

平成30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. 原子炉（弥生）経過報告
 - 1.2. ライナック経過報告
 - 1.3. 重照射（HIT）経過報告
 - 1.4. 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6テーマ（別表）
 - 2.2. ライナック（L シリーズ）：計8テーマ（別表）
 - 2.3. 重照射（H シリーズ）：計13テーマ（別表）
 - 2.4. 弥生研究会（Y シリーズ）：計6テーマ（別表）
3. 平成30年度専攻内行事一覧
4. 各種委員会名簿
5. 平成30年度弥生施設共同利用実験・題目別実験担当者名簿
6. 平成30年度 UTNS レポート一覧

大型設備の経過報告『原子炉（弥生）経過報告』

1. H30 年度の現状について

- 原子炉棟実験準備室の大扉が高経年化のため、完全には閉まらない事象が昨年度に発生した（H30.1.30）。当初ビニールシートで目張りし、楔で扉を固定した他、核物質防護上の措置を施し、地元をはじめ規制当局にも情報提供して対応した。数十トンの重量物である大扉の修復方針を踏まえ、一旦大扉を全閉することとし、ジャッキ当て L 金具、可動ローラー、ネジ締め具等の溶接工事を行い、同室の負圧制御を可能とした。（第 2 四半期）。下ヒンジ部のガウジング作業を行い、軸受けベアリングの破損を確認した。新たに作製した開閉下ヒンジ部を溶接して改修工事を行った（第 3 四半期）。これにより、開閉下ヒンジは取り外し交換可能となり、扉の高さ調節等もジャッキアップにより可能となった。また、同扉を手動で開閉するための駆動チェーンの改修工事も行った（第 4 四半期）。
- H29.6.6 に発生した「日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターにおける核燃料物質の飛散に伴う作業員の汚染事故」に関して、東大専攻内でも事故時対応の水平展開を実施し、H29 年度には、汚染除去の観点からクリーンブースを購入して、組み立て訓練及び除染訓練を行っている。この訓練結果を改善反映させ、H30 年度においては、常設型クリーンブースを新規に購入した。（第 3-4 四半期）。今後はこのクリーンブースを用いて要素訓練を実施する。
- 高経年化に対する保全措置の一環として、H29 年度末より原子炉棟の外壁防水塗装工事を段階的に進めてきた。H30 年度においては、原子炉室西外壁（第 1 四半期）、実験準備室東外壁及び原子炉室南外壁（第 2 四半期）を対象に実施し、工所用足場の設置作業から浮部補修、クラック部補修、欠損部補修をし、最終的に防水塗装補修を施した。
- ここ数年、前出案件を含む施設及び設備の高経年化が目立ち、廃止措置計画に大幅な遅れを生じていることから、燃料切断処理工程の見直しだけでなく、使用済燃料の処分方法自体について、検討を重ねてきた。廃止措置に移行した当初は、高速中性子源炉「弥生」の高濃縮ウラン燃料について、日本原子力研究開発機構に譲渡し、処理する予定であったが、設備等の高経年化対策の観点から、原子力専攻では、弥生の燃料を米国返還する方針に転換した。
- 燃料の米国返還は、SOI（Statement of Intent）調印（H30.8.7）をもって、日米政府間で合意された。これに続き先ず、原子炉設置変更承認申請し承認を得た（H30.12.6）。次に、燃料の米国返還方針に伴う変更を反映させるべく、3 回目の廃止措置計画変更承認申請を行い（H31.3.28）、認可待ち状態となっている。
- 上述の様に、方針を大きく変更したことにより、H30 年度は各種許認可を整える作業が主であり、廃止措置計画に基づく実作業は行っていない。既に脱被覆を終えている HEU-A 以外の HEU-B 及び HEU-C については、H30 年度期間中においても、引続き炉心にてクーリングしており、IAEA による保障措置も含めて炉心の健全性を担保している。

2. スケジュール

- 表 1 は、燃料を米国返還する方針転換に伴い、年度末（H31.3.28）に原子力規制委員会に変更申請した廃止措置計画書にある「弥生炉廃止措置計画の全体工程」であり、報告該当期間を朱枠で記した。従来の廃止措置計画における燃料譲渡までに要する期間（小片化切断及び切粉回収）は 7 年と見積もっていた。米国返還の方針転換においても、燃料の脱被覆のために切断（溶断）作業は行わなければならないが、同期間は従前計画の約 1/2 となる。脱被覆のための水中切断（溶断）は、2019 年度に、蒸留法による切粉の粉体化回収は 2020 年度に其々計画している。
- 2022 年 3 月までに米国へ燃料返還すべく、譲渡先である米国エネルギー省とは、スケジュールの他に技術的にも緊密な意思疎通を図っている。
- より厳しい核物質防護上での海上輸送となることから、日本の規制当局ばかりでなく、多くのステークホルダーとの協力体制の構築を図るため、丁寧な進捗状況の説明に努めているところ

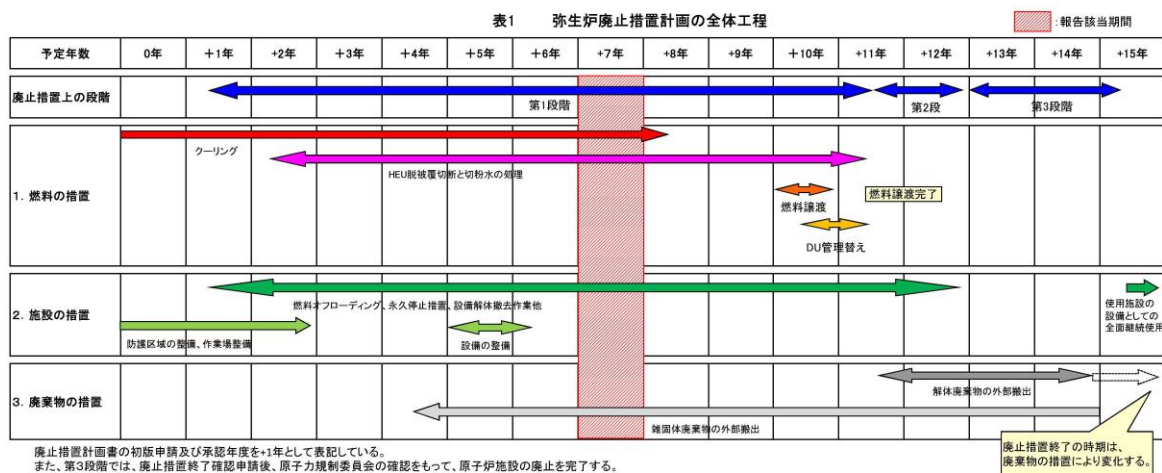
である。

3. 設備改善等

- ・ 研究棟変電室から敷設された高圧ケーブルの更新工事（前年度～H30/5月）。
- ・ 実験準備室大扉の下ヒンジ部補修及び開閉用駆動チェーンの更新工事（前年度～H31/2月）。
- ・ 排風機軸受け箱更新工事（H30/9月）。
- ・ 天井吊り下げフックの撤去（H30/4月）。
- ・ 原子炉棟の外壁防水補修工事（前年度～H30/4-7月）。
 - － 原子炉室西及び南外壁、実験準備室東外壁
- ・ 制御室パッケージエアコン修理（H30/6-10月）。
- ・ 変電設備室壁の亀裂補修（H30/7月）。
- ・ 管理区域内（加速器室-防護区域）の電気配線工事（H30/7月）。
- ・ 原子炉室及び迷路部のロンリウム張替工事（H30/7月）。
- ・ 原子炉室及び実験準備室の天井照明をLED化に更新（H30/9月、H31/1月）。
- ・ 低レベル廃棄物を外部搬出後、廃棄物保管庫床について塗装補修（H30/9-11月）。
- ・ PAS（東電分界点）及び高圧引き込み線更新工事（H30/9-10月）。
- ・ 天井ペネトレーション及び天井プラグカバーの塗装補修（H30/7月、10月）。
- ・ 原子炉棟屋上設置機器の撤去工事（H30/10月-H31/2月）。
 - － ホイスト、リフタークレーン、クレーンアーム
- ・ 原子炉棟温調用冷温水機の台座補修（H31/3月）。
- ・ 空調監視盤用レコーダ更新（H31/3月）。
- ・ 常設型クリーンブースの設置（H31/3月）。

4. 廃止措置計画に伴う申請及び報告書等関連

- | | |
|--------------------------|-----------|
| ・ 廃止措置実施状況報告書(H29年第4四半期) | H30.4.25 |
| ・ 廃止措置実施状況報告書(H30年第1四半期) | H30.7.30 |
| ・ 様式13 原子力施設の変更に係る報告書 | H30.9.3 |
| ・ 東京大学原子炉設置変更承認申請書 | H30.9.3 |
| ・ 廃止措置実施状況報告書(H30年第2四半期) | H30.10.25 |
| ・ 廃止措置実施方針 HP 公開 | H30.12.28 |
| ・ 廃止措置実施状況報告書(H30年第3四半期) | H31.1.25 |
| ・ 廃止措置計画変更承認申請書 | H31.3.28 |
| ・ 様式1-3 廃止措置計画書について | H31.3.28 |



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 上坂充，山下真一，上田徹，橋本英子，安見厚志

概要

電子線形加速器施設ライナックは本年度で全国共同利用 40 周年を迎え，3 月 15 日に記念式典も開催した．本装置は順調に稼働中で，極短パルスを用いての放射線化学，量子ビーム工学，等の開発等の実験研究に利用され，着実に成果を出し続けている．今年度は，機器の老朽化に伴う故障が目立った．RF 窓，電子銃の交換，マグネット電源の更新等を行った．

ライナック利用運転

今年度は以下の 8 テーマを受け付けた．

課題 No.	課題名	代表者（所属）
30L-01	水溶液の放射線効果の研究	山下 真一（東京大）
30L-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（東京大）
30L-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（青学大）
30L-04	高温・超臨界溶媒の放射線化学	室屋 裕佐（大阪大）
30L-05	フォトカソード RF 電子銃の高性能化	上坂 充（東京大）
30L-06	高速応答シンチレータの開発と性能評価	越水 正典（東北大）
30L-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（JAEA）
30S-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（東京大）

18L の状況

通常，18L ビームラインは真空度 $10^{-6}\sim 10^{-7}$ Pa で運転するところを，数年前からの真空度低下により 10^{-5} Pa の状態で運転していた．最初はその原因を特定することが出来なかったが，細部にわたりリークチェックを行った結果，高周波窓（RF 窓）であるという結論に至った．RF 窓交換後，上流の電子銃付近の真空度は 10^{-7} Pa，下流も 10^{-6} Pa に向上した．

35L の状況

今年度は短いスパンで 2 度の RF 窓交換を行い，ビームラインの大気開放をした．作業後に電子ビームの電流値が作業前の 1/3 程度まで低下した．これに伴い，電子銃の交換も行った．原因としては，電子銃の電子源表面に酸素や水が付着したことが考えられる．作業後，電子ビーム測定をした結果，作業前の強度に回復していることを確認した．

マグネット電源の故障により，ビームが過剰に偏向を受け，ビームを見失う現象が発生した．マグネット電源のほとんどがライナック建設当初から使用しているので，他の箇所についても更新する予定である．

その他

マグネット，クライストロン等冷却装置の更新を行った．来年度はポンプの更新を行う．また，ライナック棟一部の電球の LED 化工事を行った．本体室及び照射室は，足場を組んで作業をする必要があるので，運転スケジュール等を考慮して進める．外壁のひび割れが目立っているため補修を検討する．

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、小藺雅美

- 抄録 -

平成 30 年度は 13 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、Si、O イオンビームを供給した。これまでのビーム供給時間は 268 時間（43 日）であり、加速器稼働時間は 750 時間であった。

1. HIT の概要

HIT は 2 台のメガボルト級イオン加速器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等に活用されてきており、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。

東日本大震災で 2 台の加速器はどちらも大きな被害を被ったが、平成 25 年度末までに 1.7 MV タンデトロンを原子力国際専攻より移設し、放射線発生装置の変更申請を行い、共同利用を再開した。被害がやや軽微であった 3.75 MV バン・デ・グラフについては、管理部において補修、修繕を行い、再開を目指しているが、機器の経年劣化が顕在化していることもあり、未だ共同利用の再開には至っていない。

2. タンデトロン運転・保守状況

平成 30 年度は 1.7MV タンデトロンを利用した共同利用テーマは 13 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 7 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た。また、平成 30 年度は Fe、W、Si、O イオンビームを供給し、268 時間（43 日間）の共同利用運転を実施した。なお、今年度の共同利用の開始時期が 7 月中旬となったことから、一部のユーザーで、希望するマシンタイムを配算することが出来なかった。

また、機器の老朽化に伴い、真空計やバルブ等の故障が散見されるようになってきている。特に、停電からの機器の再立上げ時にトラブルが多く確認されており、故障箇所を逐次、修理することで、共同利用の運営を進めている。今後も同様の対応が必要と考えられるが、イオンポンプや電源等の大型の機器の更新作業も必要になることから、計画的な対策が必要と考えている。

3. バン・デ・グラフ保守状況

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については逐次、修理を進め、複数箇所の損傷部の交換ないし修理を行っているものの、加速管の絶縁不良や微小リーク、また、絶縁ベルトの劣化については、未だその修繕対応を進めることが出来ていない。

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、個別管理する対策を講じた。これにより、共同利用に主として供しているタンデトロン加速器については安定してビームタイムを供給できる見通しであり、今後必要箇所を適宜、修理、リプレイスする計画としている。

大型設備の経過報告

ブランケット棟

ブランケット管理部 長谷川秀一、三津谷有貴、中野真奈美

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엑스線発生装置（ともに電子ライナック）、非密封 RI（トリチウム）の使用施設である。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、30F-03, 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 線源が利用されている。平成 30 年度も引き続き、主にこの2台の加速器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だ。特に 3.95 MeV X 線源を用いて実橋における初めての撮像試験を行った。実験室内では、燃料デブリ分析への応用を目指して、上記の二つの異なるエネルギーを持つ X 線源によって金属試料の CT 画像を生成し、その結果から元素分析を行う研究を行った。また、転炉の溶融鉄内の脱炭挙動可視化の試験を実施した。

レーザープラズマビーム源室では、上記の非破壊検査に向けた高エネルギー X 線用シンチレーターを用いた検出器や CT 装置の開発が行われた。

超電導工学実験室では、30F-01 のテーマと関係して、シビアアクシデントに関する研究が実施されている。1つ目は、極限荷重に対する原子炉構造物の破損メカニズム解明と破局的破壊防止策に関する研究である。2つ目は、福島原子力発電所 1 号機のサブプレッションチャンバーを模擬したトーラス形状（1/20 スケール）を用いて温度成層化現象を作り出し、その挙動を評価している。3つ目は、制御棒材料の B4C とステンレスを加熱して共晶溶融させ溶融物の移行挙動を可視化する実験である。また、4つ目は、高温ガス炉の構造材であるグラファイトの輻射伝熱および酸化に関する研究である。さらに5つ目は、スプレーと微粒子の相互作用に関する研究である。

重イオン加速器室では、29F-08 テーマとして、炉内環境下における材料の腐食特性評価に関する研究、ならびに、29H-04-09, 13 テーマでの HIT 加速器で照射された試料の照射後試験に関する研究を実施した。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投稿している。

3. 実験環境・サポート環境の整備

重イオン加速器室では、レーザーアブレーション装置等の整備に当たり、空調設備を増設した。既存の空調設備については、終夜運転で室内の温度制御を行っているが、機器の老朽化も進んでおり、随時、更新を進める計画としている。

トリチウム実験室では、老朽化対策として室内の RI 配管の地上化は終了している。今後は排風機系統の老朽化に伴い、排風機モーターのオーバーホールおよび排気系統の補修を実施する予定である。

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。特に、微粒子分析のための粒度分布計や遠心分離機を導入した。また、実験台や機器への電源供給を見直し、利便性・安全性の向上に努めている。

機械室・電気室等でも、適宜空調用設備消耗品や受電設備の更新を進めている。

その他建屋については、外壁の壁面塗装を実施し、また、屋上の防水補修工事を実施した。

低線量放射線の生体に対するリスク評価や放射線化学研究などにおいて必須とされる 1MeV 程度の高エネルギーマイクロビーム源の開発を行っている。電子ビームあるいはそれによる軟 X 線ビーム発生に対してはレーザー駆動誘電体加速器で、イオンビーム発生にはインパルス加速器を用いる。今年度は、従来型（位相変調型）加速配位を用いた実証器の基本設計を行うと共に、小型の市販レーザーを応用可能にするために回折格子を応用した光ガイド内での電子加速の研究を実施して、加速効率を約 10%に出来ることを示した。

キーワード： 誘電体加速器、インパルス加速、オンチップ加速器、ファイバーレーザー、放射線生物学研究。

1. はじめに

放射線生物学研究への応用を目指して、光学顕微鏡下で生きた細胞を観察しながら細胞核の狙った位置に照射可能なアト秒マイクロビーム発生装置の研究を進めている。中でも、実験卓の大きさとサブミクロンサイズのビーム発生可能な「レーザー駆動誘電体加速器(DLA)」と「パルス高電圧誘電体加速(DWA)」の研究を進めている。この技術は、オンチップ X 線レーザーなどの基礎技術となり得る。

2. 本年度の研究

2.1. 実証器の基本設計

非相対論的エネルギー領域での DLA 加速実証実験と 50keV から 1MeV までの加速器の基本設計を、市販のコードである CST を用いて実施した。シミュレーションではレーザーは波長が $\lambda=1030\text{nm}$ で、パルス幅(FWHM)が 50ps のガウシアンビーム(10mmx6 μm FWHM)とした照射時の電界強度の最高値は 2GV/m とした。回折格子のバーの高さを 1170nm、格子周期 Λ は電子の速度に整合($v/c=\Lambda/\lambda$)させる。例えば 900keV の電子加速に対しては $\Lambda=960\text{nm}$ である、格子と間隙の比を 1:1 とし、一対の格子を間隔 250nm で向かい合わせに配置した。CST では電子軌道を 3 次元で計算できるが 900keV のエネルギーでは横への偏奇が 10^{-10} であることと計算時間の節約のために 1 次元で計算した。これは対称軸上の電子の運動に対応する。エネルギーが低い時には対称軸から外れた所を通過する電子の偏奇は大きくなり、回折格子にあたらずに通過できる電子の数は減少する。図 1 は格子周期 Λ と速度 v の整合条件を満たす場合の夫々の入射エネルギーに対するエネルギー利得を表す。格子のバーの高さは一定としたために低エネルギーでは急速にエネルギー利得が低下する。これは、波長以下の格子周期では 1 次以上の次数の回折効率が急激に低下するためである。格子のバーの高さを 1/4 波長以下の最適地に設定すれば改善を見込めるが構造の製作が極端に難しくなるので、ここでは全体にわたって一定の格子形状とした。図 2 はレーザーの照射強度分布の模式図と、その条件下での加速距離に対する電子のエネルギーの計算結果である。初期入射エネルギーを 200keV とすると、約 10mm で 1MeV に加速可能である。ただし、電子は常に最適入射位相にあるとした、このことは、脱位相長さと適当な空走距離を置いて次の加速ユニットに入射する事によって実現できる。図 2 の長さは、空走距離も含む値である。

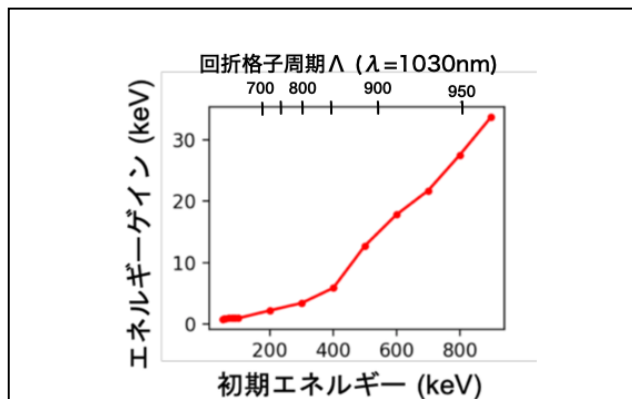


図 1 格子周期と初期入射エネルギーが整合条件を満たす場合の最大エネルギー利得。

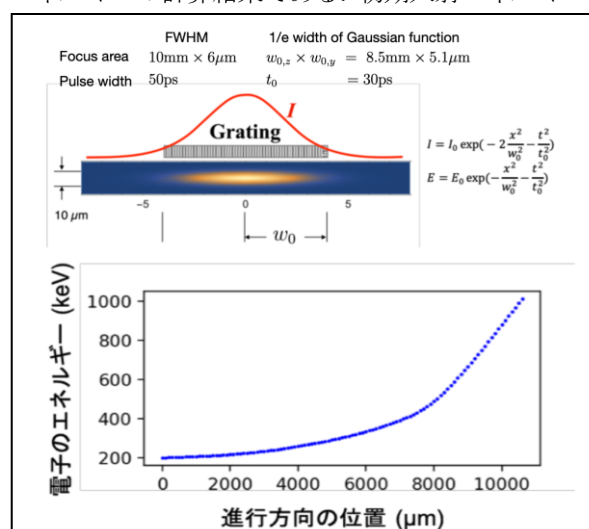
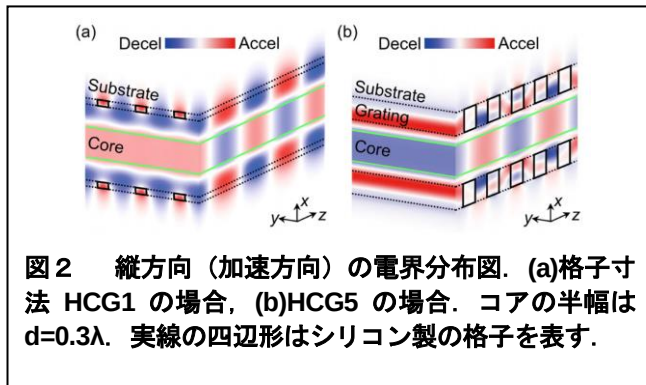


図 2 上の図はレーザー照射強度の分布図で、下の図は加速距離と電子の到達エネルギーの関係を表す。 $\Lambda=960\text{nm}$

2.2. 回折格子による光ガイドによる電子加速

昨年度明らかにした「格子周期が波長より小さな回折格子が一定の条件下で示す高反射率反射鏡としての機能」はレーザーの導波路として応用可能である。しかし、電子加速として応用するためには位相速度を電子の速度に一致させなければならない。位相速度と電子の速度の整合のために回折格子と加速ギャップの間に厚さが 100nm~800nm の誘電体製の整合層 (図 1 の格子層と緑色の線との間) を設置する。MPB(MIT Photonic Bands)オープンソースコードを用いて、5 種類の格子パラメータに関してそれらの特性を解析した。

なおレーザーの波長は $\lambda=1550\text{nm}$ とした。回折格子の高さと格子の空隙の大きさを変化すると、共鳴的に高反射率が現れる、この時のパラメータ (反射率と位相跳びの大きさ) を使って、縦方向 (z 軸; 加速方向) の電界成分の分布を図 1 に表した。図中のコア部分 (真空) の全体にわたってほぼ様な加速電界が得られている。図 2 は導波路内 (コア内) における加速電界強度、群速度、シャントインピーダンス、加速効率のコア幅依存性の結果をまとめたものである。レーザーから電子へのエネルギー輸送割合を表す加速効率は、いずれの格子パラメータに対してもコアの幅が約 0.7λ (約 0.35λ) の時に最大になり、TM モード HCG4 の場合には最高で 11% に達する。この時の加速電界は $0.68E_{\text{max}}$ で、群速度は $0.32c$ 、インピーダンスは 162Ω である。加速距離を 0.14mm とするとレーザーのパルス幅は 1ps が必要である。シリコンの光学破壊閾値である $0.35\text{J}/\text{cm}^2$ の強度でレーザーを入射すると、最大加速電界は $0.42\text{GV}/\text{m}$ (実行電界強度 $0.21\text{GV}/\text{m}$; y 方向の単位幅当たりの電荷量を $5.7\text{nC}/\text{m}$) となり、レーザービームの y 方向幅を 1λ とすると、 2.6kW のレーザーで 1MeV の電子を 1029.6keV に加速できることになる。加速距離を長くするとそれに応じてレーザーのパルス幅を長くする必要がある。今後は、非相対論的電子に対する構造設計とレーザーの導波路への低損失入射の方法を開発する必要がある。



