

令和 3 年 6 月 16 日現在

機関番号：17102

研究種目：基盤研究(B)（一般）

研究期間：2018～2020

課題番号：18H01200

研究課題名（和文）核融合炉のためのトリチウム製造実証試験の検討とHTTR用リチウム装荷ロッドの設計

研究課題名（英文）Study on tritium-production test and design of the Li-loading rod using HTTR for fusion reactors

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） 14,160,000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）製造法を検討している。本研究期間においては、製造したTを炉内に安定に閉じ込めるためのリチウム装荷用ロッドにおいて、閉じ込めに用いるジルコニウムの性能に注目し、製造されたTの化学形や酸化物との共存が水素透過・吸収性能へ及ぼす影響を明らかにした。並行して、高温工学試験研究炉（HTTR）を用いたT製造の実証及びT閉じ込め性能評価を視野に入れ、試験体の基本的な構造及び試験方法を明確にした。試験における化学的不純物濃度測定データ評価法についても検討し、試験時のTによる被ばく影響の増加が無視できることを示した。

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、将来に渡るエネルギー源の開発は重要課題の一つと言える。核融合炉は二酸化炭素や超長寿命放射性核種の発生を伴わない、恒久的エネルギー源となる可能性を持ち、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。核融合炉では、運転時に自力で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効率的な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, in which stable T confinement is required. A basic characteristics of Zr for the T confinement, i.e., influences of chemical form of T produced and hydrogen absorption capability of the Zr when coexisting with oxides, was examined. In addition, experimental procedure and the test module structure have been investigated assuming that the future irradiation test in High Temperature engineering Test Reactor (HTTR). A method of the irradiation test and the structure of the test module have been clarified. A method for chemical evaluation of impurity concentration in He gas in HTTR has also been developed, and it has been shown that the influence of exposure of radiation due to T production is negligible.

研究分野：核融合工学，核融合プラズマ科学，原子炉工学

キーワード：トリチウム 核融合原型炉 高温ガス炉 HTTR リチウム装荷用ロッド ニッケル被覆ジルコニウム アルミナ HTTR照射試験体

科研費による研究は、研究者の自覚と責任において実施するものです。そのため、研究の実施や研究成果の公表等については、国の要請等に基づくものではなく、その研究成果に関する見解や責任は、研究者個人に帰属します。

## 1. 研究開始当初の背景

核融合原型炉では、重水素-トリチウム(DT)プラズマの使用が想定されている。重水素は自然界に一定の割合で存在するが、Tは放射性核種(半減期12年程度)であり、自然界に十分な利用可能量は存在しない。1.5GW熱出力のDT核融合炉では、1日あたり約200gのTを核燃焼させる必要がある。核融合炉では必要なTを自力で賄うのが基本的な考え方であるが、初期運転開始時には一定量のTを保有しておくのが妥当である。また、炉内T循環に関わる炉工学試験の為に一定量のTが必要である。諸外国には既にTの製造実績があり(軍事用のTの転用は考えない)、海外からの購入はひとつの有望な方法である。CANDU炉には年間100TWhを超える発電実績があり、全体で2-3kg/year程度のトリチウム製造能力を持つと推定される。但し、カナダ、韓国のCANDU炉の多くは稼働開始から既に30-45年を経過しており、将来の原型炉運転時にどこまで貢献できるかは不透明である。諸外国に依存する方法と並行して、現段階において、国内製造を視野に入れた検討を開始しておくことも重要であろう。高温ガス炉は、炉心が黒鉛で構成され高い耐熱・安全性を有する。申請者等は、高温ガス炉に標準的に運転制御のために装荷される中性子吸収物質である可燃性毒物質(BP)を、固体状の「B<sub>4</sub>C」から「LiAlO<sub>2</sub>」に置き換えることによる、余剰の中性子を用いたT製造法を提案してきた。黒鉛はLiとの化学的相性がよい。他の炉型と比較して中性子束は低めであるが有効炉心体積が大きいため、必要量のLi化合物やT流出防止材を装荷できる。高温ガス炉は軽水減速炉と比較して中性子の平均自由行程が長く、固体状のBPを炉心内に「粗に」装荷することが可能なため、Liを燃料と完全に分離して装荷でき、設計次第では、全てのBPをLi化合物に置き換えることも可能である。標準設計から大きな構造設計の変更なしに、既定の発電機能を維持しつつT製造機能を付加できる可能性がある。

