

令和 6 年 5 月 25 日現在

機関番号：17102

研究種目：基盤研究(B)（一般）

研究期間：2021～2023

課題番号：21H01065

研究課題名（和文）高温工学試験研究炉HTTRを用いたトリチウム製造実証試験法の開発及び試験体の製作

研究課題名（英文）Design and production of tritium production test modules for irradiation test using High Temperature engineering Test Reactor

研究代表者

松浦 秀明 (Matsuura, Hideaki)

九州大学・工学研究院・准教授

研究者番号：50238961

交付決定額（研究期間全体）：（直接経費） 13,800,000円

研究成果の概要（和文）：高温ガス炉を用いた核融合トリチウム（T）製造法の確立を目標に、技術開発を行っている。効率的かつ安全にTを製造し、製造したTを安定に炉内に閉じ込めるためのリチウム装荷用ロッドを検討しており、本課題では、将来の、高温工学試験研究炉（HTTR）を用いたT製造実証及びT閉じ込め試験を視野に入れ、Tを吸収保持するためのニッケル被覆ジルコニウム球の製作・性能評価を行い、試験体を試作した。得られた知見を基に、試験方法・実炉で使用するリチウム装荷用ロッドの構造を示した。又、模擬照射試験体を用いたトリチウム測定実証試験を実施し、照射後試料トリチウム測定環境を整備した。

研究成果の学術的意義や社会的意義

人類の持続的繁栄に際し、将来に渡る新しいエネルギー源の開発は重要である。核融合炉はCO<sub>2</sub>や超長寿命放射性核種の発生を伴わない、恒久的なエネルギー源となり得る可能性を持ち、国際的な研究開発が進められている。核融合炉の主燃料である重水素は自然界に一定の割合で存在するが、トリチウム（T）は放射性核種（半減期12年程度）であり、充分な量は存在しない。DT核融合炉では、通常運転中に自力でTを製造するのが基本的な考え方であるが、運転開始時には一定量のTの保有が必要である。本研究は、高温ガス炉を用いた、安全かつ効率のT製造法を開発するものであり、将来の人類のエネルギー源の確保に対して重要な意義を持つ。

研究成果の概要（英文）：A tritium (T) production method for fusion reactors using high-temperature gas-cooled reactor has been developed. In this period of research, we focus our attention, particularly on the Li-loading rod for future irradiation tests using high-temperature engineering test reactor (HTTR). The Li-loading rod for the irradiation test was produced. The Ni-coated Zr spheres for absorption of tritium were also produced and their performance was examined. Based on the obtained knowledge, the procedure for the irradiation test and the structure of the Li-loading rod to be used in the future commercial reactors were exhibited. Furthermore, an environment was set up to measure the behavior of tritium after the irradiation test, based on the tritium measurement test using the demonstration test module.

研究分野：核融合炉工学，核融合プラズマ科学

キーワード：トリチウム 核融合炉燃料 リチウム ジルコニウム 核融合原型炉 高温ガス炉

## 1. 研究開始当初の背景

初代核融合炉には、重水素-トリチウム (DT) 燃料の使用が想定されている。トリチウムは半減期 12 年程の放射性核種であり、核融合炉への利用を想定した場合、自然界には十分な量は存在しない。1.5 GW 熱出力の DT 核融合炉では、1 日あたり約 200 g のトリチウムを核燃焼させる必要がある。磁場核融合炉では、トリチウムの燃焼率は高々数%程と考えられており、炉壁やトリチウム循環系における滞留分を含めると、施設内のインベントリは増大する。核融合炉で使用するトリチウムは、核融合炉のブランケットにおいて自前で生産するのが基本的な考え方であるが、核融合炉システム全体におけるトリチウムの自己供給性能を十分に達成できるかについては、実証はなされておらず、今後の検討が必要である。最初の核融合炉の立ち上げ時には、一定量のトリチウムを保有しておくことが妥当である。

現在までに、重水減速重水冷却 (CANDU) 炉において中性子捕獲反応を利用したトリチウム製造がおこなわれてきた。熱中性子に対する  $D(n,\gamma)T$  反応断面積は、核融合ブランケットで利用される  ${}^6\text{Li}(n,\alpha)T$  反応断面積と比較して約 6 桁小さく、CANDU 炉を用いる方法では、多数の装置から長期間にわたるトリチウムの収集が必要となる。CANDU 炉で製造されたトリチウムの多くは、国際熱核融合実験炉 (ITER) の DT 核燃焼実験で使用される見込みである。現存の CANDU 炉は、運転開始後 40 年を経過したものも多く、長期的にみて、今後の CANDU 炉によるトリチウム供給には不透明さが残る。又、初期保有量相当トリチウムの長距離輸送法も確立しているとは言い難い。エネルギーセキュリティの観点からも、自国でのトリチウム製造手段を有しておくことが望ましい。現時点で、我が国は自前で 100 g オーダーのトリチウムを製造する方法を有していない。トリチウムの確保手段は明確にされておらず、今後の核融合炉開発に際し、有効で実現性の高いトリチウム調達シナリオが求められている。

