



解説

核融合炉の定期保守時に発生する放射性廃棄物管理シナリオの検討

Study on Radioactive Waste Management Senarios in Regular Maintenance of a Fusion Reactor

染谷 洋二, 柳原 敏¹⁾, 飛田 健次

SOMEYA Youji, YANAGIHARA Satoshi¹⁾ and TOBITA Kenji

日本原子力研究開発機構, 福井大学¹⁾

(原稿受付: 2015年9月20日)

核融合炉の運転からは低レベル放射性廃棄物が多く発生する。特に炉内機器であるブランケットとダイバータは数年おきに交換を必要とすることから、運転早期より放射性廃棄物の管理が求められる。したがって、放射性廃棄物管理シナリオの検討と共に廃棄物取扱施設の機能を設計段階から明確にする必要がある。本稿では、核融合原型炉において定期保守時に発生する放射性廃棄物を対象にした管理シナリオについて解説する。

Keywords:

radioactive waste, fusion DEMO reactor, maintenance, induced radioactivity, residual heat, dose rate

1. はじめに

核融合炉で発生する放射性廃棄物は、我が国の分類では低レベル放射性廃棄物の範疇にある。これまでの研究では、廃炉後の検討に重点が置かれ、定期保守時に発生する放射性廃棄物の検討例はほとんどない。核融合炉の場合、数年おきに炉内機器の交換が求められることから、運転早期から多くの低レベル放射性廃棄物が発生し、それらを管理するシナリオ及び取扱施設の機能を明確にすることが設計段階から求められる。

ところで、核分裂炉においては、2005（平成17）年に公示された「原子力大綱」に沿った処分シナリオが展開されている[1]。ここでは、発生した放射性廃棄物に関して、発生者は安全な処理・処分への取組に全力を尽くす責務を、未来世代に有しているとする。また、放射性廃棄物の処理・処分には以下の4つの原則を提示している[1]。

- 発生者責任の原則
放射性廃棄物の発生者はこれを安全に処理・処分する責任を有する。国は、この責任が果たされるよう適切な関与を行う。
- 放射性廃棄物最小化の原則
原子力の研究、開発及び利用活動において放射性物質の発生を抑制し、処分すべき放射性廃棄物の発生量がなるべく少なくなるよう努力する。
- 合理的な処理・処分の原則
放射性廃棄物は、適切な区分毎に、安全性を確保した上で効率性、経済性に配慮しつつ、合理的な処理・処分を実施する。
- 国民との相互理解に基づく実施の原則
幅広い国民の理解の下、処分場の設置と運営に伴う

公衆への影響についての徹底した情報公開と相互理解活動により、地方自治体をはじめとする地域社会の理解と協力を得て処理・処分する。

これら原則に基づき、濃度区分毎に安全に処理・処分することが重要と述べられている。

核融合炉においても同様の考え方にに基づき、放射性廃棄物を安全に処理・処分することが求められるものと考えられる。

本解説では、現在設計検討が進められている核融合原型炉で想定される放射性廃棄物の考え方を考察した後、その特性と保管方法の案に関して解説するとともに、今後の課題を提示する。

2. 放射性廃棄物の管理に関する考え方

核融合原型炉では以下の点に特徴がある。

- 運転早期から定期保守時に発生する放射化した炉内機器を交換することが必要になるので、それら機器を管理し処分に至るまでのシナリオ構築と廃棄物取扱施設に求められる機能の明確化が設計段階から必要である。
- 炉内機器の交換時には誘導放射能と残留熱に留意した遠隔機器による保守工程の検討が必要になる。さらに吸蔵トリチウム及びタングステンダストの付着に留意し、それらの拡散を抑制することが必要である。
- プラント運用時に定期保守によって発生する放射性廃棄物の総量は廃炉時の廃棄物量に匹敵しうることから、商業炉も鑑みて減容化の検討が必要である。また、放射化した炉内機器の再利用による廃棄物低減

を考慮すると設計まで波及する課題になる。

3. 放射化量の評価

核融合原型炉を対象に放射化計算を実施した。計算に際し、各材料での中性子スペクトルには中性子・光子輸送コード MCNP-5[2]を、放射化計算に ACT-4[3]コードを使用した。

3.1 検討対象の原型炉設計例

例として、ここでは主半径が8.2 mで、核融合出力は1.35 GWの原型炉を考える。また、ブランケットモジュールとダイバータカセットの平均中性子壁負荷は0.9 MW/m²と0.5 MW/m²である。図1に核融合原型炉の概念図を示す。ここで、定期保守時に交換を必要とする放射化機器はブランケットセグメント[4,5]とダイバータカセット[6]である。ブランケットモジュールの主な構造材は低放射化フェライト鋼(F82H)で、プラズマ対向材に損耗に強いタンゲステン(W)が500 μmの厚さで覆う。増殖領域には、トリチウム増殖材であるLi₂TiO₃と中性子増倍材であるBe₁₂Tiを混合充填している。また、バックプレートには、筐体にSUS316LNを採用し、内部に放射線遮蔽効果が高い割合になるようにF82H板と冷却水を7対3の割合で配置する[7]。

