating voltage of 200 kV. TEM discs with a diameter of 3 mm were punched out, mechanically ground down to about 80  $\mu$ m, and polished by Struers Tenupol-5 in an electrolyte 5 vol% HClO<sub>4</sub> + 95 vol% CH<sub>3</sub>COOH at room temperature. The average size of more than 600 oxide particles was estimated in several TEM micrographs.

Vickers hardness tests were performed under a load of 1 kg for a dwell time of 15 s. The hardness value was averaged by measuring 15 random positions.

#### 3. Results and discussion

EBSD results showed that most of original grain orientations were changed from <011> direction to <111> direction after the multi-directional cold rolling. Besides, the hardness increased with increasing of the thickness reduction ratios, indicating that the higher thickness reduction induced the more stored energy in the matrix.

With respect to the annealed microstructure, recovery was observed after annealing up to 1273 K, while recrystallization occurred at 1373 K in CR60. For CR75, recrystallization took place at 1273 K that is lower than that of CR60, suggesting that higher thickness reduction stimulates recrystallization to occur at a lower temperature, and a thickness reduction higher than 75% is necessary to trigger recrystallization at 1273 K. Furthermore, partial recrystallization was observed in CR90 at both 1073 K and 1173 K, resulting in recrystallized bands along the rolling direction with almost equiaxed grains. It indicates that there were preferential nucleation sites in the cold rolled state, which were not uniformly distributed during recrystallization. According to TEM observations on annealed CR90, the oxide particle size was gradually increased from  $2.2 \pm 0.5$  nm at 1073 K to  $3.3 \pm 1.0$  nm at 1373 K, which is comparable with that of as-fabricated specimen, i.e.  $3.5 \pm 0.7$  nm. Moreover, the number density of oxide particle was increased by one order of magnitude with annealing temperature up to 1273 K, remained at the same order ( $10^{23}$  m<sup>-3</sup>) up to 1373 K, suggesting that the oxide particles can be re-precipitated after subsequent annealing.

Regarding the hardness after annealing, CR60 was gradually decreased with increasing annealing temperature to 1273 K, and evidently dropped at 1373 K, which were ascribed to recovery, and recrystallization, respectively. As for CR75 and CR90, it slightly decreased with heating up to 1173 K, significantly dropped at 1273 K, and slightly further decreased at 1373 K. In the all cold rolled specimens with 60%~90% thickness reduction, recrystallization can occur at 1373 K, which is 300 K lower than that of as-fabricated specimen.

#### 4. Summary and future work

In this study, multi-directional cold rolling with 60% - 90% thickness reductions and subsequent 1073 - 1373 K annealing were employed for 12Cr ODS steel. Comparing with the as-fabricated specimen, the multi-directional cold rolling facilitates the onset of recrystallization at a relatively lower temperature. Recrystallized microstructure can be obtained at 1273 K for a thickness reduction above 75%. As for annealed CR90, the oxide particle size was gradually increased from  $2.2 \pm 0.5$  nm at 1073 K to  $3.3 \pm 1.0$  nm at 1373 K, which is comparable with that of as-fabricated specimen. The hardness of cold rolled specimens evidently decreased after annealing due to occurrence of recrystallization.

The recrystallized specimens will be used to carry out ion irradiation experiments to investigate the stability of oxide particles under irradiation in the next fiscal year.

#### **Achievements**

[1] Jingjie Shen, et al., 31st Symposium on Fusion Technology (SOFT2020). Poster presentation.

[2] Jingjie Shen, et al., Nuclear Materials and Energy 25, 100792 (2020).

# 2020H-11 低放射化フェライト鋼酸化皮膜の照射影響に関する研究

# **202011<sup>-11</sup>** 中島基樹<sup>1</sup>、安堂正己<sup>1</sup>、濱口大<sup>1</sup>、黒滝宏紀<sup>1</sup>、叶野翔<sup>2</sup>、尾亦孝男<sup>2</sup>、谷川博康<sup>1</sup> <sup>1</sup>量子科学技術研究開発機構、<sup>2</sup>東京大学

核融合ブランケット供用中に高温高圧水にさらされることによって低放射化フェライト鋼の表面に形成される酸 化皮膜の照射下安定性について検討するため、あらかじめ高温高圧水中で酸化皮膜を形成させた低放射化フェライ ト鋼に対して重イオン照射を行い、酸化皮膜の組織変化について検討した。

キーワード: 低放射化フェライト鋼、高温高圧水中腐食、酸化皮膜、イオン照射

#### <u>1. はじめに</u>

日本は水冷却固体増殖方式をITER-テストブランケットモジュール(TBM)ならびに、原型炉において主案として いる。冷却材として水を利用することから実機供用中には構造材料である低放射化フェライト鋼 F82H の表面には 酸化皮膜が形成され、その酸化皮膜による防食の効果も期待されている。一方で、特に原型炉においては中性子照 射環境にさらされることから、F82H 母材の耐食性の低下、F82H 上酸化皮膜の防食機能の低下、水の放射線分解 といった観点で腐食特性への照射の影響に関する検討を進めている。本研究では流動高温高圧水中で F82H の表面 に形成される酸化皮膜を対象に東京大学重照射研究設備 (HIT) でのイオン照射試験により酸化皮膜への照射影響 について評価を行った。

#### <u>2.実験方法</u>

供試材は低放射化フェライト鋼F82H-BA12である。イオン照射試験を実施する前に流動高温高圧水中で腐食試 験を実施した。流動腐食試験は外径275 mm、内径130mm、厚さ3 mmのドーナツ状の円盤試験片を用いて、温度270℃、 圧力6.3 MPaの高温高圧水中で実施した。ブランケット条件を模擬するため試験片端部の周速度は5 m/sとなる回転 速度で試験を実施した。溶存酸素濃度は5 ppb以下、溶存水素濃度は3.5ppmと加圧水型原子炉一次冷却水相当の濃 度とした。試験時間は100時間である。試験後に円盤試験片の端部から15 mm × 15 mm × 3 mmの照射試験片を 切り出した。試験片の表面は片面のみ鏡面研磨し酸化皮膜を取り除き、照射試験はHITのタンデム加速器を用いて Feイオンの照射を実施した。照射温度は300℃にて照射量は鉄換算で最大20 dpaまでの試験を実施した。照射試験 後には照射部と非照射部の表面からFIBで内部組織観察用の薄膜試料を作製しTEM観察を行った。