申請者等は、これまでの研究でT製造用高温ガス炉の原子炉としての成り立ちを確認すると共に、その有効性を示してきた。高温ガス炉はCANDU炉と比較して約10倍のT製造性能(単位時間単位発電量当たりのトリチウム製造量)を持つと推定され、仮に電気出力300MWの高温ガス炉(概念設計炉GTHTR300)1基を導入した場合、最大性能として年間500-800g程のT製造が見込まれる。申請者等は、高温ガス炉環境下におけるアルミナや等方性黒鉛の水素透過試験を行い、得られたデータを用いた拡散計算及び炉内中性子輸送計算に基づいて、炉心へのLi装荷法を検討してきた。検討の結果、Li装荷領域の温度を500℃以下に維持して運転できれば、アルミナを主体としたT封じ込めが可能と考えられるが、発電効率を高めるために900℃程度迄高める場合には、T封じ込め性能を維持するためLi装荷用ロッド構造に工夫が必要であることを示していた。ロッド内の内圧を下げるため、Zrを装荷し製造されたTを吸収することを想定したLi装荷用ロッドの検討に着手した。Zrを含むLi装荷用ロッドの模擬試験体を製作し、その性能評価を開始した。酸化物との共存下におけるZrの水素吸収性能を保持するため、ZrにNi被覆を施す必要があることを実験的に確認し、今後その詳細な性能確認が必要とされた。上述した高温ガス炉運転環境におけるZrの特性(水素吸収性能の温度・圧力依存性、酸化物との共存性等)の把握を進めることと並行し、次のステップとして、将来の高温ガス炉における実証試験を視野に入れ、その具体的な実験方法を明確にしていくことも必要と考えられていた。

## 2. 研究の目的

上述の背景の下、本研究では、高温ガス炉運転環境におけるZrの水素吸収特性(Ni被覆時の酸化物との共存下での性能、Tの化学形の影響)を確認すること、また、将来の高温ガス炉を用いた実証試験を視野に入れ、試験方法及び試験体の構造を明確にすることを目的として研究を開始した。

## 3. 研究の方法

本研究は、(1)Liロッド模擬試験体を用いたT閉じ込め実験、(2)トリチウム実験Li装荷用ロッドの模擬試験体を用いたトリチウム透過実験、(2)酸化物(LiAlO<sub>2</sub>)とジルコニウム(Zr)との共存性試験、(3)高温ガス炉を用いた実証試験のための試験法、及び試験体構造の検討に分けて進めた。(3)実証試験のための試験法の検討においては、実証試験の実施に対して重要となるHTTRにおける化学的不純物濃度測定データの評価法についても検討を実施した。

## 4. 研究成果

### (1) Li 装荷用ロッド模擬試験体を用いたトリチウム閉じ込め実験

図1にLiロッド模擬試験体T実験装置概略図を示す。模擬試験体は、片側を封じた内側Zr管、外側Zr管、 $\text{Al}_2\text{O}_3$ 管の3重管構造である。実際のLiロッドでは、2つのZr材料の間にLi化合物が配置され中性子とLiとの核反応によってTが生成されるが、本実験ではここにT含有ガスを供給した。模擬試験体を石英管に挿入し、先端部を電気炉で加熱した。模擬試験体と石英管の間は、Arページし、透過漏洩したTを下流に設置した水バブラーで捕集した。図1中の1つ目のバブラーでHTOを回収し、2つ目のバブラーでは、HTを酸化銅でHTOに変換して回収した。本実験では、水蒸気状Tを主成分とする試料ガス(キャリアガス:Ar, HTO:1130Bq/cc, HT:60Bq/cc,  $\text{H}_2$ :264ppm)と、水素状Tを主成分とする試料ガス(キャリアガス:Ar, HTO:210Bq/cc, HT:1840Bq/cc,  $\text{H}_2$ :262ppm)を用いて、Liロッド構造のT化学形による閉じ込め性能を評価した。加熱温度は700°C、供給ガス圧は全圧0.25MPaとした。

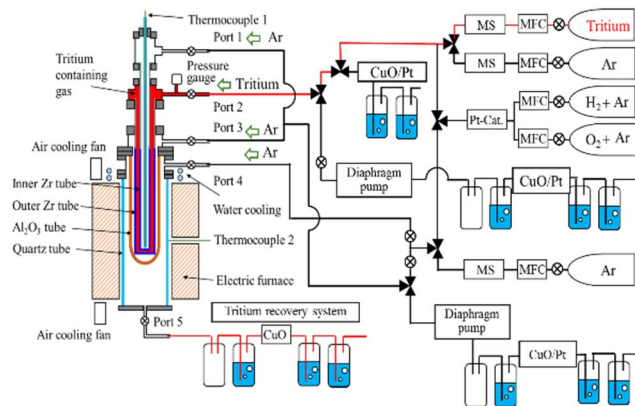


図1 模擬試験体トリチウム実験装置

水蒸気状T (HTO) を主成分とするTガスを用いた場合、700°Cで80時間に渡って加熱しても、Tの透過は観測されなかった。一方、水素状T (HT) を主成分とするTガスを用いた場合は、図2に示すように比較的速やかなトリチウム透過が観測された。このことは、T化学形をHTOに変換することがT閉じ込めに有効であることを示す。

