

フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合の状況（２回目）

令和 8 年 3 月 25 日

原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合の状況について報告するとともに、今後の進め方について了承を諮るものである。

2. 経緯

令和 7 年度第 15 回原子力規制委員会（令和 7 年 6 月 18 日）において、フュージョン装置の開発状況や安全確保の考え方、今後の見通し等を聴取するため、フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合を設置することが了承され、令和 7 年度第 48 回原子力規制委員会（令和 7 年 12 月 17 日）において、第 3 回までの意見交換会合の状況の報告を行った。

その後も当該意見交換を重ね、これまでに計 6 回の意見交換会合を開催した。

3. 意見交換会合の概要

（１）意見交換会合の対象

意見交換会合の対象は、これまでフュージョン装置の開発実績があり ITER サイズ原型炉の概念設計を進めている量子科学技術研究開発機構（QST）及び、フュージョンエネルギーの業界団体である一般社団法人フュージョンエネルギー産業協議会（J-Fusion）の会員のうちフュージョン装置の開発を進める事業者とした。具体的な事業者等及び開発を進めているフュージョン装置は以下の表のとおり。

表 事業者等及び開発を進めているフュージョン装置

事業者等	装置名	型式	核融合反応
QST	ITER サイズ原型炉 ^{※1}	トカマク	D-D, D-T
京都フュージョニアリング /Starlight Engine	FAST	トカマク	D-D, D-T
Helical Fusion	Helix KANATA ^{※2}	ヘリカル	D-D, D-T
EX-Fusion	発電検証装置、発電実証炉 ^{※1}	レーザー	D-T
Blue Laser Fusion ^{※3}	実験炉 ^{※4} 、実証炉	レーザー	D-T
LINEA イノベーション	第 3 世代、第 4 世代装置	FRC ミラーハイブリッド	p- ¹¹ B

※ 1 実施主体は未定

※ 2 Helix KANATA の前段階として、Helix HARUKA（軽水素プラズマ運転）により要素技術の統合実証を行うとしている。

※ 3 レーザー装置の開発に集中しているとの説明があったことから、安全確保の考え方は聴取していない。

※ 4 当該装置については、発電を予定していない。

(2) ヘリカル型、レーザー型及び FRC ミラーハイブリッド型フュージョン装置の安全確保の考え方

令和 7 年度第 48 回原子力規制委員会で報告したトカマク型フュージョン装置に続き、ヘリカル型、レーザー型及び FRC ミラーハイブリッド型フュージョン装置の安全確保の考え方を聴取した。事業者の主な考え方は以下のとおり。

○ Helical Fusion (ヘリカル型)

① 基本的安全機能

Helix KANATA は、トカマク型フュージョン装置と同様に、高温や高密度等のいずれかひとつの条件が満たされなくなるだけで、核融合反応は自動的に停止し連鎖反応も起きない。また、熱伝導等により受動的に除熱可能な設計とする。

さらに、同装置は放射性物質の閉じ込めに関する安全対策として、閉じ込め障壁の多重化を採用し、フュージョン建屋は 2 重の閉じ込め、トリチウムプラントは 3 重の閉じ込めとする。

② トリチウムインベントリ及び A/D₂ 値

Helix KANATA のトリチウムインベントリは最大 3,650g (うち放散性のものが最大 960g) であり、A/D₂ 値は最大 170 である。

③ 放射性同位元素及び放射線等

Helix KANATA に存在する放射性同位元素は、燃料として使用するトリチウムや放射化物である。また、発生する放射線としては炉心プラズマで発生する 14MeV の中性子および 2 次 γ 線があり、運転時の中性子発生率は約 $9.2 \times 10^{19} \text{n/s}$ である。

系統的な異常事象シナリオ分析は今後実施するが、予備検討として JA-DEMO の設計研究で抽出された起因事象及び Helix KANATA 特有の起因事象を対象に検討した。JA-DEMO 設計研究で抽出された起因事象において、ヘリカル型フュージョン装置ではディスラプション¹が起きないこと、Helix KANATA では冷却材に低圧の液体金属を用いるため、冷却材噴出により真空容器が過圧されることはないことから、これらに関連する起因事象は安全上問題にならない。また、Helix KANATA 特有の起因事象としては、真空容器外における一次系ループの損傷及び熱交換器における伝熱管の損傷があり、これらの安全対策として、配管の多重化、消火設備の設置、放射性物質除去装置の導入、防爆機構の設置、静的水素再結合器の導入がある。

○ EX-Fusion (レーザー型)

① 基本的安全機能

発電実証炉においては、核融合反応は各レーザー照射(ショット)ごとに独立して進行する。反応生成物は次のショットの核融合反応には関与せず、また真空容器内には核融合反応を自立的に継続しうる量の燃料は存在しないため、レーザー照射と燃料供給を停止した時点で新たな核融合反応は生じない。

¹ プラズマを閉じ込める磁気面が壊れ、プラズマ電流が急激に減衰・消滅崩壊する現象。プラズマ密度の過大、圧力の過大などによって引き起こされる。

また、同炉が想定する水冷固体増殖ブランケットを前提とした場合、冷却材喪失時でも受動的な熱拡散と自然放熱によって温度上昇を設計許容範囲内に収めることが可能と見込まれる。

さらに、同炉は放射性物質の閉じ込めに関する安全対策として、機器・配管を一次閉じ込め系、グローブボックスを二次閉じ込め系、建屋コンクリート壁を三次閉じ込め系とする。トリチウムの存在形態から放散性や透過性を考慮し、必要に応じて金属壁二重構造により一次閉じ込め系を強化し、燃料処理プロセス機器および長期貯蔵系は、メンテナンス性や潜在的リスクを考慮し、グローブボックスに内包する。

② トリチウムインベントリ及び A/D₂ 値

発電実証炉のトリチウムインベントリは最大 784g（うち放散性のものが最大 216g）であり、A/D₂ 値は最大 38.4 である。

③ 放射性同位元素及び放射線等

発電実証炉における放射性同位元素は、燃料として使用するトリチウム及び放射化物である。放射線としては、毎秒約 1.4×10^{19} 個発生する 14MeV の中性子に加えて、keV 領域 X 線、高エネルギー電子、MeV 級イオン、パルス状 X 線、 γ 線などがある。

ハザード及び起因事象の詳細については今後段階的に検討するが、まず、レーザー型に特有の論点の一つであるターゲット製造工程における DT 液体プールの安全性について評価を行う。主に非常時の対策としては、バッファタンク及びノーマルオープンバルブ、補助電源、リリースバルブの設置がある。

さらに、炉構造に関する論点として水没チャンバーがあり、水は遮蔽材及び受動的な熱吸収媒体として機能するが、事故時の評価においては、地震等の外部事象や構造破損により、水没チャンバー内の水が漏えい・移動する事象を明確に想定し、その安全性を検討する必要がある。

○ LINEA イノベーション（FRC ミラーハイブリッド型）

① 基本的安全機能

LINEA イノベーションの FRC ミラーハイブリッド型フュージョン装置は、プラズマ全体を高温・高密度に加熱・維持する「熱的核融合」ではなく、一方の燃料（軽水素）を高エネルギービームとしてターゲット（ホウ素 11 プラズマ）に打ち込む「非熱的核融合」である。外部からの加熱や燃料供給が止まれば反応が継続できないため、連鎖反応は原理的に起こらない。また、核融合反応は、高エネルギービーム入射装置または燃料供給装置のどちらかが停止すれば、即座に停止する。

p-¹¹B 反応は、主反応において中性子を発生せず、副次的な反応で生じる中性子フラックスは低く、炉構造材の放射化もごくわずかである。そのため、運転停止後の崩壊熱は極めて少なく、電源喪失時に「冷やす」ための特別な安全設備を必要としない。

また、同装置は放射性同位元素を燃料として使用せず、中性子発生が極めて少ないため、放射性廃棄物はほとんど生成されない。

② トリチウムインベントリ及び A/D₂ 値

LINEA イノベーションの FRC ミラーハイブリッド型フュージョン装置では、トリチウムを使用しない。

③ 放射性同位元素及び放射線等

LINEA イノベーションの FRC ミラーハイブリッド型フュージョン装置において発生する放射線としては、主反応による高エネルギー α 粒子のほか、主反応で発生した α 粒子と ^{11}B の二次反応で生じる中性子がある。二次反応で生じる中性子は主に 2 – 3 MeV のエネルギー領域をもち、最大毎秒 10^{14} のオーダーの中性子が発生する。また同装置において存在する放射性同位元素として、二次反応で生じる中性子による構造材の放射化物がある。

(3) 事業者等が開発を進めるフュージョン装置の主な特徴

事業者等が開発を進めるフュージョン装置の主な特徴を別紙に示す。その内、D-T 反応を利用するフュージョン装置のポイントは以下のとおり。

なお、 $p\text{-}^{11}\text{B}$ 反応を利用するフュージョン装置は、「止める」、「冷やす」に係る特別な安全設備を必要としないこと、燃料として放射性同位元素を使用しないこと、発生する中性子が極めて少ないこと等の特徴があることから、以下の整理から外している。

○ 基本的な安全機能

D-T 反応を利用するフュージョン装置は、いずれも異常時に自動的に停止すること、放射冷却等のみで除熱可能な設計とするとしているが、「閉じ込める」機能については、安全設備が必要としている。