ダイバータプレートは厚さ2 cm程度のWモノブロックとし、それを貫通するように、F82Hの冷却配管を通す。また、ダイバータプレート内の高い熱負荷エリアには、実験炉ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) のWモノブロックダイバータと同様に冷却配管に銅合金を配した構造を採用した[8]。これら、WモノブロックはF82Hの支持台に固定される。また、カセットボディの主要構造材はF82Hである。

3.2 炉内機器の残留熱と線量

3.2.1 炉内機器の残留熱(MW)

図2に出力が1.35 GWで2年間連続運転した場合での炉内機器における全残留熱量を示す。運転停止後の全残留熱は36.2 MWであり、一ヶ月後には運転停止後の5.5%程度に当たる2.0 MWまで減衰する。図2より、運転停止1日後

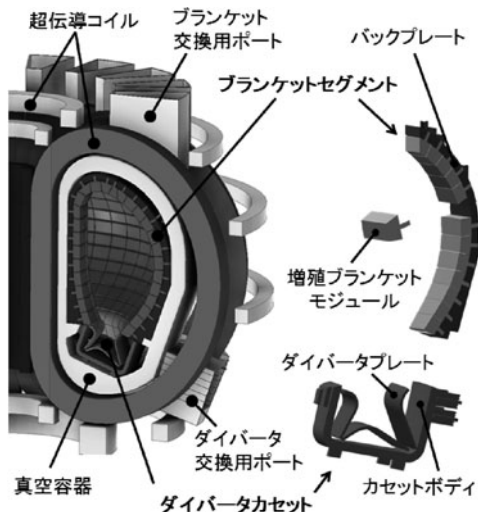


図1 核融合原型炉の概念図 (主半径：8.2 m)。

にブランケットとダイバータが同等の残留熱になるのは、ブランケットの主要核種である⁵⁶Mn(⁵⁶Fe(n, p)⁵⁶Mn, 半減期：2.58時間)が減衰し、ダイバータの主要核種である¹⁸⁷W(¹⁸⁶W(n, γ)¹⁸⁷W, 半減期：1日)が全体の残留熱に対して支配的になるからである。また、運転停止後の残留熱の中で支配的な機器はブランケットであることがわかる。

図3にブランケット内の各構造材料に対する残留熱割合を示す。運転停止後の数時間までは、プラズマ側のブランケット筐体(F82H)が支配的で主要核種は⁵⁶Mnである。その後、増殖領域内の⁴⁸Sc(⁴⁸Ti(n, p)⁴⁸Sc, 半減期：43.7時間)に起因して大きくなり、運転停止後1年程度までは、プラズマ側のブランケット筐体(F82H)内の⁵⁴Mn(⁵⁴Fe(n, p)⁵⁴Mn, 半減期：312日)が主要核種である。なお、5年後に増殖領域の残留熱が大きいのは³T(⁶Li(n, α)³T, 半減期：12.8年)に起因しているが、このトリチウムは運転中に回収されるので、実際には、プラズマ側のブランケット筐体(F82H)内の⁶⁰Co(⁵⁹Co(n, γ)⁶⁰Co, 半減期：5.27年)が主要核種となる。以上から、ブランケット内部では、経時変化に伴い、残留熱による発熱領域が異なることが特徴である。

図4にダイバータ内の各構造材料に対する残留熱割合を示す。ダイバータはブランケットと異なり、Wの物量が多いためにWモノブロックが支配的になる。炉停止1日後でのWモノブロック内の主要核種である¹⁸⁵W(¹⁸⁴W(n, γ)¹⁸⁵W, 半減期：75日)が減衰してくるとF82Hの支持台内の主要核