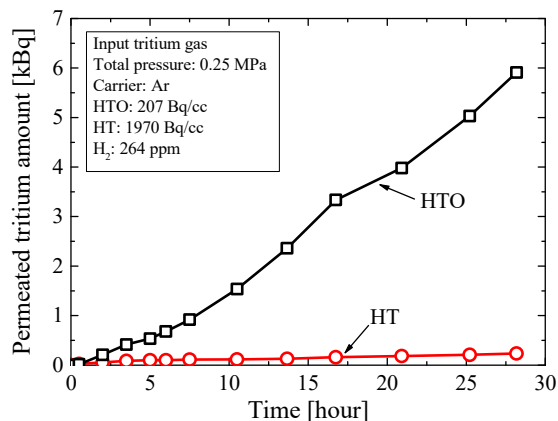


図2 水バブラーのトリチウム濃度変化(HT主成分の場合)

### (2) 酸化物共存下におけるNi被覆Zrの水素吸収特性

本研究課題では、高温ガス炉にて $\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ の反応を用いて生成したTを水素吸蔵合金であるジルコニウム (Zr) 合金で回収することを提案している。しかし、Zrは酸化されやすいため、酸化物共存下における水素吸収特性を調べておく必要がある。

本研究では、硫酸ニッケル水溶液中の湿式電解メッキにより Zr 合金板の表面にニッケル (Ni) 被覆膜を作ることによって Zr 合金の酸化を防ぎ、LiAlO<sub>2</sub> 共存下における Zr 合金の水素吸収特性を改善させることに成功した。図 3 に LiAlO<sub>2</sub> 共存下における Zry-4 および Ni/Zry-4 の水素吸収曲線 (873K~1073K) を示す。LiAlO<sub>2</sub> と Zry-4 のみを共存させた場合は、Zry-4 はまったく水素を吸収しなかった。LiAlO<sub>2</sub> と Ni/Zry-4 を共存させた場合は、Ni/Zry-4 は水素を吸収し、温度が高くなるにつれて水素吸収速度が大きくなった。

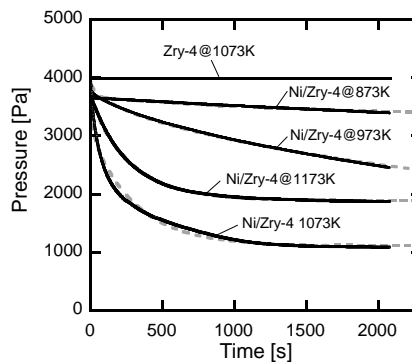


図 3 LiAlO<sub>2</sub> 共存下における Zry-4 及び Ni/Zry-4 の水素吸収曲線 (873K~1073K)

水素吸収のための Zr の比表面積を増加させれば、水素吸収特性を向上させることができる。本研究では、水素吸収挙動予測が行いやすい球状粒子に Ni メッキを実施した。なお、Zr の球状粒は入手困難であるため、Zr と同様の水素吸蔵能・化学的性質をもつチタン (Ti) のアトマイズ球状粉末 (30 μm 径) を模擬材料として利用した。図 2 に示したように、2 種類の厚さ (0.3 μm と 3 μm) の Ni 被膜を無電解めっき法により作製することに成功した。