○ トリチウムインベントリ

D-T 反応を利用するフュージョン装置のトリチウムインベントリは 5g～約 4kg である。これらを踏まえて IAEA 安全要件 GSR Part7 及び安全指針 GS-G-2.1 に基づく A/D_2 値の評価を用いて、緊急事態準備カテゴリーの観点から既存の RI 施設や実用発電用原子炉と比較すると、既存の RI 施設（カテゴリーⅢ）と同等かそれ以上ではあるものの、既存の実用発電用原子炉（カテゴリーⅠ）よりは小さい。

○ フュージョン装置のシステム構成

D-T 反応を利用するフュージョン装置は、プラズマ発生部分（真空容器、超伝導コイル等）、プラズマ加熱機器（NBI²、ECH³、レーザー⁴）、燃料サイクルシステム（供給・循環・処理・貯蔵系）、熱サイクルシステム（ブランケット、冷却システム等）等から構成されており、いずれの装置も概ね同じシステム構成となっている。

² 中性粒子ビーム入射加熱装置

³ 電子サイクロトロン共鳴加熱装置

⁴ 慣性閉じ込めレーザー型で使用する

○ トリチウム以外のリスクの源

D-T 反応を利用するフュージョン装置のリスクの源は、燃料として使用するトリチウム以外に、運転により発生する中性子や放射化物等があり、これらへの対策として、遮蔽、放射線による材料の脆化対策、放射化物等の継続的な管理、保守管理等に取り組む方針である。

4. 原子力規制庁の整理

3. を踏まえると、フュージョン装置の安全確保においては、放射線による影響の観点から、放射性同位元素（燃料として使用するトリチウム）の閉じ込め、放射線の遮蔽、放射線による材料の脆化対策、放射化物等の管理、保守管理、セキュリティ対策等、複数の論点が存在する。このうち D-T 反応を利用するフュージョン装置において最も重要な論点として、多くのトリチウムが外部放出されれば公衆に放射線影響が及ぶ可能性があることから、まずはトリチウムの「閉じ込め」機能について検討する。

（1）公衆への放射線影響の評価に向けた線量評価の考え方の検討

「閉じ込め」機能をどのように規制要求するか検討・判断するためには、公衆への放射線影響の評価が必要である。公衆への放射線影響については、トリチウムのインベントリのみで評価することは難しく、閉じ込め機能を踏まえた事故時の公衆の被ばく線量評価を行うことが必要となる。そのため、設計が進んでいる事業者等の情報も参考にしつつ、公衆への放射線影響を評価する考え方を検討する。具体的には、フュージョン装置において想定される事故シナリオを整理し、その中で公衆への影響が最も大きい事故を特定する。その上で、当該事故における放出形態、放出量、評価条件等の前提を整理し、線量評価の考え方⁵を検討する。

なお、放射性同位元素、核原料物質及び核燃料物質を燃料として使用しない装置については、この検討から除外する。

（2）「閉じ込め」機能に係る規制上の論点の整理

（1）の検討により線量評価の考え方を整理した上で、線量評価の結果の程度に応じてどのような規制要求が必要かを検討・判断する必要がある。その際、線量評価の結果に応じて規制要求の内容を区分するための閾値を設定することが考えられ、放射性同位元素等規制法や原子炉等規制法などの規制枠組み、国際的な基準、グレーデッドアプローチの考え方を踏まえて、線量評価の結果に応じた規制要求の区分の設定の仕方を検討する。

その上で、この区分に応じて必要と考えられる規制要求の概略（安全対策や防災対策などの柱となる事項）を整理し、フュージョン装置の特徴を踏まえて、放射性同位元素や放射線を利用する施設における規制要求の内容も参考にしながら、「閉じ込め」機能に係る規制上の論点を整理する。

⁵ 線量評価の考え方の例

- ・ 想定するハザード、事故シナリオの選定
- ・ トリチウム放出量の評価における小分け管理等の有効性の評価
- ・ 閉じ込め障壁によるトリチウムの放出抑制効果の評価
- ・ トリチウム除去系による除去効率の評価
- ・ トリチウムの化学形（HT/HTO）の評価
- ・ トリチウムの拡散を評価するための、二次プルーム等も考慮した計算モデルの検討
- ・ トリチウムの拡散計算に用いるパラメータの検討（風速、大気安定度、放出高さ等）
- ・ トリチウムによる経皮摂取被ばくの評価手法の検討

（３）その他の規制上の論点の整理

フュージョン装置のリスクの源は、トリチウム以外に、中性子や放射化物等があり、遮蔽、放射線による材料の劣化対策、放射化物等の管理、保守管理、セキュリティ対策等に係る規制上の論点についても、引き続き整理する。

5. 今後の進め方（委員会了承事項）

まずは4.（１）の線量評価の考え方について、設計が進んでいる事業者等を対象に議論を深め、フュージョン装置に係る事故シナリオの整理、公衆への影響を支配する事故の特定及びこれを前提とした線量評価の考え方の整理を進める。その際、未公表又は非公表の研究データ等を含め、事業者等の権利、競争上の地位その他正当な利益を害するおそれがある情報を用いた技術的な内容を取り扱うことが想定されるため、そのような場合には非公開の会合として実施することとし、議事の概要を公表する。また、線量評価の考え方を他の事業者等に共有するため、引き続き公開の意見交換会合も実施する。その上で、4.（２）の「閉じ込め」機能に係る規制上の論点の整理についても、検討を進める。

これらの検討の進捗については、随時原子力規制委員会に報告する。

<添付資料>

別紙 事業者等が開発を進めるフュージョン装置の主な特徴

参考1 第5回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和8年2月13日 資料3
Helix HARUKA/KANATAの安全確保の考え方について（株式会社 Helical Fusion 資料）【令和7年12月25日
意見交換会資料1 更新版】

参考2 第4回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和7年12月25日 資料2 レ
ーザー方式フュージョン発電実証炉における安全確保の考え方について（EX-Fusion 資料）

参考3 第4回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和7年12月25日 資料3
FRC ミラーハイブリッド方式による先進燃料核融合の安全確保について（LINEA イノベーション資料）

参考4 第5回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和8年2月13日 資料1
ITER サイズ原型炉の事象分析（量子科学技術研究開発機構資料）

参考5 第5回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和8年2月13日 資料2
FAST における"閉じ込め"設計方針について（StarlightEngine 株式会社、京都フュージョニアリング株式会
社資料）

参考6 第6回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和8年3月13日 資料1
Helix KANATA 放射線物質閉じ込め設計方針について（株式会社 Helical Fusion 資料）

参考7 第6回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和8年3月13日 資料2 レ
ーザー方式フュージョン発電実証炉における閉じ込め設計方針について（EX-Fusion 資料）

参考8 第6回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和8年3月13日 資料3
Helix KANATA のトリチウム環境影響の概算評価（株式会社 Helical Fusion 資料）

参考9 第6回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和8年3月13日 資料4 第
6回意見交換会合資料（株式会社 LINEA イノベーション資料）

参考10 第6回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和8年3月13日 資料5
ITER サイズ原型炉で発生する放射化物量について（量子科学技術研究開発機構資料）

参考11 第6回フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合 令和8年3月13日 資料6 フ
ュージョン装置の各社概要（量子科学技術研究開発機構・フュージョンエネルギー産業協議会資料）

