

## 科学研究費助成事業 研究成果報告書

平成 30 年 6 月 14 日現在

機関番号：82110

研究種目：基盤研究(C) (一般)

研究期間：2014～2017

課題番号：26420860

研究課題名(和文)核融合炉用トリチウム燃料供給源としての高温ガス炉の研究

研究課題名(英文)A study on a high temperature gas-cooled reactor as a tritium production device for fusion reactors

研究代表者

後藤 実 (Goto, Minoru)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター・研究主幹

研究者番号：60414546

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 2,800,000円

研究成果の概要(和文)：高温ガス炉にリチウム化合物を装荷し、 $6\text{Li}(n,\alpha)$ 反応を用いて核融合炉用燃料であるトリチウムを製造する方法が提案されている。一般的な高温ガス炉の設計においては、過剰反応度を抑制するために、可燃性毒物としてホウ素が炉心に装荷される。本研究では、熱エネルギーとトリチウムの生産を両立するために、リチウムをホウ素の代わりに高温ガス炉に装荷することとした。リチウム装荷高温ガス炉の核熱成立性を評価するために、核特性値及び燃料温度を計算した。これらの計算結果は設計要求を満たし、熱エネルギーとトリチウムの生産を両立するリチウム装荷高温ガス炉の核熱成立性を確認した。

研究成果の概要(英文)：A High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) is proposed as a tritium production device, which has the potential to produce a large amount of tritium using  $6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$  reaction. In the HTGR design, generally, boron is loaded into the core as a burnable poison to suppress excess reactivity. In this study, lithium is loaded into the HTGR core instead of boron and is used as a burnable poison aiming to produce thermal energy and tritium simultaneously. The nuclear characteristics and the fuel temperature were calculated to confirm the feasibility of the lithium-loaded HTGR. It was shown that the calculation results satisfied the design requirements and hence the nuclear and thermal feasibility was confirmed for the lithium-loaded HTGR, which produce thermal energy and tritium.

研究分野：炉物理

キーワード：高温ガス炉 核融合炉 トリチウム リチウム 核熱成立性

### 1. 研究開始当初の背景

DT 核融合炉用燃料のトリチウムは稀少資源であり、現時点での世界の供給能力(軍事用を除く)は 20~25 kg 程度とされている。これらのトリチウムのほぼ全量が、国際核融合炉 (ITER) で使用される予定であり、その後の実証または商用核融合炉へのトリチウム供給余力は無い。

トリチウムは、核融合炉ブランケット部での製造が想定されているが、初期装荷分は外部から供給する必要がある。核融合炉が多数基稼働する状況になれば、増殖分のトリチウムを回収し次の核融合炉の初期装荷分として供給できるが、最初の 10 基程度については、これとは別の方法で供給しなければならず、その方法として重水炉を用いる方法、および DD 核融合炉を用いる方法が提案されている。しかし、重水炉を用いる方法は  $D(n,g)T$  反応断面積が小さいため、トリチウム製造量は 0.2 g/MWe/year 程度であり効率が良いとは言えない。また、DD 核融合炉を用いる方法は、DD 反応率係数が DT 反応と比較して 1/180~1/80 程度小さく、核融合炉自体の成立性が DT 核融合炉以上に困難と予想される。したがって、効率的、かつ、実現性の高いトリチウム製造方法の確立が必要である。

高温ガス炉の被覆燃料粒子 (図 1) の FP 閉じ込め機能、および減速材 (炉心構造材) が黒鉛であることにより中性子の無駄食いが少なく効率的な照射が可能なことに着目し、トリチウム閉じ込め機能を持つ被覆リチウム微小球 (図 1) を製作して高温ガス炉に装荷し、 ${}^6\text{Li}(n,\alpha)T$  反応 ( ${}^6\text{Li}$  が中性子を吸収してトリチウムとアルファ粒子が生成する反応) によりトリチウムを製造する方法を提案した。これまでに、既存の高温ガス炉の設計をベースとしてトリチウム製造量および工学的実現性を評価し、以下の予備的な結果を得ている。

- (1) トリチウム製造量は約 1.3 g/MWe/year で、従来の重水炉を用いた手法の 6.5 倍。また、被覆リチウム微小球の装荷方法の工夫により更なる製造量の向上が見込まれる
- (2) 被覆リチウム微小球の製作は、高温工学試験研究炉 (HTTR : High Temperature engineering Test Reactor) の被覆燃料粒子の製作技術の利用により実現可能
- (3) 被覆リチウム微小球の照射、およびトリチウムの回収は、HTTR の燃料取扱い技術、および被覆燃料粒子の再処理技術の利用により実現可能