高温ガス炉は、次世代原子力システムの有力候補のひとつとして位置づけられている。炉心熔融がなく、冷却材喪失時にも自然冷却が可能であり、安全性が高い炉型式とされている。炉心は黒鉛で構成されており、冷却材としてヘリウムガスを用いる。黒鉛・ヘリウムを用いた減速・冷却系は、Li 化合物との化学的相性がよい。また、黒鉛の中性子減速性能は、軽水と比べて小さく、中性子の平均自由行程が長いいため、燃焼制御のために装荷する可燃性毒物質 (BP: burnable poison) を「粗」に配置できる。従って、標準設計では、BP は燃料と完全に分離して装荷される。BP として標準的に装荷される B 化合物を Li 化合物に置き換えることで、構造設計を大きく変えずに、トリチウム製造機能を追加することが可能である。また、製造されたトリチウムがリチウム装荷用ロッドからヘリウム冷却材中に流出した場合でも、核融合ブランケットと同等の技術で回収が可能である。

申請者等は、「高温ガス炉を用いたトリチウム製造システム」を提案し、数値解析に基づきその有効性を示した (2011~挑戦的萌芽)。又、Li 装荷方法がその性能を大きく左右することを明らかにし、装荷方法の検討を行ってきた (2013~挑戦的萌芽)。Li 装荷体の模擬試験体を製作し、そのトリチウム透過性能を評価した (2015~基盤 B)。900°C の高温ガス炉環境におけるトリチウム閉じ込めのため、装荷体に Zr を使用することを提示し、その性能を評価すると共に、高温ガス炉用装荷体を提示した (2018~基盤 B)。

## 2. 研究の目的

本研究では、JAEA 保有の高温工学試験研究炉 (HTTR) を用いた将来の照射試験を想定し、炉心に装荷する「Li 装荷試験体」を試作し、Li 試験体の製作法に関わる知見を得ること、また、これを基に実際の高温ガス炉で使用する Li 装荷体のより詳細な構造や、装荷物 (アルミナ, Zr, Li 等) に対する性能を明確にすること、並行して、実証試験に必要なトリチウム測定技術の準備を行うことを目的とした。

## 3. 研究の方法

- (1) 照射試験を想定し、これまでの知見を基に、実物の ~1/2000 程度のサイズで装荷体を試作した。試作にあたり、試験体の内部に装荷する  $\text{LiAlO}_2$  の事前処理を検討し、製造されたトリチウムを吸収し、内圧を下げることで流出を抑制するために装荷する Ni 被覆 Zr 球を製作した。Ni 被覆 Zr 球の水素吸収性能を事前に取得した。これらの知見を基に、実際に高温ガス炉に装荷する Li 装荷体の概念設計を行い、具体的な構造を示した。

- (2) 照射試験においては、Li と中性子の反応でトリチウムが生成される。このトリチウムの生成量や、試験体内各要素毎の存在量を測定することが必要となる。予備的に京都大学研究用原子炉を用いた  $\text{LiAlO}_2$  の照射試験を実施し、照射後試料トリチウム測定装置を整備し、模擬照射試験体を用いたトリチウム測定実証試験を実施することで、照射試験の準備を行った。
- (3) 中性子吸収断面積が大きく、臨界成立性の観点から実際の原子炉では使用が難しいが、水素吸収について Zr と同等の物性をもつ Ti を用いて、酸化物との共存状態における水素吸収性能に対する知見を、幅広い視点から深めた。
- (4) アルミナ容器本体と蓋の接合に対し、(1) では、釉薬を併用し、試験体全体を長時間高温下で保持することで、時間をかけて焼結接合させる方法を採用した。これと並行して、将来を見越して、機械的な加圧とパルス通電加熱で局所的に接合部を高温にし、効率的に接合する方法 (SPS : Spark Plasma Sintering 法) についても検討を進めた。

#### 4. 研究成果

##### (1) リチウム装荷用ロッド照射用試験体の製作と Ni 被覆 Zr 球の水素吸収性能

図 1 (a) に、商用ガスタービン高温ガス概念設計炉 (GTHTTR300) に装荷する Li 装荷体の概念図を示す。我々は、現状、発電・軽水素製造と T 製造の両立を目標としており、製造された T をできるだけ Li 装荷体内に閉じ込めることを検討している。Li 装荷体は円柱状の  $\text{Al}_2\text{O}_3$  容器とし、内部に  $\text{LiAlO}_2$ 、及び (T の内圧を下げるための T 吸収体として) Ni 被覆 Zr 球を装荷する予定である。図 1 (b) に、照射試験で想定する試験体の概念図を示す。試験体は、実物の 1/2000 程度とし、アルミナ円柱容器内には、実験に応じて適切な量の  $\text{LiAlO}_2$  粉末 (又はペブル)、Ni 被覆 Zr 球、及び中性子束モニタとして、例えばコバルト (0.05wt% コバルト含有チタンワイヤー) 等を適切に装荷し、適宜中空部を設ける。本研究では、実際に Ni 被覆 Zr 球及び照射試験体を試作した。Ni 被覆 Zr 球については、プラズマ回転電極法を用いて、まずは Zr 球を製作し、それに Ni 被覆を施したものである。図 2 に Ni 被覆 Zr 球の (a) 外観、(b) SEM、(c) 断面 SEM 写真を示す。Zr 球はプラズマ回転電極法により製作し、その中で直径 600  $\mu\text{m}$  程度もののみを収集した。Zr 球表面には、酸化による水素吸収性能の劣化を抑制する目的で 5  $\mu\text{m}$  程度の Ni 被覆を施している。