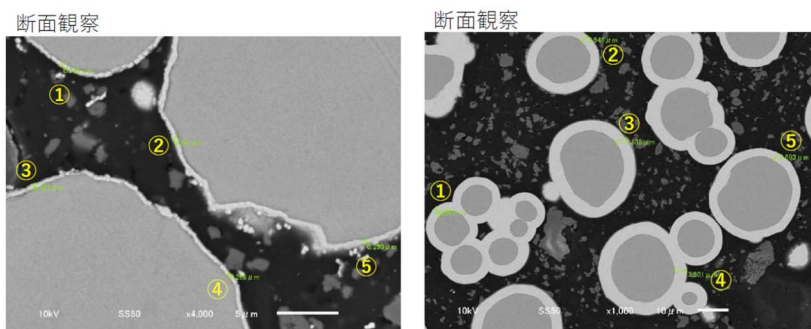


図 4 無電解 Ni めっきした Ti 球状粒子の断面の電子顕微鏡写真 (左: 0.3 μm 被覆, 右: 3 μm 被覆) 帝国イオン工業株式会社提供

### (3) HTTR を用いた照射試験用試験体の検討

実証試験では①トリチウム製造性能、②トリチウム閉じ込め性能(含 Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> のトリチウム透過・Zr のトリチウム吸収性能、酸化物(LiAlO<sub>2</sub> 等)との共存性)、③炉内での試験体の基本的性能を確認することを目標とする。HTTR の制御棒先端に設けられた試料装荷孔に約 20 個の試験体 (図 5) の装荷を想定しており、それぞれの試験体の照射試験データを相互比較することにより、確認を進めることを考えている。試験体は Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 層で封止した円柱状キャプセルを基本型とし、Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 層の外側に、流出測定用 T ゲッターとして Zr 層を設置する。原子炉から取り出した照射物は、核燃料物質に汚染されたものとして取り扱われるため、そのまま炉施設から持ち出すことはできない。このため、石英層を含む 2 重構造とし、外側層を除いたものを RI と認定して九州大学伊都アイソトープ実験室に移送し測定を行う予定である。

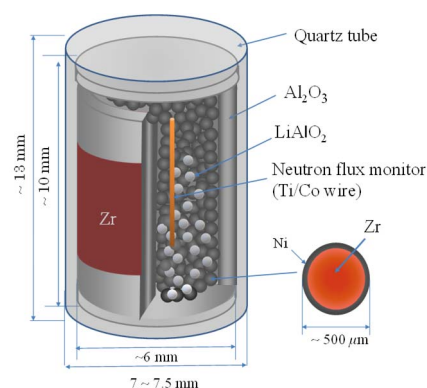


図 5 HTTR を用いた T 製造・閉じ込め性能確認用の試験体の概略図

照射期間は 30 日×3 サイクル、LiAlO<sub>2</sub> 領域の中性子束は  $6 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  程度を想定する。試験体については、いくつかの装荷パターンを検討しているが、表 1 に、現時点におけるひとつの基本仕様案を示す。Zr 粒は  $\phi 500 \mu\text{m}$  に  $1 \mu\text{m}$  程度の Ni 被覆を施す予定である。中性子束を測定するためにコバルト (0.05wt% コバルト含有チタンワイヤー) の使用を想定している。表では、アルミナ円筒に LiAlO<sub>2</sub>、Ni 被覆付 Zr 粒、ワイヤー等を装荷した場合の中性子束の微細構造 (含自己遮蔽効果) は考慮していない。今後は、中性子束の微細構造を含む詳細解析、試験体の試製を通して、20 個程度の試験体の全容を確定し、製作に取り掛かる。

表1 HTTR 照射試験体の基本仕様の概要

試験体番号	1	2	3	4	5	6	7
LiAlO <sub>2</sub> 装荷量 [mg]	0.1	1.0	6.0	10	0.1	1.0	6.0
アルミナ層厚み [mm]	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
Zr 粒個数 [個]	470	470	470	470	—	—	—
Zr 粒半径 [ $\mu$ m]	250	250	250	250	—	—	—
T 製造推定値 [MBq]	14.2	142	850	1420	14.2	142	850
T(アルミナ外)推定値 [MBq]	4.0	43.6	332	598	14.1	70.0	764

#### (4) HTTR における化学的不純物濃度測定データの評価法

HTTR の化学的不純物濃度測定データの評価方法を改良し、ガスガスクロマトグラフ質量分析計のスペクトルから不純物濃度を評価しなおすことで、不純物分子濃度の測定限界を従来の 0.01ppm から 0.1ppb まで 2 桁向上させることが出来た。この結果、従来手法では 0.01ppm 以下のため観測できていなかった CH<sub>4</sub> の存在と、CH<sub>4</sub> が H<sub>2</sub> に対して 1 桁低い濃度で同じように推移する挙動が明らかになった(図 6)。CH<sub>4</sub> のような有機物が炉内を循環しうることを示す知見はこれまでになかったことから、被ばく評価手法を高度化するうえで重要な成果を得た。