別紙 事業者等が開発を進めるフュージョン装置の主な特徴

事業者等 項目		量子科学技術研究開発機構(概念設計実施者)			京都フュージョニアリング	Helical Fusion	EX-Fusion		LINEA イノベーション	
		ITER サイズ原型炉（第1期）※ ¹	ITER サイズ原型炉（第2期）※ ¹	ITER サイズ原型炉（第3期）※ ¹	FAST	Helix KANATA	発電検証装置	発電実証炉	第3世代装置	第4世代装置
概要	型式	トカマク	トカマク	トカマク	トカマク	ヘリカル	レーザー	レーザー	FRC ミラーハイブリッド	FRC ミラーハイブリッド
	核融合反応	D-D, D-T	D-D, D-T	D-D, D-T	D-D, D-T	D-D, D-T	D-T	D-T	p- ¹¹ B	p- ¹¹ B
	建設開始時期	2028 年（予定）	未定	未定	2020 年代末	2020 年代末	2029 年以降	2030 年代	2027 年以降	2032 年以降
	運転開始時期	2038 年（予定）	未定	未定	2030 年代央	2030 年代央	2030 年代	2039 年以降	2030 年以降	2035 年以降
	実施主体	未定	未定	未定	Starlight Engine	Helical Fusion	EX-Fusion	未定	LINEA イノベーション	LINEA イノベーション又は第三者
	候補地の選定状況	未定	未定	未定	複数の候補地と対話中	複数自治体や土地管理者と協議中	未定	未定	選定中	未定
	運転時間／頻度	5 分程度／未定	4 時間程度／未定	定常	1500 秒/shot 4shot/day	約 1 年	1 -10Hz, 1 時間 12 回/年 x 2 年	1 Hz 24 時間 1 週間 2 回/年 x 5 年	最大 0.1 秒 ／ 最短数分毎	1 カ月以上
	Q 値（サイエンス）※ ^{2,3}	10	10	14	約 1	8～12	最大 1	67	1 以上	1 以上
	ブランケット材質	第一壁※ ⁴ ：タングステン 構造材：低放射化フェライト銅			第一壁：タングステン 構造材：SUS316L・SIC 複合材、低放射化フェライト銅など	第一壁：一部が液体金属自由表面流で保護された低放射化高マンガン鋼+SiC 構造材：低放射化高マンガン鋼＋SiC	第一壁：SUS 構造材：SUS	第一壁：タングステン 構造材：低放射化フェライト銅 F82H	p- ¹¹ B 反応であるためブランケットを使用しない	
	ブランケット冷却材	加圧水（300℃、15.5MPa）			液体金属鉛 PbLi	液体金属（Li, Pb, Sn 等、自己冷却方式、約 10 気圧）	常圧冷却水	加圧水 15.5 MPa（入口 290℃/出口 325℃）		
	ダイバータ材質	第一壁：タングステン 構造材：低放射化フェライト銅			第一壁：タングステン 構造材：銅・SuS316L	ブランケット第一壁で兼ねる	レーザー型であるため、ダイバータを使用しない		FRC ミラーハイブリッド型であるため、ダイバータを使用しない	
基本的な安全機能	止める	異常時に自動的に停止								
	冷やす	放射冷却等のみで除熱可能							崩壊熱は無視できるレベル	
	閉じ込める	安全設備※ ⁵ が必要							放射化物に対する放射線遮蔽および物理的障壁の耐震・構造健全性確保	
放射性同位元素	トリチウムインベントリ[g]	555（うち放散性トリチウム 257）	3,166（うち放散性トリチウム 2066）※ ⁶	4,364（うち放散性トリチウム 2264）※ ⁶	< 550 < 450（放散性）	3,450～3,650 760～960（放散性） ・第 4 運転サイクルのプラズマ運転終了時の値	5	初期 500 運転終了後 784	放射性同位元素は使用しない	
	A/D ₂	45.6	368	403	< 80.1	140～170	1 未満	38.4		
	トリチウム増殖率	0	1.05	1.05	< 1	>1	未定	>1		
放射線	主な中性子のエネルギー[MeV]	14.06	14.06	14.06	14.06	14.06	14.06	14.06	2－3	2－3
	中性子発生率 [1/s]	約 1.8×10 ²⁰	約 1.8×10 ²⁰	約 3.6×10 ²⁰	約 1.8×10 ¹⁹	約 9.2×10 ¹⁹	最大約 3.6x10 ¹⁷	約 1.4x10 ¹⁹	10 ¹³ のオーダー以下	10 ¹³ ~10 ¹⁴ のオーダー
	中性子フラックス[n/cm ² /s]	最大：約 3.5×10 ¹³ 平均：約 2.4×10 ¹³	最大：約 3.5×10 ¹³ 平均：約 2.4×10 ¹³	最大：約 7.0×10 ¹³ 平均：約 4.8×10 ¹³	約 1.2×10 ¹³	10 ¹⁴ のオーダー（炉心プラズマ近傍の機器）	約 2.8x10 ¹¹	約 9.2x10 ¹²	10 ⁷ のオーダー以下	10 ⁷ ~10 ⁸ のオーダー
放射化物	量[t]	3,712	4,679	26,252	現時点で情報なし	現時点で情報なし	現時点で情報なし	現時点で情報なし	放射化は無視できるレベル	クリアランスレベル以下で廃棄する想定

※1 2025 年 11 月時点の概念設計に基づく暫定値
※2 Q 値（サイエンス）:プラズマへの外部加熱入力に対する核融合熱出力の比（核融合熱出力／外部加熱入力）
※3 算出方法は各社異なる。
※4 第一壁：プラズマに面する壁、プラズマからの大きな熱と粒子による負荷を受ける。
※5 各事業者共通の安全設備として、グローブボックス等の多重障壁、トリチウム除去設備、負圧管理等が想定されている。
※6 ダイレクトリサイクル運転をしない場合の最大値

Helix HARUKA/KANATA の安全確保の考え方について

株式会社 Helical Fusion

1. はじめに.....	3
2. HELIX 計画の概要	3
3. HELIX KANATA の設計概要.....	6
3.1 核融合反応.....	6
3.1.1 重水素・三重水素(DT)核融合反応	6
3.1.2 重水素・重水素(DD)核融合反応	6
3.1.3 ブランケットでの核反応.....	6
3.2 主要諸元	7
3.2 設計の特色.....	8
3.2.1 プラズマ閉じ込め: 環状磁場閉じ込め・ヘリカル方式.....	8
3.2.2 ブランケットとダイバータ: 液体金属壁ブランケット.....	9
3.4 運転方式	10
4. HELIX KANATA の設計の特徴と安全性.....	12
4.1 設計の特徴のまとめ	12
4.2 安全上の特徴 (止める・冷やす・閉じ込める)	12
4.2.1 止める	12
4.2.2 冷やす	13
4.2.3 閉じ込める	13
5. 放射線や放射性同位元素の概要.....	15
5.1 放射線 (中性子、ガンマ線)	15
5.2 放射性同位元素トリチウム	16
5.2.1 トリチウム燃料システムの概要.....	16
5.2.2 トリチウムインベントリ.....	18
5.3 トリチウム以外放射性同位元素	20
5.3.1 放散性物質	20
5.3.2 非放散性物質.....	20
6. ハザード分析および安全対策	22

6.1 ハザード分析	22
6.1.1 ソースターム	22
6.1.2 <i>Helix KANATA</i> における起因事象の予備的考察	23
6.2 <i>HELIX KANATA</i> 特有の起因事象とその進展について	26
6.2 安全対策	27
7. 安全評価基準	29
8. 被ばく評価	29
補足資料 1: 核融合炉のパワーフロー	30
1. 核融合出力と炉心プラズマにおけるパワーバランス	30
2. プラントのパワーフロー	30
補足資料 2: 環状磁場閉じ込め方式の基礎	32
補足資料 3: 核融合炉における崩壊熱に関するケーススタディ	34
1. ITER	34
2. 欧州 POWER PLANT CONCEPTUAL STUDY	35
補足資料 4: 各システムの T インベントリ算出方法	37

1. はじめに

本文書は、株式会社 Helical Fusion（以下、「HF 社」。）が建設を計画するフュージョン装置 Helix HARUKA/KANATA の安全性に係る設計の要点、放射線・放射性同位元素の取り扱い、ハザード分析および安全対策の方向性を示すものである。

2. Helix 計画の概要

HF 社は、2030 年代に世界初の実用発電が可能な核融合炉の社会実装を目指している。実用発電の要件は、(1)定常運転、(2)正味発電、(3)保守性の三要素であり（図 2.1）、HF 社ではこれら三要素を満たす発電を「実用発電」と定義している。

この要件を達成するため、HF 社はプラズマ閉じ込め方式として環状磁場閉じ込め方式の中でもヘリカル方式を採用する。定常運転に関しては、ヘリカル型磁場閉じ込め方式では二重螺旋構造のコイル（ヘリカルコイル）を用いることでプラズマ電流を必要とせず、長時間にわたり安定したプラズマ放電が可能である。実際、核融合科学研究所 (NIFS) の大型ヘリカル装置 LHD において、約 1 時間の連続運転が実証されている。正味発電¹については、ヘリカル方式ではプラズマ制御や電流駆動のために大規模な外部エネルギー投入を必要としないため、高いエネルギー効率が期待できる。すなわち、正味電力の獲得が容易である。保守性については、運転終了後にブランケット等の炉内機器を遠隔で取り出し保守交換する必要があるが、ヘリカル方式は他方式に比べてコイル間のスペースが広く、遠隔保守が比較的容易であると評価される。

¹ ここでは「正味発電」とは、ゼロ以上の正味電気出力（送電端電気出力）を発生させることを指す。



図 2.1 「実用発電」の三要素：定常運転、正味発電、保守性

HF 社は、これらの要件を満たす「実用発電」を 2030 年代に達成するため、「Helix 計画」を推進している（図 2.2）。本計画では、ヘリカル方式核融合発電実証炉「Helix KANATA」により実証を行う。Helix KANATA の概念設計は既に学術誌に原著論文として公表されており、現在は設計最適化を進めている。同炉は、高温超伝導コイルや液体金属壁ブランケットなど、先進的な工学技術に基づいて設計されており、これら要素技術の実証試験も並行して実施中である。さらに、Helix KANATA の前段階として、統合試験装置「Helix HARUKA」により要素技術の統合実証を行う。

Helix HARUKA では軽水素放電のみを実施し、重水素やトリチウムを用いたプラズマ実験は行わない。一方、Helix KANATA では重水素およびトリチウムを真空容器に導入し、重水素-重水素（DD）核融合反応および重水素-トリチウム（DT）核融合反応を伴うプラズマ運転を行う。このため、本書では基本的に Helix KANATA を対象として議論を進める。