#### <u>3. 結果</u>

図1に流動腐食試験後で照射試験前の試験片断面のEPMA分析結果を示す。試験片の表面に厚さ1.5 µm程度の鉄 とクロムの酸化物が形成されていた。過去の研究[1]ではDO20ppbでの高温高圧水中腐食試験において、静水腐食 試験では外層にFe<sub>3</sub>O<sub>4</sub>の粒子状の酸化物、内層にFeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>の酸化物が形成され、一方流動腐食試験片においては静 水腐食試験片で見られた外層酸化物はなく、FeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>単相となっていた。本試験の結果もFeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>単相であったこ とから、DO20ppb以下の溶存酸素濃度や水素添加の流動腐食への影響は小さいことが示唆された。

図2に透過電子顕微鏡による微細組織観察結果とイオン注入シミュレーションコードSRIMによる純鉄及び FeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>のそれぞれ均一相を想定した場合の照射損傷分布を同時に示す。同図ではF82H母材部と酸化皮膜の界面、 照射試験片の酸化皮膜中で照射による構造変化が見られた部位との境界について実線で示している。FeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>の均 一相のSRIM計算結果では、損傷のピークがF82H母材部見られると予想されたが、微細組織観察からは実際の照射 影響部と必ずしも一致せず、照射による組織変化のほとんどが純鉄の損傷領域に位置することが明らかとなった。 これは、酸化皮膜の密度がFeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>単相よりも高いために実際の損傷深さが照射表面側に位置したと考えられる。 本結果より、これまで酸化皮膜はFeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>の単相と考えてきたが、実際に生成した酸化皮膜はF82HとFeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>の混合相であることが示唆され、今後の照射試験を含む酸化皮膜の評価においてF82HとFeCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>の混合相に着目して検討する必要性が明らかになった。今後は酸化皮膜の照射後組織の詳細について明らかにするとともに、本試験片を用いて電気化学的手法等による腐食特性の評価を実施し、腐食特性への具体的な照射影響について検討を進める予定である。



図1 流動高温高圧水中腐食試験後に形成された酸化皮膜の EPMA 分析結果



図1 高温高圧水腐食試験により形成した酸化皮膜のイオン照射(10dpa@300℃)前後での微細組織とSRIM 計算結果の比較

[1] M. Nakajima et al., J. Plasma Fusion Res. SERIES, 11, 2015

# 2020日-12 原子炉圧力容器鋼の初期特性と照射硬化の相関に関する研究

# 

原子炉圧力容器鋼における初期特性と照射硬化の相関及びそのメカニズムを明らかにするため、焼き戻し処理条件を調整することにより、降伏応力が異なる原子炉圧力容器鋼を準備した。その試験片に対してイオン照射を実施 するとともに、未照射材及びイオン照射材に対して硬さ測定と微細組織観察を行い、照射硬化量及び微細組織の変 化を確認する。

**キーワード**:原子炉圧力容器鋼、熱処理、初期硬さ、照射硬化

#### <u>1. 背景</u>

原子炉圧力容器 (Reactor pressure vessel, RPV) 鋼は厚板材の製作過程において焼入れ・焼き戻し処理が施される ため、冷却速度等の熱処理条件の違いに起因して材料表面と板厚内部の硬さや降伏応力、破壊靭性等の機械的特性 が異なる。また、RPV 内表面へのステンレスオーバレイクラッド (クラッド) 溶接や継手溶接により、溶接熱影 響部における金属組織変化が生じるため、RPV 鋼の溶接熱影響部近傍においても機械的特性が変化していると考 えられる。鋼材の初期 (未照射時の状態)の機械的特性の違いは、照射硬化にも影響を及ぼすと考えられるものの、 その影響については現象論的な理解に留まっており、関連する実験データも十分ではない。このことから、RPV 鋼の初期特性と照射硬化の相関は明らかにすべき重要な課題である。

#### 2. 目的及び実施内容

本研究では、初期特性の違いが照射硬化に及ぼす影響を明らかにすることを目的とする。焼き戻し処理条件を調整することにより、降伏応力が異なる RPV 鋼を作製した。これら試料に対してイオン照射を行う。その後、未照 射材と照射材に対する硬さ測定や、照射材のナノレベルの微細組織観察等を行い、照射後の微細組織の違いの有無 を分析することにより、照射硬化メカニズムの理解に資する知見を得る。

#### 3. 結果

令和2年度は共同利用の実施に至らなかった。

# **2020H-13** Study on the heavy ion induced defect and surface

#### microstructural changes effect on retention in tungsten

Gon-Ho Kim、Ki-Baek Roh, Myeong-Geon Lee Seoul National University

To simulate cascade defect induced by self-ion (W) and neutron, 2.8 MeV W ion was irradiated on tungsten. The retention property of damaged tungsten was measured with TDS after D ion and D gas irradiation.

 $\underline{+ - 7 - F}$ : Tungsten, Divertor, Retention, Self-ion damage, Safety limit

#### <u>1. 本文</u>

(The specific figure with data is not included in this report because it is still under the discussion. Please excuse of it.)

For the investigation of plasma facing material property such as the defects generated by self-ion (W) is simulated by using heavy ion irradiation on tungsten. It causes the change of retention rate with introducing the incident hydrogen ions on PFM. The defects created by irradiation of heavy ions affects the hydrogen isotope trapping sites. Those properties are necessary to determine the lifetime, dust release rate and safety limit of plasma facing material. Thus, this experiment focuses on the investigation of heavy ion induced defect formation and the related static hydrogen retention rate of tungsten.