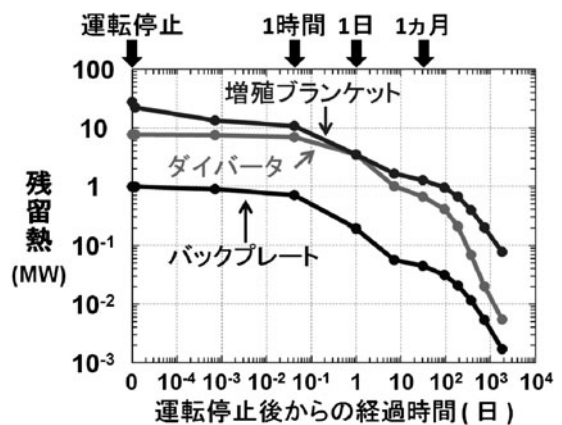


図2 原型炉の炉内機器における残留熱の経時変化。

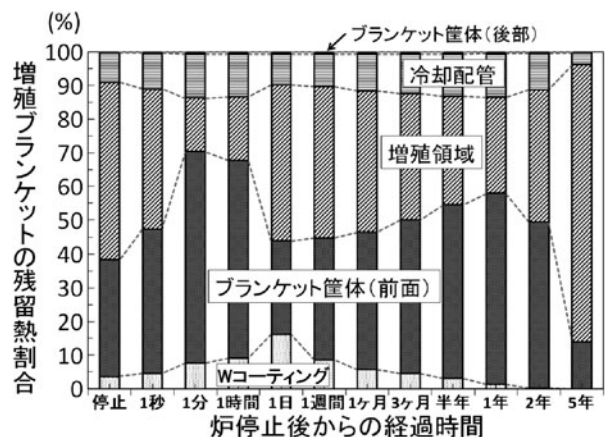


図3 増殖ブランケット内の構造材料における残留熱割合。

種である⁵⁴Mnと⁶⁰Coが起因して、支持台の残留熱割合が大きくなる。

バックプレートでは、主要核種である⁵⁶Mn、⁵⁴Mn及び⁶⁰Coの減衰に起因し、最後には⁶³Ni(⁶²Ni(*n, γ*)⁶³Ni, 半減期: 100年)が主要核種となる。

3.2.2 炉内機器と核分裂炉の燃料集合体との残留熱比較

同程度の熱出力を有する核分裂炉の燃料集合体と前述した原型炉での放射化機器の残留熱 (MW) を表1に示す[9]. 表1より、同程度の熱出力の場合、核分裂炉と核融合炉とでは、大きな変化がないことがわかる。注意点としては、核融合原型炉の炉内機器の体積は核分裂炉の燃料集合体の体積より100倍程度大きいことである。したがって、残留熱密度 (MW/m³) は核分裂炉と比べてかなり小さくなる。

3.2.3 炉内機器の表面線量率 (Gy/h)

図5に出力が1.35 GWで2年間連続運転した場合での炉内機器における表面線量率を示す。なお、線量率に対する支配的な各機器の構造材は残留熱とほとんど同じである。図5より、炉内機器の中で増殖ブランケットが最も高い線量率を有している。その中でも、ブランケット第一壁のF82Hが支配的であり、運転停止後からの経過時間毎に支配的なガンマ線強度は、⁵⁶Mn (1日まで)、⁵⁴Mn (1年まで)、及び⁶⁰Co (5年程度まで)であり、その後は⁶³Niが支配的になる。また、ダイバータカセットにおいて、炉停止3ヶ月以降にWモノブロックに代わり支持台 (F82H) が支配的になるのは、Wモノブロック内で支配的な核種である¹⁸⁵W (半減期: 75日) が減衰するためである。

実験炉 ITER において、真空容器内に遠隔機器を展開して保守を行う線量環境が250 Gy/hである[10]。また、遠隔機器において炉内機器の材料をリサイクルする目的で細かな処理が可能となる基準線量を10-20 mGy/h以下とし

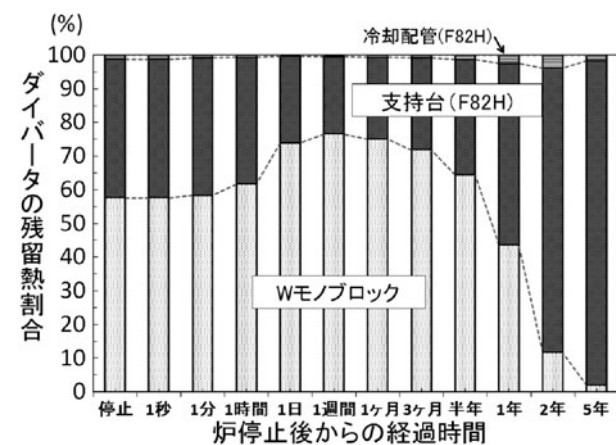


図4 ダイバータ内の構造材料における残留熱割合。

表1 原型炉の炉内機器と核分裂炉の燃料集合体との残留熱比較。

炉型	熱出力 (GWth)	体積 (m ³)	時間経過後の残留熱 (MW)		
			1日	7日	一ヶ月
核分裂炉 [9] (BWR)	1.4	8.2	6.8	3.8	2.2
核融合原型炉	1.6	820	7.2	2.7	2.0

[11, 12], 先進の遠隔機器装置では10⁴Gy/hまで処理できる可能性があるとしている。図5より、先進遠隔装置での保守が行えるまでには、最も放射線レベルが高い増殖ブランケットにおいて運転停止後1週間の冷却期間が必要であることがわかる。また、実験炉 ITER レベルの遠隔装置での保守を行うまでには約5年の冷却期間が必要であり、機器のリサイクルを行うまでには、100年程度の冷却期間が必要であるとわかる。