ある。

3. まとめ

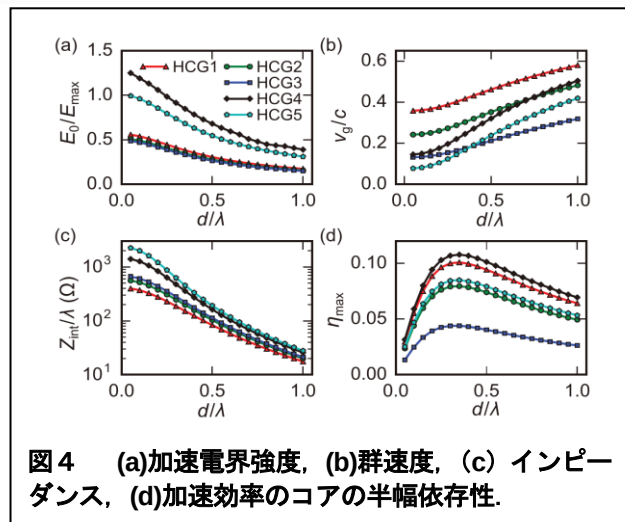
DLA での加速実証実験と 1MeV マイクロビーム実証機の設計のため、一対の誘電体製回折格子を使った位相変調型加速配位の基本設計を行った。また、小型の市販レーザーを応用可能にするために回折格子を応用した光ガイド内での電子加速の研究を実施して、加速効率を約 10% に出来ることを示した。

成果リスト※1

- [1] Z. Chen, et al., *Appl. Phys. Lett.* **112**,124120 (2018).
- [2] Z. Chen, et al., *Appl. Phys. Lett.* **113**, 034102 (2018).
- [3] 小山和義, 他, 第 15 回加速器学会年会プロシーディングス, 1265 (2018).
- [4] K. Koyama, et al., *Proc of 9th IPAC*, 1664 (2018).
- [5] Z. Chen, 東京大学大学院, 博士論文 (2018).
- [6] K. Koyama, *ACHIP meeting* (Hamburg, Germany), (2018) 招待講演
- [7] 高橋徹, 東京大学大学院, 修士論文 (2019).
- [8] K. Koyama, et al., *ACHIP meeting* (Stanford, CA. USA), (2019)

表 1 格子のパラメータ
(Λ は格子周期, b は格子空隙幅, s は格子高さ, n_a と n_b は夫々格子と空隙の屈折率で, ψ は反射面での位相跳びの大きさ)

Name	Polarization	n_a	n_b	Λ (nm)	b (nm)	s (nm)	$\psi_{R,0}$
HCG1	TE	1.53	1.53	1085	298	184	-1.60
HCG2	TE	1.53	1.53	930	481	214	-0.80
HCG3	TE	1	1.53	775	512	411	2.60
HCG4	TM	1	1	558	374	625	1.66
HCG5	TM	1	1.53	558	288	737	1.57



電子ライナック駆動小型中性子源の開発と利用

上坂 充¹、三津谷 有貴¹、Yudhitya Kusumawati¹、
土橋 克広¹、高橋 浩之¹、小沢 亅生¹、藤原 健²

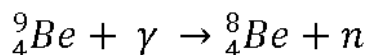
1: 東京大学、2: 産業技術総合研究所

核燃料デブリや橋梁コンクリート水分検出を目的として、可搬可能な小型中性子源を開発している。今年度は、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 の実験を行った。

キーワード：ライナック駆動中性子源、燃料デブリ、近距離中性子共鳴透過分析法。

1. はじめに

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。



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や、福島第一原子力発電所の核燃料デブリ内の核物質の定量測定である。

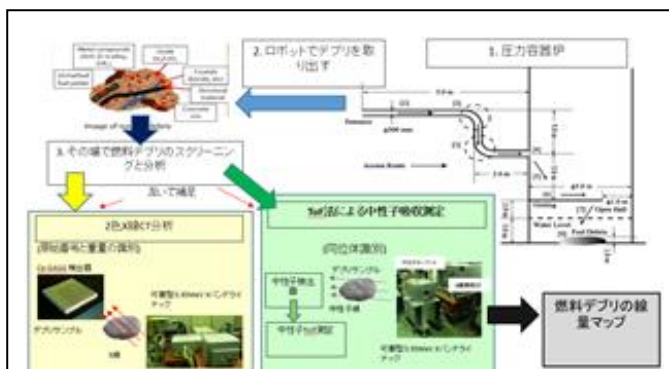


図1 福島1Fでの燃料デブリその場X線・中性子分析

2. 核燃料デブリ

2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故によって生じた燃料デブリの取り出し開始が2021 年から予定されており、安全で効率的な臨界管理・計量管理の観点から取り出した燃料デブリサンプルの性状 (特に U/Pu 濃度) を把握することが求められている。福島1F 燃料デブリに含まれるウランおよびプルトニウム同位体のその場非破壊成分分析のための、可搬型 950 keV/3.95 MeV X 線・中性子源による2色X線CTと近距離中性子共鳴透過分析法 (NRTA) の組み合わせによる、その場 U/Pu 濃度評価法の開発と実証である[1]。3.95 MeV X バンドライナックのパルス中性子源およびベリリウム3ガス中性子検出器を用いた短距離中性子飛行時間 (TOF) 測定を行う。

可搬型 950 keV/3.95 MeV X 線・中性子源を東電福島第一原子力発電所ユニット 1,2,3 の格納容器外側に持ち込み、熔融炉心から取り出されてきた燃料デブリをその場でX線・中性子源分析を行う (図1)。

2色X線CTによって、ある程度の誤差をもって、燃料デブリの原子番号の3次元分布が得られる。その後 NRTA を行って、U/Pu と推定させる箇所がそれらであるか判定する。これによって、燃料デブリ中の U/Pu の濃度が評価できる。そのスキームを図2に示す。

燃料デブリに含まれる元素の種類はある程

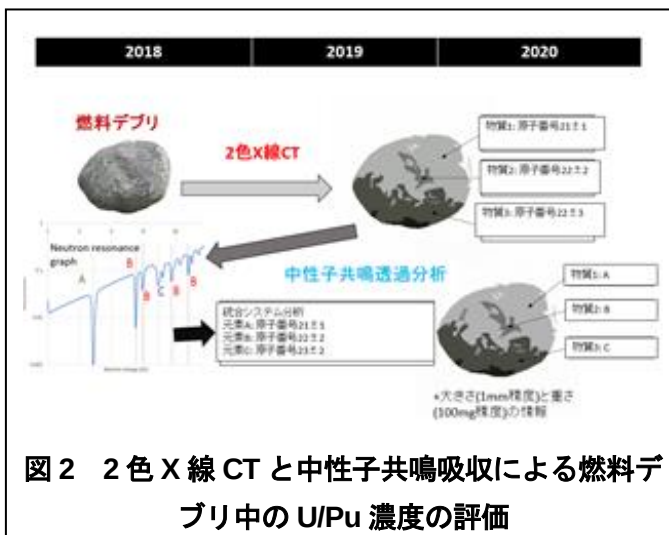


図2 2色X線CTと中性子共鳴吸収による燃料デブリ中のU/Pu濃度の評価

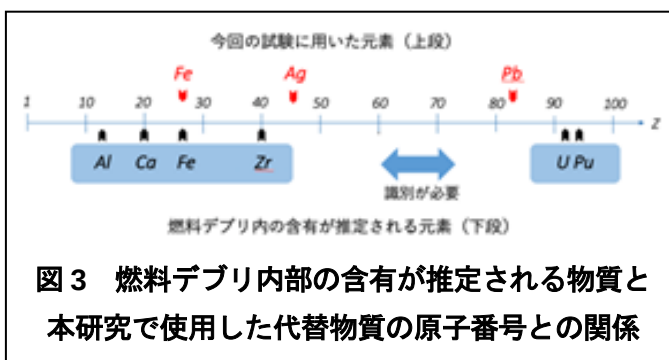


図3 燃料デブリ内部の含有が推定される物質と本研究で使った代替物質の原子番号との関係

度推定されており、U や Pu の他には Zr, Fe, Ca などが含有されると推定されている。燃料デブリ内部の含有が推定される物質と、本研究で使った代替物質の原子番号との関係図 3 に示す。

3. 近距離中性子共鳴透過分析法 (NRTA)

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 の体系を図 4 に示す。実験パラメータは 2.5m の TOF 距離、2.5 マイクロ秒のライナックパルス幅、2cm 中性子減速材、ヘリウム 3 中性子検出器で 1~2 時間以内の測定時間とした。TOF の距離、検出器遮蔽、およびデジタル信号処理を調整して、X 線/ガンマ線からのノイズを減少させ、そして信号対ノイズ比を 9 : 1 に設定した。この設定では、1 時間の中性子 TOF 測定で、最大 70eV の観測可能な中性子エネルギースペクトルが得られる。NRTA の実験では、選択した模擬試料はインジウムとタングステンの純金属である。その理由は、この 2 つの元素内の同位体は、中性子エネルギー吸収が、ウランやプルトニウムの同位体と同じ中性子エネルギー領域にあることにある。中性子 TOF 測定結果を図 5 に示す。中性子 TOF 測定結果より、1 時間で $20 \times 80 \times 0.6 \text{ mm}^3$ から 2 時間で $20 \times 20 \times 1.2 \text{ mm}^3$ のサンプルサイズの、インジウムおよびタングステンによる中性子吸収が観測された。観測された吸収は、In-115 では 1.5eV と 3.5eV、W-186 では 14.2eV にある。これらの値は特定の同位体の中性子エネルギー吸収データに関する JENDL からの参照と一致する。特に $20 \times 20 \times 1.2 \text{ mm}^3$ が現システム体系での測定可能な最小サイズの目安となった。

5. まとめ

近距離 NRTA 法と X 線 CT スクリーニング法の組み合わせ核デブリ分析システムの提案を行った。2 色 X 線 CT で U/Pu、Fe、Zr 等を群で識別し、近距離 NRTA 法は、燃料デブリテスト抽出によるデータベース・核正システム構築、次に図 6 に示すように、本格取り出し時でのデータベース・核正関係を行って、燃料デブリ取り出し時、貯蔵のための臨界評価も組み込むことを提案した。

成果リスト

[1] Yudhitya Kusumawati, Issei Ozawa, Yuki Mitsuya, Tomooki Shiba, Mitsuru Uesaka, "X-band electron LINAC-based compact neutron source for nuclear debris on-site screening using short-distance neutron resonance transmission analysis", E-Journal of Advanced Maintenance, Japan Society of Maintenance, 2019, Vol. 11, No. 1, 46-64).

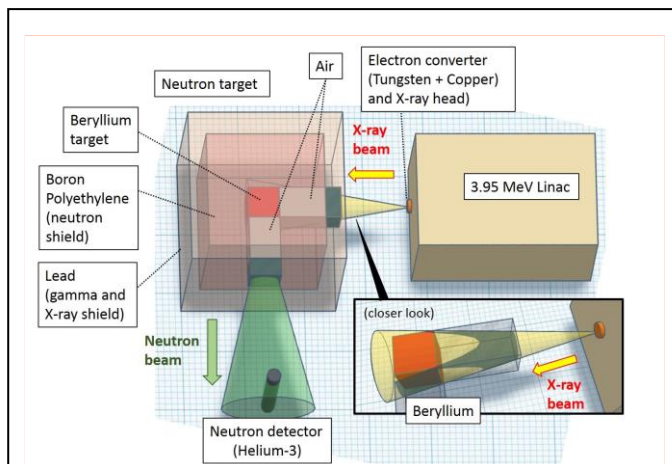


図 4 3.95 MeV の X バンドライナックのパルス中性子源を用いた近距離 NRTA の体系

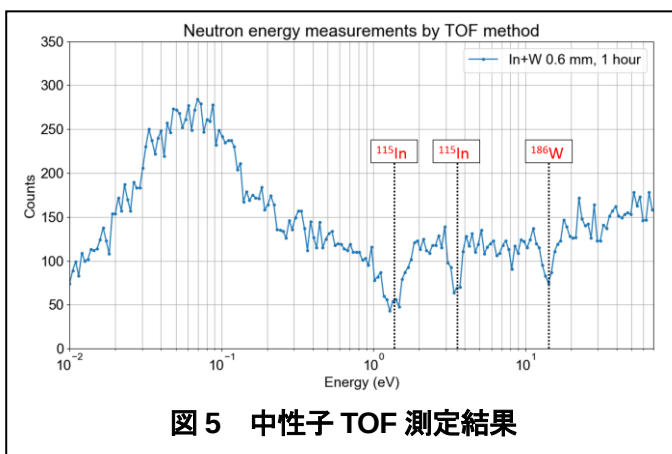


図 5 中性子 TOF 測定結果

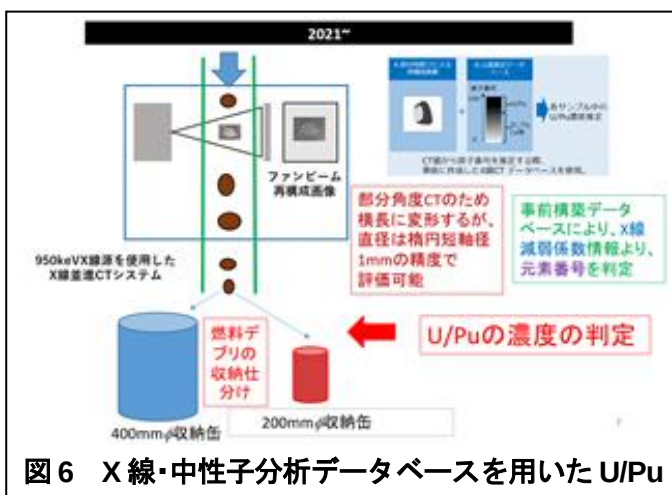


図 6 X 線・中性子分析データベースを用いた U/Pu

同位体選択性の高いストロンチウム (Sr) 原子の共鳴イオン化として、波長 689.4 nm—487.4 nm—393.8 nm の 3 段階励起スキームに着目し、Sr 安定同位体試料のレーザー共鳴イオン化質量分析により ^{90}Sr の光学的同位体選択性を 10^6 — 10^{10} と評価した。また、共存元素として海水の主成分が Sr 原子化過程に与える影響を調べた。

キーワード： 共鳴イオン化, ストロンチウム, レーザー, 干渉フィルター, 光学的同位体選択性, 共存元素

1. はじめに

ストロンチウム 90 (^{90}Sr , 半減期 28.8 年) は、東京電力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、従来の放射線計測法では娘核種のイットリウム 90 (^{90}Y , 半減期 64.1 時間) との放射平衡に数週間程度必要となるため迅速分析は困難である。また、一般的な質量分析ではジルコニウム 90 (^{90}Zr) 等の同重体干渉及び主要な安定同位体 ^{88}Sr 由来のスペクトル干渉が問題となる。

本研究では、 ^{90}Sr 原子をレーザー共鳴イオン化し、イオントラップを用いて $^{90}\text{Sr}^+$ 単一イオンを捕獲・結晶化する手法を考案し、分析装置の開発を行っている。本手法は高い元素・同位体選択性を持つとともに、単一同位体イオンの可視化による高感度分析が可能であるため、Sr 安定同位体濃度の高い海洋試料等をターゲットとした ^{90}Sr の迅速分析への適用を検討している。

2. 3 段階励起スキームによる Sr 共鳴イオン化の同位体選択性

Sr 原子の共鳴イオン化スキームの候補を図 1 に示す。基底準位からの励起に自然幅が約 7.5 kHz と狭い波長 689.4 nm の遷移を利用することで高い同位体選択性が期待される。本研究では、同位体選択性・遷移効率・半導体レーザーで発振可能な波長の 3 点のバランスを考慮し、図 1 のスキーム(iii): 689.4 nm—487.4 nm—393.8 nm による 3 段階励起イオン化に着目した。1 段目 (波長 689.4 nm) の遷移には、角度ずれに対して安定性の高い干渉フィルター型外部共振器半導体レーザーを使用し、2,3 段目 (波長 487.4 nm, 393.8 nm) の遷移には、広く用いられている回折格子型外部共振器半導体レーザーを使用することとした。

製作した 3 本の半導体レーザーを ^{84}Sr が濃縮された Sr 安定同位体試料の原子蒸気に照射し、レーザー共鳴イオン化された Sr^+ イオンを市販の四重極質量分析計で計測した。各遷移について、安定同位体 ^{84}Sr , ^{86}Sr , ^{88}Sr の周波数スペクトルを取得し、 ^{88}Sr を基準にした ^{84}Sr , ^{86}Sr 同位体シフト (ピーク周波数の差) を測定した。2,3 段目の遷移における ^{84}Sr , ^{86}Sr 同位体シフト測定値及び波長 293.3 nm の遷移における ^{84}Sr , ^{86}Sr , ^{90}Sr 同位体シフト文献値から King plot を用いた解析手法により、2,3 段目の遷移における ^{90}Sr 同位体シフトを評価した。1 段目の遷移については報告されている ^{90}Sr 同位体シフト測定値を利用し、図 1 のスキーム(iii)における ^{90}Sr 光学的同位体選択性を安定同位体 ^{84}Sr , ^{86}Sr , ^{88}Sr に対して 10^{10} , 10^6 , 10^8 と評価した。3 段目の遷移において波長 689.4 nm レーザーによるイオン

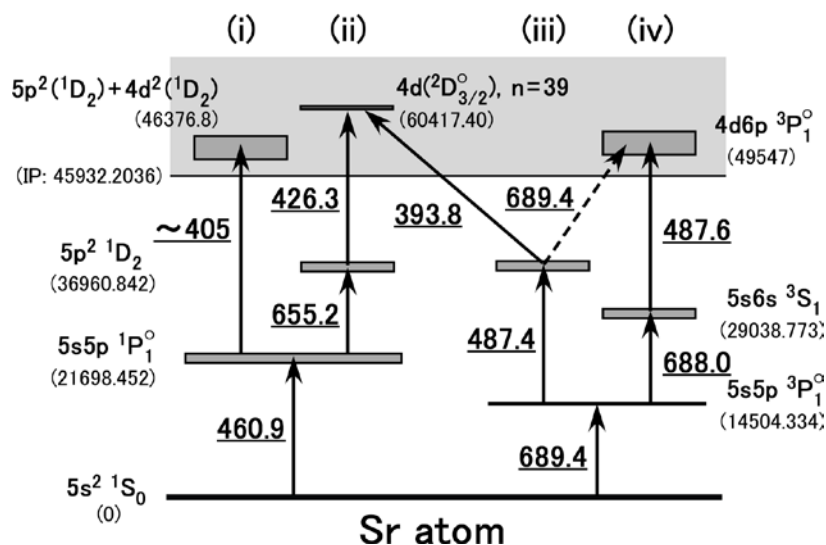


図 1 Sr 原子の共鳴イオン化スキームの候補

化が光学的同位体選択性に制限を与えているが、3本のレーザーの空間的な照射位置を工夫することで、 Sr^+ イオン信号量を大きく減少させることなく光学的同位体選択性を2桁程度改善できると考えられる。

3. Sr 原子化過程における共存元素の影響

レーザー共鳴イオン化は原理的に共存元素の影響を受けないが、試料の加熱による Sr 原子蒸気の発生過程で共存元素の影響を受ける可能性がある。本研究では、チタンフォイルに試料溶液を塗布し、加熱時に酸化還元反応により Sr 原子化を行っている。ここでは、和光純薬の Sr 標準溶液（濃度 1,000 ppm）100 μl を基準として、海水 5-200 μl を追加でチタンフォイルに塗布した場合に $^{88}\text{Sr}^+$ イオン信号量の変化を調べた。レーザー共鳴イオン化スキームは、図 1 で最もシンプルなスキーム(i): 460.9 nm–405 nm を利用した。

測定結果を図 2 に示す。横軸はファーンエスの電力であり、加熱温度に相当する。海水を追加で塗布した試料については、 $^{88}\text{Sr}^+$ イオン信号量が観測されるファーンエス電力の閾値が有意に増加しており、ナトリウム等の海水の主成分が酸化還元反応による Sr 原子化に影響を与えている様子が観測された。一方で、十分に高い加熱温度（ファーンエス電力 200 W で 1,000℃程度）では信号量に大きな違いはないため、検出効率は殆ど変わらないと考えられる。

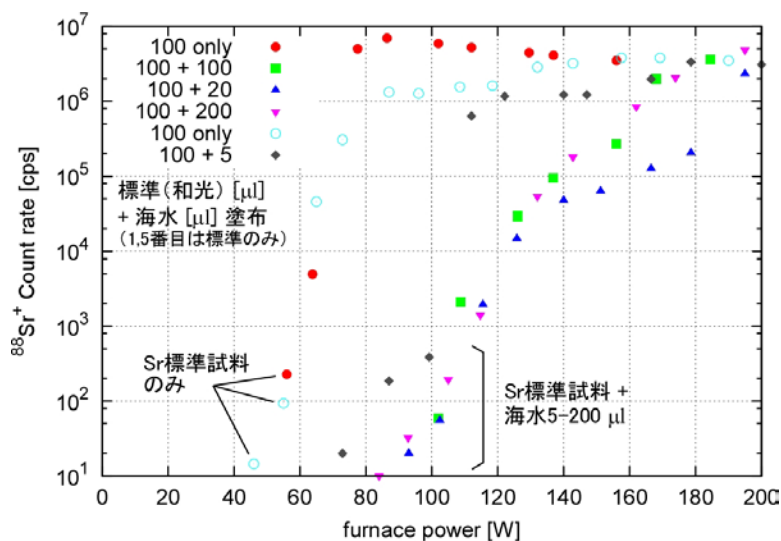


図 2 海水による $^{88}\text{Sr}^+$ イオン信号量の変化

4. まとめと今後の予定

同位体選択性の高い Sr 原子の共鳴イオン化として、波長 689.4 nm–487.4 nm–393.8 nm の 3 段励起スキームに着目し、干渉フィルター型及び回折格子型の計 3 本の外部共振器半導体レーザーを用いて Sr 安定同位体の共鳴イオン化スペクトルを観測した。King plot を用いた解析手法により ^{90}Sr 同位体シフトを評価し、 ^{90}Sr 光学的同位体選択性を安定同位体 ^{84}Sr , ^{86}Sr , ^{88}Sr に対して 10^{10} , 10^6 , 10^8 と評価した。また、ナトリウム等の海水の主成分が Sr 原子化に影響を与える様子が観測された一方で、加熱温度が十分に高い条件では海水の有無による信号量の変化は軽微であり、検出効率に大きな影響はないと考えられる。今後は、開発した 3 段励起共鳴イオン化スキームについて、RI 試料を用いた ^{90}Sr 同位体シフトの測定により ^{90}Sr 光学的同位体選択性を詳細に評価する。また、Sr 原子化に影響を与える元素を特定し、実試料分析に向けた前処理過程の簡略化に取り組む予定である。

成果リスト

- [1] Donguk Cheon, 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻博士論文, 博士 (工学) .
- [2] Donguk Cheon 他, 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 口頭発表 (2018).
- [3] Donguk Cheon et al., Journal of Spectroscopy 2018 (2018) 5612360 (6 pages).
- [4] 岩田圭弘 他, 第 21 回 AMS シンポジウム, 招待講演 (2018).
- [5] Donguk Cheon et al., JPS Conference Proceedings 24 (2019) 011032 (6 pages).
- [6] Yoshihiro Iwata et al., JPS Conference Proceedings 24 (2019) 011039 (6 pages).
- [7] 岩田圭弘 他, 第 17 回同位体科学研究会, ポスター発表 (2019).
- [8] Donguk Cheon 他, 日本原子力学会 2019 年春の年会, 口頭発表 (2019).