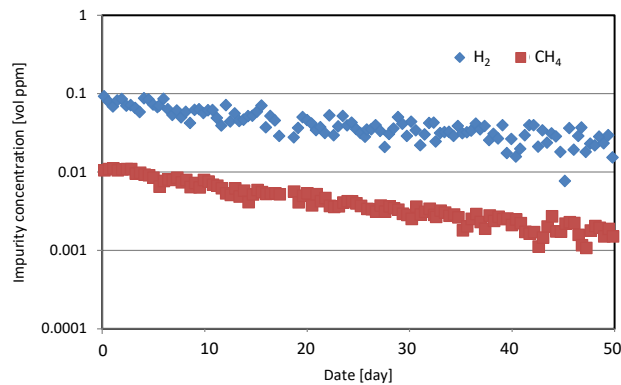


図6 100%出力運転時の HTTR 1次冷却材中不純物濃度

CH<sub>4</sub> 濃度が H<sub>2</sub> 濃度の約 1/10 であることから、HT が約 9 割、メタン状トリチウム(CH<sub>3</sub>T)が約 1 割であると示唆され、実効線量係数 (mSv/Bq) が元素状水素 1.8×10<sup>-12</sup>、メタン 1.8×10<sup>-10</sup>、水 1.8×10<sup>-8</sup> であるため、トリチウムによる被ばく影響の約 9 割は CH<sub>3</sub>T によるものとなる。

HTTR のトリチウムの被ばく評価において、化学形態を水状と仮定していたが、実態に則した仮定をすると、従来の保守的な評価値の約 1/1000 になることが分かった。これにより、T 製造実証試験で試料から漏出により 1 次冷却材中の T が数倍程度増加しても、最適評価した場合、保守的な評価値に対して十分な余裕があり、試験時のトリチウムによる被ばく影響の増加は無視できることが分かった。

本研究を通して、当初目的とした、高温ガス炉運転環境における Zr の水素吸収特性 (Ni 被覆時の酸化物との共存下での性能、T の化学形の影響) の確認、また、将来の高温ガス炉を用いた実証試験を視野に入れた、試験方法及び試験体の構造の検討が進んだ。今後は、試験体構造をより忠実に反映した条件下におけるデータの補填を継続するとともに、HTTR を用いた照射試験用試験体の製作に取り掛かる。製作状況を勘案しつつ、実験方法や試験体の精度を高め、照射試験に移行することを予定している。

5. 主な発表論文等

〔雑誌論文〕 計9件（うち査読付論文 6件／うち国際共著 0件／うちオープンアクセス 1件）

1. 著者名 Matsuura Hideaki, Suganuma Takuro, Koga Yuki, Naoi Motomasa, Katayama Kazunari, Otsuka Teppei, Goto Minoru, Nakagawa Shigeaki, Hamamoto Shinpei, Ishitsuka Etsuo, Tobita Kenji, Konishi Satoshi, Hiwatari Ryoji, Someya Youji, Sakamoto Yoshiteru	4. 巻 169
2. 論文標題 The T-containment properties of a Zr-containing Li rod in a high-temperature gas-cooled reactor as a T production device for fusion reactors	5. 発行年 2021年
3. 雑誌名 Fusion Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 112441 ~ 112441
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.fusengdes.2021.112441	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 -

1. 著者名 Hideaki MATSUURA	4. 巻 2020-001
2. 論文標題 Performance of a Gas-Cooled Reactor as a Tritium Production Device for Fusion Reactors	5. 発行年 2020年
3. 雑誌名 JAEA Conf.	6. 最初と最後の頁 33-38
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.11484/jaea-conf-2020-001	査読の有無 無
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 Yuki Koga, Hideaki MATSUURA 2020	4. 巻 2020-011
2. 論文標題 The Influence of B and Li Burnable Poison on Effective Multiplication Factor in the HTGR	5. 発行年 2020年
3. 雑誌名 JAEA Conf.	6. 最初と最後の頁 211-216
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.11484/jaea-conf-2020-001	査読の有無 無
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 Hideaki Matsuura, Ryo Okamoto, Yuki Koga, Takuro Suganuma, Kazunari Katayama, Teppei Otsuka, Minoru Goto, Shigeaki Nakagawa, Etsuo Ishitsuka, Kenji Tobita	4. 巻 146
2. 論文標題 Li-rod Structure in High-Temperature Gas-Cooled Reactor as a Tritium Production Device for Fusion Reactors	5. 発行年 2019年
3. 雑誌名 Fusion Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 1077-1081
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.fusengdes.2019.02.009	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 松浦秀明, 片山一成, 日渡良爾	4. 巻 60
2. 論文標題 核融合トリチウム研究最前線 - 原型炉実現に向けて - 第3回トリチウムの調達方法	5. 発行年 2018年
3. 雑誌名 日本原子力学会誌	6. 最初と最後の頁 567 ~ 573
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) なし	査読の有無 無
オープンアクセス オープンアクセスとしている (また、その予定である)	国際共著 -