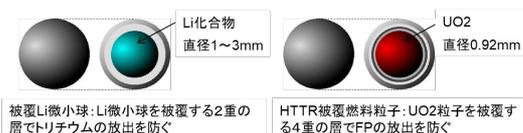


図 1 被覆リチウム微小球

### 2. 研究の目的

高温ガス炉を用いた  ${}^6\text{Li}(n,\alpha)T$  反応によるトリチウム製造方法は、従来の重水炉を用いる方法に比べてトリチウム製造性能を格段に向上 (6~10 倍程度) できる可能性があり、核融合炉分野で未解決の問題である初期核融合炉用トリチウム燃料の供給方法の有力な解決策になりうる。将来の実用化へと展開するために、大量のトリチウム製造が可能な高温ガス炉が核的、熱的、および安全性の観点からも成立することを示す。具体的には、(1) 核特性解析コードを  ${}^6\text{Li}(n,\alpha)T$  反応が取り扱えるように整備し、(2) セル計算レベルでリチウムが核特性に及ぼす影響とその機構を究明して核的な要求を満たすリチウム装荷方法を検討する。(3) 炉心計算レベルで、リチウム装荷高温ガス炉の核熱特性解析及び安全性解析を行い成立性を評価する。

### 3. 研究の方法

リチウムを装荷する高温ガス炉の核特性解析において  ${}^6\text{Li}(n,\alpha)T$  反応を考慮した計算が行えるように核特性解析コードを整備する。整備したコードを用いてセル計算を行い、リチウムの装荷方法の違いが、原子炉の運転上重要な過剰反応度等の核特性値に及ぼす影響を評価し、最適なリチウム装荷方法を検討する。これらの検討結果を反映したリチウム装荷高温ガス炉について全炉心体系の計算を行って核熱成立性及び安全性を評価する。

### 4. 研究成果

#### (1) 核特性解析コードの整備

高温ガス炉を用いた  ${}^6\text{Li}(n,\alpha)T$  反応によるトリチウム製造方法の効率的な検討を可能にするため、国内で広く用いられている決定論的手法に基づく SRAC2006 及びモンテカルロ法に基づく MVP-BURN の 2 つの核特性解析コードの改造を行った。本改造では、新しい燃焼チェーンデータを作成することで、 ${}^6\text{Li}(n,\alpha)T$  反応を考慮した燃焼計算ができるようにした。新たに作成した燃焼チェーンデータを用いて、リチウムを装荷した仮想的な体系の燃焼計算を SRAC2006 と MVP-BURN により実施し、物理的に妥当な計算結果が得られることを確認した。これにより、従来、部分的に手作業で行っていた  ${}^6\text{Li}(n,\alpha)T$  反応に係る計算を核特性解析コードで取り扱うことが可能となり、計算に要する時間が従来に比べて大幅に短縮され、研究をより効率的に行うことが可能となった。

#### (2) リチウム装荷方法の検討

燃料ブロックに装荷するリチウム量が変わらない条件の下、リチウム微小球の直径及び充填率をパラメータとしてセル燃焼計算を行い、これらの違いが過剰反応度及びトリチウム製造量に及ぼす影響を検討した。また、リチウムを棒状に装荷する場合の計算を行

い、形状の違いが過剰反応度及びトリチウム製造量に及ぼす影響についても検討した。検討では、リチウムはリチウム化合物 ( $\text{LiAlO}_2$ ) の形態で装荷することとした。その結果、リチウム微小球の直径及び充填率の違いが過剰反応度及びトリチウム製造量に及ぼす影響はほとんどないことが分かった。また、リチウムを微小球にして装荷する場合と棒状にして装荷する場合の違いが、過剰反応度及びトリチウム製造量に及ぼす影響もほとんどないことが分かった。

### (3) 核熱成立性評価及び安全性評価

エネルギー生産とトリチウム製造を両立するリチウム装荷高温ガス炉の核熱成立性評価及び安全性評価を行った。評価は、概念設計が行われた HTR50S (熱出力 50 MWt、図 2) にリチウム化合物を装荷する場合について行った。なお、リチウムはリチウム化合物 ( $\text{LiAlO}_2$ ) の形態で装荷されることとした。