事故耐性ならびに次世代燃料被覆管材料として、自己修復型の新しい燃料被覆管材料を開発することを目的として、種々の酸化物、水酸化物の純物質ないし混合物の高温水中での安定性を評価した。その結果、通常運転下では、 Fe_2O_3 と MoO_3 とが反応し、 $\text{Fe}_2(\text{MoO}_4)_3$ が生成されることが分かった。

キーワード： 燃料被覆管、ジルカロイ、被膜、耐食性

1. 本文

福島第一原子力発電所の事故を受け、安全裕度の高い燃料被覆管の開発が求められる。現行の BWR 燃料被覆管はジルカロイ-2 (Zry-2) が使用されているが、ジルコニウム (Zr) が高温環境に晒されることでサーマルフィードバック効果により水素放出がされ、燃料の破損、熔融が生じる可能性がある。これを受け、世界的に被覆管の事故耐性の向上が大きな課題となり、改良 SUS、SiC 複合材料、Mo 合金等の検討が進められている。しかし、これらの先進材料では、実用化に数十年オーダーの期間が必要とされ、当面は Zr 系の被覆管を継続利用し、材料や水質管理の高度化と合わせ、事故に対する安全裕度を向上させる必要が求められる。

これまでに本研究グループでは、現行の燃料被覆管に対し炉内に存在する物質を主成分とした皮膜を施工し、実用化に必要な機能を有する皮膜の施工技術、管理技術として確立することを目的とした研究取組を実施してきている。ここで使用している被膜は、中性子経済に影響が小さく、使用済燃料の取扱いが容易となるような元素で構成され、さらに、炉内環境において被膜物質が供給されることが望ましいと考えている。このように、本研究では、通常運転時には影響を及ぼさず、かつ事故時には被覆管の安全裕度を稼ぐ機能を有した燃料被覆管材料の開発に資する基礎知見の拡充を目的とし、燃料被覆管表面に亀裂が形成された際、亀裂が自己修復的に回復するような材料開発ないし、その発現原理の導出を試みた。

2. 実験方法

本研究グループで開発を進めている新しい燃料被覆管の基本構造は、従来のジルカロイ等に二層のコーティングを施した被覆管である。ここで、外層コーティングは炉水中の物質と反応性の乏しい保護膜であり、一方で、内層は外層部に亀裂が形成された際、炉水と内層との反応によって、自己修復的に亀裂が保護される機能を有するものとする。ここで、炉水冷却中には、腐食反応生成物として種々の酸化物や水酸化物等が浮遊、溶解した状態にあり、これらは、被覆管表面に吸着し、ハード/ソフトクラッドとして堆積する。本研究では当該反応を利用し、炉水中に浮遊する腐食反応生成物が選択的、優先的に吸着する反応を見出すことで、通常運転時より LOCA 等の事故環境下における被覆管の自己修復反応が模索した。なお、本報では、炉水中の浮遊する腐食反応生成物として、 MoO_3 、 Cr_2O_3 、 $\text{Cr}(\text{OH})_3$ 、 $\text{Zr}(\text{OH})_4$ 、 FeOOH 、 Fe_2O_3 、 ZrO_2 を対象とし、これらが、材料表面で安定化し、亀裂部の自己修復機能を発現する組合せを見出すことで、コーティング物質の候補を調査した。

安定性の評価手法として、上記の粉末試料の純物質ならびに複合材を純水中に分散させ、これを高温のオートクレーブ内に保持し、その後、溶液を取出し、323 K の大気中において乾燥させた。乾燥後の試料は X 線回折実験 (XRD) に供し、反応生成物の有無ないし、その定性分析を行った。

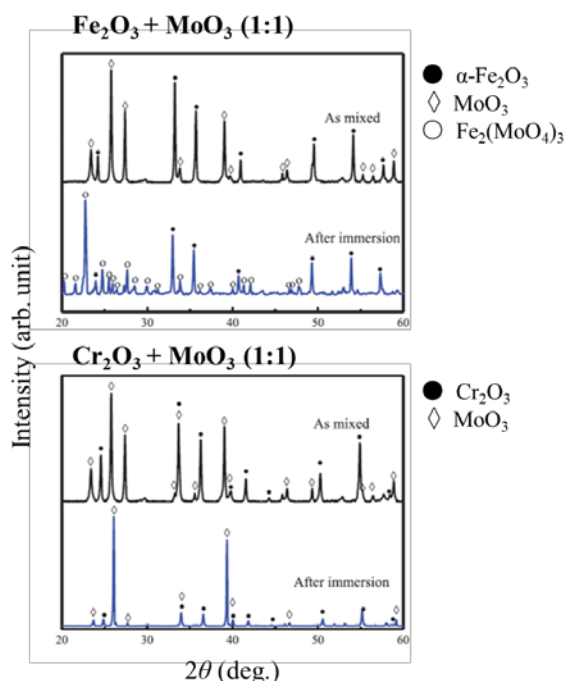


図 1 オートクレーブ処理前、乾燥処理後の Fe_2O_3 、 Cr_2O_3 、 MoO_3 複合粉末の XRD スペクトラム. 各物質からのピーク位置を●、◇、○で示した。

3. 結果

図1にオートクレープ処理前、ならびに、乾燥処理後の試料のXRDピークスペクトラムを示す。ここで、オートクレープ処理は、633 Kにおいて100.8 ks (28 hr) 保持し、 Fe_2O_3 と Cr_2O_3 粉末が MoO_3 を1:1の割合で混合した複合材における実験結果を示している。 $\text{Fe}_2\text{O}_3 + \text{MoO}_3$ 試料では、オートクレープ処理後に●印で示した $\text{Fe}_2(\text{MoO}_4)_3$ の形成が確認されたのに対し、 $\text{Cr}_2\text{O}_3 + \text{MoO}_3$ 試料では、反応物の生成は確認されなかった。これらより、通常運転時における被覆管の自己修復反応として、 $\text{Fe}_2\text{O}_3 + 3\text{MnO}_3 \rightarrow \text{Fe}_2(\text{MnO}_4)_3$ が利用可能であることが分かった。

そこで、 Fe_2O_3 と MnO_3 との複合材に対し、373 ~ 633 Kの温度範囲で10.8 ks (3 hr) 保持することで、 $\text{Fe}_2(\text{MnO}_4)_3$ の反応温度条件を評価した。その結果を図2に示す。ここでは、各試験温度条件でのXRDスペクトラムを示しており、 $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ 、 MnO_3 、 $\text{Fe}_2(\text{MoO}_4)_3$ からのピーク位置をそれぞれ、◇、◆、●で示した。これらより、473 K以下では、 Fe_2O_3 と MnO_3 との混合ピークに明瞭な変化は確認されなかったが、573 K以上で $\text{Fe}_2(\text{MoO}_4)_3$ からのピークが出現することが分かる。これより、 Fe_2O_3 と MnO_3 の反応は473 Kよりも高温で生じ、また、XRDのピーク強度から評価結果より、633 K保持試料では、 Fe_2O_3 の約80 %が $\text{Fe}_2(\text{MoO}_4)_3$ の形成に寄与していることが分かった。

4. まとめ

自己修復機能を有した新しい燃料被覆管材料開発に向け、コーティング物質の材料選択ならびに、潜在的な自己修復反応を明らかにすることを目的とし、オートクレープを用いて高温水中環境下における粉末試料の反応挙動を評価した。その結果、原子炉通常条件下において、 Fe_2O_3 と MoO_3 とが反応し、 $\text{Fe}_2(\text{MoO}_4)_3$ が生成することが分かった。また、当該反応は473 K以上の高温水中で生じることから、 $\text{Fe}_2\text{O}_3 + 3\text{MnO}_3 \rightarrow \text{Fe}_2(\text{MnO}_4)_3$ が亀裂の自己修復機能を発現する可能性を秘めていることが分かった。

本研究取組を通し、被覆管の自己修復プロセスないし、候補材は以下の通りである。まず、試料としては、Zr基盤上に Cr_2O_3 (外層) と $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-MoO}_3$ コンポジット (内層) からなる二重レイヤーコーティングとする。なお、外層の Cr_2O_3 は高温下においても高い安定性を示す物質であり、内層の保護膜として機能する。一方で、内層は自己修復機能を発現する層であり、また、外層との密着性を高めることを目的とし、 Cr_2O_3 と MoO_3 のコンポジット材料を選択した。ここで、外層から内層方向に進展する亀裂を想定し、冷却剤中に浮遊ならびに溶解している Fe_2O_3 がコーティングの亀裂に拡散し、そこで、 Fe_2O_3 と MoO_3 と反応によって、 $\text{Fe}_2(\text{MoO}_4)_3$ が生成される。これらは、不溶性生成物であるため、亀裂部に留まり、事故修復機能を提供すると期待される。このように、コーティング付き燃料被覆管は通常運転時等における材料表面の亀裂の自己修復機能を有した次世代の燃料被覆管材料として有望であることが分かった。

今後は上記試料を作製し、静置水、流水環境下における自己修復機能の発現の有無を評価することで、更なる材料開発を進める計画としている。

成果リスト

- [1] Zhengang Duan, Huilong Yang, Sho Kano, John McGrady and Hiroaki Abe, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 55, 1402 (2018).

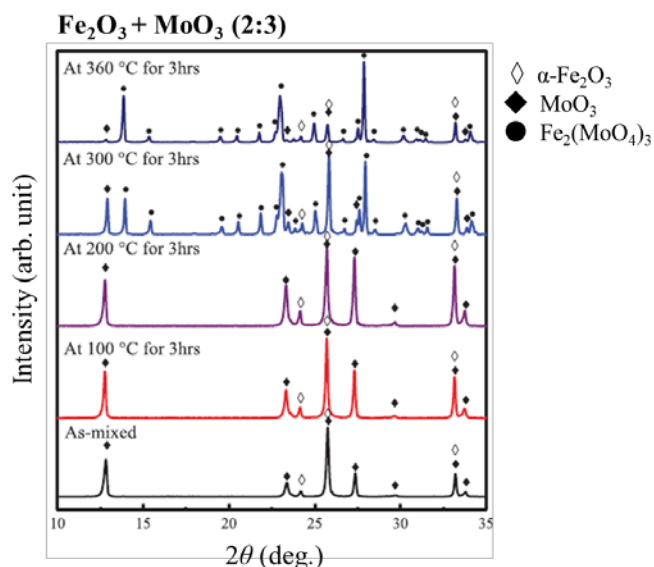


図2 Fe_2O_3 と MnO_3 との複合粉末に対し、373 ~ 633 Kの温度範囲で10.8 ks保持後のXRDスペクトラム。 $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ 、 MnO_3 、 $\text{Fe}_2(\text{MoO}_4)_3$ からのピーク位置をそれぞれ、◇、◆、●で示した。

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

寺井隆幸*、武田泰明*、岡村行泰**、西森哲太郎**、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、平成 30 年度も継続して化学組成を精密に制御した様々な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を継続し、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。超伝導体母相の精密な組成制御の指針が確立できつつあり、30 年度は RE123 組成比が比較的大きな Gd123 溶融凝固バルクにおける傾向が把握でき、また Nd123 単結晶において初めて電子線の過照射現象を認めた。さらに、Eu123 単結晶における電子線照射効果も新たに調べた。

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

1. はじめに

超伝導体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。平成 30 年度の研究では、前年度までの研究を継続し強力超伝導磁石としての応用が期待されている Gd123($\text{GdBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_y$)系溶融凝固バルク、Nd123 単結晶の金属組成を系統的に制御した試料の臨界電流特性に対する電子線照射効果を調べた。さらに Eu123 単結晶にも電子線照射を行い RE の Ba サイトへの固溶の程度を Nd123 単結晶と比較した。

2. 実験方法

Gd123 溶融凝固バルクは、Gd123 と Gd211 のモル比が 75:25 の組成に対し仕込組成が Ba 不足、定比、過剰組成となるよう作製した混合粉末 $\text{Gd}_{1.3}\text{Ba}_{1.7+x}\text{Cu}_{2.4}\text{O}_y$ ($x = -0.2, 0, 0.2$) を円盤状にプレス成型し、Nd123 単結晶を種結晶として部分溶融状態からの徐冷によって Ba 仕込組成が異なる Gd123 溶融凝固バルクを育成した。シングルドメインに成長した試料を照射に適したサイズの薄片に切り出し、酸素アニールによるキャリア濃度を調節した。Nd123 単結晶は仕込組成で Ba/Cu = 0.67, 0.60 となる 2 種類のフラックスから、Eu123 単結晶は Ba/Cu = 0.60 のフラックスから BaZrO₃ 増焼を用いた自己フラックス法により育成した。Ba/Cu = 0.67 のほうが Nd123 単結晶中での Ba サイトへの Nd 固溶量がやや小さい。得られた Nd123 単結晶、Eu123 単結晶に対して酸素アニールによるキャリアドーピングを行った後、電子線照射を行い試料への欠陥(磁束ピンニングセンター)の導入、Nd123 単結晶に対しては繰り返し照射により欠陥の追加を行った。両系の照射前および照射量が異なる試料の臨界電流密度 J_c を SQUID 磁束計により評価した。 J_c 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。

3. 結果と考察

Fig. 1 に電子線照射を行った Gd123 溶融凝固バルクの試料の J_c の磁場依存性を示す。仕込 Ba 組成に対して J_c の変化が系統的であることがわかる。また、照射による J_c の変化を見ると、 $x=0.2$ の試料における上昇が最も顕著で $x=0$, $x=-0.2$ の順に上昇幅が小さくなった。Gd/Ba 固溶量が少ない母相の超伝導凝縮エネルギーが高い試料ほど電子線照射が効果的であることが Gd123 組成比がやや大きい Gd123 : Gd211 = 75:25 のバルクにおいても示唆された。

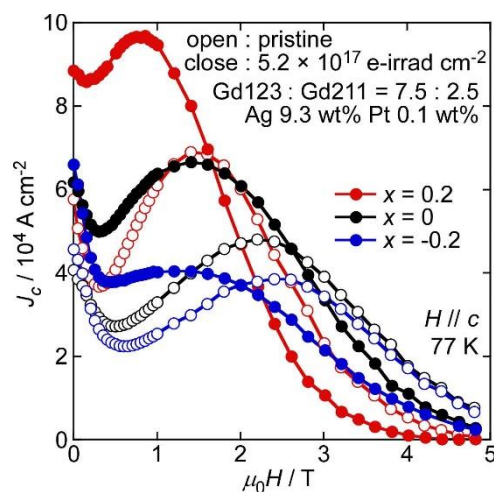


Fig. 1 仕込組成が異なる Gd123 溶融凝固バルクの電子線照射前後の J_c の磁場依存性

Fig. 2 に最高 4 回まで繰り返し電子線照射を行った Nd123 単結晶(Ba/Cu=0.67 から育成)の 77 K におけるピン力密度 F_p の磁場依存性を示す。フルエンスが $6.3 \times 10^{17} \text{ e/cm}^2$ 、 $12.1 \times 10^{17} \text{ e/cm}^2$ までは照射量とともに全磁場領域で F_p が増大したが、 $17.5 \times 10^{17} \text{ e/cm}^2$ 照射試料では 1 T 以上の磁場下での改善がなくなり、赤色で示した 4 回目の照射($22.7 \times 10^{17} \text{ e/cm}^2$)後には明らかなピンニング力の低下が観測された。これは電子線照射で初めて観測されたか照射現象であり、この試料では照射前と比べて T_c も約 4 K 低下した。同様な現象は Ba/Cu=0.60 から育成した Nd123 単結晶においても観測された。過照射された Nd123 単結晶の微細組織を TEM で調べたところ、Fig. 1 に示したように CuO 鎖面に CuO 二重鎖状の積層欠陥が生じていることがわかった。これまで電子線照射によって生成する欠陥種は推論の域を出なかったが、この観察によって点欠陥的なものではなく積層欠陥であり、それが黄色の丸で示したように集合した領域を形成していることがはっきりした。このような領域のサイズは RE123 のピンニングに適しているもので、照射量が少ない場合には磁場中の J_c 改善に寄与するものの、欠陥領域の密度が高く、互いに重なってしまう場合には超伝導母相自体にも歪が生じ、超伝導凝縮エネルギーの低下によってピンニング力が低下する、と説明することができる。

Fig. 3 にフラックス法により育成した Eu123 単結晶の電子線照射前後における J_c の磁場依存性を示す。なお、電子線照射後の T_c は照射前と比較して 0.8 K ほど低下したものの、照射前と同様にシャープな超伝導転移を維持した。電子線照射後の試料の J_c 特性は 40 K, 60 K, 77 K のいずれの温度においても 0-5 T の全域で劇的に改善しており、とくに 77 K, 1 T での J_c はおよそ 30 倍にまで向上した。これはこれまで報告してきた Nd123 単結晶試料に比べ大きい増加率であり、Eu123 単結晶試料の超伝導凝縮エネルギーが大きい、つまり Ba サイトへの Eu 固溶の濃度が低いことを示唆する結果である。

今後の予定

平成 31 年度も金属組成比が異なる Gd123 熔融凝固バルク試料、Eu123 単結晶試料への照射を継続するとともに、膜厚が比較的厚い RE123 薄膜に対しても電子線照射を行う。また、電子線照射によって生成する欠陥が観察できることが明らかになったことから、欠陥密度とピンニング力の関係も調べていく。

成果リスト

- [1] J. Shimoyama, "How to Derive Intrinsic Potentials of HTS Materials by Controlling Cation Compositions" Materials Research Society 2018 Spring Meeting, Phoenix, USA (Invited Talk, April 2018).
- [2] S. Matsumaru, Y. Yanai, T. Motoki, J. Shimoyama and S. Awaji "Crystal growth and superconducting properties of Gd123 melt-solidified bulks synthesized from various cation compositions" ASC2018, Seattle, USA(Poster, November 2018)

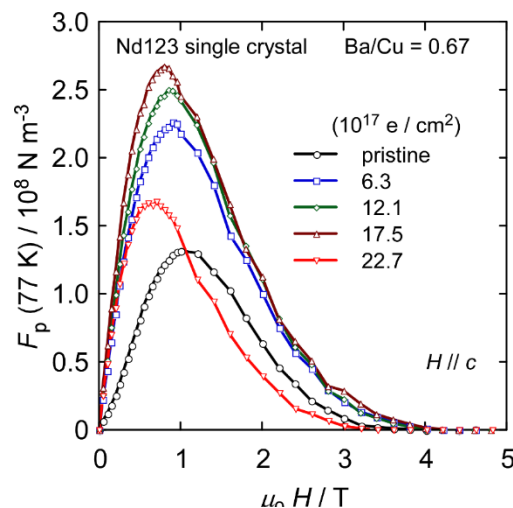


Fig. 2 繰り返し電子線照射を行った Nd123 単結晶の 77 K における F_p の変化

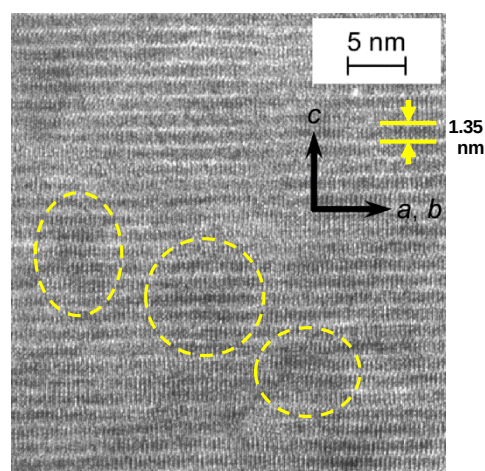


Fig. 3 4 回電子線照射(フルエンス合計 $22.7 \times 10^{17} \text{ e/cm}^2$)を行った Nd123 単結晶の透過電子顕微鏡像

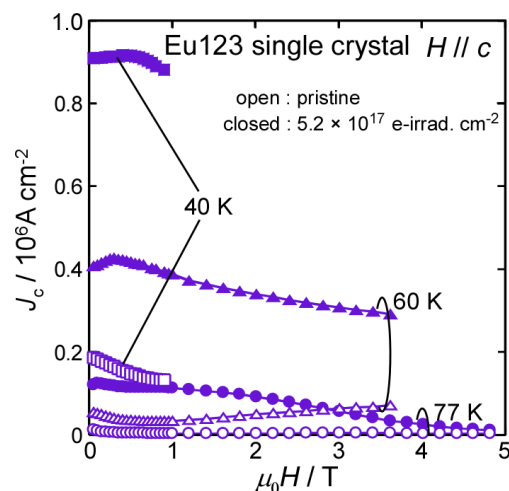


Fig. 3 Eu123 単結晶試料の電子線照射による 40 K, 60 K, 77 K の J_c の磁場依存性の変化

自己賦活型シンチレータである CdWO_4 の励起状態緩和過程を、パルスラジオリシスによる過渡吸収分光により解析した。その結果、ピコ秒領域での高速な消光過程の存在が明らかとなった。

キーワード： 過渡吸収、自己賦活型、CWO、自己束縛励起子、消光

1. 本文

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、実用に供されることの多い無機シンチレータを対象とした。無機シンチレータは、シンチレーションの生じる箇所に応じて、大きく二つに分類される。一つは発光中心タイプのシンチレータであり、これらは絶縁体のホストと微量に添加された発光中心として機能する元素から構成されている。もう一つは、自己賦活型のシンチレータである。自己賦活型というのは、発光中心としての微量元素を賦活することなく、効率よく発光が得られるということである。その多くの場合、自己束縛励起子による発光が、シンチレーションの起源として提案されている。発光中心タイプの場合には、シンチレーションの減衰時定数は、発光中心となるイオンでの光学遷移の特徴に依存するため、ほとんどの場合、数十 ns 以上となる。一方で、自己賦活型の場合には、シンチレーションの減衰時定数は、自己束縛励起子の蛍光寿命（＜放射寿命）となるために、数十 ns 以下となることもある。しかしながら、自己賦活型のシンチレータの場合でのシンチレーション過程については、それほど詳しい光学的解析がなされていない。中でも、自己束縛の有無という、いわゆる「静的な」解析はなされているものの、消光過程を含

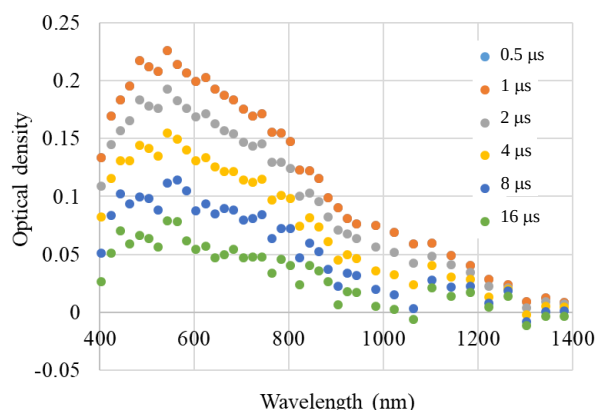


図1 マイクロ秒領域での過渡吸収スペクトル

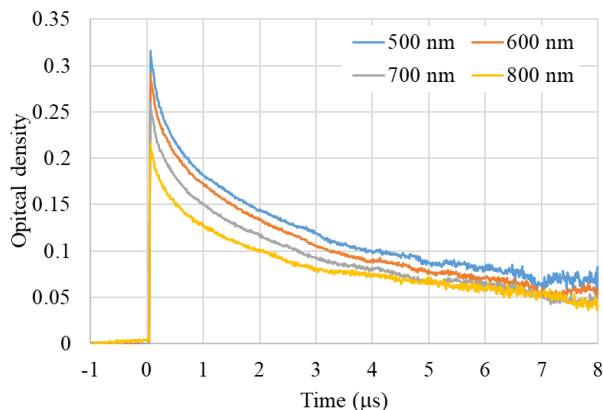


図2 マイクロ秒領域での過渡吸収時間プロファイル

む動的過程は未解明である。この過程の解明を進め、自己束縛過程と、その競合する消光過程とを解析することにより、材料設計に資する知見を得ることが、本研究の目的である。

本研究では、 CdWO_4 (CWO) を対象とした。CWO は、その高い密度のため、 γ 線用のシンチレータとして利用されている。その発光に関しては、自己束縛正孔の関与が提示されているものの、励起状態の無放射緩和の際のダイナミクスについては検討の余地が多い。本研究では、緩和過程の詳細を、ピコ秒からナノ秒領域でのダイナミクスを論じることを目的とし、過渡吸収分光にて解析した。

図1および図2に、マイクロ秒での過渡吸収時間プロファイルと過渡吸収スペクトルをそれぞれ示す。マイクロ秒領域の過渡吸収の減衰挙動は、シンチレーションの減衰挙動とほぼ一致していた。また、図2からも明らかのように、幅広い波長領域で、過渡吸収の減衰挙動は同様であった。そのため、観測されたスペクトルは単一の励起状態（おそらく自己束縛励起子）に対応するものであり、発光（および消光）により、シンチレーションと同様の速度で減衰すると推察される。

図3および図4に、ピコ秒領域での過渡吸収時間プロファイルと過渡吸収スペクトルをそれぞれ示す。ピコ秒領域においても、形状という点において、ナノ秒領域と同様の過渡吸収スペクトルが観測された。一方で、図4から明確に読み取れるように、時間原点付近で過渡吸収の急速な減少が見られた。これに対応する立ち上がりのシンチレーションがないため、これは消光に帰属される。これらのことから、CWO においては、シンチレーションに関わる励起状態の形成初期に、非常に高速な消光が生じることが明らかとなった。

成果リスト※1

[1] (基調講演) Masanori Koshimizu, Yusa Muroya, Shinichi Yamashita, Hiroki Yamamoto, Shiro Sakuragi, Takayuki Yanagida, Yutaka Fujimoto, Keisuke Asai, "Analysis of excited states in the host and the energy transfer processes in $\text{SrI}_2\text{:Eu}$ via transient absorption spectroscopy", CMCEE2018, 平成 30 年 7 月 22 日～27 日, Suntec Convention & Exhibition Centre, Singapore.

