

令和 5 年 6 月 20 日現在

機関番号：82502
研究種目：基盤研究(C) (一般)
研究期間：2018～2022
課題番号：18K03595
研究課題名(和文)放射性廃棄物のマネジメント戦略による高い社会受容性を有した核融合炉概念の創出
研究課題名(英文)Fusion reactor concept with high social acceptance through a radioactive waste management strategy
研究代表者
染谷 洋二 (SOMEYA, Youji)
国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構・六ヶ所研究所 核融合炉システム研究開発部・主幹研究員
研究者番号：20589345
交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 2,100,000円

研究成果の概要(和文)：原型炉から発生する放射化物の中で、定期保守時に交換される炉内機器は放射能レベルも高く、発生量も多いことから減容化対策は必要不可欠である。本研究では、それら使用済み機器の再利用及びリサイクル効果を分析し、ワンスルーで処分する場合と比べて6割程度まで削減できることが分かった。さらに最大放射能濃度であるブランケット第一壁でも100年間保管後に遠隔機器によるリサイクルが可能になり、発生する放射化物を大幅に低減できることを示した。また、放射化物に吸蔵されたトリチウムは、残留熱に留意し、機器温度を管理することで不用意な拡散を防ぎ、建屋から発生するトリチウムに暴露された廃棄物を低減できる見通しを得た。

研究成果の学術的意義や社会的意義

本研究は核融合炉のプラントライフ中に発生する放射化物の中で、大量で高い放射能濃度を有する定期交換時に発生する放射化物に着目し、当該放射化物の核特性(誘導放射能濃度、表面線量率、残留熱)の理解に基づく再利用やリサイクルによる減容化戦略により、社会受容性が高い核融合炉に資する成果といえる。

研究成果の概要(英文)：The management strategy for reducing the radioactive waste (radwaste) generated by the replacement of the in-vessel components (IVCs) was considered, and it was found that radwaste could be reduced to 60% when a back-plate and divertor cassette with low neutron irradiation are reused and the T breeding materials are recycled. The blanket first wall, which is the maximum radioactivity concentration, can be recycled by remote equipment after being stored for 100 years, and the amount of radwaste generated can be also greatly reduced. In addition, the tritium inventory of spent IVCs is expected to prevent inadvertent diffusion by controlling the temperature of IVCs that are heated by the residual heat, thereby reducing radwaste exposed to tritium generated by buildings.

研究分野：核融合炉システム

キーワード：核融合炉 原型炉 放射性廃棄物 減容化 リサイクル

1. 研究開始当初の背景

核融合炉で発生する放射性廃棄物には核分裂炉において問題となる高レベル放射性廃棄物は発生しないが、低レベル及び高レベル放射性廃棄物量は軽水炉と比べて数倍程度多く生成される。核分裂炉の場合は燃料集合体のみをサイト内で保管されるが、核融合炉の場合は、図1にあるブランケット、ダイバータ及び遮蔽体などを数年間の周期で保守交換が必要になり、これら使用済みの放射化機器はサイト内で保管・分別・区分・廃棄体化を経て処分される。このことから、核融合炉では運転早期からサイト内での廃棄物管理が必要になるため、それらの管理シナリオは設計段階から構築する必要がある。また、この定期保守時に発生する放射性廃棄物が、核融合炉のプラントライフ中で発生する廃棄物の大半を占めることが近年の研究から分かってきた。従って、放射性廃棄物の大幅低減に向けたマネジメント戦略の策定には定期保守時に発生する廃棄物の減容化対策が必要不可欠である。さらに、使用済みの機器にはトリチウムが吸蔵されており、これら機器の搬送・保管・解体時の領域や動線でのトリチウム境界に留意することにより廃炉時での建屋廃棄物の量を軽減できる。

他方、我が国の低レベル放射性廃棄物の埋設区分にはL1,L2及びL3の3つの区分が存在する。ここで、L1以外の浅地中処分(L2,L3)は既に埋設実績がある。核融合炉で発生する放射性廃棄物がL2レベルまでに抑えられれば、核融合炉の社会受容性の観点で大きなアドバンテージを得ることになる。従って、社会受容性向上に向けて減容化検討に並行して埋設区分の明確化が重要である。