The hydrogen ion transport in tungsten such as diffusion, trapping and nucleation is determined by the defects such as vacancy, vacancy cluster and grain boundary. The vacancies and vacancy clusters are created in the subsurface of tungsten by heavy ion irradiation on the purpose of the simulation of the neutron and self-ion irradiation. To choose the fusion plasma condition, we irradiated 2.8 MeV W2+ ion beam on the pure W up to 0.7 dpa. After the heavy ion irradiation, deuterium ion was irradiated with our facility, SNU-ECR to make hydrogen-isotope retain in tungsten. Also, for the comparison the damaged tungsten is exposed to 1 atm deuterium gas for 1 hour at several hundreds kelvin temperature condition. After that, retention of the tungsten is measured with SNU-TDS in our group. The retention properties were measured in 7 days after the hydrogen isotope irradiation to reach saturation condition of static retention. For the specimen condition, the tungsten specimens are polished to the mirror surface (Ra~16 nm).

The total retention amount was measured along dpa condition on the ion-driven retained tungsten. The total retention amount was saturated before 1 dpa, so the defect concentration in tungsten is expected to be saturated before 1 dpa condition. The additional analysis is under discussion on the individual peak. The exposure temperature was variable for the gas retention. The total retention amount at the gas-driven retention was linearly decreased at the exposure temperature from 400 K to 850 K. The results will be cross validated with the MD simulation results.

#### <u>成果リスト<sup>※1</sup></u>

[1] -

# 2020Y-02

# 弥生研究会:量子ビーム技術開発・応用研究会

上坂充(東大院工)

がん治療用加速器開発、ポストゲノム時代の生命科学研究、ナノ構造解析、創薬、 医療診断、マイクロリソグラフィ、原子力状態監視応用、核物質定量管理への利用を画期的に飛躍させ る軟 X 線から硬 X 線領域の小型高輝度 X 線発生装置、更に近年では小型の陽子やイオンマイクロビー ム発生装置において、加速器の技術開発は必要不可欠である。放射線や加速器のみならず、今回は日本 原子力学会核燃料・RI 施設役割・提言検討委員会と連動して、核物資の核医学や廃炉研究への応用の ネットワーク作りに焦点をしぼり、研究会を開催した.

<u>キーワード</u>:加速器利用,中性子,X線,γ線,電子線,高周波加速,レーザー加速、核物質、核医学、 廃炉

#### 開催日時および場所

令和2年9月29日(木)10:00-12:00

東京大学原子力専攻会議室(茨城県東海村)を中心にリモート

参加者

上坂充(東京大学)、佐藤修彰(東北大学)、斎藤拓巳(東京大学)、鈴木達也(長岡技科大学)、宇埜正美(福 井大学)、中島健(京都大学)、檜山敏明(九州大学)、牟田浩明(大阪大学)

#### <u>内容</u>

(1) 核燃・RI 研究について

参加者より,自身が進めている,あるいは,今後展開を検討している核燃・RIを用いた研究例が紹介され,質疑が行われた.

佐藤氏 選択硫化法によるウラン含有資源からのラジウムの分離

斉藤氏 U(VI)の高感度分析に向けた極低温 TRLFS の開発

檜山氏 イットリアマイクロ粒子に Au ナノ粒子を担持した粒子の n-γ 反応により生成した 90Y-198Au 粒子によるがん治療への試み

鈴木氏 ベトナム希土類元素副産物からの医療用放射性同位元素の製造

上坂氏 Th228 から Pb212 (a エミッタ)の生成・Theranotics 研究

その後,佐藤氏より,これまでの研究を新しい流れに繋げ,人材育成や施設の維持・発展につなげて いくことが重要との取りまとめがなされた.また,上坂氏より,研究炉廃炉後の道筋として示していく ことが重要とのコメントがあった.

(2) 新規制に関する状況について

佐藤氏より,新規性に対する各大学におけるの対応をまとめる形で執筆を進めている日本原子力学会 誌へ投稿原稿の紹介がされた.一部,対応がなされていない箇所に加筆した上で,学会核燃 RI 施設委 員会全体に確認を依頼し,次回委員会で確定させることとした.また,核燃施設としては,41 条非該 当施設を対象にする旨,冒頭に記載することとした.

(3) 新研究炉について

中島氏より,もんじゅサイトへの新設が検討されている新型研究炉についての紹介がされ,想定される炉型や大学としての関わり方,関連する学会,分野との関係について,質疑・議論が行われた.

# 2020-Y04

#### 弥生研究会 ~界面での放射線効果~

山下 真一

#### 東大・院工・原子力専攻

長く継続して来た弥生研究会~放射線効果の解明と応用~では主に均一な系の放射線効果に注目して放射線誘起 現象の解明とその産業・医学利用に貢献する成果を取り上げてきた。これを発展させ、不均一な系すなわち界面を 含む系での放射線効果を含んだ形にアップデートした。今年度は3月下旬にオンラインで小規模に開催した。

#### <u>キーワード</u>:放射線効果,界面,ラジカル,電荷移動,エネルギー移動,表面改質,生物影響,原子力

#### 1. 概要

主に均一な系の放射線効果に注目して放射線誘起現象の解明とその産業・医学利用に貢献する成果を取り上げ, 長く継続して来た弥生研究会~放射線効果の解明と応用~を発展させ,不均一な系すなわち界面を含む系での放射 線効果を含んだ形にアップデートした。物質として界面を含む系を意識しているものの,均一系から複雑系まで 様々な対象への放射線効果の解明と応用に関する議論を行う枠組みとなっている。