[2] (招待講演) 越水正典, 「新規シンチレータ開発と関連する分光研究」、公益社団法人日本セラミックス協会 第 31 回秋季シンポジウム、平成 30 年 9 月 5 日～9 月 7 日、名古屋工業大学、愛知。

[3] (招待講演) M. Koshimizu, Y. Muroya, S. Yamashita, H. Yamamoto, T. Yanagida, Y. Fujimoto, K. Asai, "Analysis of the relaxation processes of excited states in self-activated scintillators using transient absorption spectroscopy", 43rd International Conference & Exposition on Advanced Ceramics & Composites, 平成 31 年 1 月 27 日～2 月 1 日, Hilton Daytona Beach Oceanfront Resort, Daytona, US.

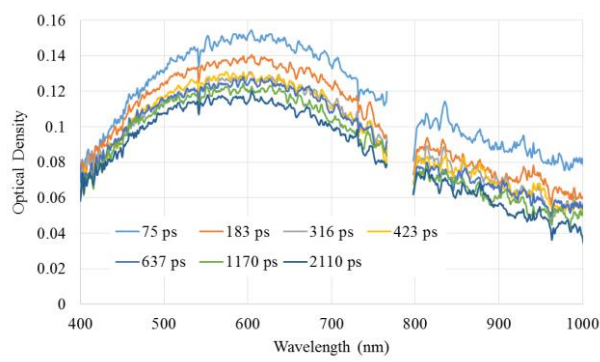


図3 ピコ秒領域での過渡吸収スペクトル

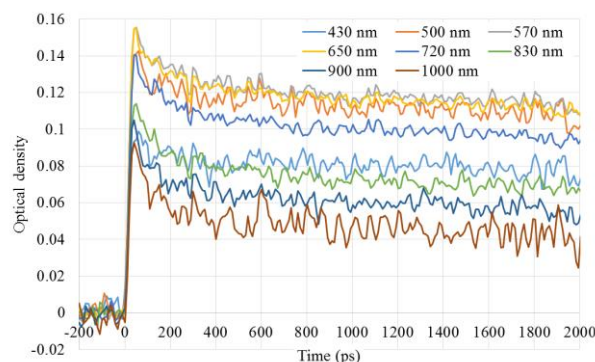


図4 ピコ秒領域での過渡吸収時間
プロファイル

マイナーアクチノイド(MA)分離プロセスでの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をパルスラジオリシスによる時間分解計測及びガンマラジオリシスによる最終分解生成物分析により調べた。HONTAに放射線エネルギーが付与される直接効果とドデカンへのエネルギー付与に由来する間接効果について、パルスラジオリシスでは同種の過渡種を観測したのに対し、ガンマラジオリシスではそれぞれに特徴的な分解生成物が観測された。

キーワード： マイナーアクチノイド、分離変換技術開発、溶媒抽出、HONTA、パルスラジオリシス

1. はじめに

原子力機構では、高レベル放射性廃液に含まれる放射性元素のうち、半減期が長く、かつ毒性の高い MA を分離するプロセス開発を進めている。MA 分離を実現するには、MA と化学的な性質が近いレアアース(RE)との分離が最大の課題である。これまでに、MA と選択的に錯形成する抽出剤として、ヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド(HONTA, 図 1)を開発し、その抽出性能について調べてきた(Y. Sasaki et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **44**, 405 (2007), Y. Sasaki et al., *Chem. Lett.*, **42**, 91 (2013))。

一方、分離プロセスにおいて、HONTA は MA や RE から放出される放射線にさらされることになる。そのため、抽出剤には抽出性能と並んで、耐放射線性能が要求される。しかしながらこれまでに、抽出剤に対して放射線を照射した際、抽出剤が分解することで抽出性能が劣化することをこれまでのガンマラジオリシス実験からわかっている。本研究は、抽出剤が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いる。溶媒抽出法に基づいた分離プロセスでは、相分離の観点から HONTA はドデカンなどの有機溶媒に希釈して使用される。そこで昨年度は、HONTA の放射線分解に至る直接効果及び間接効果について検討した。

2. 実験

試料として、無希釈の HONTA 及び HONTA をドデカンで希釈した溶液を用いた.

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。全ての試料はアルゴンガスをを用いて脱気した。

ガンマラジオリシス実験では、量子科学技術研究開発機構が有するコバルト 60 から放出されるガンマ線を用いて、試料に対して 130 kGy 照射した。照射後試料は高速液体クロマトグラフィタンデム質量分析装置を用いて分析した。分離には phenomenex 製 C-18 カラムを用いて、0.3v% 酸添加の水-propanol 混合溶媒を移動相とした。

3. 結果と考察

ガンマラジオリシス実験では照射後の最終的な分解生成物を分析した。全イオンスキャンモードで測定したマスクロマトグラムから、HONTA の放射線分解生成物として 43 種の生成物が検出された。それらの生成物についてプロダクトイオンスキャンモードでクロマト

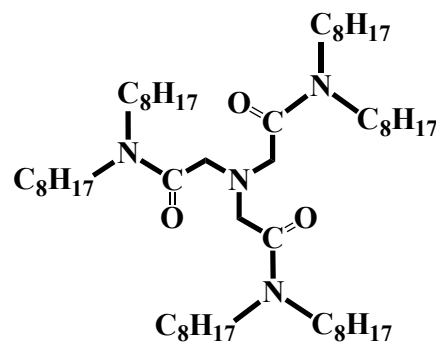


図1 HONTAの構造

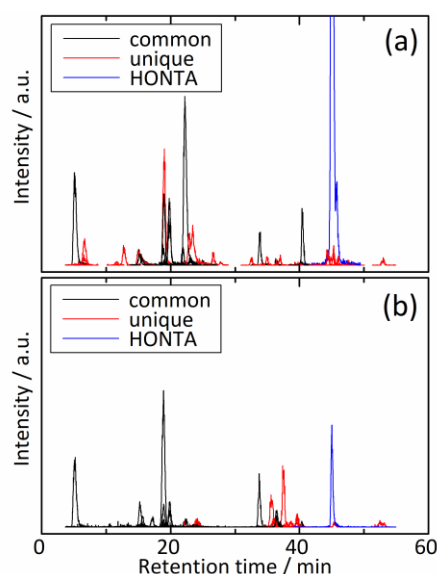


図2 照射後分析で得られたクロマトグラム。(a) 無希釈 HONTA、(b) 10mM HONTA/n-dodecane 溶液

グラムおよびマススペクトルを測定した。ガンマ線照射した無希釈 HONTA および 10mM HONTA-ドデカン溶液のクロマトグラムを図 2 に示す。図 2 では、これらの試料で共通して観測された生成物については黒、どちらか一方でしか有意に観測されなかった生成物については赤で示した。43 種の生成物のうち 14 種はドデカン希釈の有無に依らず共通して観測された。一方、無希釈 HONTA および 10mM HONTA-ドデカン溶液において、それぞれの条件に固有な生成物が生じることもわかった。先行研究では、ドデカン溶液中での抽出剤の放射線分解には間接効果の影響が指摘されている(Y. Sugo et al., *Radiat. Phys. Chem.*, **76**, 794 (2007))。今回の実験において、無希釈 HONTA への照射では放射線エネルギーは HONTA そのものへ付与されているのに対し、10mM HONTA では放射線エネルギーのほとんどはドデカンに付与されていると推測される。つまりガンマラジオリシスによる最終生成物分析の結果から、直接効果と間接効果で異なる生成物が生じており、それぞれの過程で異なる反応経路で分解が進んでいることを示唆した。

反応経路を明らかにするためにパルスラジオリシスによる時間分解観測を行った。neat HONTA 及び HONTA-ドデカン溶液に対して電子線照射した際の 1 マイクロ秒後における過渡吸収スペクトルを図 3 に示す。HONTA の放射線分解により 400 nm 付近にピークを持つ吸収帯が観測された。この吸収帯は、須郷らによる先行研究に照らすと、カチオン種に由来するものであると考えられ(Y. Sugo et al., *Radiat. Phys. Chem.*, **76**, 794 (2007))、マイクロ秒以上の寿命を有する過渡種である。図 4 にドデカン溶液中での HONTA の濃度に対する吸収ピーク付近における吸光度変化を示す。HONTA とドデカンの混合による体積変化が十分小さいと仮定した場合、図 4 中オレンジ色で示したとおり、HONTA の直接効果の収量は HONTA の濃度に比例すると考えられる。しかしながら得られた吸光度は、線形的に増加せず、上に凸の曲線を示した。これは観測した吸収帯は、HONTA の直接効果によって生成したのみでなく、間接効果によっても吸収が生じていることを示している。また得られたスペクトルを特異値分解により解析したところ、直接効果と間接効果それぞれで生じる吸収スペクトルに有意な差は認められなかった。このことから、直接効果と間接効果双方で同一の過渡種が生成することが示唆された。

4. まとめと今後の課題

ドデカン溶液中での HONTA の放射線分解における直接効果及び間接効果をガンマラジオリシス実験及びパルスラジオリシス実験により実施した。パルスラジオリシス実験において観測した過渡種は直接効果と間接効果で共通しており、またガンマラジオリシスにおいても共通の分解生成物が生じることを確認した。しかし一方で、ガンマラジオリシスによる最終生成物分析結果からは、直接効果と間接効果でそれぞれに固有の生成物が生じていることも見出し、それぞれの過程で異なる反応スキームで分解が進んでいることを示唆した。今後、捕捉剤を活用して、HONTA の放射線分解経路に関する検討を進めていく。

成果リスト

なし

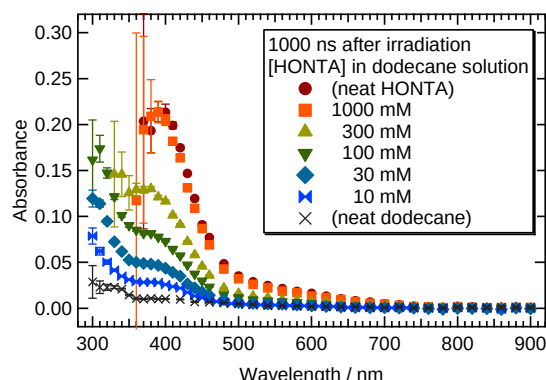


図 3 neat HONTA 及び HONTA-ドデカン溶液に対する照射後 1 μ s 後の過渡吸収スペクト

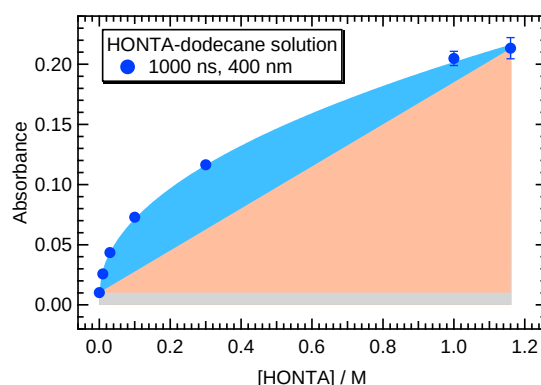


図 4 HONT-ドデカン溶液中の HONTA の濃度に対する吸光度変化

Abstract: Stainless steels with Si and without Si were first irradiated as bulk to 0.8dpa at 290°C to create dense and tiny black dots. In the specimen with Si, Ni-Si clusters were also created. Then, the irradiated specimens were subsequently in-situ irradiated at 400°C to study the effects of Ni-Si clusters on the growth and stability of black dots.

Keyword: Combined irradiation, in-situ TEM, stainless steel, annihilation rate

1. Introduction

Dislocation loops and Ni-Si clusters are the radiation defects formed in irradiated stainless steels. To understand the ageing phenomena of irradiation embrittlement and irradiation-assisted stress corrosion cracking (IASCC), it is necessary to understand the formation and growth of the two radiation defects. It is speculated that the existence of Ni-Si clusters will influence the formation and growth of dislocation loops. Especially, the stability and growth rate of dislocation loops may be changed when loops are decorated by Ni-Si clusters. However, it is difficult to study such defect interactions by traditional bulk irradiation.

The idea of combined irradiation could lead to a step forward in this field. In our previous work, two model alloys of 316L stainless steels has been irradiated as bulk by 3MeV Ni^{2+} ion at 290°C to 0.8dpa, which is the average dose value from bulk surface to damage peak depth. In one model alloy with 0.95 wt.% Si (labeled as HS), the formation of tiny Ni-Si clusters was discovered by atom probe tomography (APT); in the other model alloy without Si (labeled as LS), Ni-Si clusters could not be formed. Dense and small black dots was confirmed in both alloys, with similar level of number density between the two alloys. By literature, the majority of the black dots at this temperature are tiny Frank loops. By subsequent in-situ irradiation on these irradiated alloys at 400°C, the influence of Ni-Si clusters on loop growth and loop stability can be discussed.

2. Experimental

Transmission electron microscopy (TEM) specimens for subsequent in-situ irradiation were fabricated by focused ion beam (FIB), and followed by electro-chemical polishing to remove FIB damage. Since APT specimens were extracted from approximately 200-300nm depth of the irradiated bulk specimen, the in-situ TEM specimen was not extracted from damage peak depth but from ~500nm depth of the irradiated bulk specimen. It is difficult to extract TEM specimens exactly at 200-300nm depth, because the appropriate thickness of the TEM specimens after electro-chemical polishing shall be prioritized. In our case, the thickness of the TEM specimens was ~140nm in observation area for both LS and HS specimen, which was good for comparison.

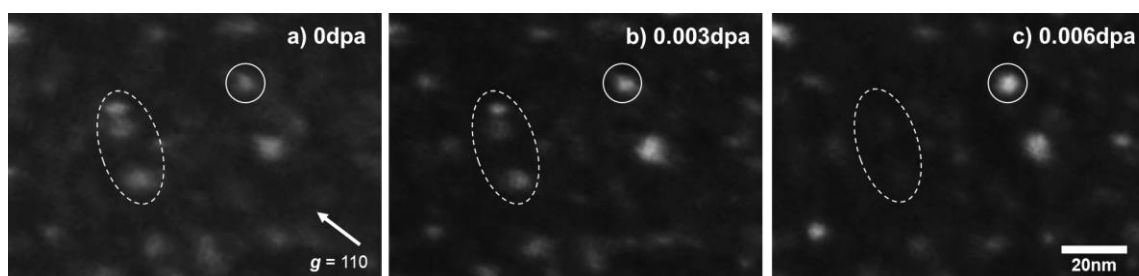


Fig.1 The annihilation (dash line) and growth (solid line) of black dots in the subsequent irradiation of LS specimen.

The subsequent in-situ irradiation was performed at 400°C by 1MeV Fe²⁺. Irradiation flux was $4.2 \times 10^{14} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$, corresponding to the dose rate of $\sim 5 \times 10^{-5} \text{ dpa/s}$. The *g* vector for TEM observation was <111>.

3. Results

The microstructure of the specimens was confirmed by TEM right before the starting of subsequent irradiation. Dense and tiny black dots were observed. The number density of black dots was $2.9 \times 10^{22} \text{ m}^{-3}$ for LS specimen and $2.6 \times 10^{22} \text{ m}^{-3}$ for HS specimen. As expected, the number density and size of pre-existing black dots before in-situ irradiation was similar between LS and HS specimens.

During in-situ irradiation, the annihilation and growth of black dots were successfully observed. One example is shown in Fig. 1. The black dots in dashed line disappeared after 0.006dpa of subsequent irradiation, while the black dot in solid line increased its size slowly from 0 to 0.006dpa. The annihilation rate of black dots was quantitatively analyzed and plotted in Fig. 2 as a function of increasing irradiation dose. The blue cross in Fig. 2 shows the annihilation rate of the black dots formed before subsequent in-situ irradiation. In the case of HS specimen, these pre-existing black dots may be decorated by Ni-Si clusters. The yellow solid circle represents the annihilation rate of all the black dots in the observation area. Since the initial number density of black dots in LS specimen was $2.9 \times 10^{22} \text{ m}^{-3}$, the annihilation rate of the pre-existing black dots was high from 0.003dpa to 0.009dpa. More detailed analysis on the relationship between annihilation rates with the size of annihilated black dots will be performed.

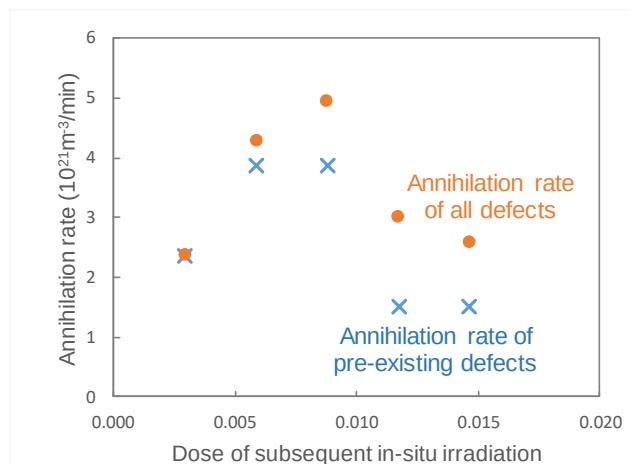


Fig.2 The annihilation rates of black dots in the subsequent irradiation of LS specimen. Pre-existing defects refers to defects formed in bulk irradiation.

4. Conclusions

Combined irradiation technique was utilized to study the effects of Ni-Si clusters on the growth rate and stability of black dots. 316L stainless steels with Si (HS) and without Si (LS) were first irradiated as bulk to 0.8dpa at 290°C to create dense and tiny black dots. In the specimen with Si, Ni-Si clusters were also created. Then, TEM specimens were prepared out of the irradiated bulk for subsequent in-situ irradiation at 400°C. The growth and annihilation of black dots was confirmed, and the annihilation rate of pre-existing black dots was found to be quite high in LS specimen. With this method, the stability of black dots can be quantitatively evaluated and compared between LS and HS specimens.

成果リスト※1

- [1] L. Chen, Z. C. Li, L. Liu, N. Sekimura, N. Soneda, Nucl Instrum Methods Phys Res Sect B, 453 (2019) 28.
- [2] D. Y. Chen, K. Murakami, K. Dohi, K. Nishida, L. Chen, Z. C. Li, N. Sekimura, International Group on Radiation Damage Mechanisms (IGRDM) 21th, 2019, Gifu, Japan: Oral presentation.
- [3] D. Y. Chen, K. Murakami, K. Dohi, K. Nishida, Z. C. Li, L. Chen, N. Sekimura, International Conference on Maintenance Science and Technology (ICMST), 2018, Sendai, Japan: Oral presentation.
- [4] L. Chen, K. Nishida, K. Dohi, K. Murakami, Z. C. Li, L. Liu, D. Y. Chen, N. Sekimura, International Symposium on The Future of Nuclear Materials Research, May 2018, Yokosuka, Japan, Poster.

Keyword: Nuclear fuel cladding, ion irradiation, crystal orientation, irradiation hardening, nano-indentation

1. Introduction

Irradiation induced embrittlement, normally accompanied by strengthening and hardening as well, is considered as one of degradation behaviors in the materials for nuclear reactor core applications. Zr-based nuclear fuel cladding tubes are considered as one of the most important core components in light water reactors. They are closely contact to nuclear fuels and are suffered from intense neutron irradiation, which results in a significant hardening and ductility loss due to the formation of high density of irradiation loops.

From the manufacture processes consisting of cold and hot rolling, extruding, and pilgering, such Zr-based cladding tubes exhibit strong basal texture in microstructure. For example, the c-axes (hcp-structured lattice) are preferential to align along the radial direction and tilted about 20-40° in the transverse direction-radial direction (TD-RD) plane. Such texture in microstructure results in the anisotropic mechanical properties. Zircaloy-2 fuel cladding shows a yield strength of 465±17 MPa when tensioned along radial direction, which is greater than tensioned along axial direction (331±19 MPa). Therefore, the anisotropy in the degree of environmental degradations is also to be anticipated. In fact, it has been known that the distributions of hydrides and radiation damage are anisotropic in these Zr-based fuel claddings.

In this study, a novel method was developed to probe the orientation dependence of irradiation-induced hardening in polycrystalline Zr-based alloys, by the combination of techniques such as ion-accelerator irradiation, nano-indentation test and orientation imaging microscopy. The crystal orientation dependent irradiation-induced hardening was then evaluated, which provides complementary understanding on the environmental degradation behaviors in textured materials.

2. Experimental methods

Zr-0.2Nb (wt.%) alloy prepared by arc-melting technique was used as experimental specimens in this study. This material exhibits a fully-recrystallized microstructure composing of the equiaxed grains with grain size of ~10 μm. Additionally, the material exhibits strong texture in microstructure, because the <0001> orientations are more likely to be perpendicular to the rolling direction-transverse direction plane. Disc specimens with 3-mm diameter were prepared for ion-irradiation. 3 MeV Zr²⁺ irradiation was performed at 300 °C using 1.7 MV Tandem ion accelerator at the High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo. The specimens with ~0.1 and 0.2 dpa were prepared. A Shimadzu DUH-211S nano-hardness tester was employed to evaluate the irradiation-induced hardening after irradiation. The indentation depth was set as 150 nm. Followed by nano-indentation tests, electron backscatter diffraction analysis was made on the nano-hardness tested region using scanning electron microscope equipped with OIM software. By coupling the image quality map and IPF map, the crystallographic information of each indenter could be recorded.