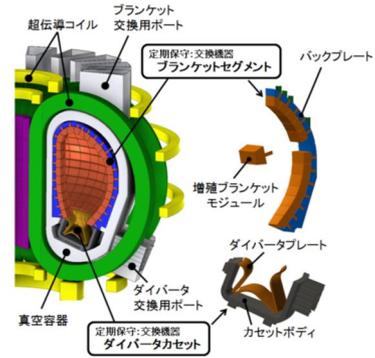


図1 定期保守時に交換する機器

2. 研究の目的

廃炉時及び定期保守時に発生する放射性廃棄物の大幅低減に向けたマネジメント戦略を策定し、この知見から核融合炉設計に必要な設計要件を構築すると共に社会受容性の高い核融合炉概念の創出を目指す。特に減容化に有効な使用済み機器の再利用およびリサイクル効果、中性子増倍材として大量に使用するベリリウム(Be)内の不純物ウラン(U)対策方針及び廃炉時の建屋廃棄物減容のためのトリチウム障壁概念の構築を行う。

3. 研究の方法

図2示す工程に沿って検討を進め、放射性廃棄物の大幅低減に向けたマネジメント戦略を策定する。(1)浅地中処分に向けたベリリウム中の不純物対策：浅地中処分に向けて影響が大きい中性子増倍材(Be)内の不純物割合を同定する。特に懸念されるウラン不純物に起因して発生する超ウラン元素を評価し、その生成量と浅地中処分のため放射能濃度を比較し、許容される不純物含有量を明確化する。(2)建屋廃棄物低減に向けたトリチウム障壁の概念検討：最もトリチウム拡散量が少ない搬出概念を分析する。分析にあたり交換機器に吸蔵するトリチウムインベントリを評価する。続いて、炉内機器をホットセルへ搬出する際の動線に関して、ライニング構造を有するコリドーを移動する場合と搬出用キャスクによる拡散の抑制を行う。(3)核融合炉における放射性廃棄物評価：現在検討を進めているトカマク型原型炉(核融合炉出力:1.5GW)を参考に放射性廃棄物量及び核特性を評価する。計算方法としては、現在、検討を進めているトカマク型原型炉概念をベースに3次元中性子・光子輸送コードMCNP-5を使用して炉内の中性子束分布を算出し、そこでの中性子スペクトルを基に放射性廃棄物評価コードDCHAINを使用して、放射能濃度(Bq/cm³)を算出する。また、MCNPコードで算出した中性子フラックス分布より各炉内機器における中性子損傷に伴う影響を考察し、炉内機器における交換周期を検討する。これにより、核融合炉の運転期間と交換機器のメンテナンス周期を評価し、核融合炉における放射性廃棄物の分類及び定量化を行う。なお、算出した誘導放射能濃度からそれぞれの廃棄物区分(L1,L2,L3及びCR)に分類し、濃度上限値(Bq/ton)を基に処分方法を検討する。(4)放射性廃棄物の減容化に向けたマネジメント戦略策定：プラント全体の埋設区分に基づき以下の減容化方策を検討する。中性子照射影響が小さいバックプレートとダイバータカセットの再利用に伴う減容化効果を分析する。次に放射化レベルの比較的低い鉄鋼材料の総量把握と核融合炉サイト内で放射性廃棄物等を保管する建屋の鉄骨や保管容器などへのリサイクル効果を分析する。なお、埋設区分がL2を少し超える場合には、放射化レベルの低い材料で希釈の可能性も検討する。これらの知見に基づき、社会受容性の高い核融合炉概念に資する。

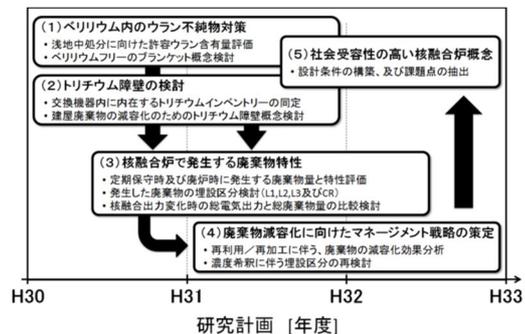


図2 放射性廃棄物管理方針策定のための検討事項

4. 研究成果

最も放射化レベルが高くなる真空容器内機器について、核融合原型炉の設計更新に伴う炉内機器の物量を更新した。再評価した結果、増殖ブランケットは 2,731 ton、ダイバータは 1,580 ton、バックプレート（遮蔽体）は 6,532 ton、真空容器は 13,053 ton、及び超伝導コイルは 14,109 ton 程度になる。当該データに基づき、核融合原型炉における総廃棄物量を再考した。数年おきに交換される炉内機器（ブランケットセグメントとダイバータカセット）は、仮に原型炉のプラントライフを 20 年間とすると 7.4 倍まで増加する。従って、原型炉で発生する全放射化物の減容化のために交換機器の再利用とリサイクルの有効性を分析することは重要である。分析の結果、レアメタルである増殖・増倍材はリサイクルし、交換機器の中でも中性子損傷量が小さい（バックプレートとダイバータカセット）の再利用を考慮した場合、ワンスルーで全てを処分する場合に比べて 6 割程度まで削減できることが分かった（図 3 参照）。