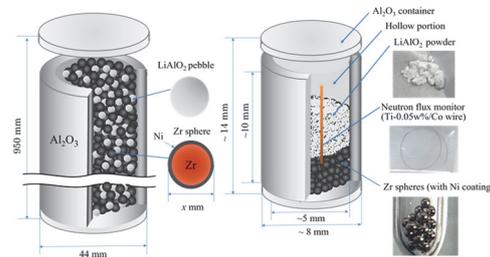


図 1 Li 装荷用ロッド : (a) 原子炉装荷用、(b) 照射試験用

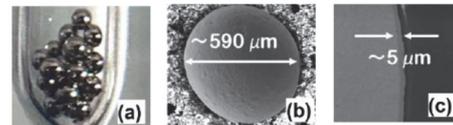


図 2 Ni 被覆 Zr 球の (a) 外観、(b) SEM、(c) 断面 SEM 写真

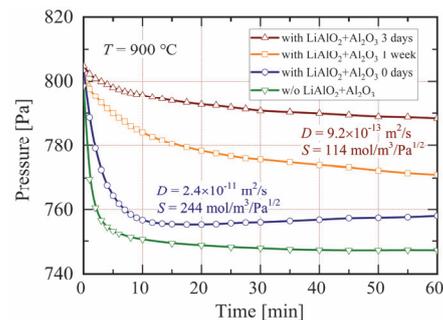


図 3 Ni 被覆 Zr 球の水素吸収曲線

図 2 に示した Ni 被覆 Zr 球を 30 粒、 $\text{LiAlO}_2$  粉末 50 mg と共に  $\text{Al}_2\text{O}_3$  容器に装荷し、900 $^{\circ}\text{C}$  で一定時間共存保持した。その後、試験体を石英管内 800 Pa 程の水素雰囲気中に設置、水素吸収量(圧力)の時間推移を観測した。酸化物と 3 日間・1 週間共存保持、保持期間無し、及び共存無しの試料に対する水素吸収曲線を図 3 に示す。酸化物との共存期間・共存の有無による水素吸収性能の変化が観られる。3 日間共存保持、及び保持期間無しの場合に対して、拡散モデルを用いて推定したみかけの拡散及び溶解度係数の値を図中に示している。拡散係数には酸化物との共存期間による 2 桁程の低下が観られるが、溶解度係数の差は小さく、以前の円管状 Zr の場合と大きな違いはない。酸化物との共存による拡散係数の低下については Ti 球を用いた過去の報告と同様の傾向にある。得られた拡散・溶解度係数を用いて推定される水素吸収量は、T 製造用高温ガス炉の標準設計における想定量に対して、単位 Zr 質量当たり 10 倍以上の値となる。1 週間保持した試料については 3 日間保持の場合からの劣化を予想したが、今回の実験では劣化は観られなかった。今回は、Ni 被覆 Zr 球 30 粒に対し  $\text{LiAlO}_2$  粉末 50 mg を試験体に装荷した。これは、標準設計と比較して、Zr との質量比で約 10 倍の量であり、粉末装荷具合により Ni 被覆 Zr 球の表面状態にバラツキが現れた可能性があると考えている。

## (2) 照射後試料トリチウム測定法の検討

九州大学アイソトープ総合センター伊都地区実験室内に、照射試料解体時に放出されるトリチウムを測定するための小型グローブボックストリチウム測定装置（装置1）と、試料の加熱によって放出されるトリチウムを測定するための昇温脱離トリチウム測定装置（装置2）を整備した。図4に装置2の概略図を示す。パージガス中に放出されるHTOは前置水バブラーで捕集し、HTは酸化銅で水蒸気に転換して後置水バブラーで捕集される。バブラーに捕集されたトリチウムは、液体シンチレーションカウンターを用いて高感度に測定できる。LiAlO<sub>2</sub>粉末を長さ約70mm、内径4mm、外径6mmの石英管に真空封入し、これを模擬照射試験体とした。京都大学研究用原子炉において、照射試験体に対し中性子束 $5.5 \times 10^{12} \text{ 1}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ で3分間照射を行い、トリチウムを生成した。照射後試料を九州大学に移送し、トリチウム測定を行った。装置1において、アルゴンガスパージを行いながら石英管の一端を慎重に切断し、出口ガスを分析したが有意なトリチウムは検出されなかった。次に、照射試験体を装置2にセットし900°Cまでの等速昇温により放出されるトリチウムを分析した。図5にトリチウム放出速度の経時変化を示す。トリチウムの多くは、100~900°Cの広い温度範囲に渡ってHTOとして放出され、600°C以上では一部HTとして放出されることを明らかにした。

以上のように、照射後試料トリチウム測定装置を整備し、模擬照射試験体を用いたトリチウム測定実証試験までを実施した。

## (3) Li 酸化物共存下における水素吸蔵合金の水素吸蔵特性評価

本研究では、Zr と同等の水素吸蔵能力を持つチタン(Ti)を代用し、LiAlO<sub>2</sub> 共存下においても安全に水素同位体の回収ができるように、水素吸蔵合金表面に酸化耐性の高いニッケル(Ni)被膜をつける技術を開発した。高温ガス炉の装荷試験運転条件を想定した873 Kおよび1173 KでのNi被覆Ti粒子の水素吸蔵特性を調べ、LiAlO<sub>2</sub>およびNi被覆Ti粒子の微細組織および結晶構造の影響を明らかにした。