3. Results and discussion

Coupling of nano-indentation measurements and EBSD analysis allows connecting the hardness linked with the corresponding crystal orientation. Fig. 1 shows IPF based color-coded nano-hardness of the experimental specimens. Due to the basal texture in this material, much of the data are located near (0001) pole and less are present near the (10 $\bar{1}$ 0) and (2 $\bar{1}$ $\bar{1}$ 0) poles.

It is noted that the hardness with the orientation close to $[0001]$ axis is greater than that close to the $[10\bar{1}0]$ zone axis corner. Thus, an obvious trend between the hardness and crystal orientation could be discerned, i.e. the hardness gradually decreases as the orientation deviates from $[0001]$ axis to $[10\bar{1}0]$ and $[2\bar{1}\bar{1}0]$ axes corner. The hardness is the highest near the $[0001]$ axis corner with the values of ~ 2.9 GPa, then it decreases to ~ 1.6 GPa towards the $[10\bar{1}0]$ and $[2\bar{1}\bar{1}0]$ orientations. After irradiation, increment in hardness compared with un-irradiated specimen is observed in other specimens, as shown in Fig. 1-b and c, revealing the obvious hardening induced by 3 MeV Zr^{2+} ion irradiation in this study. It is worth noting that the hardness increased drastically to 0.1-dpa specimen and the hardness of 0.2-dpa specimen was slightly greater than 0.1-dpa. This trend is consistent well with the previous studies.

To reveal the effect of irradiation on the orientation dependent hardness, the hardness is plotted as a function of rotation angle to $[0001]$ axis. The rotation angle is calculated using the Euler angles of each indenter obtained directly from EBSD analysis. It is seen that in all the specimens the hardness decreased as the crystal orientation deviates away from $[0001]$ orientation. It is found that the differences between the irradiated and un-irradiated specimens are not constant, but influenced by the orientation. To evaluate the orientation dependent irradiation-induced hardening, the values of the hardness increment between the rotation angle of 0-10, 10-20, 20-30, 30-40, 40-55, 55-70, and 70-90 were summarized. Results show that the hardening effect is firstly intensified from the rotation angle of 0 to 55 degree and then slightly weakened in the range of 55-90 degree. However, the weakening effect in the range of 55-90 degree needs further confirmation because of the limited data from this textured specimen.

4. Summary and future work

The dependence of crystal orientation on nano-hardness was deduced: the hardness near (0001) pole was the highest and gradually decreased as the orientation deviated to $[10\bar{1}0]$ and $[2\bar{1}\bar{1}0]$ poles. After irradiation, hardening effect is confirmed, and it exhibits dependence on orientation. The weakest hardening occurred in $[0001]$ oriented grains, then the hardening effect was intensified toward $[10\bar{1}0]$ and $[2\bar{1}\bar{1}0]$ orientations. Further studies will be conducted to evaluate the irradiation effects in $[10\bar{1}0]$ and $[2\bar{1}\bar{1}0]$ corners by using the less-textured specimens, and mechanism for the orientation dependent irradiation hardening will be revealed as well.

Achievement List:

- [1] H.L. Yang, et. al., Scripta Materialia, 162 (2019) 209-213.
- [2] H.L. Yang, et. al., イオン照射した Zr-Nb 合金における照射硬化の結晶方位依存性, 2019 春原子力学会.

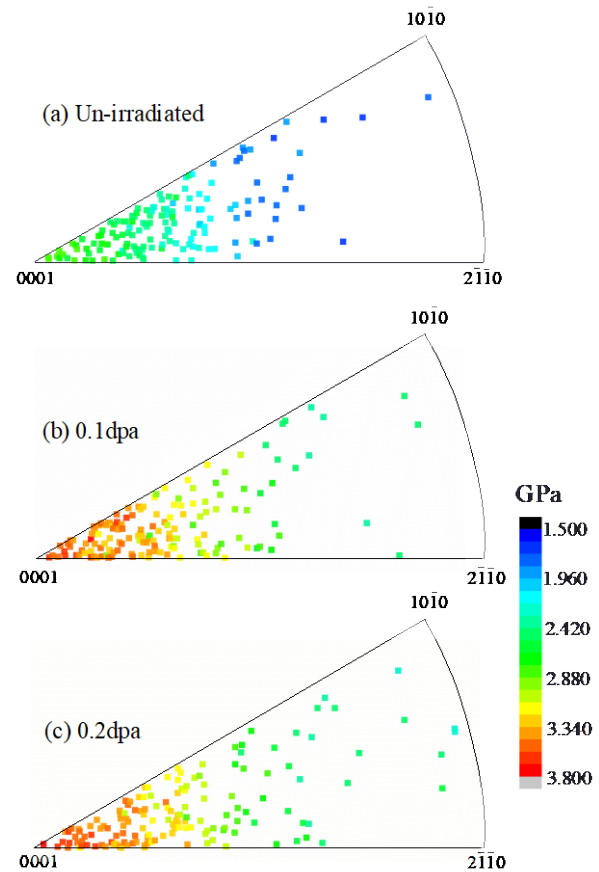


Fig. 1 Inverse pole figure (IPF) based color-coded nano-hardness distribution map in (a) un-irradiated, (b) 0.1-dpa and (c) 0.2-dpa specimens.

セラミックス被覆中の水素同位体透過挙動に関する 重イオン照射効果

寺井隆幸¹、叶野翔¹、近田拓未²、藤田光¹、松永萌暉²、中村和貴²、木村圭佑²

¹東京大学大学院工学系研究科、²静岡大学大学院総合科学技術研究科

核融合炉におけるトリチウム透過低減被覆として研究が進められている酸化イットリウム被覆に対して、タンデム加速器により種々のエネルギーの鉄イオン照射を行った。照射後の顕微鏡観察から、被覆の微細構造変化に入射エネルギー依存性が確認された。

キーワード： トリチウム、透過、被覆、セラミックス、照射

1. 緒言

次世代エネルギー源として研究が進められている D-T 核融合炉では、燃料として重水素および放射性同位体であるトリチウムを用いる。これらの水素同位体は、高温下において金属中を著しく速く拡散することが知られており、構造材料からの透過漏洩による周辺環境の汚染や燃料効率の低下が懸念されている。そこで構造材料に水素同位体透過を抑制するための被覆を施すことが検討され、これまでに研究代表者らは酸化エルビウム (Er_2O_3)、酸化イットリウム (Y_2O_3)、酸化ジルコニウム (ZrO_2) 等のセラミックス被覆が優れた水素同位体透過低減性能を有することを示し、また被覆中の詳細な水素同位体透過機構を明らかにしてきた。近年では、被覆に対する照射効果の研究も盛んに進められており、これまでに最大で 20 dpa (dpa: displacement per atom) の損傷密度を与えた Y_2O_3 被覆試料の微細構造分析が実施され、損傷密度に伴い被覆の微細構造が変化する様子が確認されている。しかし、これまでの照射試験では、入射エネルギーを 1 MeV 付近に固定していたため、照射による微細構造変化に対する入射エネルギー依存性は明らかとなっていない。そこで本研究では、比較的良好な放射化特性を有する Y_2O_3 被覆試料に対して、中性子照射による損傷を模擬するため東京大学重照射研究設備 HIT を利用した鉄イオン照射試験を実施し、その後の微細構造分析を通して、セラミックス被覆の微細構造変化に対する入射粒子エネルギー依存性を調査した。

2. 実験方法

低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H 平板上に、マグネトロンスパッタリング法により膜厚 650 nm 程度の Y_2O_3 被覆を非加熱状態で蒸着した。その後、被覆の粒成長及び結晶化を促進するために、高真空下 ($<10^{-5}$ Pa) で 600 °C、24 時間の熱処理を実施した。この被覆試料に対して、1.0~6.4 MeV の鉄イオンを種々の損傷密度に至るまで室温下で照射した。粒子輸送計算には SRIM-2013 を利用した。照射後の被覆試料に対して、透過型電子顕微鏡 (TEM) による微細構造分析を実施した。

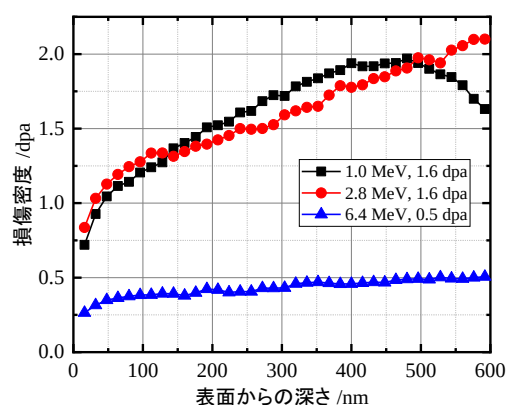


図1 Y_2O_3 被覆中の損傷密度深さ分布

3. 結果と考察

図1に SRIM コードで計算した Y_2O_3 被覆中の損傷密度の深さ分布を示す。1.0 MeV の鉄イオン照射では 450 nm 付近に最も大きなはじき出し損傷を与えることが分かった。一方で、2.8 MeV 及び 6.4 MeV の鉄イオン照射では、

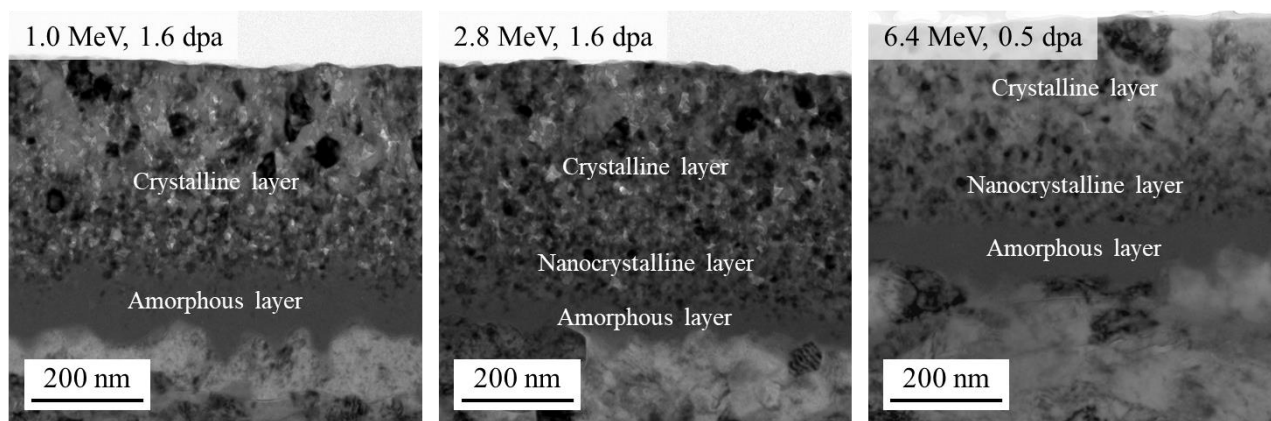


図2 各条件下で鉄イオン照射した Y_2O_3 被覆試料の断面 TEM 像

はじき出し数のピークが被覆内にみられなかった。照射前の Y_2O_3 被覆試料の結晶構造について、先行研究により、被覆中にアモルファス層の様な脆弱な層は存在せず、被覆全体が結晶質で構成されていることが明らかとなっている[1]。また熱処理に伴う収縮により膜厚が 600 nm 程度に減少することが分かっている。図2に各入射エネルギーで損傷密度が 1.6 dpa または 0.5 dpa となるまで非加熱環境で照射した Y_2O_3 被覆試料の断面 TEM 像を示す。いずれの照射試料においても被覆と基板の界面付近にアモルファス層が形成されていることが確認された。同一の損傷密度で比較した場合、1.0 MeV 照射試料に比べ、2.8 MeV 照射試料中のアモルファス層は数十 nm 程度と薄かった。一方で、2.8 MeV 照射試料中にはアモル

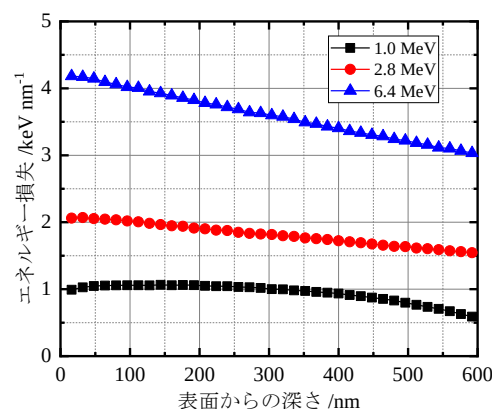


図3 エネルギー損失の深さ分布

ファス層の上に 100 nm 程度のボイドや間隙を含まない微結晶層が形成された。このように、被覆に同じ損傷密度が与えられた場合でも、入射エネルギーによって被覆の微細構造変化の様相が異なることが示された。また、別途実施した 6.4 MeV 照射試料の断面観察結果から、更に入射エネルギーが大きくなると、0.5 dpa と比較的低い損傷密度にも関わらず、同様の微結晶層が形成することが明らかになった。図3に SRIM により計算した Y_2O_3 被覆試料中のエネルギー損失深さ分布を示す。入射エネルギーの増大に伴い、被覆中のエネルギー損失が大きくなっていることから、入射粒子に由来するエネルギーが微結晶層形成の駆動力となっていることが示唆された。微結晶層形成の機構として、アモルファス中の原子が入射粒子のエネルギーを受け取り、界面付近で核形成したことが考えられる。以上の結果から、照射中の被覆の微細構造変化が入射粒子のエネルギーに大きく依存することが明らかになったとともに、照射中の微細構造変化はボイドやアモルファス層の形成といった照射欠陥の導入と入射粒子のエネルギー付与を駆動力とする核形成が競合していることが示唆された。

成果リスト

- [1] T. Chikada et al., “Deuterium permeation behavior and its iron-ion irradiation effect in yttrium oxide coating deposited by magnetron sputtering”, Journal of Nuclear Materials 511 (2018) 560–566.
- [2] K. Nakamura et al., “Iron-ion irradiation effects on microstructure of yttrium oxide coating fabricated by magnetron sputtering”, Fusion Engineering and Design, (2019) in press. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2019.03.093
- [3] T. Chikada et al., “Coating research and development for fusion reactor fuel systems”, International Conference on Processing & Manufacturing of Advanced Materials (THERMEC’2018), invited presentation, Paris, France (2018).

核融合炉構造材料（F82H 鋼）に対し、東京大学 HIT 施設において 673K において 2.8 MeV の Fe イオンを最大 50 dpa まで照射し、照射後の微細組織観察によって、 $M_{23}C_6$ ならびに MX の照射下における相安定性を評価した。

キーワード： 核融合; 低放射化フェライト鋼; イオン照射;

1. 本文

F82H 鋼は核融合炉構造材料の候補材料であり、 $M_{23}C_6$ と MX の 2 種類の析出物による組織制御によって析出強化ならびに耐クリープ特性の改善が図られている。しかし、近年の研究結果では、時効影響が見え難い温度領域での照射により、析出物が不安定化し、消失ないし非晶質化する現象が報告されている。そこで、これまでに本研究グループでは、電子線照射下における析出物の相安定性について、構成元素のはじき出し現象と格子欠陥の拡散モデルに基づいた不安定化機構を提案し、さらに、 $M_{23}C_6$ 析出物については照射温度に応じて不安定化挙動が大きくことなることを明らかにした。これらの評価では、フレンケル対による損傷モードであったが、実炉環境下ではカスケード損傷により微細組織や機械特性の変化が生じる。これらより、カスケード損傷下における析出物の不安定化挙動を明らかにすることを目的とし、F82H 鋼に対して、イオン加速器を用いてカスケード損傷を導入し、当該照射条件下におけるの微細析出物の相安定性を評価した。

2. 実験方法

供試材として F82H-BA12 鋼を使用した。当該材料を 1073K において 3.6 ks の焼鈍処理を施し、これらの試料をイオン照射に供した。照射試験は東京大学所有の 1.7 MV タンデトロン加速器を使用し、673 K において 2.8MeV-Fe²⁺を最大 50 dpa まで照射した。照射による微細組織発達を評価するため、FIB を用いた TEM 試料のリフトアウト、ならびに薄片化を行い、その後、FIB による加工層を除去するために低エネルギーイオンスパッタリングを行った。

微細組織観察は、日本電子社製の JEM-2100 ならびに JEM-2100F を使用した。ここでは、明視野、暗視野、制限視野電子線回折を駆使し、照射によって導入された照射欠陥組織を同定した。また、析出物の定性分析を実施するため、STEM-EDS マッピングを実施した。

3. 結果

図 1 に 20 dpa 照射材の縦断面 TEM 写真を示す。ここで、電子線の入射方位 (Z) は[011]である。試料表面から 1.2 μm 付近までの領域においてループ状、ブラックドット状の照射欠陥の形成が確認された。SRIM 計算結果より、当該照射条件におけるイオンの飛程ならびに欠陥導入頻度のピーク位置は $\sim 1.0 \mu\text{m}$ であることから、理想的な照射実験が達成されたと考えられる。また、BCC 金属では、照射によって 2 種類の照射欠陥 ($1/2\langle 111 \rangle$ と $\langle 100 \rangle$ 系) が形成することから、 $g=110$ ならびに $g=002$ 条件からの微細組織を実施し、転位ループ特徴を評価した。その結果、 $1/2\langle 111 \rangle$ 、 $\langle 100 \rangle$ 型転位ループの平均サイズはそれぞれ 3.4、11.9 nm であり、また、数密度は、それぞれ、0.87、 $2.39 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$ と見積もられ、全体の数密度は $3.26 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$ であることを確認し、先行研究結果より、6.4 MeV-Fe³⁺によって 50 dpa された F82H 鋼では、ブラックドットならびにループ状の照射欠陥が形成し、この平均サイズは 5 $\sim$ 12 nm であり、概ね照射量に依存しないと報告されている (M. Ando et.al., J. Nucl. Mater (2004))。本研究においても、照射欠

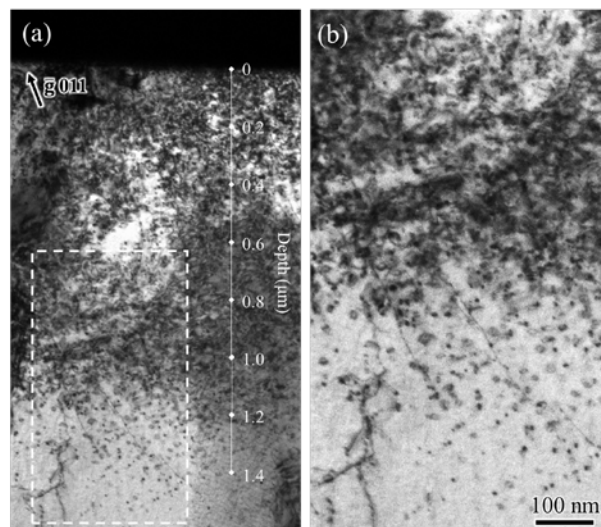


図 1 照射後の縦断面 TEM 写真. (a) 低倍率と (b) 高倍率写真. 低倍率写真より、試料表面から 1.2 μm 付近までの領域において照射欠陥組織が形成しており、高倍率写真からは、ループ状、ブラックドット状の欠陥組織の形跡が確認される。

図 1 に 20 dpa 照射材の縦断面 TEM 写真を示す。ここで、電子線の入射方位 (Z) は[011]である。試料表面から 1.2 μm 付近までの領域においてループ状、ブラックドット状の照射欠陥の形成が確認された。SRIM 計算結果より、当該照射条件におけるイオンの飛程ならびに欠陥導入頻度のピーク位置は $\sim 1.0 \mu\text{m}$ であることから、理想的な照射実験が達成されたと考えられる。また、BCC 金属では、照射によって 2 種類の照射欠陥 ($1/2\langle 111 \rangle$ と $\langle 100 \rangle$ 系) が形成することから、 $g=110$ ならびに $g=002$ 条件からの微細組織を実施し、転位ループ特徴を評価した。その結果、 $1/2\langle 111 \rangle$ 、 $\langle 100 \rangle$ 型転位ループの平均サイズはそれぞれ 3.4、11.9 nm であり、また、数密度は、それぞれ、0.87、 $2.39 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$ と見積もられ、全体の数密度は $3.26 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$ であることを確認し、先行研究結果より、6.4 MeV-Fe³⁺によって 50 dpa された F82H 鋼では、ブラックドットならびにループ状の照射欠陥が形成し、この平均サイズは 5 $\sim$ 12 nm であり、概ね照射量に依存しないと報告されている (M. Ando et.al., J. Nucl. Mater (2004))。本研究においても、照射欠

陥の平均サイズは 3 ~ 12 nm であって、先行研究結果と照射条件は若干異なるものの、再現性の取れた照射実験が達成されたと判断される。

図 2 に未照射材ならびに照射材の STEM-EDS マッピング結果を示す。粒界上に Cr リッチな $M_{23}C_6$ が析出し、また、粒子サイズ 20-30 nm 程度の Ta や V リッチな MX が結晶粒内に析出していることが分かる。このように、当該試料中の $M_{23}C_6$ および MX 型の析出物の同定を STEM マップによって区別することが出来る。これらの結果より、照射下における微細析出物の安定性として、その平均サイズの照射量依存性を評価した。その結果を図 3 に示す。ここで、エラーバーの長さは標準偏差を意味している。これらより、未照射材における $M_{23}C_6$ と MX の平均サイズは、それぞれ、47、27 nm であり、また、20、50 dpa 照射材における $M_{23}C_6$ のサイズは、それぞれ、52、45 nm、一方で、MX のサイズは 20、23 nm であった。なお、 $M_{23}C_6$ は照射下において非晶質化することが報告されているが、当該照射条件下では、この変化は確認されなかった。このことから、本照射条件下における微細析出物のサイズ変化は生じず、析出物が照射に対して高い安定性を有していることが分かった。

4. まとめ

F82H 鋼に対し、東京大学 HIT 加速器を利用し、673K において最大 50 dpa までの Fe イオン照射を実施し、照射後の TEM 観察から、 $M_{23}C_6$ 、MX 型の析出物の照射下における析出物の安定性を評価した。その結果、20 dpa 照射材において照射領域中にループ状、ブラックドット状の照射欠陥組織が確認され、これらの数密度は $3.26 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$ であった。また、当該照射温度での $M_{23}C_6$ の照射誘起非晶質化は確認されず、明瞭なサイズ変化も確認されなかった。また、MX についても平均サイズに大きな変化が確認されなかったことから、F82H 鋼中の $M_{23}C_6$ および MX は本研究照射条件下で高い安定性を有していることが分かった。

成果リスト

- [1] Sho Kano, Yang Huilong, Shen Jingjie, Zhao Zishou, John McGrady, Dai Hamaguchi, Masami Ando, Hiroyasu Tanigawa, Hiroaki Abe, Nuclear Materials and Energy, **17**, 56 (2018)
- [2] Sho Kano, Yang Huilong, Shen Jingjie, Zhao Zishou, John McGrady, Dai Hamaguchi, Masami Ando, Hiroyasu Tanigawa, Hiroaki Abe, Journal of Nuclear Materials **502**, 263 (2018)