発生する放射化物の埋設区分評価を実施した結果を表 1 に示す。炉内機器の最大放射性濃度と各埋設区分の濃度基準を比較した結果、増殖ブランケット第一壁、中性子増倍材、ダイバータタングステンモノブロックは L1: 中深度埋設に区分され、バックプレート、真空容器は L2: コンクリートピット埋設に区分されると分かった。ここで、炉内機器の主要材料において埋設区分に影響する核種はタングステンコーティングからは Mo-93、低放射化フェライト鋼からは C-14 である。これら核種に着目して、最大の放射化レベルであるブランケットの埋設区分を下げるためには核融合出力を 15 分の 1 まで下げる必要があり、発電炉としての成立性が見通せないことが分かった。但し、この濃度基準は 100 倍の裕度が含まれていることに留意が必要である。実際には想定される埋設エリアにおいて特定の埋設方式からの核種移行解析を実施して生物圏での被ばく線量が $10 \mu\text{Sv/year}$ 以下であることが肝要である。仮に最大の放射能濃度であるブランケット第一壁を青森県六ヶ所村に L2 で埋設することを想定して核種移行解析（基本シナリオ）を実施した結果、生物圏での線量率がめやす線量（ $10 \mu\text{Sv/y}$ ）よりも小さい $3.4 \mu\text{Sv/y}$ であることが分かっている [1]。一方、中性子増倍材であるベリリウムの課題は、数 10ppm 程度含まれるウラン不純物である。解析の結果、L2 レベルに区分させるために原型炉ブランケットに装荷されるベリリウム内のウラン不純物量は 0.7 wppm 以下にしなければならない。この課題に関して、近年に量研で開発されたベリリウム精製法を採用することで、ベリリウム内のウラン不純物が 0.1wppm 以下 [2] にできると分かり、この課題に関しては解決できる見通しを得ている。

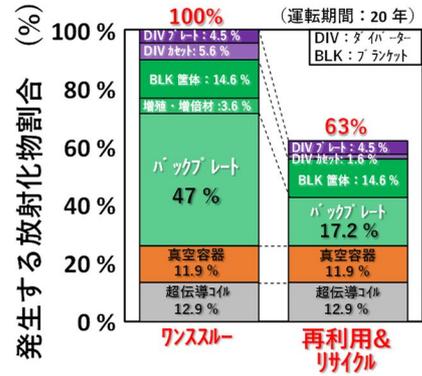


図 3 プラントライフ中での炉内機器の放射化物割合変化

表 1 最大放射能濃度による炉内機器の埋設区分評価

炉内機器	材料	区分	主要核種
ブランケット タングステンコーティング	タングステン	L1：中深度処分	^{93}Mo , ^{14}C , ^{99}Tc , ^{94}Nb
ブランケット第一壁	低放射化フェライト鋼 (F82H)	L1：中深度処分	^{14}C , ^{93}Mo , $^{121\text{m}}\text{Sn}$, ^{99}Tc
ブランケット増殖・増倍材	・トリウム増倍材 (Li_2TlO_3) ・中性子増倍材 (Be_{12}Ti)	L1：中深度処分	^{239}Pu , ^{36}Cl , ^{14}C
ダイバータ タングステンモノブロック	タングステン	L1：中深度処分	^{93}Mo , ^{14}C , ^{99}Tc , ^{94}Nb
バックプレート	SUS316L	L2：コンクリート ピット処分	^3T , ^{14}C , ^{93}Mo , ^{94}Nb
真空容器	SUS316L	L2：コンクリート ピット処分	^{93}Mo , ^3T , ^{63}Ni , ^{94}Nb