3.2.4 放射化特性

核融合炉での誘導放射能に基づく残留熱密度 (MW/m³) とガンマ線強度 (MeV/s/cm³) は、各機器での中性子壁負荷 (MW/m²) と比例関係にある。これは、各機器での主要核種である⁵⁶Mn (半減期: 2.58 時間) や¹⁸⁷W (半減期: 1 日) の半減期よりも長い期間で中性子を照射した場合に残留熱密度やガンマ線強度が定常になることに起因する。

4. 放射性廃棄物の管理シナリオ

核融合炉では数年おきに炉内機器の交換を行う。これを濃度区分毎に安全に処理・処分することが必要である。図6-1に定期保守時に発生する機器の処理工程を示した概念図と図6-2に核融合原型炉での放射性廃棄物管理シナリオを示す。図6-1, 6-2より、交換される炉内機器は搬出中のトリチウム拡散を防ぐために約240℃程度でベーキングし、炉内でトリチウムを回収する。その後、ホットセルにおいて数年間保管後に、例えばブランケットセグメントからブランケットモジュールを取り外す作業を行う。これらの機器は一次保管施設で保管され、線量率と残留熱の減衰を待って、放射性廃棄物として処分するための前処理 (廃棄体化処理) を行う。最後に中間貯蔵エリアで数十年間保管し、埋設する。以下に各作業の主要な作業工程について述べる。

4.1 炉内機器の搬出

炉内機器であるブランケットセグメントやダイバータカセットを数年おきに交換する[13]。ブランケットセグメントは、22.5°毎に配置されている上部保守用ポートから交換され、各ポートから内側に2体と外側に3体配置されているセグメントを交換する。また、下部に3体配置されているダイバータカセットも22.5°毎に配置されている下部保