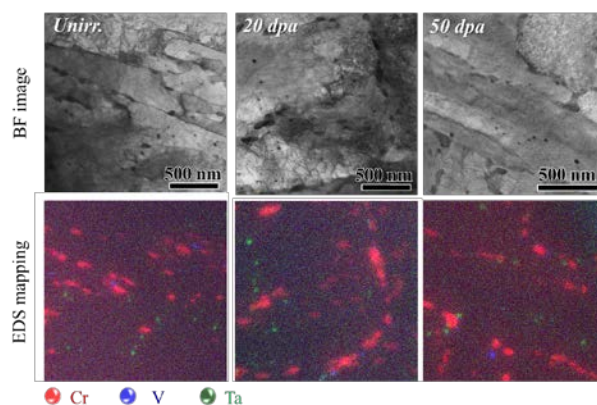


図 2 未照射、照射材の STEM-EDS マッピング結果. Cr、V、Ta のマッピング結果をそれぞれ、赤、青、緑色で示しており、EDS マッピングはこれらを重ね合わせた表記とした。

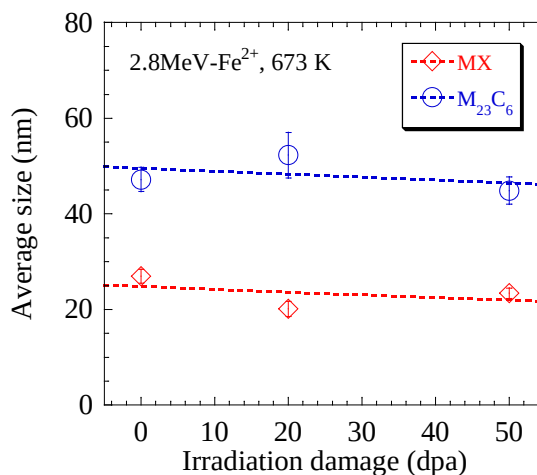


図 3 照射下における微細析出物のサイズ変化. エラーバーの長さは標準偏差を意味する。

核融合炉プラズマ対向材 W-Y₂O₃ 合金の中性子照射を模擬するため、室温で Fe イオン照射を行った。その後、重水素の放出挙動を調べた。Fe イオン照射によって、W-Y₂O₃ 合金の重水素の捕獲量が増加した。これが Fe イオン照射により欠陥が形成された原因だと考えられる。

キーワード： プラズマ対向材、タングステン合金、照射、欠陥、重水素。

1. 目的

一般的に、タングstenは低温脆化、再結晶脆化及び照射脆化などの弱点で核融合炉プラズマ対向材として問題がある。近年、W-Y₂O₃ 合金が良い力学特性を示したため、注目されている。本研究では、W-Y₂O₃ 合金を用いて、重水素保持特性を調べた。

2. 実験方法

液相ドーピング法及び放電プラズマ焼結する方法 (SPS) でタングsten合金 W-Y₂O₃ を作製した。作製途中に 50%の冷間加工の工程を入れた。この合金から厚み 0.2mm、直径 5mm の試料を切り出した。試料の表面を粗研磨から鏡面研磨まで実施した。比較のため、1773K で 1 時間焼鈍した市販の純タングstenも使われた。核融合炉の中性子照射を模擬するために、両者に対して、室温で Fe イオン照射を行った。Fe イオンエネルギーは 1MeV であった。損傷ピーク所の照射量は 0.3dpa と 1dpa であった。その後に、Fe イオンの未照射試料と照射した試料に対して、更にマグネットセパレータ付重水素イオン銃 (オメガトロニクス社製) を用いて 5keV で重水素を注入した。重水素の照射量は 1.0×10^{20} から 1.0×10^{22} D⁺/m² であった。注入後、1073K まで昇温脱離ガス分析法 (TDS) により重水素の放出を調べた。昇温速度は 1K/s であった。

3. 実験結果と考察

図 1 に Fe イオン未照射した純 W と W-Y₂O₃ 合金における重水素照射による重水素放出の照射量依存性を示す。比較のため、SPS で作られたタングstenの重水素放出の特性も示す。図 1 (a) と (b)) はそれぞれ市販の純タングstenと W-Y₂O₃ 合金の重水素脱離スペクトルである。すべての試料においては、放出された重水素の量が照射量の増加と共に増加した。SPS のタングstenの重水素放出量が最も多かった。このことからドーピングされた Y₂O₃ 粒子がタングsten中の重水素の蓄積を抑制したことが分かった。市販の純タングstenにおいては、 1.0×10^{22} D⁺/m² まで照射しても重水素放出ピークは 1 つしかなかった。その放出ピークの温度は 430K であった。これは、試料表面の照射によって形成された欠陥にトラップされた重水素だと考えられる。一方、SPS の純タングstenは照射量の増加につれて、600K で新たに放出ピークが現れた。W-Y₂O₃ 合金においては、SPS の純タングstenと同様に 700K で新たに放出ピークが現れた。この放出ピークは試料中に既存の欠陥によるものと思われる。

図 2 に Fe イオンで損傷ピークの所に 0.3dpa まで予照射した純 W と W-Y₂O₃ 合金における重水素照射による重水素放出の照射量依存性を示す。Fe イオンの予照射がない試料と同じように、放出された重水素の量が重水素照射量の増加と共に増加した。予照射した純 W の重水素放出量が予照射ない純 W より高かった。また、Fe イオンの予照射で欠陥を形成したので、750K 付近で二つ目の重水素放出ピークが現れた。W-Y₂O₃ 合金においても、同様な結果が得られた。すなわち、予照射した試料の重水素放出量が予照射ない試料より高かった。また、予照射した試料の二つ目の重水素放出ピークも高かった。これは、欠陥密度は高い方が重水素をトラップ可能性は高いこと

を示している。一方、図 1 に示したように、W-Y₂O₃ 合金が純 W より重水素放出量が高かったのに対して、Fe イオン照射した W-Y₂O₃ 合金においては、純 W に比べ、トータル重水素放出量がほとんど変わらなかった。特に、試料表面の欠陥にトラップされた重水素放出量が抑えられた。従って、Y₂O₃ 粒子を添加した合金の耐照射性が向上された。Fe イオン予照射の照射量を増加しても同じ結果が得られた。

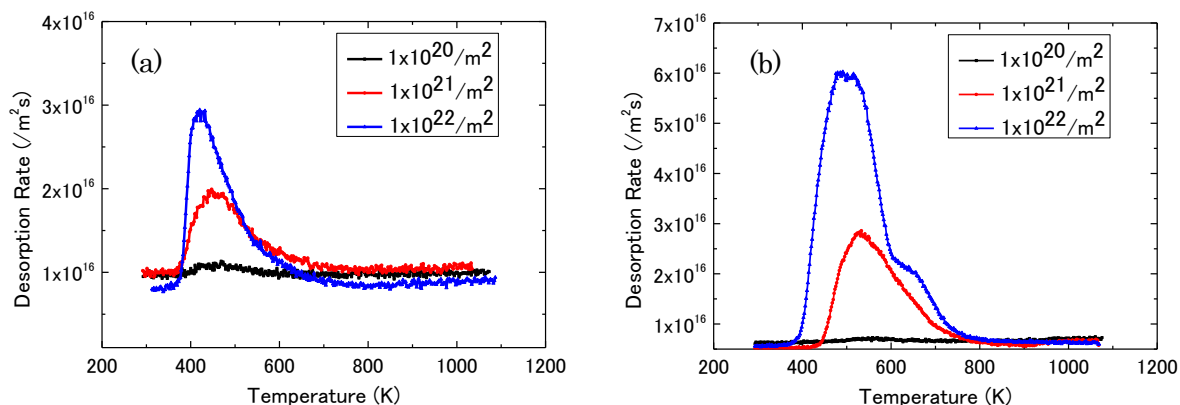


図 1 重水素放出の温度依存性。(a) : 市販 W、(b) : W-Y₂O₃。

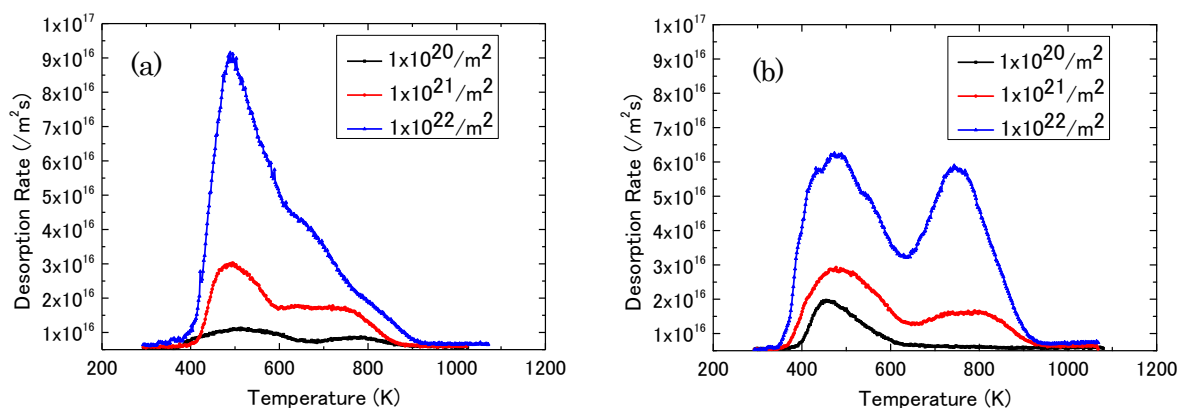


図 2 0.3dpa (損傷ピーク) まで Fe イオン照射の重水素放出の温度依存性。(a) : 市販 W、(b) : W-Y₂O₃。

4. まとめ

液相ドーピング法及び放電プラズマ焼結する方法を用いて、W-Y₂O₃ 合金を作製した。この合金に対して、重水素照射を行い、重水素保持特性を調べた。また、中性子照射を模擬するため、Fe イオン照射を行い、重水素保持特性に及ぼす Fe イオン照射効果を調べた。ドーピングされた Y₂O₃ 粒子がタングステン中の重水素の蓄積を抑えただけでなく、W 合金の耐照射性も改善された。

成果リスト

なし。

Keyword : ion irradiation; martensitic steels; oxide dispersion strengthened steel; nano-indentation

1. Introduction

The structural materials during the application in the advanced nuclear fusion blanket system will face very challenging service conditions, such as high temperature and strong neutron irradiation. Advanced next generation higher performance steels offer the opportunity for improvements in operational lifetime and reliability, superior neutron radiation damage resistance. They include advanced reduced activation martensitic steels (RAFM) and oxide dispersion strengthened steels (ODS).

In China, An advanced RAFMs named as SIMP steel has been developing in Institute for Materials Research Chinese Academy of Sciences (IMR-CAS) in recent years. By negotiating the effects of the contents of important elements such as C, Cr and Si in the ferritic/martensitic heat-resistant steels on heat resistance, radiation resistance, and corrosion resistance, an optimized chemical composition of SIMP steel was obtained and thus a good balance of properties was reached. The test results conducted on several SIMP steels in 5-ton grade showed excellent potential as a candidate structural material. However, maximum operation temperature of SIMP steel is still assumed to be about 873 K. In order to increase the thermal efficiency of nuclear energy, the RAFM-ODS steels was proposed and also under developing in IMR-CAS, which has the promising creep strength at higher temperature and higher potential for irradiation resistance.

Before the application, the irradiation behavior of these steels are necessary to be clarified and evaluated. In this study, the effects of ion irradiation on these two steels were primarily investigated to clarify the different irradiation hardening behavior and underlying mechanisms.

2. Experimental methods

Two materials were used for studied. SIMP steel was melted in 5-ton vacuum induction furnace and followed by hot-forging and hot-rolling into the plates. While RAFM-ODS steel was fabricated by powder metallurgical method with a series of procedures include mechanical alloying, hot isostatic pressing, hot forging and hot rolling. Their chemical compositions are and heat treatments are shown in Table 1 and 2, respectively.

Table 1 Chemical compositions of SIMP and RAFM-ODS steels (wt%)

Steels	C	Cr	W	Mn	Si	Ta	V	S	P	Ti	Y ₂ O ₃	Fe
SIMP	0.20	10.54	1.26	0.45	1.22	0.15	0.20	0.003	0.003	-	-	Bal.
RAFM-ODS	0.14	8.91	1.40	0.41	-	0.05	0.19	-	-	0.26	0.35	Bal.

Table 1 Heat treatments of SIMP and RAFM-ODS steels

Steels	Normalization	Tempering
SIMP	1313K/30min /air cooling	1033K/90min/ air cooling
RAFM-ODS	1323K/60min /air cooling	1033K/90min/ air cooling

The plate specimens of 1.5 mm (width) X 10 mm (length) X 0.2 mm (thickness) were irradiated by 2.8 MeV Fe²⁺ ion at room temperature (RT) and 573 K at High-Fluence Irradiation Facility (HIT), the University of Tokyo. The irradiation dose was from 0.3 to about 9 dpa with an damage rate of about 9.0×10^{-4} and a flux of 8.0×10^{11} ions/cm²/s.

After irradiation, the hardening behavior were measured by a nanoindenter. Each sample was measured by 300 points and then the average value was obtained. The samples were prepared by FIB and followed by gentle milling to remove the extra damage layer in the surface induced by FIB. The microstructural evolution were examined using a transmission electron microscope (TEM, JEOL-2010).

3. Results and discussion

SRIM simulation was used to calculate damage depth profiles, and the results are shown in Figure 1. The calculated damage peak appeared at about 800 nm in depth. The total damage depth was less than about 1.5 μ m.

Generally, the SIMP steel shows the martensitic structure decorated with M₂₃C₆ carbides with a size of 100-300 nm around grain and sub-grain boundaries. On the contrary, with the addition of Y₂O₃ and Ti into the matrix, the RAFM-ODS steel

exhibited finer grain size of about 1-2 μm and dispersed oxide particles of Y-Ti-O with the size of 1-10 nm. Correspondingly, the RAFM-ODS steel showed high strength and hardness. After ion irradiation at RT and 573 K, two steels exhibited irradiation hardening by nano-indentation measure. Fig. 2 shows the results at RT. When irradiated at the dose of only about 0.3 dpa, two steels showed suddenly increase in hardness. With the increase in irradiation dose to above about 1 dpa, the hardening seemed to be saturated. This phenomenon is similar to those observed in other steels [1-3]. The hardening is mostly derived from the irradiation-induced defects such as dislocation loops [2-3]. Compared with these two steels, the irradiation hardening in ODS steel was relatively smaller than that in SIMP steel, which is also agreed with the results by other researchers [1-3]. The slight better resistance of ODS steel is probably due to the high density nano-particles which as the trap sinks for the irradiation defects [2-3].

4. Summary

Ion irradiation experiments on an advanced martensitic steel named SIMP steel and an ODS steel were successfully preformed with high reliability using the HIT facility. The nano-indentations were measured and microstructural evolutions were examined. Two steels showed hardening after irradiation to about 9 dpa at RT. The smaller hardening of RAFM-ODS steel is probably attributed to the fine oxide particles with high density. The further investigation of the ion irradiation effects on microstructural evolution are in progress. The effects of higher irradiation dose are also under the plan in the next year .

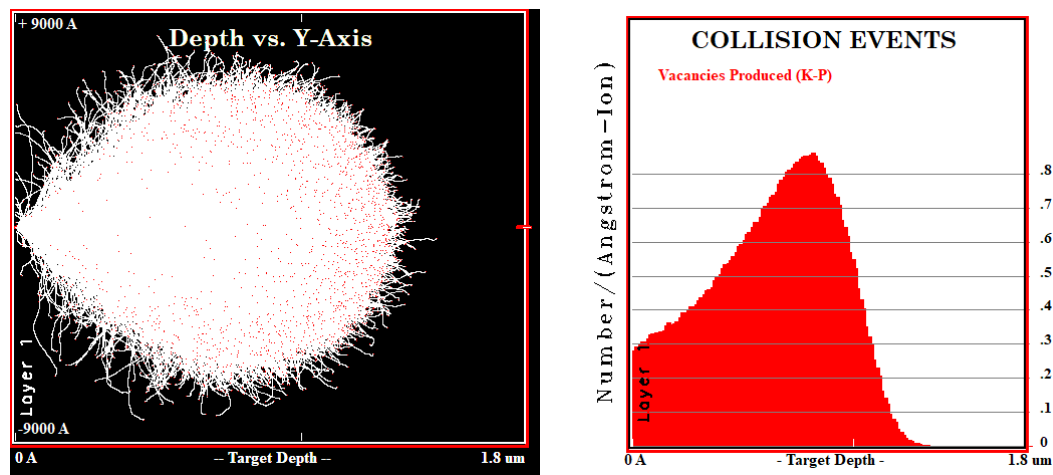


Fig. 1 Depth profiles of the displacement damage by 2.8 MeV Fe^{2+} , calculated by SRIM

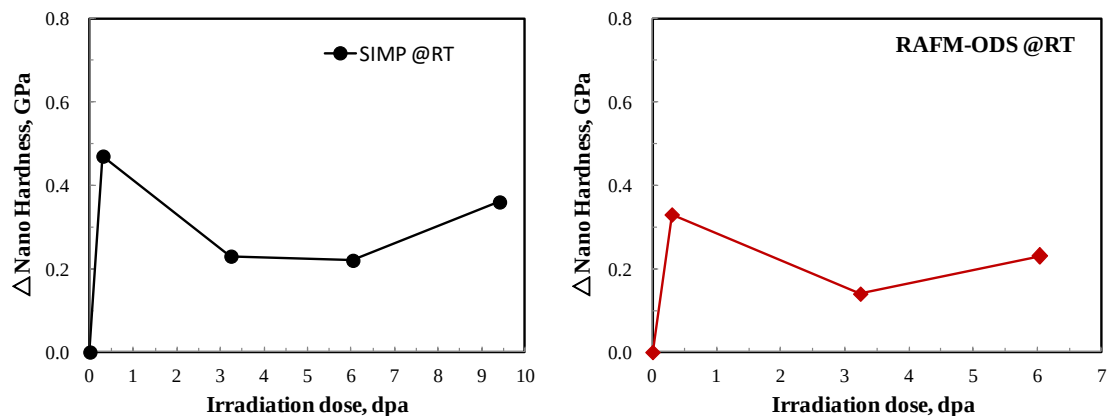


Fig. 2 The dependence of hardness change on irradiation dose for SIMP and RAFM-ODS steels irradiated at RT

Reference:

- 1) Shilei Li, et al., J. Nucl. Materials., 478, 50 (2016).
- 2) S.J. Zinkle, et al., Annu. Rev. Mater. Res. 44, 241 (2014).

Achievement List:

- [1] Y.F. Li, et al., The 6th Fusion Materials Forum in China, Jiayuguan, Ganshu, China, May 20-23, 2019.
- [2] J.R. Zhang, doctoral thesis, (2020).

Quantitative analysis and prediction of material Degradation processes under ion irradiation

関村 直人¹ 陳 東鉞¹ 村上 健太² 阿部 弘亨¹

1. 東京大学, 2. 長岡技術科学大学

Abstract:

In-situ TEM tool was utilized to study the interactions between defect clusters at 400°C. The growth of black dots into dislocation loops was observed. Some defect clusters were found to absorb neighboring clusters along $\langle 110 \rangle$ crystallographic direction, which could be the result of fast interstitial diffusion.

Keyword: Defect cluster interaction, Interstitial diffusion, Ion irradiation, in-situ TEM.

1. Introduction

To understand the microstructure evolution process under irradiation, the interactions between growing defect clusters need to be quantitatively analyzed. Such analysis would be practical if we utilize the powerful tool of in-situ transmission electron microscopy (TEM) to observe during ion irradiation. In-situ TEM observation can extract the location and size information of defect clusters as a function of irradiation time, which could also be inspiring for future modeling works.

Austenite stainless steels, the fcc (face-centered cubic) material, was taken as an example to study the interactions between defect clusters. In austenite stainless steels, the fast diffusion of interstitials along $\langle 110 \rangle$ crystallographic direction has been reported in previous literature. However, the effects of such one-dimensional diffusion on the interactions between defect clusters was not clear. In this study, in-situ irradiation is preformed at 400°C to allow the growth of defect clusters. The interactions between growing or shrinking defect clusters was quantitatively analyzed. The crystallographic orientation of the specimen was carefully controlled for the inspection of $\langle 110 \rangle$ interstitial diffusion.

2. Experimental

The alloy used in this study is the high purity model alloy of 316L stainless steel. The composition of the alloy is Fe-16.9Cr-13.0Ni-2.29Mo-1.00Mn in weight percentage. To study the $\langle 110 \rangle$ interstitial diffusion, the crystallographic orientation was analyzed by electron back-scattered diffraction (EBSD) before focused ion beam (FIB) fabrication.

Hitachi FB-2100 was used as the FIB machine to pick up TEM specimen from the grains which were close to $\{111\}$ directions. The TEM specimen was thinned by FIB to approximately ~200nm. After that, electro-chemical polishing was applied to the specimen to finalize the thickness to the range of 100-160nm, which will be good for TEM observation. The

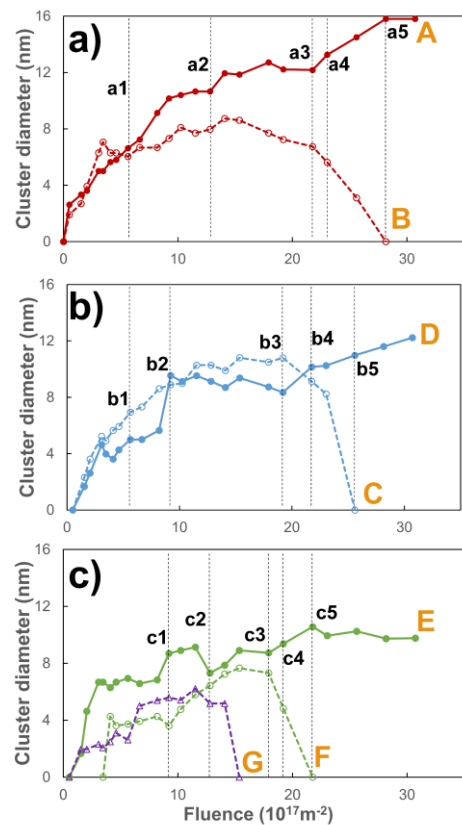


Fig. 1 The diameter change of neighboring defect clusters

electrolyte solution for polishing consisted of 5% perchloric acid and 95% ethanol, and the polishing time was on the scale of 1-10ms. The crystallographic orientation of the TEM specimens were confirmed under TEM. Only the specimens with the normal vector close to $\langle 110 \rangle$ zone axis were selected for in-situ experiment. 2 MeV Fe^{2+} ion was used for ion irradiation. Total irradiation fluence was $3 \times 10^{18} \text{ m}^{-2}$, corresponding to a total dose of 0.2 dpa. Irradiation temperature was 400°C.

3. Results

Due to the high temperature of 400°C, a fraction of the defect clusters could grow large with diameter exceeding 6nm. The loop-shape of these large defects was clearly observed, indicating they are Frank loops in nature.

When two defect clusters are close in distance to each other, they tend to have interactions which could be reflected by the size of the clusters. In our observation area, a total of eight large clusters were present whose diameters had exceeded 6 nm over their lifetime but which finally disappeared. Among these eight clusters, five clusters showed interactions to neighboring clusters during shrinkage. The typical clusters are shown in Fig. 1 and Fig. 2. As shown in Fig. 1, the shrinkage of one cluster is accompanied by the sudden growth of the neighboring cluster. And in Fig. 2, it could be seen that the interacting defect clusters were aligned close to the projection of $\langle 110 \rangle$ direction. It indicated the absorbing was a result of the interstitial diffusion along $\langle 110 \rangle$ crystallographic direction.