帝国イオン工業(株)の協力を得て、球状Ti粒子(平均粒径30 μm)表面に無電解湿式メッキ法により厚さ1.0 μmのNi被膜を形成することに成功した。石英反応管内において、LiAlO<sub>2</sub>粉末の水素ガス中加熱(873 Kおよび1173 K,  $2.1 \times 10^3 \text{ Pa}$ )と真空加熱とを繰り返し数回実施した(水素曝露処理)。水素曝露処理LiAlO<sub>2</sub>とNi被覆Ti粒子を質量比(1:25)で共存させた。LiAlO<sub>2</sub>の平衡酸素分圧下で、1~24時間加熱処理した。水素(初期ガス圧力 $2.7 \times 10^2 \text{ Pa}$ )を注入し、873 Kおよび1173 Kの一定温度で加熱した。時間経過での圧力変化を自動測定することで、水素吸蔵特性を調べた。

図6はLiAlO<sub>2</sub>共存下におけるNi被覆Ti粒子の水素吸蔵特性を示している。873 Kにおいて、受け入れままLiAlO<sub>2</sub>共存下では、Ni被覆の有無に関わらず、Ti粒子は水素を吸収しなかった。水素曝露処理LiAlO<sub>2</sub>共存下でのNi被覆Ti粒子は水素を吸収した。1173 Kにおいて、水素曝露処理LiAlO<sub>2</sub>共存下でのNi被覆Ti粒子の水素圧力は、一旦下がったが、水素吸蔵時間が長くなるにつれて上昇した。このことは、水素吸蔵能が徐々に低下したことを示している。

図7は水素曝露処理前後のLiAlO<sub>2</sub>についてXRD測定を行った結果である。受入ままLiAlO<sub>2</sub>にはOH基や構造水を含んだ構造に起因するピークがみられた。これらのピークは水素曝露処理によって取り除かれたことがわかる。また、LiAlO<sub>2</sub>の一部はLiAl<sub>5</sub>O<sub>8</sub>に還元されたことが示唆された。受入のままのLiAlO<sub>2</sub>にはOH基や構造水が吸着しており、ただ共存させただけではNi被覆Ti粒子の水素吸蔵能が著しく低下することがわかった。共存させる前に予めLiAlO<sub>2</sub>を真空および水素中で繰り返し熱処理しておくことにより、873 KにおけるLiAlO<sub>2</sub>共存下のNi被覆Ti粒子の水素吸蔵特性は非共存下の場合の80%程度まで回復した。1173 KにおけるLiAlO<sub>2</sub>共存下のNi被覆Ti粒子の水素吸蔵特性は、非共存下の場合の50%程度となり、水素吸蔵時間が長くなるにつれて、徐々に40%程度にまで低下した。これは、Ni被覆Ti粒子において、Ti内部へのNiの拡散侵入と合金化が生じたからであると推察される。

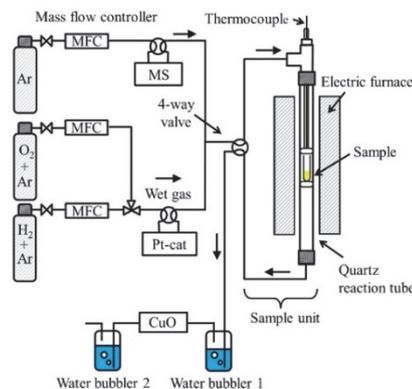


図4 昇温脱離トリチウム測定装置

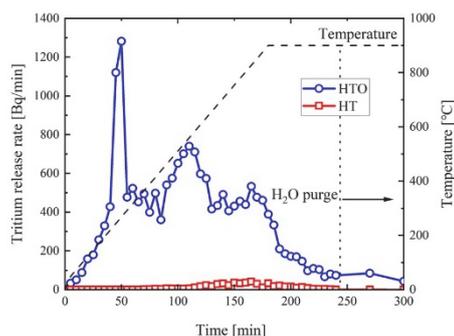


図5 模擬照射試験体からのトリチウム放出

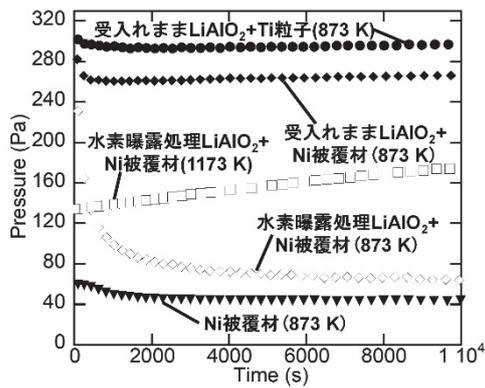


図6 LiAlO<sub>2</sub> 共存下での水素吸蔵特性

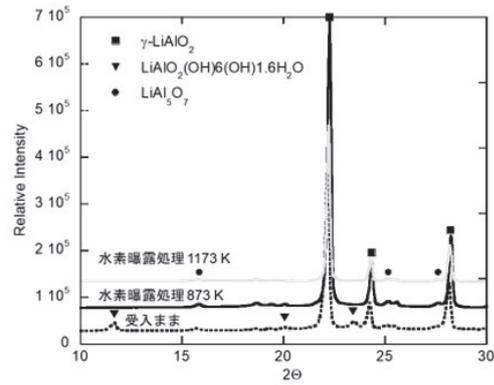


図7 水素曝露処理前後のLiAlO<sub>2</sub>のXRD測定結果

#### (4) トリチウム製造試験体の照射試験に関する予備検討

高温ガス炉を用いた実証試験に先立ち、中性子照射によるトリチウム製造試験体(以降、「試験体」と表記)の機能及びその健全性確認が必要である。このため、数種類の試験体を JRR-3 の水力照射設備で照射し、九州大学で照射後試験を行う計画である。