1. 著者名 Koga Yuki, Matsuura Hideaki, Ida Yuma, Okamoto Ryo, Katayama Kazunari, Otsuka Teppei, Goto Minoru, Nakagawa Shigeaki, Nagasumi Satoru, Ishitsuka Etsuo, Shimazaki Yosuke	4. 巻 136
2. 論文標題 Study on lithium rod test module and irradiation method for tritium production using high temperature gas-cooled reactor	5. 発行年 2018年
3. 雑誌名 Fusion Engineering and Design	6. 最初と最後の頁 587 ~ 591
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.fusengdes.2018.03.029	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 Katayama Kazunari, Izumino Jyunichi, Matsuura Hideaki, Fukada Satoshi	4. 巻 16
2. 論文標題 Evaluation of hydrogen permeation rate through zirconium pipe	5. 発行年 2018年
3. 雑誌名 Nuclear Materials and Energy	6. 最初と最後の頁 12 ~ 18
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.nme.2018.05.008	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 Izumino J., Katayama K., Matsuura H., Fukada S.	4. 巻 17
2. 論文標題 Study on hydrogen absorption in Zr powder used for tritium confinement in a production system of tritium for fusion reactors with a high-temperature gas-cooled reactor	5. 発行年 2018年
3. 雑誌名 Nuclear Materials and Energy	6. 最初と最後の頁 289 ~ 294
掲載論文のDOI (デジタルオブジェクト識別子) 10.1016/j.nme.2018.10.012	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33件 (うち招待講演 1件 / うち国際学会 6件)

1. 発表者名 松浦秀明
2. 発表標題 原型炉へ向けたトリチウム調達法の検討
3. 学会等名 核融合科学研究所 トリチウム研究会2020
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 中川恭一、松浦秀明、古賀友稀、片山一成、大塚哲平、後藤実、濱本真平、石塚悦男、中川繁昭、飛田健次、小西哲之、日渡良爾、坂本宜照
2. 発表標題 高温ガス炉におけるT製造用Liロッドの検討 ~ Zr水素吸蔵速度の温度依存性 ~
3. 学会等名 日本原子力学会「2020年秋の大会」
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Hideaki Matsuura, Takuro Suganuma, Yuki Koga, 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 T containment property of Zr-included Li rod in high-temperature gas-cooled reactor as a T production device for fusion reactors
3. 学会等名 The 31th Symposium on Fusion Technology (SOFT2020) (国際学会)
4. 発表年 2020年