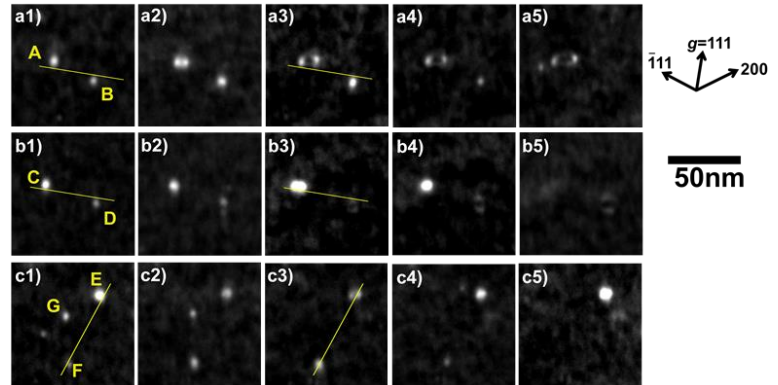


Fig. 2 The absorption of neighboring clusters along $\langle 110 \rangle$ crystallographic direction. $\langle 110 \rangle$ projection is indicated by the yellow line.

4. Conclusions

Austenite stainless steel was taken as an example to study the interactions between defect clusters under irradiation. Through in-situ TEM technique, the interactions between neighboring defect clusters were reflected by the size change of clusters as a function of irradiation fluence. It was found that large clusters approximately 6-11 nm in size could be absorbed by neighboring clusters via interstitial crowdion diffusion along $\langle 110 \rangle$ direction.

5. Achievement list

- [1] D. Y. Chen, K. Murakami, H. Abe, Z. C. Li, N. Sekimura, *Acta Materialia*, 163 (2019) pp.78-90.
- [2] L. Chen, K. Nishida, K. Murakami, D. Y. Chen, L. Liu, T. Kobayashi, Z. C. Li, N. Sekimura, *Nucl Instrum Methods Phys Res Sect B*, 455 (2019) 32.
- [3] D. Y. Chen, K. Murakami, K. Dohi, K. Nishida, L. Chen, Z. C. Li, N. Sekimura, *The Nuclear Materials Conference (NuMat)*, 2018, Seattle, United States: Poster presentation.
- [4] D. Y. Chen, K. Murakami, K. Dohi, K. Nishida, N. Sekimura, *Annual Meeting of Atomic Energy Society of Japan*, 2018, Okayama, Japan: Oral presentation.
- [5] D. Y. Chen, K. Murakami, L. Chen, Z. C. Li, N. Sekimura, *Computer Simulation of Radiation Effects in Solids (COSIRES)*, 2018, Shanghai, China: Oral presentation.

重照射損傷研究設備のタンデム加速器を利用して、実用材料およびそのモデル合金に対して劣化挙動のモデル化に資する照射実験を試行して、その成果を加速器施設へとフィードバックすることにより、イオン照射試験技術の高度化をはかる研究テーマである。

キーワード： 照射試験，イオン照射，はじき出し，原子炉压力容器，コンクリート

1. 研究目的

査読付き論文誌に掲載されるイオン照射を利用した原子力材料研究の大半は「使えない」研究とみなされている。その原因は、不適切な実験条件の設定と結果の解釈にある。研究対象の原子力材料が使用されようとしている照射場の特徴を踏まえ、マルチスケールな照射劣化挙動のどの部分を解明しようとしているのかを定義することが必要である。本研究は、イオン加速器利用のベストプラクティスを提供することを目的として、様々な材料・劣化挙動に対してイオン照射法を適用することになっている。平成 30 年度のターゲットは次の通りである。

A) 照射によって非晶質化したコンクリート骨材の最終的な膨張率と、非晶質化した鉱物の基礎特性を把握するために、 α 石英をはじめとする鉱物に対して、照射温度を精緻に制御した照射実験を実施する。

B) 原子炉压力容器の照射脆化に対する中性子束の依存性を機構論的に議論するために、鉄基合金における複数のカスケード損傷間の相互作用をモデル化するためのその場観察実験を実施する。

2. コンクリート骨材

鉱物の最終的な非晶質構造の評価が目的であることから、照射イオンによる化学的な変化を低減するためにケイ素イオン照射を採用することにした。実機環境との熱力学的な違いを生まないために、試料の温度を精緻に制御することが重要になる。そこで、精緻な温度制御が可能なビームライン 5 の加熱ステージで実験を行った。共有結合とイオン結合からなる鉱物の熱伝導率は金属と比べてとても小さいので、イオンビームによる表面加熱が問題となる可能性があった。そこで、 α 石英などの材料に対してビーム量に対する試料温度の上昇量を予め簡易計算しておくと共に、試料を背面よりゆっくり加熱して均熱状態を作ってから赤外線カメラと熱電対を用いて放射率を補正しておくことにより、照射中の温度プロファイルのリアルタイム観察を可能にした。

照射実験は 1 月のマシンタイムを利用して実施した。3 種類の鉱物（ α 石英、曹長石、正長石）を 3 MeV Si^{2+} イオンで $10^{14} \sim 10^{16}$ ions/cm² のオーダで 3 段階の照射試験に供した。試料の表面温度は赤外線カメラの指示値が室温近傍（つまり無制御）、100 °C、150 °C の三段階となるように制御した。試料表面におけるフルエンスを均等にするために、ビームはいったん集束してから走査することにより、比較的広い領域（12 mm × 6 mm 程度）を均等に照射した。ビームによる表面加熱の大きさは、おおむね 20 °C 以下であった。

照射された試料は、いずれも完全に非晶質化しており、照射に由来する体積の膨張が見られた。今年度は照射後試験などを拡充すると共に低フルエンス領域のデータを拡充する予定である。結果は、日本原子力学会 2019 年秋の大会で発表されるほか、受託研究元である経済産業省から報告書の形で発表されている。

3. 原子炉压力容器

軽水炉压力容器の曝される中性子束は $10^8 \sim 10^{12}$ n/cm²s 程度であることに加え、粒径の小さなベイナイト鋼では十分なシンク強度が期待できることから、照射脆化に対して中性子束の違いは一次的には（BWR における熱空孔の寄与を除いて）大きな影響は与えないと考えられる。一方、シンク強度に敏感であるという特徴は、欠陥形成効率に対してマイクロ組織が影響する可能性を示唆しており、これが見かけの中性子束効果として作用する可能性がある。カスケード損傷間の相互作用や、カスケード損傷とマイクロ組織の相互作用を把握するために、ビームライン 7 の加速器結合型電子顕微鏡を用いて、その場観察を行うことにした。カスケード損傷の領域を限定し、高濃度の欠陥を局所的に導入する観点から、自己イオン（つまり Fe イオン）に加えて、重イオン（W イオン）を用いた実験を行った。実験中の試料の変形を抑制する観点から（また、この実験では熱拡散過程は大きな影響を与えないので）試料温度は室温にした。

照射実験は、主に 11 月のマシンタイムを利用して実施した。試料は集束イオンビーム加工装置でリフトアウトされた Fe、Fe-1.4wt.%Mn、Fe-0.6wt.%Ni、Fe-0.3wt.%Si の 4 つである。はじめにマシンスタディを丁寧に行い、Fe および W イオン（2 価および 3 価）で、どのくらい低エネルギーのビームを輸送できるかを確認した。その後、

その場観察実験を行って、TEM 可視化可能な欠陥集合体の Defect Yields や、既存の欠陥の可動性に対する溶質原子の影響を評価した。結果は、原子炉圧力容器の照射脆化の専門家会合である International Group on Radiation Damage Mechanisms に報告されたほか、成果の工学的な意味を日本保全学会の学術講演会等で発表している。

外部資金

本研究テーマの一部は、次の外部資金によって実施された。

- ・ 科学研究費基盤研究(A)「格子欠陥をプローブとしたその場観察と組合せ照射による照射欠陥の顕在化技術」
- ・ 科学研究費基盤研究(B)「照射効果に水素を重畳させると材料劣化は促進するか、それとも抑制できるか」
- ・ 核融合科学研究所一般共同研究「He 注入及び重イオン照射を用いた核融合炉構造材料の照射脆化に関する研究」
- ・ 中部電力原子力技術研究所公募研究「その場観察技術を用いた原子炉圧力容器材の照射影響評価」
- ・ 経済産業省資源エネルギー庁委託研究「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（高経年化対策に資するコンクリート照射劣化に関する研究）」

成果リスト※1

- [1] 村上 健太 他, 日本原子力学会 2019 年 秋の大会, 2019 年 9 月, 富山大学.
- [2] Luu Vu Nhut, *et. al.*, the 13th Vietnam Conference on Nuclear Science and. Technology, August 2019, Ha Rong bay, Vietnam.
- [3] K. Murakami, *et. al.*, The 21st meeting of the International Group on Radiation Damage Mechanisms (IGRDM), May 2019, Gifu, JAPAN.
- [4] 村上健太 日本保全学会第 16 回学術講演会 2019 年 8 月, 青森リンクステーション.
- [5] 村上健太 ちゅうでんサイエンス・フォーラム 2019, 2019 年 9 月 (予定), 御前崎市民会館.

30Y-01

研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会（34）

代表者：山口 彰、著者：工藤久明

東京大学大学院工学系研究科原子力専攻原子炉本部

試験研究用等原子炉の運転・管理及び改良等についての、大学、JAEA、メーカー等の各炉での経験、試み他について、当事者相互間で情報交換、意見交換を行い、炉の活性化、効率化、機能改善、安全性の向上に資する。（技術職員の研修会的性格を含む。）

キーワード： 研究炉、運転、管理、改良、廃止措置、新規制基準

1. 目的

試験研究用等原子炉の運転・管理及び改良等についての、大学（東大、京大、近大、東京都市大、立教大）、原子力機構（JAEA；原科研、大洗研究所）、メーカー（東芝、日立の訓練炉）等の各炉での経験、試み他について、当事者相互間で情報交換、意見交換を行い、炉の活性化、効率化、機能改善、安全性の向上に資することを目的とする。（技術職員の研修会的性格を含む。）

なお、本研究会は、原子力専攻専門職学位課程の教員の質的向上を図るための活動（FD（Faculty Development）活動）の一環としての原子炉施設の現場における原子炉の運転に関する最新の知見を修得するための研修として、また技術職員の質的向上を図るための活動（SD（Staff Development）活動）の一環としても、位置付けている。

2. 概要

- (1) 日時：平成 31 年 3 月 4 日（月）9：00～15：40
- (2) 場所：東京大学大学院工学系研究科原子力専攻研修室
（茨城県那珂郡東海村白方白根 2-22）
- (3) プログラム（○印は口頭発表者、発表 15 分、質疑 5 分）

開会の辞 山口 彰（東京大学）	9：30－9：40
【座長：工藤久明（東京大学）】	
1. 近畿大学原子炉の制御棒駆動モータの交換について （近畿大学） 志賀大史、左近敦士、○芳原新也、杉山亘、若林源一郎、堀口哲男	9：40－10：00
2. 重水分析用放射線測定装置の設置について （京都大学） ○栗原孝太	10：00－10：20
3. 日立教育訓練用原子炉（HTR）の排気筒等の解体（解体 2）について （（株）日立製作所 王禅寺センタ） ○鈴木裕子 -----コーヒープレイク-----	10：20－10：40
【座長：芳原新也（近畿大学）】	
4. 都市大原研における体制・研究の紹介 （東京都市大学） ○佐藤勇	10：50－11：10
5. 武蔵工大炉の廃止措置の現状 （東京都市大学） ○内山孝文	11：10－11：30
6. 弥生炉の廃止措置の現状（その 9） （東京大学） ○工藤久明、吉廻智江、弥生廃止措置プロジェクトチームメンバー -----昼 食-----	11：30－11：50
【座長：佐藤勇（東京都市大学）】	
7. JRR-3 の新規制基準適合について （JAEA 原科研） ○小林哲也	13：00－13：20
8. JRR-3 熱交換器の分解点検 （JAEA 原科研） ○大内靖弘、大内諭、宇野裕基、馬場亮太	13：20－13：40
9. HTTR における若手運転員の教育訓練 （JAEA 大洗） ○石塚悦男	13：40－14：00
10. Proposal of direct ^{99m} Tc production facility at high temperature engineering test reactor （JAEA 大洗） ○Ho Hai Quan -----コーヒープレイク-----	14：00－14：20
【座長：蒲生秀穂（（株）日立製作所）】	

1 1. 二次系配管及び PC 系統二次系配管撤去に関する予備的検討 (JAEA 大洗) ○花川裕規	14 : 30—14 : 50
1 2. JMTR 廃止措置計画の策定状況 (JAEA 大洗) ○大塚薫	14 : 50—15 : 10
1 3. 高速実験炉「常陽」燃料取扱及び貯蔵設備の保守管理 (JAEA 大洗) ○川上翔大、鈴木寿章、高橋強、藤中秀彰、三浦嘉之 閉会の辞 工藤久明 (東京大学)	15 : 10—15 : 30 15 : 30—15 : 40

3. まとめ

近畿大学からは、調整棒駆動用モータの高経年化（57 年間）に伴う交換、使用前検査について報告があった。京都大学からは、重水分析用放射線測定装置の設置について、設工認申請から使用前検査までが報告された。東京都市大からは、武蔵工大炉の廃止措置の進捗とともに、原子炉室へのペレトロン静電加速器の搬入、さらには東京都市大としての原子力研究・教育体制の全貌の紹介がなされた。

本専攻からは、原子炉設置変更承認申請（使用済燃料の処分の方法の変更）、改正原子炉等規制法に基づき 2018 年 12 月に定めた廃止実施方針、原子力規制検査（新検査制度）の試運用などが発表された（図 1）。原子力規制検査については、原子力規制庁で頻繁に集団面談が行われているところであるが、事業者間で情報交換を密にしたい。

原子力機構からは、まず原科研から、再稼働の予定のある JRR-3 について、新規規制基準適合や熱交換器の分解点検について発表があった。つぎに大洗研からは、HTTR における若手運転員の教育やアイソトープ製造などの、技術継承や研究炉としての積極的な利用の報告があった。常陽では燃料取扱設備及び貯蔵設備の保守管理が報告された。一方で、JMTR では設備の解体撤去や廃止措置の策定状況も発表され、多彩な報告となった。

日立教育訓練用原子炉からは、排気筒の解体や表面のはつりを含む、いわゆる第二段階の状況が報告された。あわせて、クリアランスや NR 廃棄物の分類など、廃止措置に共通する課題で先行した事例が紹介された。

研究炉周りに携わる多くの人々が、保守点検、再稼働、利用、廃止措置と多くのフェイズにわたり、技術情報や経験を共有することはもとより、それを超えて団結してモノ申せるような場へと発展することを期待する（図 2）。

なお、原子力専攻専門職学位課程の教員の質的向上を図るための活動（FD（Faculty Development）活動；原子炉施設の現場における原子炉の運転に関する最新の知見を修得するための研修）の一環としては、3 名の専任教員が参加した。また、職員の質的向上を図るための活動（SD（Staff Development）活動）としても位置付けており、7 名の技術職員が参加した。本専攻の原子炉本部技術職員は科目「原子炉管理実習」を担当しており、その内容向上への反映が期待される。

ただし、本専攻の廃止措置が使用済燃料の処分の方法の変更とともに急速に本格化するにあたり、本研究会のサステイナブルなありかたも、考えるときであるとも認識している。

成果リスト

[1] 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻原子炉本部、平成 30 年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」発表要旨集、UTNL-R 0499 (2019).



図 1 廃止措置計画の変更を発表する原子炉管理部長



図 2 開会の辞を述べる原子炉本部長

(個人情報保護の観点から当専攻外の参加者の写真は差し控える)

弥生研究会 ～原子力専攻施設共同利用成果報告会～ を開催し、原子力専攻の保有する HIT、LINAC など加速器施設等の共同利用によって得られた特徴ある研究成果について利用者をはじめとする関係の方々に発表していただき、議論を深めた。

キーワード：原子力専攻、共同利用、施設利用、成果報告、情報発信

1. 概要

東京大学・原子力専攻(東海村)では、共同研究の成果報告の場として、平成 20 年度より、弥生研究会・原子力専攻施設共同利用成果報告会を実施している。本年は、昨年同様に先進原子力科学技術に関する連携重点研究討論会及び原子力機構施設利用一般共同研究成果報告会と合わせて開催する形をとって、研究者間の交流を図るとともに研究成果の外部発信を行っている。

このうち原子力専攻施設共同利用成果報告会では、東海村の共同利用施設であるオフパイル及びブランケット（共同利用 F シリーズ）、電子加速器ライナック（共同利用 L シリーズ）、重照射研究施設（共同利用 H シリーズ）における前年度（平成 28 年度）の研究テーマの中から、特徴ある成果を挙げているテーマを選び、ポスターによる研究成果の発表を行った。

2. 内容

弥生研究会・原子力専攻施設共同利用成果報告会を、第 13 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施設利用一般共同研究成果報告会と併催として、平成 30 年 8 月 9、10 日（ポスター発表は 8 月 10 日）に東京大学駒場キャンパスの KOMCEE West にて開催した。平成 29 年度に共同利用として実施された F、L、及び H シリーズ（F：8 テーマ、L：7 テーマ、H：14 テーマ）の中から、各管理部職員が専攻内幹事らとともに協議の上、特徴ある成果をあげているテーマを選考し、合計 13 テーマに関してポスター発表を行っていただいた。ポスター発表テーマのリストは次節に示す。

当日は、併催する他の成果報告会と合わせて、二日間でのべ 115 名の参加者があり、弥生研究会・原子力専攻施設共同利用成果報告を実施したポスター発表会場にも数多くの参加者が訪れ、闊達な議論が繰り広げられた。成果報告会を併催することによって、異なるスキームにおける共同利用で活躍する近い分野の研究者の間で情報が発信・共有されるとともに、新たな共同利用や分野間連携のきっかけとなれば幸いである。

なお、末筆ながら、当報告会を開催するにあたり、連携重点研究討論会及び原子力機構施設利用一般共同研究ご関係者及び弥生研究会・原子力専攻施設共同利用ご関係者の皆様に多大なご協力とご支援を頂きましたことに対して改めて御礼申し上げます。

3. プログラム

No.	発表題目	発表者	所属
1	粒子法を用いたナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器内におけるナトリウム-水反応に関する数値解析	張 承賢	東京大
2	レーザー・AMS を用いた核物質分光分析システムの検討	岩田 圭弘	東京大
3	Resonance ionization spectroscopic isotope selectivity enhancement of strontium-90 by newly investigated transition	Cheon Donguk	東京大
4	Micro-hole erosion of Calcium Silicate insulation by superheated steam impact	RIZAAL, Muhammad	東京大
5	MA 分離抽出剤の放射線分解メカニズムの研究	樋川 智洋	JAEA
6	CFD Based Steam Condensation Model to Evaluate Debris Characteristics in Fukushima Daiichi Unit-1	Erdal Ozdemir	東京大
7	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	青山学院大
8	亜臨界水中における水素原子と水分子との反応 ($H + H_2O \rightarrow H_2 + OH$) に関する研究	山下 真一	東京大
9	Studies on Ageing Mechanism of Structural Materials Using Ion Accelerator Facilities	村上 健太	長岡技科大
10	軽水炉材料の照射影響	楊 会龍	東京大
11	Feasibility of on-site nuclear material identification in Fukushima Daiichi fuel debris by X-band electron linac-based compact neutron source	KUSUMAWATI, Yudhitya	東京大
12	High-temperature experiments and numerical simulations for understanding the Fukushima accident and building human capacity for a proactive nuclear regulatory.	ERKAN, Nedjet	東京大
13	可視化実験と数値計算による B4C 制御棒溶融移行挙動の理解	植田 翔多	東京大

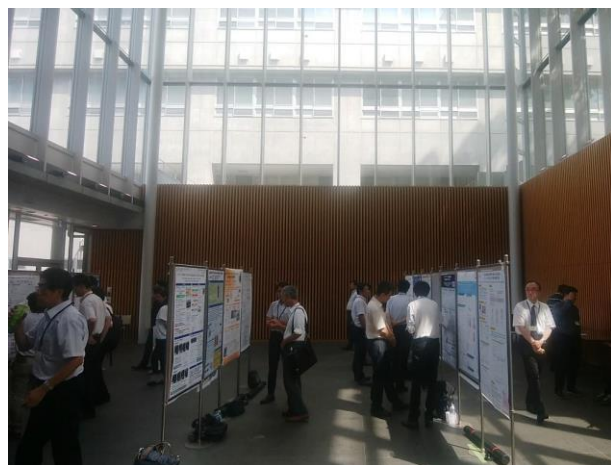


写真 当日のポスター発表会の様子

原子・分子および原子核に関する分光分析の基礎科学と、それらの制御および応用に関する研究会を、広い分野から専門家をお招きし、原子力学会 2018 年秋の大会および 2019 年春の年会において「レーザーの特長を利用した研究開発 II」「同 III」の題目において各々総合講演として、3 名ずつの講師に講演していただくことで開催した。

キーワード： レーザー、医療応用、加工応用、LIBS

「レーザーの特長を利用した研究開発 II」 [1]

1. 概要

弥生研究会「原子・分子の分光分析技術とその応用」の一環として、日本原子力学会 2018 年秋の大会にて企画セッション「レーザーの特長を利用した研究開発 II」を開催した。

開催日時：2018 年 9 月 7 日（金）13:00-14:30

開催場所：岡山大学津島キャンパス F 会場（A 棟 A36）

座長：長谷川秀一（東京大学）

2. 報告内容

はじめに座長から、日本原子力学会におけるレーザー分野に関する発表状況及び問題点として発表時間帯の重複が挙げられた。続いて、以下の 3 講演が行われた。

(1) 中赤外レーザーを用いた非侵襲血糖値センサーの開発

講演者：山川考一（量子科学技術研究開発機構、ライトタッチテクノロジー）

血糖値の計測に対するニーズは高いが、従来の採血による方法ではランニングコストが一人当たり 20 万円/年と高く、関連する医療費は 1 兆 2 千億円程度と試算されている。そこで、近赤外の波長域におけるグルコースの吸収帯に着目し、中赤外レーザー光の吸収を利用した採血不要のセンサーを開発し、製品化を目指している。

(2) レーザー・ウォータージェットによるはつり除去技術の開発

講演者：石塚一平（日立 GE ニュークリア・エナジー）

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、レーザー及びウォータージェットを組み合わせた切断技術の開発を行っている。ウォータージェットは溶融物の除去と冷却の役割を持っており両者のバランスが重要であるが、断続噴射とすることで、炉内構造物や燃料デブリ等の加工に適用できる見通しを得た。

(3) 水中レーザープラズマの発光スペクトル

講演者：作花哲夫（京都大学）

レーザー誘起ブレイクダウン分光法（LIBS）は試料の前処理が不要で、その場分析への応用が期待されている。水中 LIBS では気泡中のプラズマ生成がポイントとなるが、ロングパルス照射が有効であることを見出した。

「レーザーの特長を利用した研究開発 III」 [2]

1. 概要

弥生研究会「原子・分子の分光分析技術とその応用」の一環として、日本原子力学会 2019 年春の年会にて企画セッション「レーザーの特長を利用した研究開発 III」を開催した。

開催日時：2019 年 3 月 20 日（水）13:00-14:30

開催場所：茨城大学水戸キャンパス G 会場（共通教育棟 2 号館 2F 26 番）

座長：長谷川秀一（東京大学）

2. 報告内容

座長から本企画セッションの趣旨について説明があり、続いて以下の 3 講演が行われた。

(1) レーザー誘起ブレイクダウン分光を用いた電力設備診断技術

講演者：藤井隆（東京大学）

絶縁がよい表面における塩分等の付着成分を対象として、LIBS を用いた多成分・オンサイト・遠隔・リアルタイム計測技術の開発を行っている。平板及び懸垂がよいサンプルの測定結果から、不均一な汚損分布状態を計測可能であることが示された。