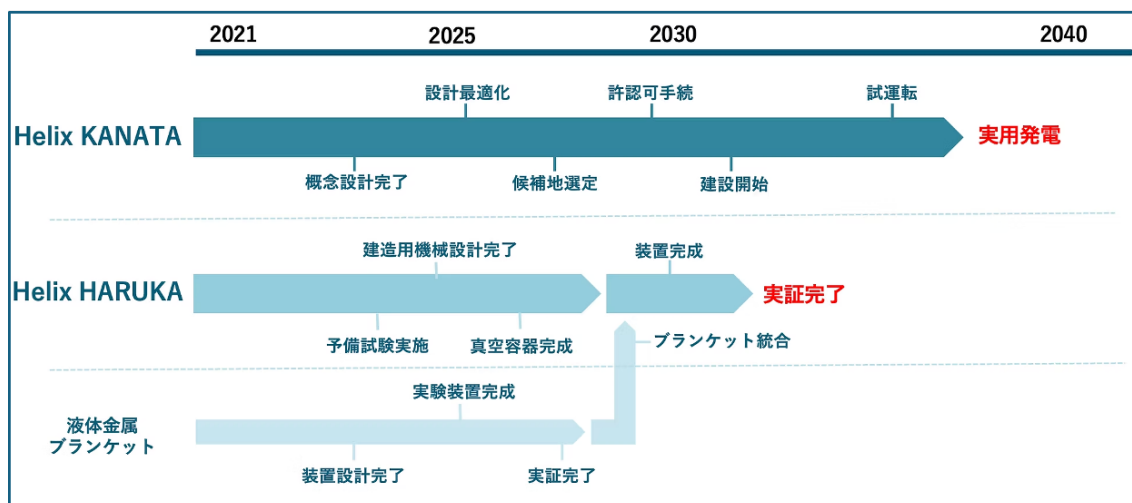


図 2.2 「Helix 計画」の概要

3. Helix KANATA の設計概要

3.1 核融合反応

3.1.1 重水素-三重水素(DT)核融合反応

Helix KANATA では、主として重水素-トリチウム (DT) 核融合反応により発生するエネルギーを抽出し、熱エネルギーを経て電気エネルギーに変換する。



燃料の一方である重水素は安定同位体であるが、もう一方のトリチウムは半減期 12.3 年の β 核種であり、放射性物質である。反応生成物である高速中性子の運動エネルギーは、炉心周囲に配置された「ブランケット」で吸収され、熱媒体を介して熱エネルギーとして取り出される。一方、もう一つの生成物であるアルファ粒子（ヘリウム核）は荷電粒子であるため、磁力線に沿って炉心プラズマに留まり、自己加熱に寄与する。このように中性子は主要なエネルギー源であるが、同時にブランケットや周辺構造材の放射化を引き起こす。

3.1.2 重水素-重水素(DD)核融合反応

炉心では副次的に重水素-重水素 (DD) 核融合反応も発生する。

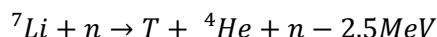
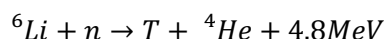


磁場閉じ込め方式の運転領域である炉心プラズマ温度 (5~20 keV) では、DD 反応の反応率は DT 反応より数桁低い。しかし、炉心にトリチウムを導入せず重水素のみで放電を行った場合でも、DD 反応によりトリチウムが生成される。このトリチウムがさらに重水素と反応し、DT 核融合反応を起こすことで 14 MeV の中性子が発生する。このプロセスは、初期装荷トリチウムを用いない炉起動 (DD スタートアップ) において重要な役割を果たす。

3.1.3 ブランケットでの核反応

トリチウムは半減期 12.3 年の β 核種であり、天然にはほとんど存在しない。そのため、DT 核融合炉ではブランケットにリチウムまたはその化合物を導入し、炉心から飛び出した中性子と以下の核反応（核融合反応ではなく核変換反応）を起こしてトリチウムを

自己生産する。



天然リチウムでは ${}^7\text{Li}$ の存在比が 92.6% であるが、 ${}^7\text{Li}$ -n 反応は閾値反応であり、 ${}^6\text{Li}$ -n 反応の断面積は ${}^7\text{Li}$ -n 反応より数桁大きい。このため、 ${}^6\text{Li}$ の存在比を約 90% まで濃縮する必要がある。

DT 核融合炉では、トリチウム増殖比 (Tritium Breeding Ratio, TBR) が 1 を超えなければ運転を継続できない。中性子の漏れや構造材への吸収を考慮し、 $\text{TBR} > 1$ を確保するため、ベリリウム、鉛、スズなどの中性子増倍材を補完的にブランケットへ導入する。

3.2 主要諸元

Helix KANATA 施設の全景を図 3.1 に示す。施設の規模は、幅約 60 m、奥行約 160 m、高さ約 100 m（地階を含む）である。図 3.1 右側には、炉心プラズマを封入する真空容器の拡大図を示す。真空容器の直径は約 40 m である。なお、現在進行中の設計最適化により、第 1 回意見交換会合で開示した諸元と比較して炉サイズおよび施設サイズは大型化する方向で検討されている。

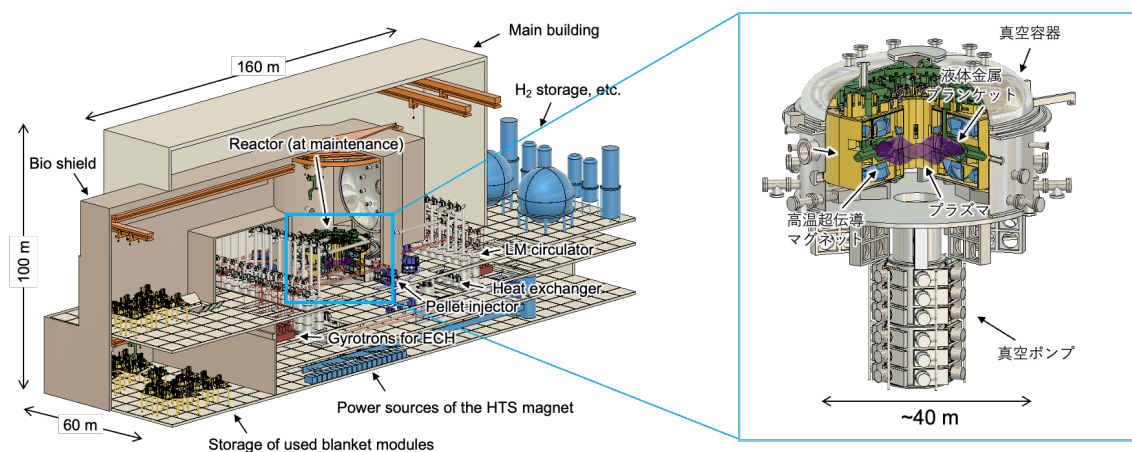


図 3.1 ヘリカル型核融合発電実証炉 Helix KANATA 全景

Helix KANATA の主要諸元を表 3.1 にまとめる。環状プラズマを閉じ込めるためのヘリカル型磁場は、高温超伝導体によって生成される。超伝導線材には REBCO (Rare Earth Barium Copper Oxide) を採用する。ブランケットには、HF 社独自の「自己冷

却・液体金属壁ブランケット（Liquid Metal Wall Blanket, LMWB）」方式を用いる。補足資料 1 に核融合出力、熱出力、正味電気出力などの核融合炉設計に関する諸量の関係をまとめた。

表 3.1 Helix KANATA の主要諸元

設計パラメータ	設計値
ヘリカルコイル大半径	10~11 m
核融合出力	250~450 MW
正味電気出力	0~100 MWe
磁場強度	~7 T
連続運転期間	~1 年以上
稼働率	>80%
燃料供給方法	ペレット入射
マグネット	高温超伝導 (REBCO)
ブランケット	自己冷却・液体金属壁ブランケット

3.2 設計の特色

3.2.1 プラズマ閉じ込め: 環状磁場閉じ込め・ヘリカル方式

Helix KANATA では、プラズマ閉じ込め方式として環状磁場閉じ込め方式の中でもヘリカル方式を採用する。一般に環状磁場閉じ込め方式では、プラズマを安定的に閉じ込めるため、環状磁力線に捻りを加える必要がある。トカマク方式では、トーラス（ドーナツ状）の周方向にプラズマ電流を流すことで捻り磁場を生成する。一方、ヘリカル方式では、コイル自体を螺旋状に配置することで環状磁力線の捻りを形成する。このため、ヘリカル方式ではプラズマ電流を必要とせず、電流駆動に起因する異常事象が本質的に発生しないという安全上の利点を有する。環状磁場閉じ込め方式の詳細は巻末の補足資料 2 に示す。

3.2.2 ブランケットとダイバータ：液体金属壁ブランケット

Helix KANATA の増殖ブランケットには、HF 社独自の「液体金属壁ブランケット方式 (Liquid Metal Wall Blanket, LMWB)」(図 3.2) を採用する。本方式では、トリチウム増殖材および中性子増倍材として、リチウム・鉛・スズから成る液体金属を使用する。リチウムはトリチウム増殖材、スズは母材かつ中性子増倍材、鉛は中性子増倍の補完材として機能する。

液体金属は真空容器外でポンプにより循環され、真空容器上部からブランケット筐体に注入される。注入された液体金属は自重により筐体内部を降下し、プラズマ対向面を被覆する。降下後、液体金属は真空容器底部に集まり、自由液面を形成する。スズの水素同位体溶解度は極めて低いため、ブランケットで増殖されたトリチウムはこの自由液面から真空中に放出されると想定される。このトリチウムは未燃焼燃料ガスとともに排気系へ移行する。