JRR-3 の水力照射においては、試験体をラビット容器に封入する際の摩擦圧接時の衝撃やラビット容器を炉心に装荷する際の衝撃等に耐える十分な強度を有し、トリチウム透過を防止できるセラミックス等の容器が必要となる。現在は、アルミナ容器にアルミナ製の蓋を酸化物溶剤で密封する構造を検討しているが、上記の衝撃等による破損を払拭できない。このため、アルミナ容器と蓋の間にアルミナ粉末を挟み込み、放電プラズマ焼結 (SPS) 法による蓋の密封を検討した。

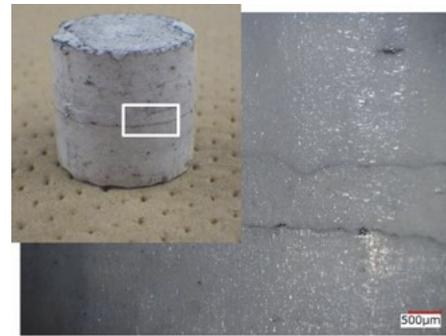


図8 SPS 法による試作試験結果

図8に試作試験の結果を示す。試作試験は、SPS法でアルミナ粉末を整形したペレットを2個作り、その間にアルミナ粉末を入れて再び焼結させた。この際のパラメータは、温度:1200°C、圧力:20.4 MPa、焼結時間:10分である。この結果、接合は成功したものの分析中に剥離した。今後は、ジグや焼結条件の最適化が必要と考えられる。

#### 5. まとめ

Ni被覆Zr球の保持期間や照射環境下における性能については、引き続き検討が必要であるが、現時点では、本研究により高温ガス炉環境(900°C程)におけるNi被覆Zr球の良好な水素吸収性能が示されたと考えている。今後、アルミナ容器の封止(内圧の保持)性能の確認が重要な課題となる。現状SPS(放電プラズマ焼結法)を対象に予備検討を進め始めてはいるが、今後、照射試験を実施し、その性能把握すること、及びその知見に基づく最適なLi装荷用ロッドの開発が必要である。

HTTRは、令和3年7月末に運転再開したが、その後、1次ヘリウム循環機のフィルタの差圧が上昇傾向にあることが確認され、フィルタ交換等の保全作業のため長期間運転ができない状態にあった。制御棒先端部分に試験体を装荷する計画を視野に検討を進めていたが、上述の影響で計画が延期されたこともあり、研究開始時には機会があればHTTRへ試験体を装荷することも視野に入れていたが、その作業には至れなかった。HTTRは「2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」に基づき2030年までに水素製造を実証するため、今後水素製造施設との接続改修工事へと向かう予定である。HTTRには、現在照射設備が整備されておらず、試験に多額の費用を要する。また、運転計画や水素製造試験との整合性の観点からも、当面試験が難しい状況にある。一方、研究炉では複数の照射試験を重ね、試験体構造を試行錯誤することが可能である。先にはHTTRでのデモンストレーションを想定するが、当面は、研究炉を用いた照射試験を繰り返し、Li装荷用ロッド性能の確認と向上を行う必要があると考えている。

5. 主な発表論文等

〔雑誌論文〕 計5件（うち査読付論文 5件/うち国際共著 0件/うちオープンアクセス 0件）

1. 著者名 Matsuura Hideaki, Abe Taisei, Kitagawa Kanta, Naoi Motomasa, Kawai Hiromi, Katayama Kazunari, Otsuka Teppei, Goto Minoru, Nakagawa Shigeaki, Ishitsuka Etsuo, Hamamoto Shimpei, Tobita Kenji, Konishi Satoshi, Koga Yuki, Hiwatari Ryoji, Someya Youji, Sakamoto Yoshiteru	4. 巻 197
2. 論文標題 T production using a high-temperature gas-cooled reactor for the DEMO fusion reactor: Li rod structure for the initial irradiation test	5. 発行年 2023年
3. 雑誌名 Fusion Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 114054 ~ 114054
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.fusengdes.2023.114054	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスではない、又はオープンアクセスが困難	国際共著 -

1. 著者名 Koga Yuki, Matsuura Hideaki, Katayama Kazunari, Otsuka Teppei, Goto Minoru, Hamamoto Shimpei, Ishitsuka Etsuo, Nakagawa Shigeaki, Tobita Kenji, Someya Youji, Sakamoto Yoshiteru	4. 巻 415
2. 論文標題 Loading method of Li rods for tritium production using High-Temperature Gas-Cooled reactor for fusion reactors	5. 発行年 2023年
3. 雑誌名 Nuclear Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 112665 ~ 112665
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.nucengdes.2023.112665	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスではない、又はオープンアクセスが困難	国際共著 -