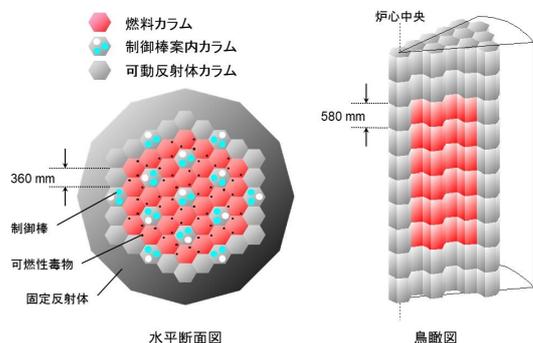


図 2 HTR50S の炉心水平断面図

#### (3.1) 核熱成立性評価

エネルギー生産炉としての HTR50S の性能をできるだけ損なわないようにするために、 $\text{LiAlO}_2$  は  $\text{B}_4\text{C}$  の代わりに可燃性毒物として装荷することとした。 $\text{LiAlO}_2$  の装荷量と同じ場合、その形状の違いが核特性に及ぼす影響はほとんどない。本検討では当初予定していた  $\text{LiAlO}_2$  微小球ではなく、 $\text{LiAlO}_2$  ペレットを棒状に装荷する場合の核熱成立性を評価することとした(図 3)。装荷する  $\text{LiAlO}_2$  ペレットの直径をパラメータとして 3 次元炉心燃焼計算を行い、炉停止余裕 (設計要求:  $1\% \Delta k/k$  以上) 反応度温度係数 (設計要求:  $0\% \Delta k/k$  / 未満) 運転期間 (設計要求: 400 日以上) 燃料最高温度 (設計要求: 1495 以下) を計算して、炉心の核熱成立性を評価するとともに、トリチウムの製造量を調べた。3 次元炉心燃焼計算は、SRAC2006 をベースに高温ガス炉用に改造を施した SRAC2006EX 及び JENDL-4 に基づいて作成された断面セットを用いて行った。核燃焼ステップにおいて制御棒位置を臨界位置に合わせて燃焼計算を進めた。

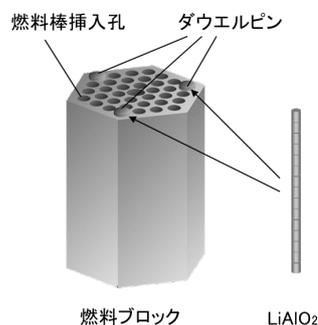


図 3  $\text{LiAlO}_2$  の装荷方法

300K、ワンロッドスタック条件での燃焼初期の炉停止余裕の計算結果は  $17.8\% \Delta k/k$  で  $1\% \Delta k/k$  より大きく、設計要求を満たす。反応度温度係数の計算結果は燃焼期間にわたり  $-0.006\% \Delta k/k$  以下で負であり (図 4) 設計要求を満たす。燃焼日数 400 日での過剰反応度の計算結果は  $3.3\% \Delta k/k$  で 400 日以上運転が可能であり、設計要求を満たす。燃焼期間中の燃料最高温度の計算結果は 1473 (図 5) で 1495 以下であり、設計要求を満たす。また、燃焼期間 400 日でのトリチウムの製造量の計算結果は 53.9 g (約 50 g/year) である。HTR50S の発電効率を 40% とした場合、トリチウムの製造量は約 2.5 g/MWe/year で従来の重水炉を用いて製造する場合に比べて約 12 倍大きい。以上より、50 MWt のエネルギー生産及び約 50 g/year のトリチウム製造を両立するリチウム装荷高温ガス炉の核熱成立性を確認した。