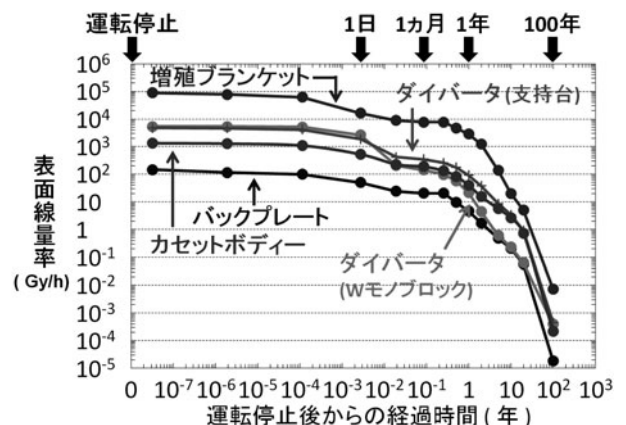


図5 炉内機器における表面線量の経時変化。

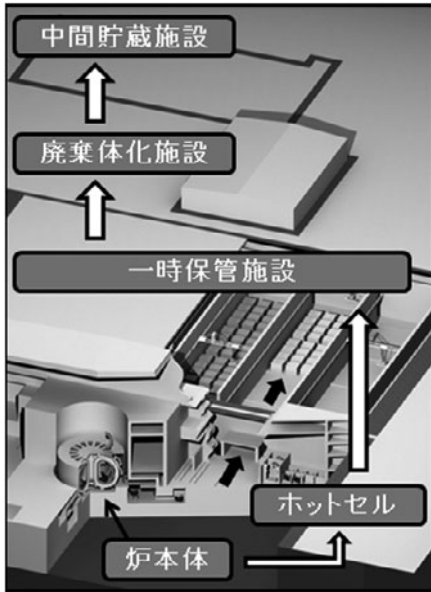


図6-1 定期保守時に発生する機器の処理工程。

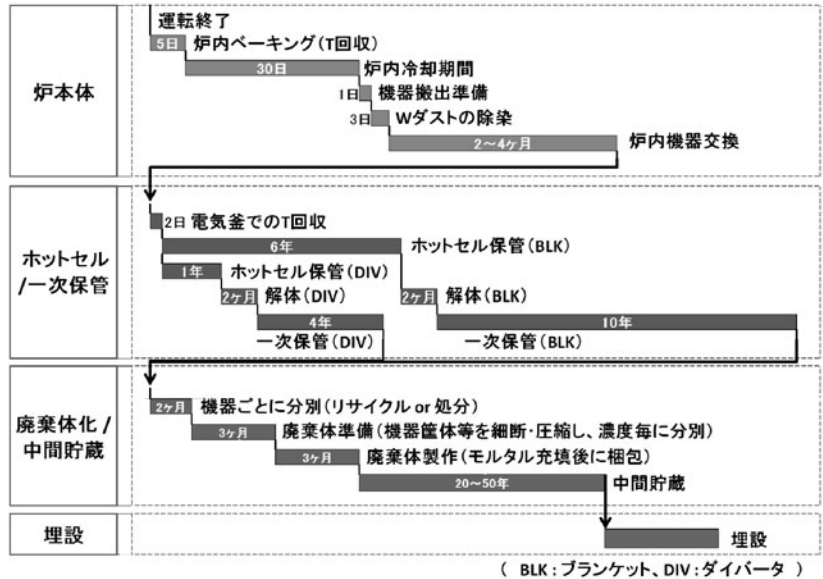


図6-2 核融合原型炉における放射性廃棄物管理シナリオ。

守用ポートから交換される(図1参照)。したがって、炉内にブランケットセグメントは80体とダイバータカセットは48体配置されている。

交換する際は、機器を冷却していた既設配管を切断した後、搬出されることから、放射化して残留熱を有する機器は昇温する。ブランケットやダイバータには機器の健全性を担保するために温度上昇を抑える必要がある。したがって、搬出中の機器温度が許容できる残留熱量に減衰するまで炉内で保管する。炉内保管中は搬出準備のために冷却配管の圧力を降圧し、機器温度を40から60℃程度で維持される。具体的には、急激な温度変化を炉本体に与えないようにゆっくりと炉内機器の温度を下げていく必要がある。核分裂炉(PWR)では、以下に示す手順で1次冷却系を冷却している[14]。

- ① 制御棒操作により電気出力を徐々に下げ2時間程度で発電機最小負荷に到達する。
- ② タービンバイパス制御(復水器)によって5時間程度1次系の温度と圧力を維持する。
- ③ 加圧器ヒータを全断し、4時間程度で1次系圧力を2.74 MPaまで低下させ、以降この圧力を維持しながら、余熱除去系で14時間程度かけて1次系の温度を60℃まで落とす。
- ④ 炉の運転基準としては1時間に55℃まで降温できるシステムとしているが、現実的に余熱除去系の低温領域での冷却容量に限度があるため、停止操作開始から25時間かけて冷却する手順となっている。

ここで、表1から核分裂炉の運転停止一ヶ月後の残留熱は約2.2 MWである。一方、原型炉の残留熱は全体として運転停止後1ヶ月で約2.0 MWである。これより、運転停止一ヶ月後の冷却容量は核分裂炉に近い値であり、原型炉の冷却系システムとしては核分裂炉の余熱除去系と同程度の設

備になることがわかる。したがって、原型炉の停止曲線も、臨界制御を除いて核分裂炉の停止曲線と同様に運転停止後、1次冷却材温度が177℃(停止12時間後)になったら冷却系を余熱除去系に切替え40℃程度になるまで余熱除去系で冷却を行うことになる。

図7に炉内で1ヶ月間保管し、搬出中に強制対流冷却で移動した際の各機器での温度推移を示す。定期保守時に交換する炉内機器の搬出準備(冷却配管の切断と撤去及び冷却水のドレイン等)に30時間とホットセルまでの移動に1時間かかると仮定した。なお、搬出準備の時間は核融合原型炉であるSlimCS(compact low aspect ratio DEMO reactor with reduced-size central solenoid)での検討結果を参考とした[15]。図7より、ホットセル搬入後までにブランケット及びダイバータにおいて約100℃の昇温がみられるが機器の健全性に大きな問題はない。

運転停止1ヶ月後の線量率は、最も高いブランケット第一壁表面で10⁴Gy/hになるとわかる。但し、ブランケットセグメントを交換する際はブランケット正面(プラズマ

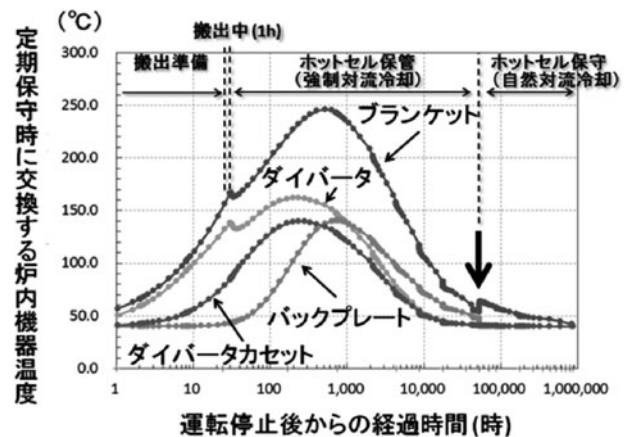


図7 炉内機器交換時及びホットセル保管時の残留熱による機器温度推移。

側)には遠隔機器は使用せずにバックプレート上部にあるアタッチメントにクレーンでアクセスし交換を行う。これより、交換のための遠隔機器は交換用ポート内で使用される。交換用ポート内の空間線量率は100 Sv/h程度であり、ブランケットの表面線量率から2桁程度小さくできる。