今年度は2021年3月25日と29日の二日間にかけ,約2時間ずつオンラインで開催した。参加者は10名程度で,以下の発表があった。

- 山下真一(東京大) "Radiation Chemistry Study at Nuclear Professional School, Sch. Eng., Univ. Tokyo"
- DEOKAR Rupali ( $\checkmark \succ$  BARC) "Radiation and Photophysical Studies of Esculetin and its Derivatives"
- 于暠(東京大) "DNA Damage under Scavenger Free Condition"
- 後藤亜希(JAXA/東京大)"Polymer Surface Modification Method with Atomic Oxygen Beam"
- MCGRADY John(JAEA/東京大) "Radiolysis of Water Containing Nano Particles of Metal Oxides"
- WENG Hanqin (中国科技大/大阪大) "Radiation Utilization in Nanofabrication and Metal Recovery"

年月日	行事内容等
2020. 4. 1	原子力専攻(専門職大学院)入学式
2020. 5. 1∼ 2020. 5. 8	原子力安全管理委員会(メール審議)
2020. 6. 10	原子力安全管理委員会(WEB会議)
2020. 7. 08	運営諮問会議
2020. 7. 10	危機対策管理委員会
2020. 7. 13~ 2020. 7. 17	原子力安全管理委員会(メール審議)
2020. 8. 19∼ 2020. 8. 24	原子力安全管理委員会(メール審議)
2020. 8. 28	第15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
2020. 8. 28	第17回連携重点研究運営委員会(ZOOM開催)
2020. 9. 18∼ 2020. 9. 23	原子力安全管理委員会(メール審議)
2020. 9. 25	消防訓練の実施
2020. 10. 9∼ 2020. 10. 15	原子力安全管理委員会(メール審議)
2020. 11. 18	核物質防護訓練の実施
2020.12.4	原子力防災訓練の実施
2020. 12. 9∼ 2020. 12. 11	原子力安全管理委員会(メール審議)
2021. 1. 29	原子力防災訓練の実施
2021.1.14	第39回一般共同研究専門委員会(ZOOM開催)
2021. 1. 14~ 2021. 1. 19	原子力安全管理委員会(メール審議)
2021. 1. 28∼ 2021. 2. 4	原子力安全管理委員会(メール審議)
2021. 2. 19	原子力防災訓練
2021. 3. 5∼ 2021. 3. 10	原子力安全管理委員会(メール審議)
2021. 3. 15	第94回原子力機構施設利用共同研究委員会(Z00M開催)
2021. 3. 16	令和2年度 共同利用運営委員会(ZOOM開催)
2021. 3. 19	原子力専攻(専門職大学院)学位記授与式
2021. 3. 22∼ 2021. 3. 29	原子力安全管理委員会(メール審議)
2021. 3. 30	危機対策管理委員会

2020年度専攻内行事一覧等

_	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	員名簿	(R3.3.	16 現在)
区分	氏名	所属機関	職名	名称	委嘱期間
3.3(1)	長谷川 秀一	東大(院・工)原子力専攻	専攻長	委員	30.4.1~
]]	山口 彰	]] ]]	教授	//	30.4.1~
]]	岡本 孝司	11 11	]]	//	28.4.1~
]]	阿部 弘亨	11 11	11	]]	27.10.1~
3.3(2)	石川 顕一	ッ 原子力国際専攻	]]	委員長	31.4.1~R3.3.31
3.3(3)	瓜谷 章	名大(院・工)総合エネルギー工学専攻	11	委員	R1.5.17~R3.3.31
]]	齊藤 泰司	京都大学複合原子力科学研究所	11	]]	R1.5.27~R3.3.31
]]	浅井 圭介	東北大(院・工)応用化学専攻	11	]]	31.4.26~R3.3.31
]]	松山 成男	東北大(院・工)量子エネルギー工学専攻	11	]]	R1.5.24~R3.3.31
]]	鷲尾 方一	早大・理工学術院総合研究所	11	]]	31.4.1~R3.3.31
]]	関東 康祐	茨城大(院・工)機械システム工学専攻	]]	]]	R1.8.23~R3.3.31
//	河原林 順	東京都市大(工)原子力安全工学科	11	]]	31.4.1~R3.3.31
]]	佐々木 晶	阪大(院・理)宇宙地球科学専攻	]]	]]	R1.5.10~R3.3.31
]]	渡辺 幸信	九大(院・工)先端エネルギー理工学専攻	]]	]]	31.4.1~R3.3.31
]]	加美山隆	北大(院・工)量子理工学部門	11	//	31.4.26~R3.3.31
]]	村上 健太	長岡技科大(院・工)原子カシステム安全工学専攻	准教授	//	31.4.1~R3.3.31
3.3(4)	三浦 幸俊	日本原子力研究開発機構	理事	]]	31.4.1~R3.3.31
]]	羽島良一	量子科学技術研究開発機構	グループ リーダー	]]	31.4.1~R3.3.31
]]	鈴木良一	産業技術総合研究所	首席研究員	]]	R1.6.1~R3.3.31
]]	山口 誠哉	高エネルギー加速器研究機構	施設長	]]	31.4.26~R3.3.31
]]	田野井 慶太朗	東大(院・農)アイソトープ農学教育研究施設	教授	//	R1.7.1~R3.3.31
]]	細谷 紀子	〃(院・医)疾患生命工学センター	准教授	]]	R1.5.15~R3.3.31
8	星勝信	〃(工・情)事務部	総務課長	幹事	R2.4.1~
//	山下 真一	〃・(院・工) 原子力専攻	准教授	,,,	30.4.1~
9	家田 芳之	11 11	副課長	事務	30.7.1~