1. 著者名 Koga Yuki, Matsuura Hideaki, Katayama Kazunari, Otsuka Teppei, Goto Minoru, Hamamoto Shimpei, Ishitsuka Etsuo, Nakagawa Shigeaki, Tobita Kenji, Konishi Satoshi, Hiwatari Ryoji, Someya Youji, Sakamoto Yoshiteru	4. 巻 386
2. 論文標題 Effect of nuclear heat caused by the $6\text{Li}(n, \text{ )T}$ reaction on tritium containment performance of tritium production module in High-Temperature Gas-Cooled reactor for fusion reactors	5. 発行年 2022年
3. 雑誌名 Nuclear Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 111584 ~ 111584
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.nucengdes.2021.111584	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスではない、又はオープンアクセスが困難	国際共著 -

1. 著者名 Isogawa Hiroki, Katayama Kazunari, Henzan Daisuke, Matsuura Hideaki	4. 巻 31
2. 論文標題 Permeation behavior of gaseous tritium through the assembly composed of Zr and Al2O3 simulating Li rod	5. 発行年 2022年
3. 雑誌名 Nuclear Materials and Energy	6. 最初と最後の頁 101170 ~ 101170
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.nme.2022.101170	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスではない、又はオープンアクセスが困難	国際共著 -

1. 著者名 Henzan Daisuke, Katayama Kazunari, Matsuura Hideaki	4. 巻 168
2. 論文標題 Evaluation of tritium confinement performance of the assembly composed of zirconium and alumina simulating lithium rod	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Fusion Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 112372 ~ 112372
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.fusengdes.2021.112372	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスではない、又はオープンアクセスが困難	国際共著 -

〔学会発表〕 計31件 (うち招待講演 0件 / うち国際学会 6件)

1. 発表者名 松浦秀明, 川井大海, 北川堪大, 古屋碧海, 片山一成, 大塚哲平, 中川繁昭, 石塚悦男, 濱本真平, 飛田健次, 染谷洋二, 坂本宜照
2. 発表標題 高温ガス炉を用いた核融合炉用トリチウム製造法の検討 ~Ni被覆Zr球の水素吸収性能~
3. 学会等名 日本原子力学会「2024年春の年会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 五十川 浩希, 小林 正陽, 片山 一成, 松浦 秀明
2. 発表標題 核融合炉トリチウム生産用リチウムロッドにおけるZr添加効果の検討
3. 学会等名 日本原子力学会「2024年春の年会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 北川堪大, 松浦秀明, 川井大海, 片山一成, 大塚哲平, 石塚悦男, 中川繁昭, 飛田健次, 染谷洋二, 坂本宜照
2. 発表標題 高温ガス炉を用いたT製造法の検討 ~昇温過程を含むNi被覆Zr球の水素吸収実験解析モデル~
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部「第42回研究発表講演会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 川井大海, 松浦秀明, 北川堪大, 片山一成, 大塚哲平, 石塚悦男, 中川繁昭
2. 発表標題 高温ガス炉を用いたT製造法の検討 ~Li装荷用ロッドへの10B装荷とその炉心核特性及びT流出への影響~
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部「第42回研究発表講演会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 小林正陽, 五十川浩希, 片山一成, 松浦秀明
2. 発表標題 核融合炉初期装荷トリチウム生産用LiロッドにおけるZrの影響
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部「第42回研究発表講演会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 Hiroki Isogawa, Kazunari Katayama, Hideaki Matsuura, Akito Ipponsugi, Makoto Oya, Yuto Iinuma
2. 発表標題 Experimental investigation of tritium release behavior from neutron irradiated LiAlO <sub>2</sub> with Zr for tritium production in high-temperature gas-cooled reactor
3. 学会等名 15th International Symposium on Fusion Nuclear Technology September 10-15, 2023, Las Palmas de Gran Canaria, Sp (国際学会)
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 北川堪大, 松浦秀明, 川井大海, 片山一成, 大塚哲平, 石塚悦男, 中川繁昭, 後藤実, 飛田健次, 小西哲之, 染谷洋二, 坂本宜照
2. 発表標題 高温ガス炉を用いたトリチウム製造の検討 ~照射試験用試験体の構造及び実験法
3. 学会等名 日本原子力学会「2023年秋の大会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 五十川 浩希, 片山 一成, 大宅諒, 小林正陽, 松浦 秀明
2. 発表標題 高温ガス炉でのトリチウム生産に向けた中性子照射 Zr添加 LiAlO <sub>2</sub> からのトリチウム放出
3. 学会等名 日本原子力学会「2023年秋の大会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 五十川浩希, 片山一成, 松浦秀明
2. 発表標題 高温ガス炉トリチウム生産に向けた中性子照射 LiAlO <sub>2</sub> からのトリチウム放出挙動
3. 学会等名 日本原子力学会「2023年春の年会」
4. 発表年 2023年

1. 発表者名 Hiroyuki Isogawa, Kazunari Katayama, Hideaki Matsuura
2. 発表標題 Analysis of production of fuel tritium for nuclear fusion using HTGR
3. 学会等名 3. Analysis of production of fuel tritium for nuclear fusion using HTGR (国際学会)
4. 発表年 2023年

1. 発表者名 片山 一成, 五十川浩希, 松浦 秀明, 大塚 哲平, 後藤 実, 中川 繁昭, 石塚 悦男
2. 発表標題 高温ガス炉を用いた核融合炉用T製造法の検討(1) 模擬試験体を用いた円筒状Zrの水素閉じ込め性能評価実験
3. 学会等名 日本原子力学会「2023年春の年会」
4. 発表年 2023年