4.2 ホットセル

ホットセルでは、ブランケットセグメントからブランケットモジュールを取り外す作業とダイバータカセットからダイバータプレートを取り外す作業を行う。この作業を行うにあたって、表面線量率及び環境温度を100 Gy/h及び65℃以下に制限した。線量率は実験炉ITERの保守時の線量環境(>250 Gy/h[10])を参考に選定した。また、環境温度はコンクリート壁の健全性確保のために設定している。なお、遠隔機器保守作業時の視野確保のため、作業環境を自然対流で冷却することとした。以上の仮定の下、図5及び7より、ホットセル内での保管期間はブランケットで6年間、ダイバータで1年間になるとわかる。ここで、重要なことは、機器毎にホットセルでの保管期間が異なることである。したがって、ブランケット及びダイバータ毎に保守シナリオを構築することによって、ホットセルでの保管エリアを最適化している。なお、ホットセルでの各機器の最高温度はブランケットで240℃程度、ダイバータで160℃程度であり、機器の健全性に大きな問題はない(図7参照)。

4.3 一次保管と廃棄体化

廃棄体化作業は、廃棄物の安定化を目的としており、各機器の筐体等を細断・圧縮し、モルタルと共にコンテナに充填する。なお、廃棄体化作業を行うにあたって、表面線量率及びモルタルの温度を10 Gy/h及び65℃以下に制限した。線量率は筐体の切断等の細かな作業が求められることから10 Gy/hを制限値としている。また、モルタルの温度はモルタル内部の水分等の蒸発を鑑みて健全性確保のために設定した。なお、この条件を満たす残留熱量は1 kW未満である。これより、図2及び5から、一次保管エリアでの保管期間はブランケットで10年間、ダイバータで4年間になるとわかる。ここでも、重要なことは、機器毎に保管期間が異なることである。図8に廃棄物一次保管エリアの概念案を示す。

図8より、ブランケットの一時保管期間は保管エリア搬入後、約10年(炉内より回収されてから約16年後)で廃棄物の解体作業が可能な線量10 Gy/h以下になる。また、一時保管建屋のブランケット保管エリアは機器搬入サイクルに合わせて4つのエリアを使用し、保管エリアの容器体数は、2体(5セグメント:22.5°分)×16(360°分)×4回分として128体となる。一方、ダイバータの一時保管期間は保管エリア搬入後、約4年(炉内より回収されてから約5年後)で廃棄物の解体作業が可能な線量10 Gy/h以下になる。一時保管建屋のダイバータ保管エリアは4エリアを使用し、保管エリアの容器体数は、4体(360°分)×4回分として16体となる。このように、各機器の線量率の経時変化に伴い、一次保管エリアを最適化することにより敷地面積を最小化することが可能である。

4.4 廃棄物の濃度区分

現在わが国で制度化されている放射性廃棄物の処分体系に基づいて核融合炉廃棄物の分類を行うこととした。我が国では、核分裂炉の使用済み燃料の再処理により発生するガラス固化体以外の廃棄物を、低レベル放射性廃棄物と分類し、さらにL1(余裕深度処分), L2(浅地中ピット処分), L3(浅地中トレンチ処分)に分類している(図9参照)。但し、鉛や水銀等の土壤汚染対策法等において有害物質に該当している物質が含まれる場合には処分できないことに注意が必要である。放射性廃棄物処分においても有害物質を除去することが規定されている。なお、土壤汚染対策法では、主に原型炉で使用されるベリリウムやリチウムは含まれないが、有害物質であるこれらの処分方法は慎重に検討する必要がある。

低レベル放射性廃棄物の埋設基準は主に核分裂炉を対象としたものである[16-18]。しかしながら、核融合炉と核分裂炉では生成する核種やその量が異なることから(⁶⁰Fe, ⁷⁹Tc, ⁹⁸Tc, ^{186m}Re, ⁹²Nb, ¹⁹⁴Hg等)核種移行解析と生態圏での被曝評価を実施し、現在の処分制度におけるめやす線量(10 µSv/h)を一つの基準として評価する必要がある。特に余裕深度処分に関しては、コストがトレンチやピット処分と比べて数十倍高くなることから対象廃棄物の量を正確に判断する必要がある。また、核融合炉特有の放射性核種の化学形態や移行係数を明確にすることが重要である。