<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

(4) その他の学識経験者

(3)他大学の原子力研究関連教員第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。

受付実験番号	実 験 課	題	テーマ	代表者	実験参加	叩代表者	専攻内幹事
2020F01	V&Vのための精度保証実 築	験データベース構	岡本	孝司	岡本	孝司	岡本 孝司
		実験	担 当	者			
韓国 Ajou 大学	Jo Byeongr	nam(准教授)					
産総研	染矢 聡(研	究員)	近藤 羽	推裕(研究	19月)		
JAEA	Chai Pengh	ui(特定課題研究員)					
東大・院工・原	子力国際 Pellegrini M	Pellegrini Marco(特任助教授)		Erdal Ozdemir(学術支援専門職員)			)
	Zhang Yao(	Zhang Yao(学術支援職員)		Wang Kai(特任研究員)		結城 看	5(D3)
	Rizaal Muh	zaal Muhammad(D3) Liang I		Liang Hui(D3)		Li Chung-Yen(D2)	
	Wang Shixi	an(D2)	Hong Zhenhan(D1)		(D1)	Allaf Muhammad(D	
	南上 光太!	郭(D1)	高橋 佑	右介(M2)	)	横山 該	E(M2)
	Liu Hui(MI	1)					
東大・院工・原	子力 岡本 孝司	(教授) 新授)	鈴木 俊	一(特任	壬教授)		
	Erkan Nejd	let(特任准教授) Z	Zhou Qia	an(学術う	支援専門耳	膱員)	

受付実験番号		実	<b>澰 課 題</b>		テーマ代表者	実験参加	叩代表者	専攻内幹事
9090E09	レーザープ	ラズママ	ルチビーム研究		上坂 充	吉田	光宏	上坂 充
2020F02				実 験	担 当 者			
国立清華大		黄谷	行介(教授)	Kuan	·Yan Huang(博士	=研究員)		
		Tze-C	Chih Liu(M2)					
KEK		吉田	光宏(准教授)	小山	和義(研究員)			
東大・院工・原	京子力国際	尾関	政文(M2)	近藤	勇佑(M2)	楊	健(M2)	
東大・院工・原	〔子力	上坂	充(教授)	上田	徹(学術支援職員	1)		
		土橋	克広(学術支援	[専門職員]				

受付実験番号	実	験 課	題	テーマイ	弋表者	実験参加代	表者	専攻内幹事
2020-202	Xバンド加速器の	応用研究	2	上坂	充	上坂 ラ	充	上坂 充
2020F03			実 験	担当	者	·	<u>.</u>	
名古屋大・院コ	-	渡辺	賢一(准教授)					
秋田高専		坂本	文人(講師)					
土木研究所		石田	雅博(上席研究員)	大島	義信(	主任研究員)		
		廣江	亜希子(研究員)					
産総研		藤原	健(研究員)					
シャープ株式会	会社	三好	寿顕(研究員)					
アキュセラ		草野	譲一(研究員)	山本	昌志	(研究員)	伊藤	卓(研究員)
東大・院工・総	総合研究機構	高橋	浩之(教授)					
東大・院工・マ	アテリアル工学専攻	松浦	宏行(准教授)					
東大・院工・機	後械工学専攻	中尾	政之(教授)					
東大・院工・周	原子力国際	島添	健次(特任講師)	楊修	建(M2)			
東大・院工・周	原子力	上坂	充(教授)	山下	真一(ネ	隹教授)		
		土橋	克広(学術支援専門	1職員)				

受付実験番号	実	験	課題	テーマイ	代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
	電子ライナック	沤動小型	型中性子源の開発と利		去		
2020F04	用			上坝	70	工圾 九	工圾 尤
			実 験	担 当	者		
土木研究所		石田	雅博(上席研究員)	大島	義信(	主任研究員)	
産総研		藤原	健(研究員)				
アキュセラ		草野	譲一(研究員)				
東大・院工・総	診合研究機構	高橋	浩之(教授)				
東大・院工・房	原子力国際	楊俊	<b>進(M2)</b>				
東大・院工・原	〔子力	上坂	充(教授)	土橋	克広(	学術支援専門職員)	

受付実験番号		実	験課題			テーマイ	代表者	実験参加代	表者	専攻内	幹事
2020F05	レーザーを用 検討	目いた植	亥物質分光分析シ	/ステ	ムの	長谷川	秀一	岩田 圭	弘	長谷川	秀一
				実	験	担 当	者			L	
原子力機構		若井田	日 育夫(研究員)		宮音	⑧ 昌文(	研究員)	富田	純平	(研究員)	
		永岡	美佳(研究員)		松原	亰 菜摘(	研究員)	山田	知典	(研究員)	
		伊藤	主税(研究員)								
産総研		藤原	健(研究員)								
レーザー総研		大道	博行(研究員)								
東大・博物館		松崎	浩之(教授)								
東大・宇宙線の	Ŧ	関谷	洋之(准教授)								
東大・院工・原	京子力国際	Steph	en Wells(D3)		松原	夏 史枝(J	M2)	渡辺	悠介	(M1)	
東大・院工・原	<b>〔</b> 子力	上坂	充(教授)		長谷	≨川 秀-	-(教授	) 斉藤	拓巳	(准教授)	
		岩田	圭弘(助教)		千	徚煜(学	術支援軍	專門職員)			

受付実験番号		実	験課題		テーマ代	、表者	実験参加	叩代表者	専攻内幹事
	腐食特性を	向上さ	せた Zr 基、Fe 基合会	金の開	'n⊥⊞≾	关环	山田之	大口	山山田区 光河
2020F06	発				判判∕	<i>t</i> 11	甲里	<i>†</i> 11	判判が対
			実	験	担 当	者			
東大・工・原子力国際 Neil Nikolova(D2)			Salman Alrakan(D2) Zhang Jingbo(M2)					(M2)	
八木 伸太郎(M1)					Han Yi (M1) Gao Mingxu(M1)				
		Wang	Zigeng(M1)						
東大・工・原子	力	阿部	弘亨(教授)	叶野	翔(助教)	1	楊	会龍(特(	壬助教)
		尾亦	孝男(技術専門職員)	John	McGrady	/技術3	友援専門職	战員)	