液体金属壁ブランケットの熱媒体（冷媒）は液体金属自身であり、自己冷却方式を採用する。このため、Helix KANATA では高温高圧の水やヘリウムを熱媒体として使用しない。ブランケットの第一壁も液体金属で覆われるため、第一壁の冷却も液体金属によって行われる。なお、環状磁場閉じ込め装置に必須のダイバータ機能は、液体金属壁ブランケットが兼ねる。

ブランケットおよび一次系配管を循環する液体金属は、炉停止時には全量をドレンタンクに回収する。ドレンタンクは真空容器および一次系配管の下部に配置する。運転開始前にはヒーターにより加熱して液体金属を溶融し、加圧下で一次系配管およびブランケットへ再注入する。緊急時には、真空容器下部および一次系配管の複数箇所に接続された緊急用ドレンタンクに液体金属を自重により排出する。これらの緊急排出配管は通常時には閉止されるが、異常時には受動的に開放される設計とする。なお、炉停止後において液体金属は中性子照射により放射化し、崩壊熱を保持するため、ドレンタンクはこの崩壊熱に耐え、かつ静的に除熱可能な構造とする。

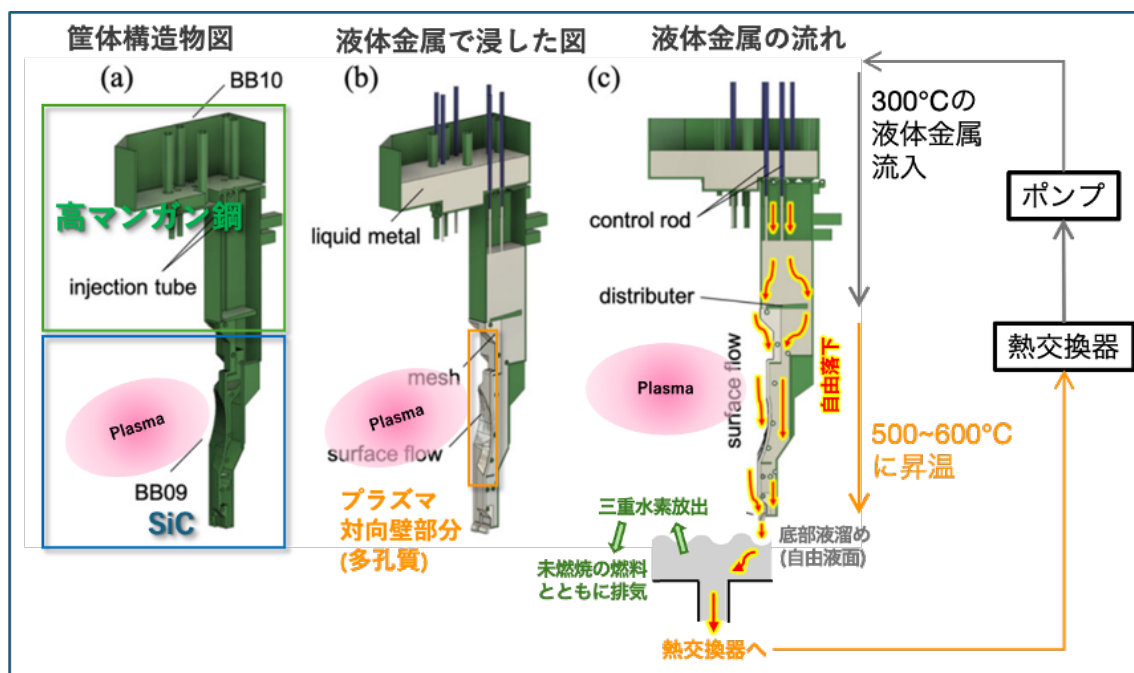


図 3.2 液体金属壁ブランケットの基本概念図

3.4 運転方式

前述のとおり、DT 核融合反応に基づく核融合炉では、ブランケットにおいて燃料であるトリチウムの自己生産を行う。そのため、炉の初回運転サイクルにおいて必要となるトリチウムをどのように確保するかは、重要な工学的課題である。

Helix KANATA における運転方式の模式図を図 3.3 に示す。HF 社では、第 1 運転サイクル²において外部から初期装荷用トリチウムを調達せず、トリチウムを用いない炉起動、すなわち DD スタートアップを採用する。運転開始時に炉心に存在する燃料は重水素のみである。DD 核融合反応によりトリチウムが生成され、そのトリチウムが重水素と反応して 14 MeV の中性子を発生させる。この中性子がブランケット内のリチウムと核反応を起こし、トリチウムが生産される。生成されたトリチウムは回収され、燃料として再利用されることで炉心に再投入される。これにより、炉心のトリチウム濃度は徐々に上昇し、核融合出力、中性子出力、ひいてはブランケットにおけるトリチウム生産量も漸増する。増殖ブランケットで自己生産されたトリチウムは、燃料貯蔵系の水素吸蔵合金に非放散性の形態で蓄積される。

第 2 運転サイクル以降は、前サイクルで自己生産したトリチウムを用いて炉を起動す

² 1 年程度のプラズマ運転と約 2 ヶ月程度の定期点検のセットを 1 つの運転サイクルとする。

る。定期検査時には、次の運転サイクルで使用するトリチウム（約 500 g）を燃料貯蔵系に残し、余剰分は長期貯蔵系へ移送する。長期貯蔵系で保管されたトリチウムは、将来新たに建設する次世代核融合炉に利用される。なお、ブランケット増殖材のリチウム 6 の濃度を制御することで、トリチウム生産量の調整が可能である。

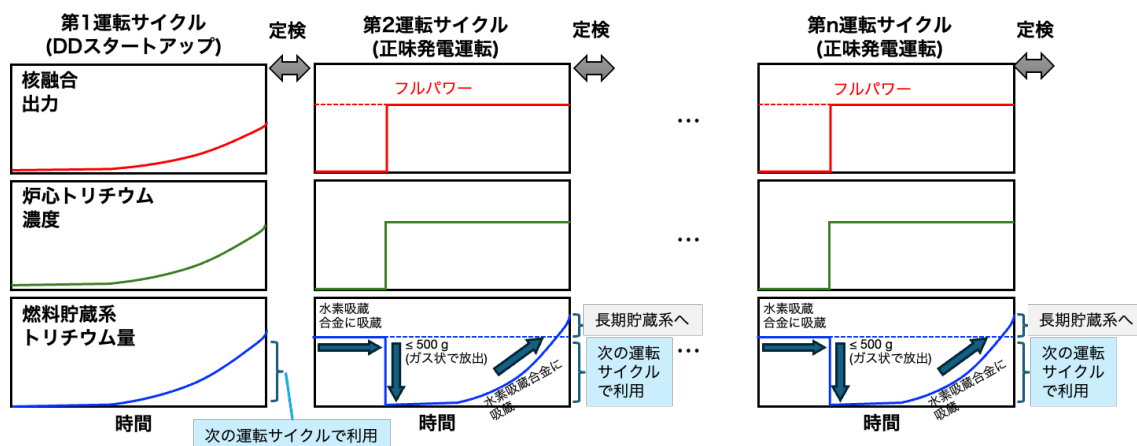


図 3.3 Helix KANATA の運転方式の模式図

4. Helix KANATA の設計の特徴と安全性

4.1 設計の特徴のまとめ

これまでに示した Helix KANATA の設計の主要な特徴を安全確保の観点から整理すると、次の三点に集約される。

第一に、DT 核融合反応を用いる点である。燃料として放射性物質であるトリチウムを使用し、核融合中性子による材料の放射化が発生する。

第二に、プラズマ閉じ込め方式としてヘリカル方式を採用している点である。コイル自体を捻ることで環状磁力線の捻りを生成するため、プラズマ電流は不要である。この結果、プラズマ電流に起因する異常事象は本質的に発生しない。

第三に、ブランケットおよびダイバータに「液体金属壁ブランケット」を採用している点である。この方式はリチウム・鉛・スズから成る液体金属による自己冷却方式である。スズの水素同位体溶解度が極めて低いため、ブランケットに吸蔵されるトリチウムインベントリの削減が期待できる。さらに、高温高压の水や冷却ヘリウムを熱媒体として使用しない。このため、異常時における熱媒体のエンタルピーに起因する真空容器や建屋の過圧事象は発生しない。

4.2 安全上の特徴（止める・冷やす・閉じ込める）

以上の設計の特徴を踏まえ、Helix KANATA の安全上の特徴は「止める」「冷やす」「閉じ込める」の三点に整理される（表 4.1）。

4.2.1 止める

トカマク型核融合炉と同様の特徴を有する。ヘリカル型核融合炉では、核融合反応の制御では、核融合反応が起こる閉じ込め条件（温度、密度、閉じ込め時間）のプラズマを維持することが必要である。これらの条件を満たすためには、高温、高磁場、不純物、燃料供給等の条件を緻密に制御する必要があり、いずれかの条件が満たされなくなるだけで核融合反応は自動的に停止する。また、核融合反応は、反応生成物が次の核融合反応を直接的に引き起こさないため、連鎖反応ではない。

4.2.2 冷やす

Helix KANATA の炉内機器は核融合中性子の照射を受けることで放射化し、炉停止後において崩壊熱を放出する。一般に核融合炉の炉内機器の崩壊熱は GW 級の発電用原子炉に比して小さいと考えられる。ただし、崩壊熱除熱喪失時における炉内機器の温度上昇、構造健全性、安全対策については、核融合出力、運転期間、構造材料に依存するため、個別事例に応じた検討が必要である。（参考資料として、過去に実施された崩壊熱除熱喪失事象の解析例を補足資料 3 に示す。）