1. 発表者名 大塚哲平, 山下和輝, 松浦秀明, 片山一成、後藤実、中川繁昭、石塚悦男、濱本真平
2. 発表標題 高温ガス炉を用いた核融合炉用T製造法の検討(2) 酸化物共存下における Ni 被覆水素吸蔵金属の水素吸収特性
3. 学会等名 日本原子力学会「2023年春の年会」
4. 発表年 2023年

1. 発表者名 松浦秀明, 阿部泰成, 北川堪大, 川井大海, 片山一成、大塚哲平、後藤実、中川繁昭、石塚悦男、濱本真平、飛田健次、小西哲之、染谷洋二、坂本宜照
2. 発表標題 高温ガス炉を用いた核融合炉用T製造法の検討 (3) Ni被覆Zr球の水素吸収性能及び試験体の製作
3. 学会等名 日本原子力学会「2023年春の年会」
4. 発表年 2023年

1. 発表者名 石塚悦男, Hai Quan Ho, 島崎洋祐, 中川繁昭, 後藤実, 濱本真平, 松浦秀明, 大塚 哲平, 片山一成, 飯垣 和彦
2. 発表標題 高温ガス炉を用いた核融合炉用T製造法の検討(4) トリチウム製造試験体の照射試験に関する予備検討
3. 学会等名 日本原子力学会「2023年春の年会」
4. 発表年 2023年

1. 発表者名 阿部泰成、松浦秀明、直井基将、北川堪大、川井大海、片山一成、大塚哲平、石塚悦男、後藤実、中川繁昭、濱本真平、 飛田健次、小西哲之、染谷洋二、坂本宜照
2. 発表標題 高温ガス炉を用いたT製造用LiロッドのT閉じ込め性能の評価～Li酸化物共存下におけるNi被覆Zr粒の水素吸収特性～
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部「第41回研究発表講演会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 北川堪大、松浦秀明、阿部泰成、直井基将、川井大海、片山一成、大塚哲平、石塚悦男、後藤実、中川繁昭、濱本真平、飛田健次、小西哲之、染谷洋二、坂本宜照
2. 発表標題 高温ガス炉を用いたトリチウム製造法の検討～照射試験用試験体の構造及び実験法～
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部「第41回研究発表講演会」
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 北川堪大、松浦秀明、阿部泰成、直井基将、川井大海、片山一成、大塚哲平、石塚悦男、後藤実、中川繁昭、濱本真平、飛田健次、小西哲之、染谷洋二、坂本宜照
2. 発表標題 HTTRにおけるT製造試験用Li装荷体構造の検討 (2) アルミナ - 石英 2 重構造試験体を用いた実験法
3. 学会等名 第39回プラズマ・核融合学会
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 阿部泰成、松浦秀明、直井基将、北川堪大、川井大海、片山一成、大塚哲平、石塚悦男、後藤実、中川繁昭、濱本真平、飛田健次、小西哲之、染谷洋二、坂本宜照
2. 発表標題 HTTRにおけるT製造試験用Li装荷体構造の検討 (1) LiAlO <sub>2</sub> 共存下におけるNi被覆Zr粒の水素吸収性能
3. 学会等名 第39回プラズマ・核融合学会
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 Hideaki Matsuura, Taisei Abe, Kanta Kitagawa, Yuki Koga, Kyoichi Nakagawa, Motomasa Naoi, Kazunari Katayama, Teppei Otsuka, Minoru Goto, Shigeaki Nakagawa, Shinpei Hamamoto, Etsuo Ishitsuka, Kenji Tobita, Satoshi Konishi, Ryoji Hiwatari, Youji Someya, and Yoshiteru Sakamoto
2. 発表標題 Study on T production using high temperature gas cooled reactor for DEMO fusion reactor - Li-rod structure for initial irradiation test on HTTR -
3. 学会等名 The 32th Symposium on Fusion Technology (国際学会)
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 五十川浩希, 片山一成, 松浦秀明
2. 発表標題 リチウムロッド模擬試験体からのトリチウム透過挙動
3. 学会等名 日本原子力学会「2022年秋の大会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 山下和輝, 大塚哲平, 後藤実, 松浦秀明, 濱本真平, 中川繁昭, 片山一成, 石塚 悦男
2. 発表標題 リチウム酸化物共存下におけるニッケル被覆チタン球状粉末の高温水素同位体吸蔵特性に及ぼす結晶構造・微細組織の影響
3. 学会等名 日本原子力学会「2022年秋の大会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 五十川浩希, 片山一成, 松浦秀明
2. 発表標題 HTTRにおけるトリチウム生産試験のためのトリチウム分析手法の検討
3. 学会等名 第14回核融合エネルギー連合講演会
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 阿部泰成, 松浦秀明, 古賀友稀, 中川恭一, 直井基将, 北川堪大, 片山一成, 大塚哲平, 濱本真平, 石塚悦男, 後藤実, 中川繁昭, 染谷洋二, 日渡良爾, 坂本宜照, 飛田健次, 小西哲之
2. 発表標題 HTTRにおけるT製造及びT閉じ込め性能確認試験用Li装荷体構造の検討
3. 学会等名 日本原子力学会「2022年春の年会」
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 Teppei Otsuka, Hideaki Matsuura, Kazunari Katayama, Kazuki Yamashita, Minoru Goto, Shigeaki Nakagawa, Shinpei Hamamoto, Etsuo Ishitsuka,
2. 発表標題 Production and recovery of fusion fuel tritium in HTGR, JP
3. 学会等名 日韓トリチウムWS (国際学会)
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 五十川 浩希, 片山 一成, 松浦 秀明, 大塚 哲平, 石塚 悦男, 中川 繁昭, 後藤 実, 濱本 真平
2. 発表標題 リチウムロッド模擬試験体からのトリチウム透過挙動
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部第40回研究発表講演会
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 阿部泰成、松浦秀明、古賀友稀、中川恭一、直井基将、北川堪大、片山一成、大塚哲平、濱本真平、石塚悦男、後藤実、中川繁昭、染谷洋二、日渡良爾、飛田健次、小西哲之
2. 発表標題 HTTR におけるT製造試験用Li 装荷体構造の検討
3. 学会等名 第38回プラズマ・核融合学会
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 五十川浩希, 片山一成, 松浦秀明
2. 発表標題 ジルコニウム共存下でのリチウムアルミネートからのトリチウム放出挙動に関する研究
3. 学会等名 第38回プラズマ・核融合学会
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 Hiroki Isogawa, Kazunari Katayama, Daisuke Henzan, Hideaki Matsuura
2. 発表標題 Permeation behavior of gaseous tritium through the assembly composed of Zr and Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> simulating Li rod
3. 学会等名 20th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-20) (国際学会)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 Hiroki Isogawa, Kazunari Katayama, Hideaki Matsuura
2. 発表標題 Study on tritium confinement with zirconium and alumina for tritium production in high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors
3. 学会等名 23rd Cross Straits Symposium on Energy and Environmental Science and Technology (CSS-EEST) (国際学会)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 山下 和輝, 大塚 哲平, 後藤 実, 松浦 秀明, 濱本 真平, 中川 繁昭, 片山 一成, 石塚 悦男
2. 発表標題 リチウム酸化物共存下におけるニッケル被覆チタン球状粉末の水素吸蔵特性
3. 学会等名 日本原子力学会2021秋の大会
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 五十川 浩希, 片山 一成, 松浦 秀明, 大塚 哲平, 石塚 悦男, 中川 繁昭, 後藤 実, 濱本 真平
2. 発表標題 リチウムロッド模擬試験体からのトリチウム透過挙動
3. 学会等名 日本原子力学会2021秋の大会
4. 発表年 2021年