4.5 廃棄物の減容化

放射性廃棄物の低減化のためには交換機器の再利用及び

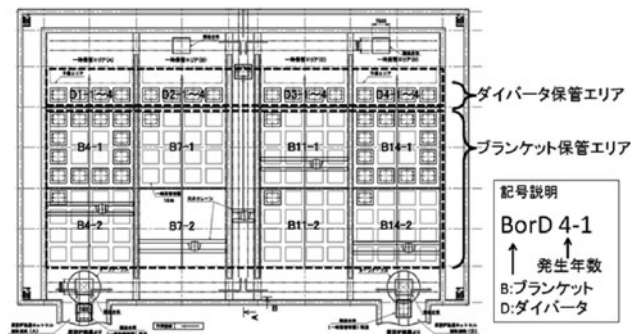


図8 廃棄物一次保管エリアの概念図。

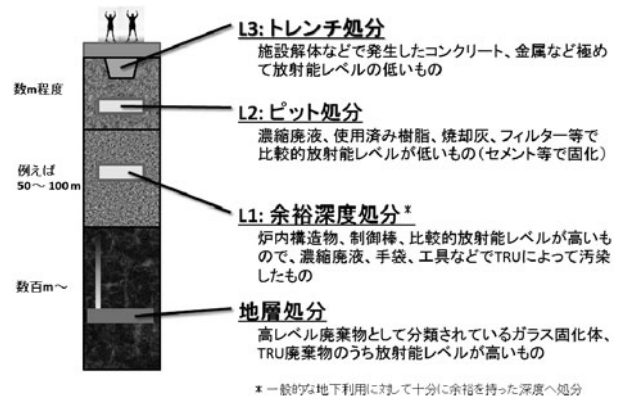


図9 放射性廃棄物の処分方法。

増殖・増倍材のリサイクルを考慮する必要がある。図10に主なプラント周りの機器重量割合を示す。また、図11に核融合出力が1.35 GW（平均中性子壁負荷：0.9 MW/m²）でプラントライフが20年の場合でのプラント周りの機器重量割合を示す。なお、炉内機器であるブランケット（第一壁；F82H）とダイバータ（高熱負荷エリアの冷却配管：銅合金）は20 dpaと1 dpaを基準に交換することとした。また、ブランケットセグメントとダイバータカセットの保守に係る時間を欧州のMMS（Multi-module-segments）保守方式を参考に120日と70日と仮定した[19, 20]。

図10及び11より、定期保守時に交換する炉内機器（ブランケットセグメント及びダイバータカセット）は原型炉周りの機器の20%程度に当たるが、数年おきに炉内機器を交換し、20年後には64%程度まで増加する。したがって、炉内機器の中で重量割合が大きいバックプレートとダイバータカセットを再利用することによって45%程度の廃棄物の低減が見込める。バックプレート(SUS316LN)とカセットボディ(F82H)での最大の中性子弾き出し損傷は0.2 dpa/年と0.6 dpa/年であり、再利用できる見込みがある。しかしながら、高線量下で遠隔装置での大型機器の組立及び検査に関する知見は核分裂炉にもないのが現状である。また、再利用機器にも新規炉内機器と同様高い信頼性が求められる。原型炉では安全性の観点から再利用機器の検査性を確保し、信頼性を保証すると共に再利用機器の保守性を成熟させ、可用性を向上できる見通しを示すことが求められる。したがって、機器の再利用は「放射性廃棄物最小化の原則」には当てはまるが、再利用の多用は遠隔保守に関連する技術に過大な要求を強いることになるので、原型炉でどの程度採用するかについては十分に検討が必要である。

5. まとめ

核融合炉において、運転早期から低レベル放射性廃棄物が発生することから、設計段階より、廃棄物管理シナリオと安全に処分するための施設の概念設計が必要となる。廃棄物管理シナリオに関しては、誘導放射能に伴う炉内機器（ブランケット及びダイバータ）の残留熱及び線量率の経時変化に基づき、管理期間を定めた。この際に各機器の線量率等の減衰率が異なることから、機器ごとに保守サイクルを構築し、保管エリアの最適化を行うことにより管理区域を最小化できる。また、「放射性廃棄物最小化の原則」に基づき、機器の再利用は廃棄物の減少に有効であるので、商業炉を鑑みて、高線量化での再利用工程の確立のため、研究開発を実施する必要がある。

放射性廃棄物の発生は核融合炉の大きな課題であり、それに対する今後の取り組みは核融合炉開発の社会受容性を左右する重要な因子と考えられるので、廃棄物の処分や機器の再利用を含めて総合的に検討することが重要である。

参考文献

- [1] 原子力委員会：原子力政策大綱 平成17年10月11日。
[2] X-5 Monte Carlo Team, MCNP - A general Monte Carlo