1. 発表者名 Daisuke Henzen, Kazunari Katayama, Hideaki Matsuura
2. 発表標題 Evaluation of tritium confinement performance of the assembly composed of Zr and Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> simulating Li rod
3. 学会等名 The 31th Simposium on Fusion Technology (SOFT2020) (国際学会)
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 平安山大介, 片山一成, 松浦秀明
2. 発表標題 Zr 及びAl <sub>2</sub> O <sub>3</sub> を用いた高温ガス炉装荷用模擬リチウムロッドのトリチウム閉じ込め性能の評価
3. 学会等名 第37回プラズマ・核融合学会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 吉村暢也、松浦秀明、浦川知己、日渡良爾、染谷洋二、坂本直照
2. 発表標題 原型炉におけるトリチウムバランスの検討
3. 学会等名 第37回プラズマ・核融合学会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 古賀友稀, 松浦秀明, 片山一成, 大塚哲平, 後藤実, 濱本真平, 石塚悦男, 中川繁昭, 飛田健次
2. 発表標題 高温ガス炉を用いた核融合原型炉用T製造～構造の異なるLiロッドの最適空間配置の検討～
3. 学会等名 第37回プラズマ・核融合学会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 古賀友稀, 松浦秀明, 片山一成, 大塚哲平, 後藤実, 濱本真平, 石塚悦男, 中川繁昭, 飛田健次
2. 発表標題 高温ガス炉を用いた核融合原型炉用T製造～複数のLiロッド構造併用による性能向上の検討～
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部「第39回研究発表講演会」
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 吉村暢也, 松浦秀明, 浦川知己, 日渡良爾, 染谷洋二, 坂本宜照, 飛田健次
2. 発表標題 核融合原型炉におけるトリチウム自己充足性の評価
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部「第39回研究発表講演会」
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 Daisuke Henzen, Kazunari Katayama, Hideaki Matsuura
2. 発表標題 EVALUATION OF THE TRITIUM CONFINEMENT PERFORMANCE OF THE Li ROD COMPOSED OF ZIRCONIUM AND ALUMINA
3. 学会等名 22nd Cross Straits Symposium on Energy and Environmental Science and Technology (CSS-EEST) (国際学会)
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 古賀友稀, 松浦秀明, 片山一成, 大塚哲平, 後藤実, 濱本真平, 石塚悦男, 中川繁昭, 飛田健次, 日渡良爾, 坂本宜照, 小西哲之, 染谷洋二
2. 発表標題 高温ガス炉におけるT製造用Liロッドの検討～炉心非均質性を考慮したLiロッド構造と装荷法～
3. 学会等名 日本原子力学会「2021年春の年会」
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 古賀友稀, 松浦秀明, 菅沼拓朗, 片山一成, 大塚哲平, 後藤実, 中川繁昭, 石塚悦男, 飛田健次
2. 発表標題 高温ガス炉におけるT製造用Liロッドの検討～T閉じ込め性能に及ぼすLi核発熱の影響～
3. 学会等名 日本原子力学会「2019年秋の大会」
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 Yuki Koga, Hideaki Matsuura
2. 発表標題 The Influence of B Burnable Poison and T Production Li Rod on Effective Multiplication Factor in the HTGR
3. 学会等名 日本原子力学会「2019年度核データ研究会」
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 Hideaki Matsuura
2. 発表標題 Performance of a gas-cooled reactor as a tritium production device for fusion reactors
3. 学会等名 日本原子力学会「2019年度核データ研究会」
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 末松千里, 片山一成, 大宅諒, 松浦秀明, 大塚哲平
2. 発表標題 高温ガス炉トリチウム生産におけるトリチウム透過抑制効果の検討
3. 学会等名 第36回プラズマ・核融合学会
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 古賀友稀、松浦秀明、片山一成、大塚哲平、後藤実、中川繁昭、石塚悦男、飛田健次
2. 発表標題 T製造高温ガス炉におけるLi核発熱及びそのT閉じ込め性能への影響
3. 学会等名 第36回プラズマ・核融合学会
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 大塚哲平、横山翔、赤星雄也、片山一成、松浦秀明、後藤実、中川繁昭、石塚悦男、濱本真平、飛田健次
2. 発表標題 T製造高温ガス炉用LiロッドのT閉じ込め性能 (1) Li 酸化物共存下におけるニッケル被覆ジルカロイ4の水素吸蔵特性
3. 学会等名 日本原子力学会「2020年春の年会」
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 片山一成、平安山大介、松浦秀明、大塚哲平、後藤実、中川繁昭、石塚悦男、濱本真平、飛田健次
2. 発表標題 T製造高温ガス炉用LiロッドのT閉じ込め性能 (2) Liロッド模擬試験体によるトリチウム閉じ込め性能評価
3. 学会等名 日本原子力学会「2020年春の年会」
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 松浦秀明、古賀友稀、菅沼拓朗、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
2. 発表標題 T製造高温ガス炉用LiロッドのT閉じ込め性能 (3) LiロッドからのT流出量の評価
3. 学会等名 日本原子力学会「2020年春の年会」
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 松浦秀明
2. 発表標題 原型炉におけるトリチウム諸課題の解決へ向けた取り組み ~ トリチウムの確保戦略 ~
3. 学会等名 第36回プラズマ・核融合学会 (招待講演)
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 吉村暢也、松浦秀明、浦川知己、日渡良爾、染谷洋二、飛田健次
2. 発表標題 , 原型炉起動時におけるトリチウムバランスの検討
3. 学会等名 , 第36回プラズマ・核融合学会
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 岡本亮, 松浦秀明, 古賀友稀, 菅沼拓朗, 片山一成, 大塚哲平, 後藤実, 中川繁昭, 石塚悦男, 飛田健次
2. 発表標題 Zrを用いた高温ガス炉用T製造Liロッドの検討 ~ H/Zr比とZr水素吸蔵性能の関係 ~
3. 学会等名 本原子力学会「2019年春の年会」
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 松浦秀明
2. 発表標題 高温ガス炉を用いた核変換と核融合炉燃焼の製造
3. 学会等名 文部科学省「平成30年度原子力人材育成等推進事業」、第5回原子力道場(国際原子力教育TVセミナー),
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 岡本亮, 松浦秀明, 古賀友稀, 菅沼拓朗, 片山 一成, 大塚哲平, 後藤実, 中川繁昭, 石塚悦男, 飛田健次
2. 発表標題 高温ガス炉用T製造LiロッドにおけるZr装荷形状の検討 ~Zr非定常水素吸蔵特性~
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部「第37回研究発表講演会」,
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 古賀友稀, 松浦秀明, 岡本亮, 菅沼拓朗, 片山 一成, 大塚哲平, 後藤実, 中川繁昭, 石塚悦男, 飛田健次
2. 発表標題 HTTR照射試験における粒状Zrを用いたT製造用Liロッドの性能評価法
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部「第37回研究発表講演会」
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 平安山大介, 片山 一成, 末松千里, 深田 智, 松浦秀明,
2. 発表標題 高温ガス炉におけるトリチウム封じ込め手法の検討
3. 学会等名 日本原子力学会九州支部「第37回研究発表講演会」,
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 古賀友稀, 松浦秀明, 岡本亮, 菅沼拓朗, 片山一成, 大塚哲平, 後藤実, 中川繁昭, 石塚悦男, 飛田健次
2. 発表標題 HTTRを用いたLi装荷用ロッド照射試験及び粒状Zr性能評価方法の検討
3. 学会等名 第35回 プラズマ・核融合学会 年会
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 片山一成, 末松千里, 平安山大介, 松浦秀明, 深田智
2. 発表標題 高温ガス炉トリチウム生産に向けたLiロッド模擬試験体トリチウム閉じ込め実験
3. 学会等名 第35回 プラズマ・核融合学会 年会
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 Hideaki Matsuura, Ryo Okamoto, Yuki Koga, Takuro Sukanuma, Kazunari Katayama, Teppei Otsuka, Minoru Goto, Shigeaki Nakagawa, Etsuo Ishitsuka, and Kenji Tobita
2. 発表標題 Li-Rod Structure in High-Temperature Gas-Cooled Reactor as a Tritium Production Device for Fusion Reactors
3. 学会等名 The 30th Simposium on Fusion Technology (国際学会)
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 岡本亮, 松浦秀明, 古賀友稀, 菅沼拓朗, 片山一成, 大塚哲平, 後藤実, 中川繁昭, 石塚悦男, 飛田健次
2. 発表標題 粒状Zrを用いた高温ガス炉用T製造Liロッド構造の検討～Zrの非定常水素吸蔵特性～
3. 学会等名 日本原子力学会「2018年秋の大会」
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 菅沼拓朗, 松浦秀明, 岡本亮, 古賀友稀, 片山一成, 大塚哲平, 後藤実, 中川繁昭, 飛田健次
2. 発表標題 高温ガス炉用LiロッドにおけるZrの重水素吸蔵特性
3. 学会等名 核融合エネルギー連合講演会
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 Kazunari Katayama
2. 発表標題 Tritium Absorption and Permeation Behavior in Zr Materials
3. 学会等名 2018 Korea-Japan Tritium Workshop (国際学会)
4. 発表年 2018年