Helix KANATA は、通常の冷却機能が喪失した場合であっても、炉内機器の崩壊熱は熱伝導、熱放射、ならびに機器に接する空気の自然対流により、受動的に除熱可能な設計とする（図 4.1）。今後、崩壊熱に対する炉構造物の熱挙動を分析する。

4.2.3 閉じ込める

真空容器のみならず、一次系および燃料循環・供給系にはトリチウムを主とする放射性物質が存在する。このため、各施設・建屋において適切なバウンダリを設定し、通常時のみならず異常時においても構造健全性を確保する必要がある。Helix KANATA の設計の特徴を踏まえ、異常時におけるシナリオを分析し、適切な安全対策を講じる。特徴の具体例としては、プラズマ電流に起因する異常事象（ディスラプション等）が発生しないこと、ブランケットに吸蔵されるトリチウムインベントリが小さいこと、異常時における熱媒体のエンタルピーに起因する真空容器や建屋の過圧事象が存在しないこと、液体金属の使用に起因するハザード・リスクが存在することが挙げられる。

表 4.1 Helix KANATA の安全上の特徴: 「止める」「冷やす」「閉じ込める」

基本機能	安全上の特徴
止める	核融合反応が起こる閉じ込め条件（温度、密度、閉じ込め時間）を満たすための運転条件を逸脱すると、核融合反応は自動的に停止
冷やす	- GW 級発電用原子炉に比べて崩壊熱は小さくなる傾向 - 崩壊熱除熱喪失時における炉内機器の温度上昇、構造健全性、安全対策については、核融合出力、運転期間、構造材料に依存するため、個別事例に応じた検討が必要 - 通常の冷却機能が喪失した場合であっても、炉内機器の崩壊熱は熱伝導、熱放射、ならびに機器に接する空気の自然対流により、

	受動的に除熱可能な設計とする。
閉じ込める	- 真空容器だけでなく、1 次系、燃料循環/供給系にトリチウムを主とした放射性物質が存在 - 各施設・建屋において適切なバウンダリを設定し、通常時・異常時においてその構造健全性を確保する必要あり - Helix KANATA の設計の特徴（下記）を踏まえ、異常時におけるシナリオを分析し、適切に安全対策を講じる必要あり ➤ プラズマ電流に起因する異常事象（ディスラプション等）は発生しない ➤ ブランケットに吸蔵されるトリチウムインベントリは小さい ➤ 異常時における熱媒体のエンタルピーに起因する真空容器や建屋の過圧はない ➤ 液体金属特有のハザード・リスクあり

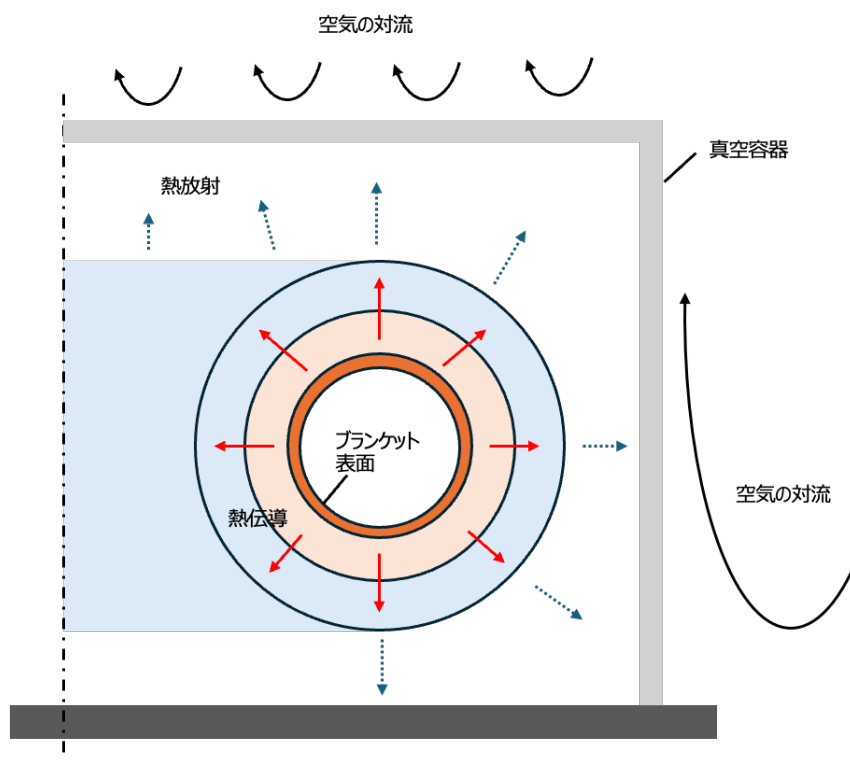


図 4.1 受動的な崩壊熱の除熱機構

5. 放射線や放射性同位元素の概要

5.1 放射線（中性子、ガンマ線）

Helix KANATA で発生する放射線としては、炉心プラズマで発生する核融合中性子および 2 次 γ 線が挙げられる。ヘリカル型核融合炉は極めて複雑な三次元構造を有するが、HF 社は CAD で作成した複雑形状をそのまま用いて中性子・ γ 線輸送解析を実施する技術を独自に開発し、これを輸送解析および放射化計算に適用している。放射線輸送解析には日本原子力研究開発機構（JAEA）の PHITS コード（v.3.35）を使用し、核データには JENDL-5 を使用している。

Helix KANATA の運転時（核融合出力 260 MW、中性子発生率 9.23×10^{19} n/s）における全中性子束分布を図 5.1 に示す。真空容器内部において、炉心プラズマ近傍の機器における中性子束は 10^{14} n/cm²/s のオーダーであることが分かる。加熱入力用のポートから中性子が漏れていることが分かる。今後、ポートでのストリーミングの遮蔽設計を進める予定である。

γ 線フラックス分布、増殖ブランケット表面や超伝導コイル表面など特定位置での局所フラックス値についても評価も進めている。

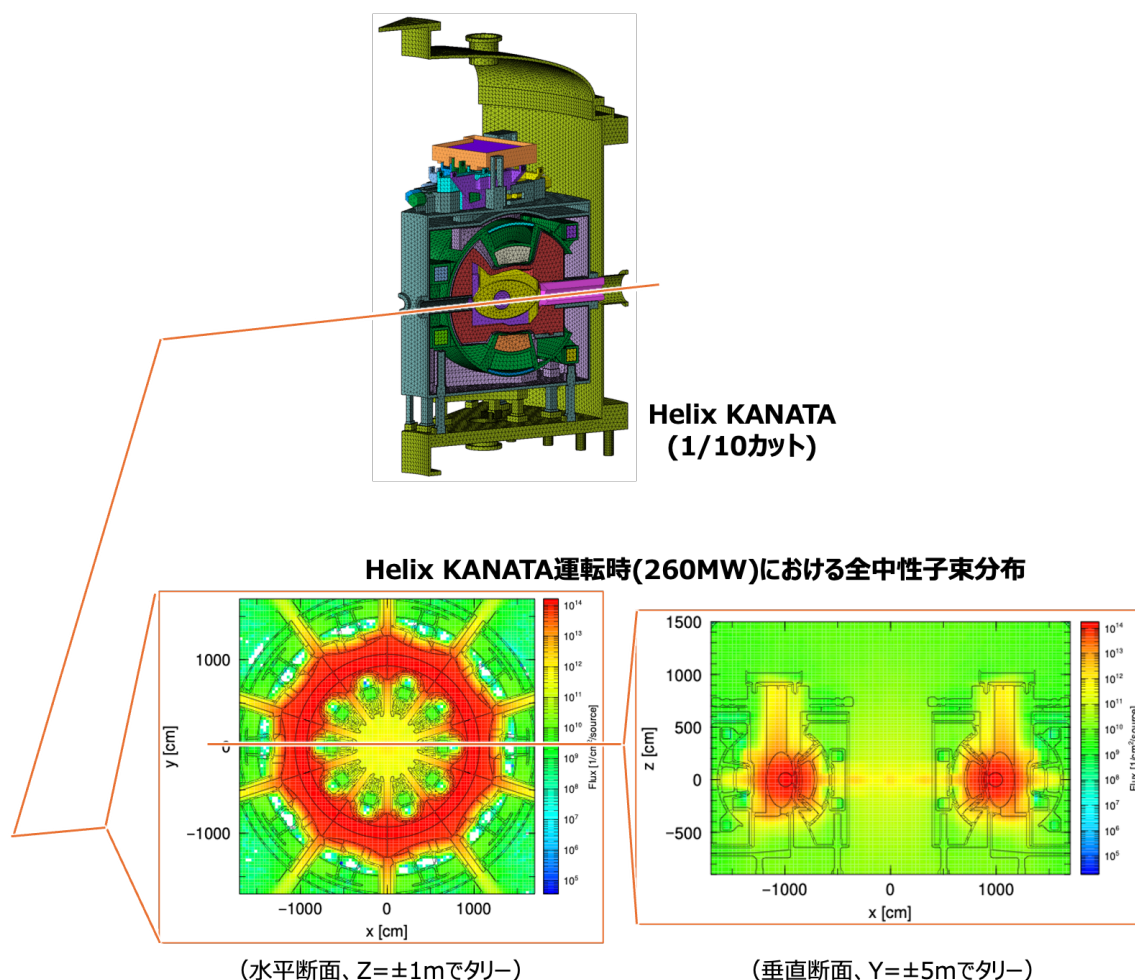


図 5.1 Helix KANATA の運転時における中性子束分布（核融合出力 260MW）

5.2 放射性同位元素トリチウム

5.2.1 トリチウム燃料システムの概要

次に、放射性同位元素について述べる。まず、トリチウムに関する概要を示す。Helix KANATA の燃料システムの構成（図 5.2）は、ピンク色で示したメイン燃料ループ、濃緑色で示したサブ燃料ループ、青色で示したブランケットトリチウム回収ループで構成される。大枠において QST が設計する ITER サイズ原型炉と類似しているが、いくつかの相違点が存在する。自己冷却型³液体金属壁ブランケットの採用により、燃料システムは比較的簡素化される方向にある。この設計方針は、プラント全体のトリチウム保