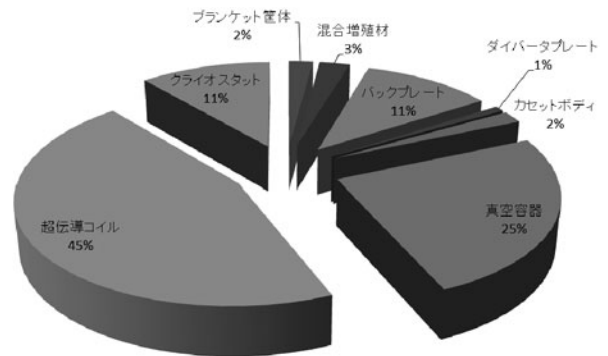


図10 原型炉周りの主な機器重量割合。

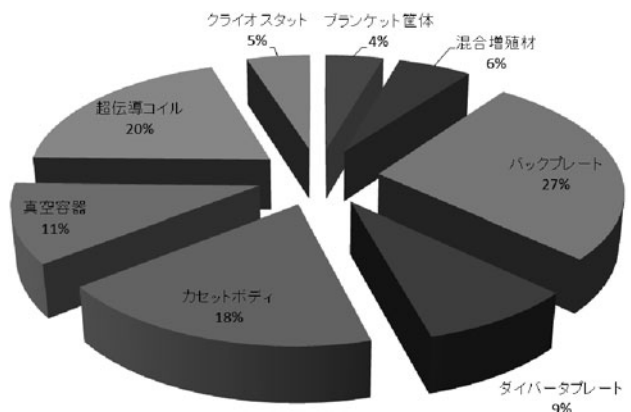


図11 運転期間20年後の原型炉周りの放射化機器重量割合（核融合出力：1.35 GW，プラントライフ：20年）。

N-particle transport code, version 5, LANL report, LA-CP-03-0245, April 2003 (rev. March 2005).

- [3] Y. Seki *et al.*, THIDA-2: An Advanced Code System for Transmutation, Activation, Decay Heat and Dose Rate, JAERI 1301, Japan Atomic Energy Research Institute, (1986).
[4] Y. Someya *et al.*, Fusion Eng. Des. **86**, 2269 (2011).
[5] Y. Someya and K. Tobita, *to be published in* Fusion Eng. Des. (2015).
[6] K. Tobita *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 1151 (2006).
[7] T. Hayashi *et al.*, J. Nucl. Mater. **386-388**, 119 (2009).
[8] T. Hirai *et al.*, Fusion Eng. Des. **88**, 1798 (2013).
[9] <http://www.ifs.tohoku.ac.jp/maru/atom/>での公開資料, HTCREP. 2.1 (2015.9.05 確認)
[10] T. Maruyama *et al.*, Plasma Fusion Res. **10**, 3405010 (2015).
[11] M. Zucchetti *et al.*, J. Nucl. Mater. **367-370**, 1355 (2007).
[12] L. El-Guebaly *et al.*, Fusion Eng. Des. **83**, 928 (2008).
[13] H. Utoh and K. Tobita, *to be published in* Fusion Eng. Des. (2015).
[14] http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=02-02-03-04での公開資料, 図3 (2015.9.05 確認)
[15] 飛田健次：JAEA-Research 2010-019, (2010).
[16] 原子力安全委員会 (2007)：低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について，平成19年5月21日。
[17] 原子力安全委員会 (2010)：第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方，平成22年8月5日。
[18] 文部科学省 (2008)：研究RI廃棄物のトレンチ処分に係

る放射能濃度上限値等について，平成20年9月8日．

[19] D. Nagy *et al.*, Fusion Eng. Des. **83**, 1870 (2008).

[20] O. Crofts and J. Harman, Fusion Eng. Des. **89**, 2383 (2014).



そめ や よう じ
染 谷 洋 二

日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門・核融合炉システム研究開発部，任期付研究員．2010年に東京都市大学大学院工学研究科・後期博士課程を修了（博士（工学））．主な研究分野は核設計で，特に核融合炉で発生する放射性廃棄物管理に関する研究に従事しています．最近はお酒を飲みながら難解なジグソウパズルを解くことにはまっています．



や な き は ら さ と し
柳 原 敏

福井大学大学院工学研究科特命教授．2011年に日本原子力研究開発機構を退職した後，福井大学・附属国際原子力工学研究所で教育・研究に従事，2014年から現職．主な研究分野は，長年に亘る機構での経験を生かした，原子力施設の廃止措置（廃炉）及び放射性廃棄物の処理処分です．廃炉や廃棄物管理の様々なシナリオに対して最適性評価や意思決定等の研究を進めています．趣味は読書，史跡探訪，サイクリングです．



と び た けん じ
飛 田 健 次

日本原子力研究開発機構 核融合炉システム研究開発部長．原型炉設計合同特別チームリーダーを兼任．六ヶ所村の単身赴任も早6年．石川さゆりや吉幾三が歌い上げる情緒を呼び起こす雪はここにはない．7度目の越冬．まだ足りない忍耐力を鍛える．