1. 発表者名 Kazunari Katayama
2. 発表標題 Study on Tritium Confinement for Tritium Production in High-Temperature Gas-Cooled Reactor
3. 学会等名 US/JA Workshop on Fusion Power Plants, Next Steps and Fusion Technologies (国際学会)
4. 発表年 2018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・准教授   (34419)	
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)	



## 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)	
研究分担者	石塚 悦男 (Ishitsuka Etsuo)  (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・ 課長  (82110)	
研究分担者	飛田 健次 (Tobita Kenji)  (50354569)	東北大学・工学研究科・教授  (11301)	

	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	岡本 亮 (Okamoto Ryo)  (17102)	九州大学・工学府・エネルギー量子工学専攻・大学院生  (17102)	
研究協力者	古賀 友希 (Koga Yuki)  (17102)	九州大学・工学府・エネルギー量子工学専攻・大学院生  (17102)	
研究協力者	菅沼 拓郎 (Suganuma Takuro)  (17102)	九州大学・工学府・エネルギー量子工学専攻・大学院生  (17102)	
研究協力者	中川 恭一 (Nakagawa Kyouichi)  (17102)	九州大学・工学府・エネルギー量子工学専攻・大学院生  (17102)	

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	阿部 泰成  (Abe Taisei)	九州大学・工学府・エネルギー量子工学専攻・大学院生  (17102)	
研究協力者	直井 基将  (Naoi Motomasa)	九州大学・工学府・エネルギー量子工学専攻・大学院生  (17102)	
研究協力者	平安山 大介  (Henzen Daisuke)	九州大学・総合理工学府・先端エネルギー理工学専攻・大学院生  (17102)	
連携研究者	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)	

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