³ 機能材（トリチウム増殖材や中性子増倍材）そのものが冷却材（熱媒体）としても機能するような核融合ブランケットは「自己冷却方式」と呼ばれる。

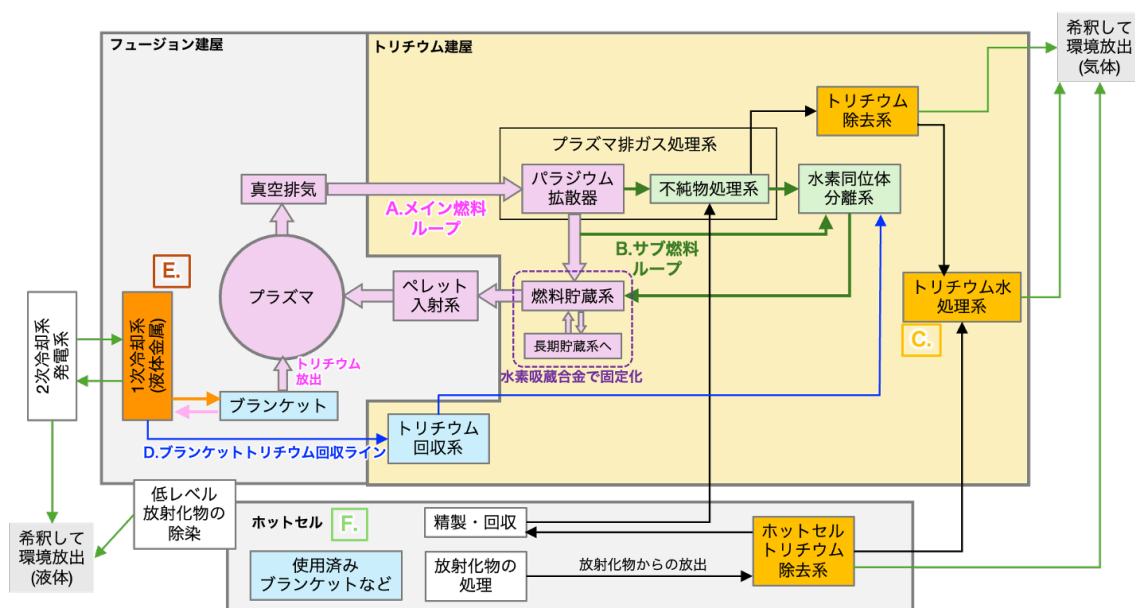
有量低減に寄与する。

Helix KANATA のメイン燃料ループでは、ITER サイズ原型炉や FAST と同様、水素同位体分離を行わず直接循環させるダイレクトリサイクル方式を採用する。真空容器内における燃料の燃焼率はヘリカル方式でも数%程度であるため、炉内に投入した燃料の大部分は未燃焼のまま排気される。Helix KANATA 独自の特徴として、自己冷却型液体金属壁ブランケットの採用により、ブランケットから真空容器へのトリチウム移行パスが存在する。このトリチウムも未燃焼燃料とともに排気される。

排気された重水素とトリチウムの混合ガスは、パラジウム拡散器を通過した後、燃料貯蔵系に移行し、水素吸蔵合金であるジルコニウム・コバルトに接触して金属水素化物の形態で貯蔵される。貯蔵容器 1 基あたりの貯蔵量は数十グラム単位とし、小分けにして管理する。燃料貯蔵系に吸蔵された重水素とトリチウムのうち、必要量のみを再生し、ペレット入射系に移送する。再生後は数ミリメートルサイズのペレット状に製氷化し、プラズマ燃料として供給する。

約 1 年の連続運転終了後、数か月の定期点検期間に入る。この際、燃料貯蔵系に蓄積されたトリチウムのうち、次運転サイクルに必要な量（約 500 g）を残し、余剰分は長期貯蔵系へ移送する。長期貯蔵系はトリチウム建屋やフュージョン建屋とは別の建屋に設置可能であり、必要に応じてサイト外に搬出し、他サイトで保管することもできる。

トリチウムの放散性については、燃料貯蔵系および長期貯蔵系では水素吸蔵合金により固定化されるため、非放散性であると整理される。それ以外の系統においては、トリチウムは概ね放散性（ガス状、氷状、トリチウム水）であると考えられる。



5.2.2 トリチウムインベントリ

Helix KANATA における領域別および機器別のトリチウムインベントリ、トリチウムの性状、ならびに A/D2 値を表 5.1 に示す。ここでは第 4 運転サイクルのプラズマ運転終了時点の値を示している。(1 年程度のプラズマ運転と約 2 ヶ月程度の定期点検のセットを 1 つの運転サイクルとする。) 各系統のトリチウムインベントリは、マスバランスに基づくトリチウム燃料サイクル解析モデルを用いたシミュレーションによって評価した。ただし、今後の設計進捗や解析モデルの精緻化に伴い、インベントリおよび A/D2 値は更新される可能性がある点に留意する必要がある。計算モデルの詳細は補足資料 4 に示す。

以下、表 5.1 に示す各領域・系統における非放散性トリチウムの取り扱いについて説明する。

領域 A の真空容器については、真空容器内の炉内構造物に吸蔵されるトリチウム量は評価途中であるものの、材料中に固溶しているため非放散性と整理し、A/D2 値には計上しない。

燃料貯蔵系および長期貯蔵系では、他の系統に比べてトリチウムインベントリが大きい。これらの系においては、トリチウムはジルコニウム-コバルト等の水素吸蔵合金に吸蔵させて貯蔵する。この方式は、常温常圧において水素同位体を吸蔵する水素吸蔵合金の特性を利用したものである (図 5.3)。1 つ貯蔵装置あたりのトリチウム貯蔵量は 25～75 g 程度とし、分散させて管理する。炉にトリチウムを投入する際には、貯蔵装置をヒーターで加熱し、水素吸蔵合金を約 400 °C に昇温させることでガス状トリチウムを放出する。ヒーター等による能動的なエネルギー入力がない限りトリチウムは放散しない。そのため、燃料貯蔵系および長期貯蔵系において水素吸蔵合金ベッドに吸蔵されたトリチウムは非放散性であると整理し、A/D2 値には計上しない。ただし、炉投入のためにヒーターで加熱されている貯蔵装置に含まれるトリチウムは放散性と整理し、A/D2 値に計上する。加熱中の貯蔵装置に含まれるトリチウムインベントリは最大で 500 g 程度と見込んでいる。

なお、長期貯蔵系については、必ずしもトリチウム建屋内に設置する必要はなく、フュージョン建屋やトリチウム建屋から離れたサイト内の別建屋に設置することが可能である。さらに Helix KANATA サイト外の別サイトに長期貯蔵系を設置してもよい。その場合、表 5.1 のトリチウムサイトインベントリ (合計値) は長期貯蔵系の分だけ減少することになる。

表 5.1 Helix KANATA 燃料システムを構成する機器のトリチウムインベントリ・性状・A/D2

領域（機器）	インベントリ（g）	トリチウムの性状	A/D2
A. 真空容器・プラズマ中	0.16（ガス状）	ガス	0.029
A. 真空容器・材料中	評価中	固溶	0
A. 真空排気系	130	ガス	24
A. 燃料貯蔵系	890(*1,2,3) このうち最大で 500g がガス状(*1,2)	固溶、ガス(*1,2,3)	89（ガス状分のみ計上）(*1,3)
A. 長期貯蔵系(*5)	2,300(*1,3,4)	固溶(*1,3)	0
A. ペレット入射(燃料注入)系	130	固体(氷状)	24
B. 水素同位体分離系	0~1.8	液体	0~0.32
C. トリチウム水処理系	評価中	液体	評価中
D. トリチウム回収系	0~200	ガス、溶解	0~36
E. 1 次冷却系			
F. ホットセル	評価中	ガス	評価中
合計 （うち放散性トリチウム）	3,450~3,650(*4,5) (760~960)		(140~170)