受付実験番号	実	験 課 題		テーマ代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
9090E07	土壌中での放射性	<b>Ł核種の動態評価</b>		斉藤 拓巳	斉藤 拓巳	斉藤 拓巳
2020F07			実 験	担 当 者		
東大・工・原子	力国際 角木	啓太(M2)	Yildiri	m,Anil Can(M1)	) 西 柊	作(M1)
東大・工・原子	一力 斉藤	拓巳(准教授)	Zhou	Qian(学術支援専	門職員)	

受付実験番号		実懸	<b>魚 課 題</b>		テ	ーマ代表者	実験参	加代表	長者	専攻内幹事
2020I 01	水溶液の放射	才線効果	その研究		Ц	山下真一	山下	真-	-	山下真一
2020L01			実	彩 験	担	! 当 者				
南京航空航天大	、学	馬馬	波(教授)							
大阪大・産研		室屋	裕佐(准教授)							
中国科学技術大	、学	WEN	G HANQIN(博士研	究員)						
原子力機構・安	そ全研究 C	端 扌	『樹(研究員)							
原子力機構・原	〔子力基礎工	熊谷	友多(研究員)	樋	j)	智洋(研究員	)			
量研機構・高幅	奇研	佐伯	誠一(研究員)							
都立産技研		中川	清子(主任研究員)							
東大・院工・原	〔子力国際	近藤	勇佑(M2)							
東大・院工・原	〔子力	工藤	久明(准教授)	Щ	下	真一(准教授	) 橋	「「「」	英子(	技術専門職員)
		Mc G	rady,John Patrick	(学術す	を援	専門職員)	Ţ	:田	徹(学	術支援職員)
		于青	暠(学術支援職員)							

受付実験番号		実 験 課 題				テーマ代表者 実験参		1代表者	専攻内幹事
	パルス&プロ	ーブ法	を用いる		安日	是	安民	次仕	山下一古二
2020L02	超高速反応の	研究			主臣	至 俗佐	主庄	俗任	山下
				実 験	担	当 者			
南京航空航天大	学	馬馬	始(教授)						
大阪大・産研		室屋	裕佐(准教授)		誉田	明宏(D3)		東川 -	一希(M2)
		池内	健吾(M2)						
東北大・院工		越水	正典(准教授)						
中国科学技術大		WEN	G HANQIN(博士研	肝究員)					
原子力機構・安全	全研究 C	端 扌	阝樹(研究員)						
原子力機構・原	〔子力基礎工	熊谷	友多(研究員)		樋川	智洋(研究	員)		
東大・院工・原	〔子力国際	近藤	勇佑(M2)						
東大・院工・原	〔子力	上坂	充(教授)		工藤	久明(准教	:授)	山下	真一(准教授)
		橋本	英子(技術専門職	6員)	上田	徹(学術支	援職員)	于暠	(学術支援職員)

受付実験番号	実 験	課 題	ラ	テーマ代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
	不定比金属組成を精密	層に制御した超伝導	体	下山 游山	下山。清二	
2020L03	のピンニング特性に及	ぼす電子線照射効果	:	下山 仔—		甲里アナ州
		実	険 担	1 当 者		
青山学院大・理	王 下山	淳一(教授)	元木	、 貴則(助教)	小塩岡	川史(M2)
	富久	琢磨(M1)				
東大・院工・原	〔子力 叶野	翔(助教)				

受付実験番号		実	験 課 題		テー	-マ代表者	実験参	≿加亻	代表者	専攻P	向幹事
20201.04	高温・超臨り	₽溶媒0	D放射線化学		室	屋 裕佐	室屋	主有	浴佐	山下	真一
2020L04			実	験	担	当 者					
南天航空航天大		馬馬	按(教授)								
大阪大・産研		室屋	裕佐(准教授)	誉E	日明	宏(D3)	東	)	一希(1	M2)	
		池内	健吾(M2)								
中国科学技術大		WEN	G HANQIN(博士研究員	1)							
原子力機構・安全	≧研究C	端 扌	『樹(研究員)								
原子力機構・原	子力基礎工	熊谷	友多(研究員)	樋	川	智洋(研究員)					
東大・院工・原	子力国際	近藤	勇佑(M2)								
東大・院工・原	子力	工藤	久明(准教授)	山	下耳	真一(准教授)	檑	本	英子(打	技術専門	月職員)
		上田	徹(学術支援職員)	于	暠(	学術支援職員	員)				

受付実験番号		実 験	課題		テー	マ代表者	実験参	加代表	者	専攻内	幹事
20201.05	フォトカソー	ド RF 🕯	電子銃の高性能化		上	坂 充	上共	反充		上坂	充
2020L05			実	験	担	当者					
大阪大・院・コ	- -	細貝	知直(教授)	室屋	裕佐(	(准教授)					
秋田高専・電気	〔情報工学科	坂本	文人(講師)								
高ェネルギー加速器	發研究機構	吉田	光宏(准教授)								
東大・院工・原	〔子力	上坂	充(教授)	山下	真一(	准教授)	桥	喬本 英	专子(技	<b>达術専門</b>	職員)
		上田	徹(学術支援職員)	)							

令和2年度 弥生施設利用実験一覧表

受付実験番号	実	験課題		テ	ーマ代表者	実験参加代	表者	専攻内幹事
20201.00	高速応答シンチレ	ータの開発と性能	評価	Ţ	越水 正典	越水 正	典	山下 真一
2020L06			実 験	担	当 者			
東北大	越水	正典(准教授)	藤	本	裕(助教)	川本	弘樹	(D1)
東大・院工・周	〔子力 工藤	久明(准教授)	山	下	真一(准教授)	橋本	英子	(技術専門職員)
	上田	徹(学術支援職員	()					

受付実験番号	実	験課題		テーマ代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
	MA 分離抽出剤の	放射線分解メカ	ニズムの研	樋川 智洋	樋川 智洋	山下真一
2020L07	究			, _, , , , , , , , , , , , , , , , , ,		
			実 験	担 当 者		
大阪大・産研	室」	<b>髽 裕佐(准教</b> 授	)			
日本原子力研究	こ開発機構 樋り	川 智洋(研究員	) 熊	谷 友多(研究員)		
東大・院工・原	〔子力 工匠	泰 久明(准教授	) 山	下 真一(准教授)	上田 徹	(学術支援職員)