(2) レーザー加工時に発生するエアロゾルに関する理論的解析

講演者：古河裕之（レーザー総研）

レーザー加工において、QCW ファイバーレーザーを照射したときの微粒子プルームの生成過程に関する理論的解析を行っている。一般的に、冷却速度が遅い場合は大きい微粒子が生成され、急速冷却では微粒子のサイズが小さくなる。パルス幅が ns 程度では瞬時に蒸気となるが、パルス幅 ms 程度の場合は液体の扱いが重要と言える。

(3) レーザー共鳴イオン化および吸収分光と用いた微量放射性核種分析法の開発

講演者：富田英生（名古屋大学）

レーザー共鳴イオン化質量分析法（RIMS）及びキャビティリングダウン分光（CRDS）に基づく分析法の開発を行っている。二次イオン質量分析法と RIMS を組み合わせることで $^{133,135,137}\text{Cs}$ が同位体毎に明確なピークとして観測された。CRDS では CO_2 分子の振動・回転準位に着目して、同位体比の検出限界を $^{14}\text{C}/^{12}\text{C} \sim 10^{-11}$ と評価した。

謝辞

今回ご講演をご快諾いただいた山川先生、石塚先生、作花先生、藤井先生、古河先生、富田先生に感謝いたします。また、本セッションを原子力学会で開催するにあたって多くの方にご協力いただき改めて御礼申し上げます。

参考文献

[1] 日本原子力学会 2018 年秋の大会プログラム、企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告 3 東京大学弥生研究会「レーザーの特長を利用した研究開発 II」

[2] 日本原子力学会 2019 年春の年会プログラム、企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告 1 東京大学弥生研究会「レーザーの特長を利用した研究開発 III」

30X-XX

粉体シミュレーション技術利用シンポジウム

研究代表者：酒井 幹夫

所属研究機関名：東京大学大学院工学系研究科

第 53 回技術討論会（主催：粉体工学会）に共催して、弥生研究会を実施したので報告する。本会では、粉体の挙動、粒子径差が著しく大きな粉体の挙動、固気二相流・固液二相流・固気液三相流のような複雑な混相流、粉砕時の粉体の破壊、DLVO 力を精緻にモデル化したコロイド粒子の挙動、をはじめとする高度な物理モデルについて議論した。日本国内から粉体シミュレーションに関する著名な研究者を招聘した。

キーワード：微粒子、粉体、数値シミュレーション、可視化

内容

第 53 回技術討論会（主催：粉体工学会、開催日：2018 年 9 月 3 日・4 日、開催場所：東京大学生産技術研究所コンベンションホール）において、弥生研究会の対象は、日高重助先生（同志社大学・名誉教授）と田中敏嗣先生（大阪大学・教授）の 2 件の基調講演であった。

日高重助先生（同志社大学・名誉教授）から「粉体シミュレーションが拓く粉体工学と技術」というタイトルの講演がなされた。日高先生が粉体シミュレーションを研究することになったきっかけ、粉体シミュレーションの幅広い応用事例（ホッパーにおける粉体の流動メカニズム、振動負荷時の粉体の挙動、粉体塗装、など）に関する講演がなされた。田中敏嗣先生（大阪大学・教授）から「粉粒体流動の DEM シミュレーションばね定数低減による計算負荷軽減について」というタイトルの講演がなされた。田中先生が開発に携わった DEM-CFD シミュレーションについて、黎明期に取り組んだ気流搬送および流動層の数値シミュレーションの研究結果が報告されるとともに、付着性粉体の数値シミュレーションにおける効率的な数値シミュレーション手法の報告がなされた。



日高重助先生



田中敏嗣先生

平成 3 0 年度専攻内行事一覧等

年月日	行 事 内 容 等
H30. 4. 2	原子力専攻（専門職大学院）入学式
H30. 7. 13	運営諮問会議
H30. 6. 22	危機対策管理委員会
H30. 8. 9-10	第 13 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、量研施設利用共同研究、弥生研究会成果報告会
H30. 8. 24	原子力安全管理委員会
H30. 9. 14	消防訓練の実施
H30. 8. 10	第 13 回連携重点研究運営委員会
H30. 10. 5	原子力安全管理委員
H30. 11. 16	防災訓練の実施
H30. 12. 14	核物質防護訓練の実施
H31. 1. 22	第 36 回一般共同研究専門委員会
H31. 2. 25	第 14 回共同利用研究計画委員会
H31. 3. 14	第 13 回共同利用運営委員会
H31. 3. 4	第 92 回原子力機構施設利用共同研究委員会
H31. 3. 8	危機対策管理委員会
H31. 3. 25	原子力専攻（専門職大学院）学位記授与式

東京大学大学院工学系研究科原子力専攻
共同利用運営委員会委員名簿

平成31年3月14日現在

区 分	所 属 機 関	職 名	氏 名	名 称	委嘱期間
3-1	東大(院・工)原子力専攻	専攻長	長谷川 秀一	委 員	30.4.1～
〃	〃 〃	教 授	山 口 彰	〃	30.4.1～
〃	〃 〃	〃	上 坂 充	〃	25.4.1～
〃	〃 〃	〃	岡 本 孝 司	〃	28.4.1～
〃	〃 〃	〃	阿 部 弘 亨	〃	27.10.1～
3-2	東大(院・工)総合研究機構	〃	寺 井 隆 幸	委員長	29.4.28～31.3.31
〃	〃(院・工)原子力国際専攻	〃	関 村 直 人	委 員	29.4.28～31.3.31
3-3	名大(院・工)量子工学専攻	〃	井 口 哲 夫	〃	29.5.9 ～31.3.31
〃	京都大学複合原子力科学研究所	〃	川 端 祐 司	〃	29.5.17～31.3.31
〃	東北大・金属材料研究所	〃	永 井 康 介	〃	29.4.28～31.3.31
〃	富山高等専門学校	学校長	賞 雅 寛 而	〃	29.9.25～31.3.31
3-4	日本原子力研究開発機構	理 事	三 浦 幸 俊	〃	29.4.28～31.3.31
〃	東大(院・農) アイソトープ農学教育研究施設	教授	田野井慶太郎	〃	29.8.22～31.3.31
〃	東大(院)医学系研究科	特任准教授	細 谷 紀 子	〃	29.8.22～31.3.31
〃	高エネルギー加速器研究機構	施設長	山 口 誠 哉	〃	30.4.3 ～32.3.31
8	東大(工・情) 事務部	総務課長	平 野 裕 士	幹 事	30.4.1～
〃	東大・(院・工) 原子力専攻	准教授	山 下 真 一	〃	30.4.1～
9	〃 〃	副課長	家 田 芳 之	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定より抜粋>

第3条 委員会は、委員長、委員をもって組織する。

2 委員長は、専任の東京大学教授の中から専攻長が委嘱する。委員長は、会務を総理する。

3 委員は、専攻長が委嘱した次の各号に掲げるものとする。

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

第8条 委員会に、幹事若干名を置く。

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

第9条 委員会及び専門員会の庶務は、専攻事務室が取り扱う。

東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 共同利用研究計画委員会委員名簿 (H31.2.25 現在)

区分	氏 名	職名	機関名	委嘱期間
5(3)	加美山 隆	准教授	北大(院・工) 量子理工学部門	29.4.1～31.3.31
〃	松山 成男	教授	東北大(院・工) 量子エネルギー工学専攻	30.4.4～32.3.31
〃	関東 康祐	教授	茨城大(工) 機械工学科	30.5.1～32.3.31
〃	河原林 順	教授	東京都市大(工) 原子力安全工学科	29.4.28～31.3.31
〃	瓜谷 章	教授	名大(院・工) 総合エネルギー工学専攻	29.9.1～31.3.31
〃	渡辺 幸信	教授	九大(院・工) 先端エネルギー理工学専攻	29.9.6～31.3.31
〃	齊藤 泰司	教授	京大・複合原子力科学研究所	29.4.28～31.3.31
〃	濱 広幸	教授	東北大・電子光物理学研究センター	29.6.1～31.3.31
〃	佐々木 晶	教授	阪大(院・理) 宇宙地球科学専攻	29.4.1～31.3.31
〃	浅井 圭介	教授	東北大(院・工) 応用化学専攻	29.4.28～31.3.31
〃	鷺尾 方一	教授	早大・理工学術院総合研究所	29.4.28～31.3.31
〃	村上 健太	准教授	長岡技科大(院・工) 原子力システム安全工学専攻	29.4.1～31.3.31
5(4)	羽島 良一	グループリーダー	量子科学技術研究開発機構	29.4.28～31.3.31
〃	小林 仁	名誉教授	高エネルギー加速器研究機構	30.4.1～31.3.31
〃	鈴木 良一	首席研究員	産業技術総合研究所	29.4.1～31.3.31
5(2)	寺井 隆幸	教授	東大(院・工) 総合研究機構	29.4.28～31.3.31
〃	関村 直人	教授	東大(院・工) 原子力国際専攻	29.4.28～31.3.31
5(1)	上坂 充	教授	東大(院・工) 原子力専攻	27.4.1～
〃	岡本 孝司	教授	〃	27.4.1～
〃	山口 彰	教授	〃	27.1.1～
〃	阿部 弘亨	教授	〃	27.10.1～
〃	長谷川 秀一	教授	〃	27.4.1～
〃	工藤 久明	准教授	〃	27.4.1～
〃	出町 和之	准教授	〃	27.4.1～
〃	斉藤 拓巳	准教授	〃	27.9.1～
〃	大野 雅史	准教授	〃	27.6.1～
〃	山下 真一	准教授	〃	28.7.1～
〃	吉廻 智江	助教	〃	28.4.1～
〃	岩田 圭弘	助教	〃	28.1.1～
5(1), 8	神野 智史	助教	〃	28.4.1～
〃	叶野 翔	助教	〃	29.4.1～
〃	三津谷 有貴	助教	〃	29.11.1～
9	家田 芳之	副課長	〃	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研究計画委員会規程より抜粋>

第5条 委員は、委員長の申し出に基づき、次の各号に掲げる者のうちから専攻長が委嘱する。

- (1) 専攻の教員
- (2) 東京大学大学院工学系研究科及びその他の部局の教員（前号の者を除く。）
- (3) 他大学の原子力研究関連教員
- (4) その他、委員長が必要と認めた者

第8条 委員会に、幹事若干名を置く。

2 幹事は、専攻教職員のうちから、専攻長が委嘱する。

第9条 委員会及び専門部会の庶務は、専攻事務室が取扱う。

平成 30 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
30F-1	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
	実 験 担 当 者			
韓国 Ajou 大学	Jo Byeongnam (准教授)			
産総研	染矢 聡(研究員)			
JAEA	Chai Penghui (特定課題研究員)			
東大・院工・原子力国際	Erkan Nejdett(特任准教授)	Erdal Ozdemir(D3)	結城 喬(D3)	
	植田 翔多(D2)	Zhang Yao(D2)	Wang Kai(D2)	
	Rizaal Muhammad(D2)	張 星永(D1)	Li Chung-Yen(D1)	
	Liang Hui(D1)	藤川 圭吾(M2)		
東大・院工・原子力	岡本 孝司(教授)	鈴木 俊一 (特任教授)	近藤 雅裕(講師)	
	Zhou Qian(学術支援専門職員)			

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
30F-2	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
	実 験 担 当 者			
国立清華大	黄 衍介(教授)			
K E K	吉田 光宏(准教授)	小山 和義(研究員)		
東大・院工・原子力国際	Chen Zhaofu(D3)			
東大・院工・原子力	上坂 充(教授)	上田 徹(学術支援職員)		

平成 30 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
30F-3	Xバンド加速器の応用研究	上坂 充	上坂 充	上坂 充
	実 験 担 当 者			
名古屋大・院工	渡辺 賢一(准教授)			
秋田高専	坂本 文人(助教)			
土木研究所	石田 雅博(上席研究員)	大島 義信(主任研究員)		
	吉田 英二(研究員)			
産総研	藤原 健(研究員)			
シャープ株式会社	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)		
東大・院工・総合研究機構	高橋 浩之(教授)			
東大・院工・マテリアル工学専攻	松浦 宏行(准教授)			
東大・院工・機械工学専攻	中尾 政之(教授)			
東大・院工・原子力国際	島添 健次(特任講師)	吉原 有里(D3)	中田 直樹(D1)	
	小沢 壱生(M2)	大島 佑介(M2)		
東大・院工・原子力	上坂 充(教授)	山下 真一(准教授)	三津谷 有貴(助教)	
	土橋 克広(学術支援専門職員)			

受付実験番号	実 験 課 題	テーマ代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
30F-4	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
	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・総合研究機構	高橋 浩之(教授)			
東大・院工・原子力国際	Yudhitya Kusumawati(D3)	小沢 壱生(M2)		
東大・院工・原子力	上坂 充(教授)	三津谷 有貴(助教)		
	土橋 克広(学術支援専門職員)			

平成 30 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
30F-5	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
	実 験 担 当 者			
原子力機構	若井田育夫(研究員)	宮部 昌文(研究員)		
東大・博物館	松崎 浩之(教授)			
東大・院工・原子力国際	千 徳煜(D3)	石川 大裕(D2)	Stephen Wells(D1)	
東大・院工・原子力	上坂 充(教授)	長谷川 秀一 (教授)	斉藤 拓巳(准教授)	
	岩田 圭弘(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
30F-6	腐食特性を向上させた Zr 基、Fe 基合金の開発	阿部 弘亨	叶野 翔	叶野 翔
	実 験 担 当 者			
東北大・工	Duan Zhengang(D3)			
東大・工・原子力国際	Oh Sun-Ryung(D2)	田中 凜太郎(M2)	Wang Guangchen(M1)	
	Tang Qi(M1)	Luo Xiaotong(M1)		
東大・工・原子力	阿部 弘亨(教授)	叶野 翔(助教)	YANG Huilong(特任助教)	
	John McGrady(学術支援専門職員)			

平成 30 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
30L-1	水溶液の放射線効果の研究	山下 真一	山下 真一	山下 真一
	実 験 担 当 者			
大阪大・産研	室屋 裕佐(准教授)	仮屋 深央(M2)	山田 徹平(M2)	
京都大・工	馬 駿(博士研究員)			
原子力機構・安全研究 C	端 邦樹(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)		
量研機構・高崎研	佐伯 誠一(研究員)	山本 洋揮(研究員)		
都立産技研	中川 清子(主任研究員)			
量研機構・放医研	中西 郁夫(主任研究員)			
東大・院工・原子力国際	于 嵩(D2)	永井 菜月(M1)		
東大・院工・原子力	工藤 久明(准教授)	山下 真一(准教授)	上田 徹(学術支援職員)	
	橋本 英子(技術職員)	MacGrady, John Patrick(学術支援専門職員)		

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
30L-2	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
	実 験 担 当 者			
大阪大・産研	室屋 裕佐(准教授)	仮屋 深央(M2)	山田 徹平(M2)	
東北大・院工	越水 正典(准教授)			
京都大・工	馬 駿(博士研究員)			
中国科学技術大	林 銘章(教授)	WENG HANQIN(博士研究員)		
原子力機構・安全研究 C	端 邦樹(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	于 嵩(D2)	永井 菜月(M1)		
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)	
	上田 徹(学術支援職員)	橋本 英子(技術職員)		

平成 30 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
30L-3	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	寺井 隆幸	下山 淳一	叶野 翔
	実 験 担 当 者			
青山学院大・理工	下山 淳一(教授)	元木 貴則(助教)	西森 哲太郎(M2)	
	岡村 行泰(M1)			
東大・院工・総合研究機構	寺井 隆幸(教授)			
東大・院工・応用化学	武田 泰明(D2)			
東大・院工・原子力	叶野 翔(助教)	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
30L-4	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
	実 験 担 当 者			
大阪大・産研	古澤 孝弘(教授)	室屋 裕佐(准教授)	仮屋 深央(M2)	
	山田 徹平(M2)			
京都大・工	馬 駿(博士研究員)			
中国科学技術大	林 銘章(教授)	WENG HANQIN(博士研究員)		
原子力機構・安全研究 C	端 邦樹(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	于 嵩(D2)	永井 菜月(M1)		
東大・院工・原子力	工藤 久明(准教授)	山下 真一(准教授)	上田 徹(学術支援職員)	
	橋本 英子(技術職員)			

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
30L-5	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
	実 験 担 当 者			
大阪大・産研	室屋 裕佐(准教授)			
大阪大・院・工	細貝 知直(特任准教授)			
秋田高専・電気情報工学科	坂本 文人(助教)			
高エネルギー加速器研究機構	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)	上田 徹(学術支援職員)	
	橋本 英子(技術職員)			

平成 30 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
30L-6	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
	実 験 担 当 者			
東北大・院工	越水 正典(准教授)	藤本 裕(助教)	加賀美 佳(M1)	
	川本 弘樹(M1)	高橋 佳亮(M1)		
東大・院工・原子力	山下 真一(准教授)	上田 徹(学術支援職員)	橋本 英子(技術職員)	

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
30L-7	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
	実 験 担 当 者			
大阪大・産研	室屋 裕佐(准教授)			
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	工藤 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
30S-1	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
	実 験 担 当 者			
大阪大・産研	室屋 裕佐(准教授)			
東大・院工・原子力	上坂 充(教授)	山下 真一 (准教授)	上田 徹(学術支援職員)	
	橋本 英子(技術職員)			

平成 30 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
30H-1	格子欠陥をプローブとしたその場観察と組合せ照射による照射欠陥の顕在化技術	関村 直人	CHEN Dongyue	叶野 翔
	実 験 担 当 者			
福井大・国際原子力	山本 琢也(客員教授)			
長岡技術科学大・原子力システム安全	村上 健太(准教授)			
東大・院工・原子力国際	関村 直人(教授)	糸井 達哉(准教授)		
	CHEN Dongyue (助教)	陳 良(特任研究員)		
東大・院工・原子力	阿部 弘亨(教授)	叶野 翔(助教)		
	楊 会龍(特任助教)	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
30H-2	低放射化フェライト鋼の照射下相安定性に関する研究	濱口 大	濱口 大	叶野 翔
	実 験 担 当 者			
量研機構	濱口 大(主幹研究員)	谷川 博康(グループリーダー)	安堂 正己(主幹研究員)	
	渡辺 淑之(主幹研究員)	中島 基樹(主任研究員)	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	テーマ代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
30H-3	Study on the heavy ion induced defect and surface microstructural changes of tungsten	Gon-Ho Kim	村上 健太	叶野 翔
	実 験 担 当 者			
Seoul National University	Gon-Ho Kim(Prof.)	Ki-Baek Roh(Graduate student)		
	Jae-Min Song(Graduate student)			
長岡技術科学大・原子力システム安全	村上 健太(准教授)			
東大・院工・原子力	叶野 翔(助教)			

平成 30 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
30H-4	先進原子炉構造材の照射効果	阿部 弘亨	叶野 翔	叶野 翔
	実 験 担 当 者			
東北大・工	Duan Zhengang(D3)			
東大・院工・原子力国際	Oh Sun-Ryung(D2)	田中 凜太郎(M2)		
	Wang Guangchen(M1)	Tang Qi(M1)	Luo Xiaotong(M1)	
東大・院工・原子力	阿部 弘亨(教授)	叶野 翔(助教)	YANG Huilong(特任助教)	
	尾亦 孝男(技術専門職員)	John McGrady(学術支援専門職員)		

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
30H-5	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
	実 験 担 当 者			
(株)原子力安全システム研究所	藤井 克彦(主席研究員)	福村 卓也(主任研究員)		
	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
30H-6	セラミックス被覆中の水素同位体透過挙動 に対する重イオン照射効果	寺井 隆幸	近田 拓未	叶野 翔
	実 験 担 当 者			
静岡大・大学院理学領域	近田 拓未(講師)			
静岡大・総合	松永 萌暉(M2)	木村 圭佑(M1)	中村 和貴(M1)	
東大・工・原子力国際	寺井 隆幸(教授)	藤田 光(M2)		
東大・工・原子力	叶野 翔(助教)			

平成 30 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
30H-7	核融合炉材料の照射効果	阿部 弘亨	叶野 翔	叶野 翔
	実 験 担 当 者			
東北大・工	Duan Zhengang(D3)			
量研機構	谷川 博康(グループリーダー)	濱口 大(研究員)	安堂 正巳(研究員)	
東大・院工・原子力国際	Oh Sun-Ryung(D2)	田中 凜太郎(M2)		
	Wang Guangchen(M1)	Tang Qi(M1)	Luo Xiaotong(M1)	
東大・院工・原子力	阿部 弘亨(教授)	叶野 翔(助教)	YANG Huilong(特任助教)	
	尾亦 孝男(技術専門職員)	John McGrady(学術支援専門職員)		

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
30H-8	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
	実 験 担 当 者			
京都大学原子炉実験所	徐 虬(准教授)			
京都大・工	平川 正樹(M2)			
東大・院工・原子力	神野 智史(助教)	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
30H-9	Irradiation effects in advanced martensitic steels for nuclear fusion blanket	阿部 弘亨	李 艳芬	楊 会龍
	実 験 担 当 者			
東北大・工	Duan Zhengang(D3)			
中国科学院金属研究所	李 艳芬(研究員)	Jiarong Zhang(D2)		
東大・院工・原子力	阿部 弘亨(教授)	叶野 翔(助教)		
	楊 会龍(特任助教)	尾亦 孝男(技術専門職員)		
	Jingjie Shen(学術支援専門職員)	Zishou Zhao(学術支援専門職員)		
	John McGrady(学術支援専門職員)			

平成 30 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
30H－10	核融合炉機能性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
	実 験 担 当 者			
Seoul National University	小田 卓司(Associate Prof.)	Gil Junhyoung(M2)	Yang Sojeong(M2)	
	Han Jeonghwan(M2)	Park Sehyeok(M2)	Lee Hyunseok(M1)	
	Lee Donggyu(M1)			
静岡大	大矢 恭久(准教授)	趙明忠(D1)	戸苅 陽大(M2)	
	仲田 萌子(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	実験参加代表者	専攻内幹事
30H－11	Quantitative analysis and prediction of material degradation processes under ion irradiation	関村 直人	関村 直人	叶野 翔
	実 験 担 当 者			
長岡技術科学大・原子力システム安全	村上 健太(准教授)			
電中研・材料科学研	土肥 謙次(主任研究員)	西田 憲二(主任研究員)		
	野本 明義(主任研究員)			
日立製作所(東京大学)	王 昀(主任研究員)			
東大・院工・原子力国際	関村 直人(教授)	糸井 達哉(准教授)		
	CHEN Dongyue(助教)	陳 良(特任研究員)		
東大・院工・原子力	阿部 弘亨(教授)	叶野 翔(助教)		
	楊 会龍(特任助教)			

平成 30 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
30H-12	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
	実 験 担 当 者			
福井大・国際原子力	山本 琢也(客員教授)			
長岡技術科学大・原子力システム安全	村上 健太(准教授)	鈴木 雅秀(准教授)	Mai Dung Du(助教)	
	Luu Vu Nhut(D1)	Ha Quak Viet(M2)		
日本原子力研究開発機構	高見澤 悠(研究員)	河 侑成(特任研究員)		
東大・院工・原子力国際	CHEN Dongyue(助教)	陳 良(特任研究員)		
東大・院工・原子力	阿部 弘亨(教授)	叶野 翔(助教)		
	尾亦 孝男(技術専門職員)	楊 会龍(特任助教)		

	実 験 課 題	テーマ代表者	実験参加代表者	専攻内幹事
30S-2	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)	叶野 翔(助教)	尾亦 孝男(技術専門職員)	
	YANG Huilong(特任助教)			

30 年度 UTNL レポートリスト

No.	著者名	標題
R-498	共同利用管理室	平成 29 年度 共同利用成果報告書
R-499	原子炉本部	平成 30 年度弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」発表要旨集