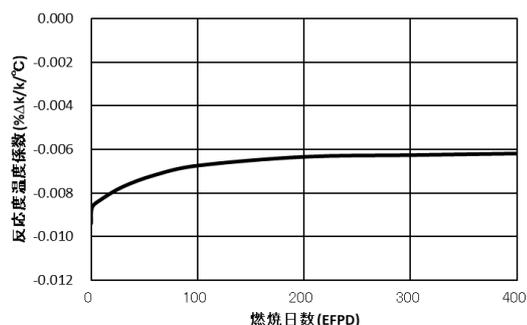


図 4 反応度温度係数の計算結果

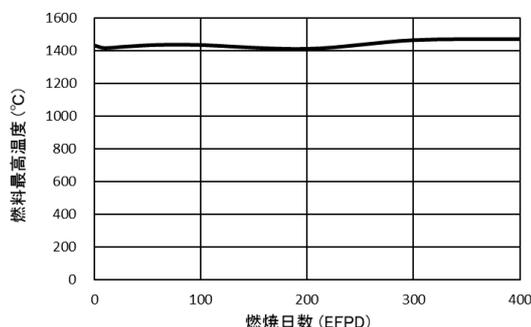


図 5 燃料最高温度の計算結果

#### (3.2) 安全性評価

通常運転時におけるリチウム装荷高温ガス炉の安全性評価を、原子炉施設周辺におけ

る一般公衆の被ばく線量を指標に用いて行った。将来、実際に高温ガス炉を用いてトリチウムを製造する場合、トリチウムが大気中に放出されて被ばく線量が増えないよう、照射キャプセル等に閉じ込め機能を施す予定であるが、本検討では、製造したトリチウムの全量が一次冷却系に移行後、大気中に放出されると仮定して、保守的な被ばく線量の評価結果が得られるようにした。また、三体核分裂、構造材である黒鉛等に不純物として含まれるリチウム及びホウ素と中性子の反応、制御棒の中性子吸収材であるホウ素と中性子の反応、及び冷却材のヘリウムと中性子の反応で生成するトリチウムも考慮して、被ばく線量の評価を行った。被ばく線量の計算は、HTTR におけるトリチウムによる被ばく線量の計算方法に準じて行い、約 9.4  $\mu\text{Sv}/\text{year}$  となった。また、FP による被ばく線量は、概念設計が行われた GTHTTR300(熱出力 600 MWt) の計算結果を用いて約  $2.3 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{year}$  となった。これらの被ばく線量の合計は約 9.4  $\mu\text{Sv}/\text{year}$  であり、発電用原子炉施設の「線量目標値に関する指針」に基づき設定されている施設周辺の公衆の実効線量目標値 (50  $\mu\text{Sv}/\text{year}$ ) 以下である。したがって、原子炉施設周辺における一般公衆被ばくの観点からは問題はなく、通常運転時におけるリチウム装荷高温ガス炉の安全性を確認した。

#### 5. 主な発表論文等

〔雑誌論文〕(計 1 件)

M. Goto, K. Okumura, S. Nakagawa, Y. Inaba, H. Matsuura, H. Nakaya, K. Katayama, Nuclear and thermal feasibility of lithium-loaded high temperature gas-cooled reactor for tritium production for fusion reactors, Fusion Engineering and Design, Fusion Engineering Design, In press (2018). (査読あり)  
10.1016/j.fusengdes.2018.02.029

〔学会発表〕(計 5 件)

M. Goto, K. Okumura, S. Nakagawa, Y. Inaba, H. Matsuura, H. Nakaya, K. Katayama, 13th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, ISNFT13 (2017).

後藤実, 高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開(3)トリチウム製造とエネルギー生産を両立する高温ガス炉の核熱設計, 日本原子力学会 2016 年秋の大会 (2016).

島崎洋祐, 高温ガス炉を用いたトリチウム生産手法の検討と今後の展開(3)高温ガス炉 HTTR の照射設備, 日本原子力学会 2016 年秋の大会 (2016).

後藤実, 奥村啓介, 中川繁昭, 稲葉良知, 松浦秀明, 中屋裕行, 片山一成, トリチウムを製造する Li 装荷高温ガス炉の核熱特性評価, プラズマ・核融合学会第 32 回年会 (2015).

後藤実, 奥村啓介, 中川繁昭, 松浦秀明, 中屋裕行, 片山一成, 核融合炉用トリチウムを製造する Li 装荷高温ガス炉の核熱特性評価, 日本原子力学会 2015 年春の年会 (2015).

#### 6. 研究組織

##### (1) 研究代表者

後藤 実 (Goto, Minoru)  
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・  
原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター・  
研究主幹  
研究者番号: 60414546

##### (3) 連携研究者

奥村 啓介 (Okumura, Keisuke)  
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・  
福島研究開発部門 福島研究開発拠点  
廃炉国際共同研究センター・  
グループリーダー  
研究者番号: 50391313

中川 繁昭 (Nakagawa, Shigeaki)  
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・  
原子力科学研究部門 高温ガス炉水素・熱利用研究センター・  
研究主幹  
研究者番号: 40414544

松浦 秀明 (Matsuura, Hideaki)  
九州大学・工学研究院・准教授  
研究者番号: 50238961

##### (4) 研究協力者

島崎 洋祐 (Shimazaki, Yosuke)