受付実験番号		実 験 課 題		テーマ代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
20201.02	放射線誘起活性	生種の時間分解ラマン分類	光	山下真一	山下真一	山下真一
2020L08		実	験	担 当 者		
南京航空航天大	₹	馬 駿(教授)				
大阪大・産研		室屋 裕佐(准教授)				
中国科学技術大		WENG HANQIN(博士研	究員)			
原子力機構・安全	全研究C	端 邦樹(研究員)				
東大・院工・原	京子力国際	近藤 勇佑(M2)				
東大・院工・原	原子力	山下 真一(准教授)			橋本 英子(技術)	専門職員)
		Mc Grady, John Patrick	<b>x(</b> 学術ጛ	友援専門職員)	上田 徹(学術支	援職員)
		于 暠(学術支援職員)				

令和2年度 弥生施設利用実験一覧表

受付実験番号	実	験課題		テーマ	マ代表者	実験参加代表者	專攻内幹事
2020001	フェムト秒ライナッ	クのためのマシンス	タディ	上切	反 充	上坂 充	上坂 充
2020501		実	験	担 🗄	省 者		
大阪大・産研	室屋	裕佐(准教授)					
東大・院工・原	原子力 上坂	充(教授)	山下	真一	(准教授)	橋本 英子	(技術専門職員)
	上田	徹(学術支援職員)					

受付実験番号	実	験 課 題		テーマイ	代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
20201101	先進原子炉構造林	すの照射効果		叶野	翔	叶野 翔	叶野 翔
2020H01		実	験	担 当	者		
日立製作所	石	嵜 貴大(研究員)					
東大・院工・原	子力国際 Nei	l Nikolova(D2)	Sa	ılman Alra	akan(D2	2) Zhang Jingł	oo(M2)
	八木	、 伸太郎(M1)	Η	(M1)			
	Wa	ng Zigeng(M1)					
東大・院工・原	子力 阿音	邓 弘亨(教授)	叶	野翔(助	教)	楊 会龍(特	任助教)
	尾刃	尔 孝男(技術専門職員)	Mo	e Grady, Jo	ohn Pat	rick(学術支援専門耶	<b>哉員)</b>

受付実験番号		実 験 課 題					代表者	実験参加	叩代表者	専攻内	]幹事
2020H02	原子炉構造林	才料の用	飛射劣化機構の研究		j	藤井	克彦	藤井	克彦	叶野	翔
2020H02			実	験	担	当	者				
㈱原子力安全シヌ	〒4研究所	藤井	克彦(主席研究員)		福村	卓ł	也(主任研	F究員)			
		三浦	照光(副主任研究員)	)							
東大・院工・原	子力	叶野	翔(助教)		尾亦	、 孝	男(技術専	専門職員)			

受付実験番号	実	験 課 題		テーマ	代表者	実験参加	代表者	専攻内!	幹事
00001100	核融合炉材料の!	照射効果		叶野	翔	叶野	翔	叶野	翔
2020H03		実	験	担 当	者				
東大・院工・原	Salman Alrakan(D2) Zhang Jingbo(N					o(M2)			
八木 伸太郎 <b>(M1)</b>				Han Yi (M1) Gao Mingxu(M1)					
	W	ang Zigeng(M1)							
東大・院工・原	子力 阿爾	部 弘亨(教授)	р	十野 翔(即	劫教)	楊	会龍(特	任助教)	
	尾	亦 孝男(技術専門職員	) N	Ic Grady,	John Pa	atrick(学術习	支援専門	職員)	

受付実験番号	実 験 課 題	テーマ代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
20201104	核融合炉材料における照射欠陥の発達過程	徐虬	徐虬	神野 智史
2020H04	実験	担 当 者		
京都大・複合研	徐 虬(准教授)			
東大・院工・原	子力 神野 智史(助教) 叶	予 翔(助教)	尾亦 孝男(技術	「専門職員)

受付実験番号	2°11	実 験 課 題				代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
	Irradiation effe	fects in adv S steels for	anced martens nuclear	itic	阿部	弘亨	Li Yangfen	楊会龍
2020H05	applications.						-	
			実	験	担 当	者		
中国科学院金属码	研究所 L	Li Yangfen(	教授)	Jia	rong Zh	ang(D3)	) Feiyang	Bao(M2)
JSPS fellow	Q	Quanqiang	Shi(助教)					
東大・院工・原	子力 阿	可部 弘亨(	教授)	叶野	予翔(助	教)	楊会龍	[(特任助教)
	尾	尾亦 孝男(	技術専門職員)					

受付実験番号	実	験 課 題		テーマ代表者 実験参加代表者				専攻内	幹事
20201102	イオン照射を用い	た照射劣化モデル化研究		村上 俊	建太	村上 健	太	叶野	翔
2020H06		実影	¢ ۽	担 当	者				
福井大・国際原一	子力	山本 琢也(客員教授)							
長岡技術科学大	・原子力	鈴木 雅秀(特任教授)		村上	健太(准	<b>(教授)</b>			
		Do Thi Mai Dung(助教)		I Way	yan Ng	arayana(D1)			
		Nguyen Ba Vu Chinh( I	)1)	Huynl	h Do D	[2)			
		陳 心潤(M2)		譚欣	¢(М1)				
		文 盖雄(M1)		山本	啓太(N	<b>(</b> 1)			
長岡技術科学大	· エネルギー環境	Luu Vu Nhut(D3)		Phong	gsakorn	n Prak Tom(I	)3)		
名古屋大学・都市	市環境学	丸山 一平(教授)							
日本原子力研究開	<b>鼎発機構</b>	高見澤 悠(研究員)		河 作	有成(特(	壬研究員)			
東大・院工・原	子力国際	CHEN Dongyue(特任講	睛師)	陳目	良(特任	研究員)			
東大・院工・原	子力	叶野 翔(助教)	楊	会龍(特住	壬助教)				