続いて、定期交換で搬出される機器内のトリチウムインベントリ評価を進めた。プラズマ対向壁に入射されるトリチウムは、ブランケット第一壁及びダイバータパッフルに $2.0 \times 10^{20} \text{ m}^2\text{sec}$ 、ダイバータターゲットには $2.0 \times 10^{24} \text{ m}^2\text{sec}$ が入射され、トリチウムの入射エネルギー（170eV 程度）より対向壁表面から約 5 nm 程度の位置に入射すると仮定した。また、ブランケット第一壁の後方にはトリチウム増殖領域があるので、5.7 Pa のトリチウムが存在していると仮定した。定常時におけるプラズマ対向壁の温度分布に基づく運転中のトリチウム濃度分布を評価した結果、ブランケット第一壁には 5.5g、ダイバータターゲットには 63.6g、ダイバータパッフルには 0.5g が滞留していると分かった（図 4 参照）。ここで、プラズマ対向壁内にトラップされるトリチウムインベントリを評価した結果、特にダイバータタングステンモノブロックにおいて 3 kg 程度のインベントリがあると分かった。但し、この計算にはトリチウムインベントリを低減させるヘリウム効果や重水素と三重水素の同位体効果などが含まれていないことに留意が必要である。他方、炉内機器は定期的な交換されることからトリチウム滞留量が飽和に至るかを確認する必要がある。評価した結果、運用期間後のトリチウム滞留量は、ブランケット第一壁とダイ

パーターゲット部では飽和に至るが、ダイバータバッフル部では 1/10 程度であると分かった。一方、真空容器内で運転終了後に残留熱を利用して機器温度を 300 まで昇温させ、内部に吸蔵されたトリチウムをどの程度回収できるかについても計算したがトリチウムの減少量は数時間で 0.02 mg 程度と除染効果は小さいと分かった。このような特徴から機器搬出中に機器温度を少なくとも 300 以上には昇温させないことが肝要であり、移動中の機器が自然対流で除熱可能なレベルまで残留熱の冷却期間が必要である。真空容器内での冷却期間を可能な限り短期間にすることを考慮した結果、運転終了後から一ヶ月間の冷却期間をおくと残留熱は当初の 5.5%まで減衰し、自然対流環境下での炉内機器の最大温度は 40 を初期値とするとブランケット第一壁で 26 日後に 274 になり、照射量が多いダイバータバッフル部では 13 日後に 156 になる。これより、数時間程度の機器搬出時間中ではトリチウム拡散は少ないと分かる。従って、交換機器をキャスクにて搬出し、搬出ルートであるコリドー内を金属プレートでライニングすることで建屋へのトリチウム拡散を限りなく小さくできると考える。

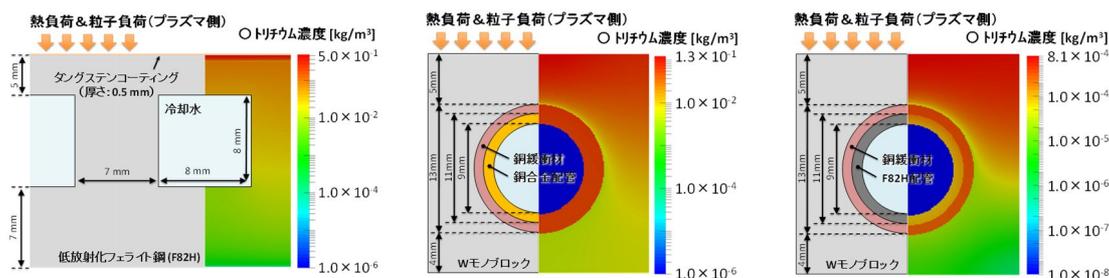


図4 プラズマ対向壁におけるトリチウム濃度分布
(左) ブランケット第一壁、(中) ダイバータターゲット、(右) ダイバータバッフル

最後に発生する放射性廃棄物の大幅な減容化に向けて長期保管後でのリサイクルを検討した。図5に核融合出力が 1.1GW で運転した際に定期交換される炉内機器の表面線量率の推移を示す。

検討した結果、原型炉における核融合出力を現行の 1.5GW から 1.1GW へ下げることにより原型炉で発生する最大放射能レベルであるブランケット第一壁においても 100 年間保管後に遠隔機器によるリサイクルが可能になると分かった。ここで、遠隔機器によるリサイクル作業が可能な線量率の制限値として 10 mSv/hr、手作業によるリサイクル作業が可能線量率の制限値として 10 μSv/hr と仮定した[3,4]。この結果は、原型炉で発生する放射化物の核特性から長期保管後にリサイクルを考慮することで、原型炉で発生する放射性廃棄物を大幅低減できることを示唆している。