〔図書〕 計0件

〔産業財産権〕

〔その他〕

-

6. 研究組織

	氏名 (ローマ字氏名) (研究者番号)	所属研究機関・部局・職 (機関番号)	備考
研究分担者	片山 一成 (Katayama Kazunari)  (90380708)	九州大学・総合理工学研究院・准教授  (17102)	
研究分担者	大塚 哲平 (Otsuka Teppei)  (80315118)	近畿大学・理工学部・教授  (34419)	
研究分担者	石塚 悦男 (Ishitsuka Etsui)  (70355006)	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・高速炉・新型炉 研究開発部門 大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター・ 再雇用職員  (82110)	
研究分担者	中川 繁昭 (Nakagawa Shigeaki)  (40414544)	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・高速炉・新型炉 研究開発部門 大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター・ 研究主幹  (82110)	
研究分担者	後藤 実 (Goto Minoru)  (60414546)	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・高速炉・新型炉 研究開発部門 炉設計部・マネージャー  (82110)	
研究分担者	濱本 真平 (Hamamoto Shinpei)  (90435610)	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・高速炉・新型炉 研究開発部門 大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター・ 研究副主幹  (82110)	

## 6. 研究組織（つづき）

	氏名 (ローマ字氏名) (研究者番号)	所属研究機関・部局・職 (機関番号)	備考
研究協力者	古賀 友稀  (Koga Yuki)	九州大学大学院・工学府・大学院生（博士課程）	
研究協力者	五十川 浩希  (Isogawa Hiroki)	九州大学大学院・総合理工学府・大学院生（博士課程）	
研究協力者	阿部 泰成  (Abe Taisei)	九州大学大学院・工学府・大学院生（修士課程）	
研究協力者	平安山 大介  (Henzen Daisuke)	九州大学大学院・総合理工学府・大学院生（修士課程）	
研究協力者	北川 堪大  (Kitagawa Kanta)	九州大学大学院・工学府・大学院生（修士課程）	
研究協力者	山下 和輝  (Yamashita Kazuki)	近畿大学・理工学部・大学院生（修士課程）	
研究協力者	川井 大海  (Kawai hiromi)	九州大学大学院・工学府・大学院生（修士課程）	
研究協力者	中川 恭一  (Nakagwa Kyoichi)	九州大学大学院・工学府・大学院生（修士課程）	

6. 研究組織（つづき）

	氏名 (ローマ字氏名) (研究者番号)	所属研究機関・部局・職 (機関番号)	備考
研究協力者	直井 基将  (Naoi Motomasa)	九州大学大学院・工学府・大学院生（修士課程）	
研究協力者	古屋 碧海  (Furuya Aoi)	九州大学大学院・工学府・大学院生（修士課程）	
研究協力者	小林 正陽  (Kobayashi Seiyō)	九州大学・工学部・学部生	

7. 科研費を使用して開催した国際研究集会

〔国際研究集会〕 計0件

8. 本研究に関連して実施した国際共同研究の実施状況

共同研究相手国	相手方研究機関