受付実験番号	実験課題				ーマ什	表者	実験参加	代表者	専攻内幹事
	大強度陽子加速器標的	院子加速器標的環境に耐えうる新材			ΖШ	占	<b>7</b> m	占	山十田之 为初
2020H07	料の照射損傷の基礎研	究				門判判			
			実 験	担	当	者			
KEK 素粒子原	子核研究所	石田 卓	回(研究機関講師	<b>Ī</b> )	牧村條	夋助(技	師)		
JAEA J-PARC	センター	若井栄-	-(研究主幹)						
東大・院工・原	子力	阿部引	弘亨(教授)		叶野	翔(助	」教)	楊 会	龍(特任助教)

受付実験番号		実 験 課 題					実験参	実験参加代表者		専攻内幹事
2020H08	Developing the behavior by dose rate	metho ors oh e	od to analyze point defects influe	enced	関村	直人	( De	CHEN ongyu	[ Ie	叶野 翔
			実	験	担 当	者				
長岡技術科学大	・原子力	村上	健太(准教授)							
日立製作所		王 睹	可(主任研究員)							
電中研・材料科	学研	土肥	謙次(主任研究員)	野本	明義(主	E任研究	員)	西田	憲二	(主任研究員)
東大・院工・建	築	糸井	達哉(准教授)							
東大・院工・原	子力国際	関村	直人(教授)	CHE	N Dong	yue(特任	講師)	陳	良(特住	£研究員)
東大・院工・原	子力	阿部	弘亨(教授)	叶野	翔(助羲	汝)		楊	会龍(特	寺任助教)

受付実験番号		実 験 課 題					ーマ	代表者	実験参加	叩代表者	専攻内幹事
2020400	核融合炉ブラン 成合相垂効果	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
20201109	<b>肉</b> 皮 伯 木			宝	駼	扣	当	老			
				7	-974			н			
静岡大・学術院	理学領域	近田	拓未(講師)								
静岡大・総合		赤星	江莉加(M2)		遠	藤	理帆	(M2)	中洋	睪 章太()	M2)
		法月	亮介(M1)		三	浦	颯太	(M1)			
東大・院工・原	叶野	翔(助教)									

受付実験番号	実 験 課 題			テー	マ代表者	実験参	加代表者	専攻内幹事
2020H10	酸化物分散強化鋼にによる微細組織と機	こおける多方向冷     械特性の改善	間圧延	申	晶潔	申	晶潔	叶野 翔
		実	験	担	当 者			
核融合科学研究	所 長坂	琢也(教授)	ŀ	申 晶液	絜(特任研究	2頁)		
東大・院工・原	子力 阿部	弘亨(教授)	F	十野	翊(助教)		楊会育	퇕(特任助教)

受付実験番号	実 験 課 題			テーマ	代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
	低放射化フェラ	イト釗	岡およびその酸化皮膜	山白	中中	<b>山白 甘樹</b>	山田、知
2020H11	の照射下相安定	性		十回	革彻	中 局	門到了州
			実 験	担 当	者		
量子科学技術研究開発機構		中島	基樹(主任研究員)	安	堂 正	己(主幹研究員)	
		黒滝	宏紀(任期付職員)				
東大・院工・原子力		叶野	翔(助教)	尾	『亦 孝	男(技術専門職員)	

受付実験番号	実 験 課 題			·代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
	原子炉圧力容器鋼の初期特性と照射硬化の			传武	河井子	н   HI3 — <del>Х</del> Л
2020H12	相関に関する研究		刊	们成	们们及	町野 刑
		実 験	担 当	者		
原子力研究開発機構安全研究センター		河 侑成(研究員)		岩田	景子(研究員)	
		高見澤 悠(研究員)		下平	昌樹(研究員)	
東大・院工・原子力		叶野 翔(助教)	尾亦		孝男(技術専門職	<b>哉員)</b>

受付実験番号	実	験課題	テーマ代表者	実験参加代表者	専攻内幹事		
2020H13	Study on the he surface microstr retention in tung	avy ion induced defect a ructural changes effect gsten	nd on Gon-Ho Kim	Gon-Ho Kim 叶野 翔 叶野			
		実り	<b>〕</b> 担 当 者				
Seoul National University		Gon-Ho Kim(Professor	) Ki-Bae	k Roh(Graduate st	cudent)		
Myeong-Geon Lee(Graduate student)							
東大・院工・原子力		叶野 翔(助教)	楊会龍	楊 会龍(特任助教)			

受付実験番号	実 験 課 題		テーマ代表者		実験参加代表者	専攻内幹事	
2020H14	核融合炉機能性材料におけ する研究	る照射効果に関	小田	卓司	小田 卓司	叶野 翔	
	実験担当者						
Seoul National University 小田		小田 卓司(Associate Professor		sor) Gil Junhyoung(大学院生)			
	Han Jeong	Han Jeonghwan(大学院生)		Park Sehyeok(大学院生)			
	Yang Sojeo	Yang Sojeong(大学院生)		Lee Hyunseok(大学院生)			
	Lee Dougg	Lee Douggyu(大学院生)					
東大・院工・原	子力 叶野 翔(助	]教)					

受付実験番号	実 験 課 題			テーマ代表者		実験参加代表者		専攻内韓	幹事
2020S02	イオンビーム実習: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
	実 験		担	当	者				
東大・院工・原子力 阿部 弘亨(教授) 叶		叶野	盱	翔(助	教)	尾亦	孝男(技	術専門職	員)
	楊 会龍(特任助教)								

# 令和2年度 UTNL レポートリスト

No.	著者名	標題			
R-501	共同利用管理室	平成 31 年度	共同利用成果報告書		