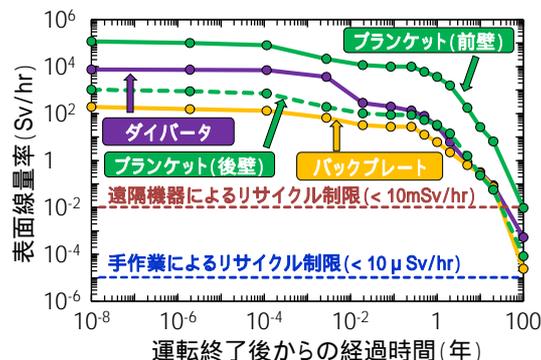


図5 炉内機器の表面線量率推移(出力=1.5GW)

本研究を通して、当初目的としていた廃炉時及び定期保守時に発生する放射性廃棄物の大幅低減に向けたマネジメント戦略として、定期的に交換される機器の中で中性子損傷の小さい機器であるバックプレートとダイバータカセットを再利用後に処分することとし、希少で有益な材料である高濃縮 ⁶Li やベリリウムをリサイクルすることで、ワンスルーで処分するよりも 60%程度まで削減できる見通しを得た。さらに原型炉で発生する金属放射化物をサイト内で 100 年間長期保管することにより、発生する放射化物の大部分をリサイクルできる見通しを得た。なお、研究開始当初の懸念材料であったベリリウム内のウラン不純物は QST が開発した精製法で問題ないレベルまで取り除ける見通しを得た。最後に放射化物に吸蔵されているトリチウムであるが、残留熱の特徴を踏まえて機器温度を管理することと搬出動線、保管エリア、及び解体エリアを制限することによりサイト内への拡散を低減できる見通しを得た。今後は、放射化物の減容化に有効なマネジメント戦略に基づき、バックプレートなどの再利用機器の設計要件を明確化すると共に増殖・増倍材のリサイクルに伴う 2 次廃棄物を同定するなど、現行の原型炉設計にフィードバックさせる。

< 引用文献 >

- [1] Y. Someya et al, (2018) Fusion Eng. Des. **136** 1306-1312
- [2] J.H. Kim et al, (2020) J. Nucl. Mater. **542** 152522
- [3] Ponti C et al, (1988) Fusion Technol. **13** 157-64
- [4] Rocco P et al, (1998) J. Nucl. Mater. **258-263** 1773-1777

5. 主な発表論文等

〔雑誌論文〕 計0件

〔学会発表〕 計9件（うち招待講演 3件 / うち国際学会 0件）

1. 発表者名 Someya Youji, Tobita Kenji, Sakamoto Yoshiteru, Hiwatari Ryoji
2. 発表標題 MANAGEMENT STRATEGY ON RADIOACTIVE WASTE OF FUSION DEMO REACTOR OF JAPAN
3. 学会等名 Workshop on Waste Management for Fusion (IAEA) (招待講演)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 Someya Youji, Sakamoto Yoshiteru, Hiwatari Ryoji, Aiba Nobuyuki, Uto Hiroyasu
2. 発表標題 Progress of conceptual design and key engineering issues on JA DEMO
3. 学会等名 The 30th International Toki Conference on Plasma and Fusion Research (招待講演)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 染谷洋二、岩井保則、大矢恭久、波多野雄治、片山一成、芦川直子、鳥養祐二、日渡良爾、坂本宜照、原型炉設計合同特別チーム
2. 発表標題 オーガナイズドセッション（トリチウム）：原型炉トリチウムインベントリ評価に向けて
3. 学会等名 プラズマ・核融合学会 37回年会
4. 発表年 2020年

1. 発表者名 染谷洋二、坂本宜照、日渡良爾、相羽信行、中島徳嘉、宇藤裕康、飛田健次
2. 発表標題 核融合原型炉の概念設計の進展
3. 学会等名 プラズマ・核融合学会 第36回年会（招待講演）
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 染谷洋二
2. 発表標題 炉内トリチウムインベントリの評価に向けて
3. 学会等名 プラズマ・核融合学会 第36回年会
4. 発表年 2019年

1. 発表者名 染谷洋二、加藤満也、日渡良爾、坂本宜照、飛田健次
2. 発表標題 原型炉プラントの安全確保に向けた安全設計の進展
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

〔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

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