(*1) 燃料貯蔵系および長期貯蔵系では、トリチウムは水素吸蔵合金(ジルコニウム-コバルト等)のベッドに吸蔵させ貯蔵（25~75g ずつに小分け）。

(*2) 燃料貯蔵系では小分けされた 25~75g を順次投入するが、最大でも同時投入は 500g とする（A/D2 は 100 以下）。

(*3) 燃料貯蔵系および長期貯蔵系の固溶状トリチウムは、エネルギー投入がない限り放散しないため、A に未計上。

(*4) 第 4 運転サイクルのプラズマ運転終了時のインベントリ

(*5) 長期貯蔵系トリチウムのサイト外への移送・保管は可能。その場合、トリチウムのサイトインベントリはその分だけ減少する。

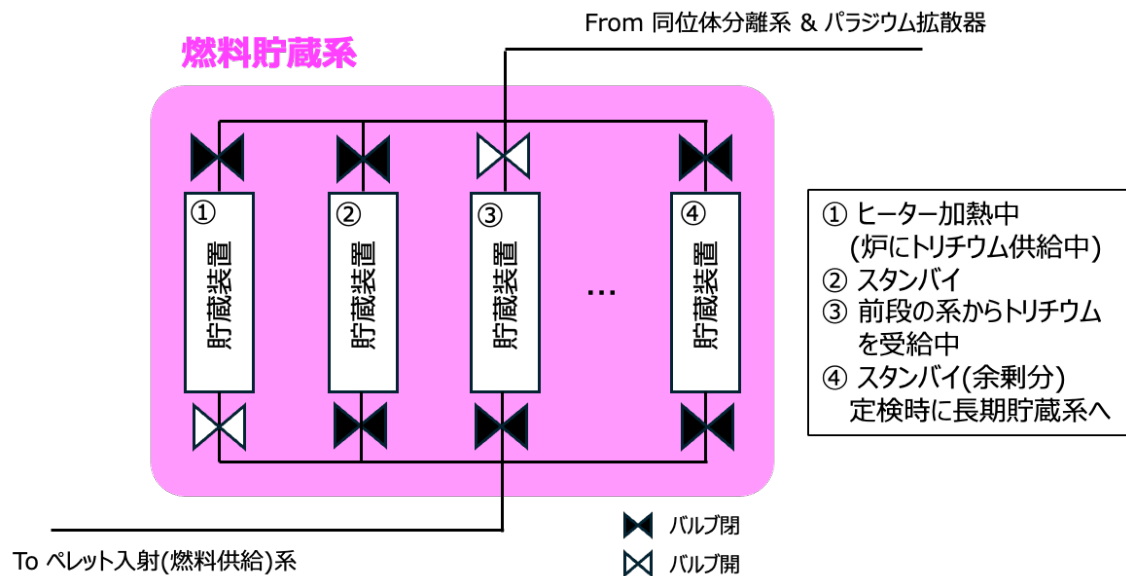


図 5.3 燃料貯蔵系におけるトリチウム燃料の貯蔵

5.3 トリチウム以外放射性同位元素

トリチウム以外の放射性同位元素は、主として核融合中性子による材料の放射化により生成される。これらを放散性物質と非放散性物質に分類し、以下に示す。なお、放射化生成物の具体的な放射能レベルや物量は、設計の進捗を見ながら詳細に評価していく予定である。

5.3.1 放散性物質

放散性物質としては、液体金属リチウム-鉛-スズの放射化生成物が挙げられる。代表例として、鉛の地金に含まれる不純物由来のポロニウム 210 および鉛由来の水銀 203 がある。さらに、リチウム-鉛-スズループにおける放射化腐食生成物の発生も想定される。一方、Helix KANATAでは第一壁やダイバータに固体タングステンを使用しないため、放射化タングステンダストは発生しない。

5.3.2 非放散性物質

非放散性物質としては、ブランケット構造材料の放射化が挙げられる。当社が採用する液体金属壁ブランケットの構造材料には、非磁性かつ低放射化特性を有する高マンガ

鋼を使用する。この材料は、数十年の時間スケールにおいて、トカマク型核融合炉で用いられる低放射化フェライト鋼よりもやや高い放射能を示すが、ステンレス鋼よりは低い値である。また、増殖ブランケットの外側には中性子遮蔽を目的とした遮蔽ブランケットを配置しており、その内部材料である炭化タングステンの放射化も考慮する必要がある。

6. ハザード分析および安全対策

6.1 ハザード分析

6.1.1 ソースターム

Helix KANATA におけるハザード分析を実施するために、各系統・箇所に存在する放散性放射性物質ソースタームと、閉じ込め障壁の健全性を脅かし得るエネルギーソースタームを整理した（表 6.1）。これらのソースタームは、異常事象の発生時に放射性物質の移行や構造健全性の喪失に影響を与える要因である。

今後、放射化分析およびトリチウムインベントリ評価の精緻化を進め、抽出したデータを基に異常事象シナリオを体系的に導出する。シナリオ抽出には、FFMEA（Functional Failure Mode and Effect Analysis）や MMD（Master Logic Diagram）などの手法を適用する予定である。さらに、抽出された事象については、放射性物質ソースタームとエネルギーソースタームの二軸で重み付けを行い、代表的な異常事象シナリオを選定する。このプロセスにより、リスクの定量化と優先度付けを行い、適切な安全対策の策定、安全設計の有効性の確認を行う。

表 6.1 Helix KANATA が内包するハザード

系統・箇所	放散性放射性物質ソースターム	エネルギーソースターム
真空容器	トリチウム Pb 放射化物 Sn 放射化物	崩壊熱 プラズマ熱エネルギー
1 次冷却系	トリチウム Pb 放射化物 Sn 放射化物	冷却材エンタルピー Li/Pb/Sn 化学反応エネルギー
トリチウムプラント	トリチウム	—

6.1.2 Helix KANATA における起因事象の予備的考察

Helix KANATA における系統的な異常事象シナリオ分析は今後実施するが、予備検討として、トカマク型核融合原型炉 JA-DEMO（加圧水冷却、固体増殖ブランケット、固体ダイバータ）の設計研究で抽出された起因事象がヘリカル型装置かつ液体金属壁ブランケットを採用する Helix KANATA で発生した場合の進展を定性的に考察した。表 6.2 の中欄に JA-DEMO の起因事象を示す。

考察結果を以下に示す。起因事象 1～5、7～9、12、14、22 は、Helix KANATA のみならずヘリカル型装置全般において安全上問題にならないと判断される。これらの事象に起因する事故シーケンスは、いずれもディスラプションによる炉内機器の損傷、その冷却管破断、真空容器への冷却材噴出による過圧に帰着するが、ヘリカル型装置ではディスラプションは発生しない。そのため、これらの起因事象はヘリカル型装置全般において異常事象に進展しない。

起因事象 10 および 11 については、炉内機器の冷却管破断そのものを起因事象としているが、液体金属壁ブランケットを有する Helix KANATA ではこれらも安全上問題にならない。これらの事象に起因する事故シーケンスも真空容器への冷却材噴出による過圧に帰着するが、Helix KANATA では冷却材として低圧の液体金属を採用しており、真空容器を過圧することはない。

以上より、これら以外の残存する起因事象が、Helix KANATA において安全上着目すべき事象となる可能性が高いと考えられる。今後、FFMEA（Functional Failure Mode and Effect Analysis）やMLD（Master Logic Diagram）などの体系的手法を用いて、Helix KANATA 特有の異常事象を系統的に抽出する予定である。

表 6.2 JA-DEMO 設計研究で抽出された起因事象が Helix KANATA で発生した際に考えられる事象進展

#	起因事象	Helix KANATA で考えられる事象進展
1	核融合出力の過大（プラズマ制御異常等）	A
2	ブランケット冷却系の熱除去能力の低下/喪失（ポンプ・電源異常等）	A
3	ダイバータ冷却系の熱除去能力の低下/喪失（ポンプ・電源異常等）	A
4	熱負荷の局所的な集中	A
5	ディスラプションの熱負荷	A
6	熱除去機能の低下（運転停止後）	
7	ディスラプションの電磁力	A
8	トロイダルコイルのクエンチ	A
9	トロイダルコイルの短絡	A
10	ブランケットまたはダイバータの冷却配管の破損	B
11	冷却系の圧力上昇（圧力制御異常等による）	B
12	クライオスタットの液体ヘリウム配管の破損	A
13	液体ヘリウム冷凍系の圧力上昇	
14	クライオスタットの真空境界からの漏洩	A
15	水素同位体分離設備深冷蒸留塔冷凍機能喪失（トリチウム区画）	
16	燃料貯蔵分配設備におけるヒーターの誤作動	
17	真空容器のポートに接続する配管損傷	
18	ブランケット冷却配管の破損（真空容器外）	
19	ダイバータ冷却配管の破損（真空容器外）	
20	燃料注入配管の破損（トカマク区画、トリチウム区画）	

21	水素同位体分離設備配管の破損（トリチウム区画）	
22	中性子増倍材層内冷却管破損	A

A: ヘリカル炉全般で安全上問題にならない。JA-DEMO においては起因事象から始まる事故シーケンスはいずれもディスラプション（プラズマ電流に起因するプラズマの異常停止）による炉内機器冷却管破断、真空容器への冷却材噴出による過圧に帰着するが、ヘリカル型装置ではディスラプションが起きない。

B: Helix KANATA では安全上問題にならない。A-DEMO においては起因事象から始まる事故シーケンスはいずれも真空容器への冷却材噴出による過圧に帰着するが、Helix KANATA では冷却材に低圧の液体金属を用いるため、真空容器を過圧しない。

6.2 Helix KANATA 特有の起因事象とその進展について

現時点では系統的な分析は未実施であるが、予備的検討として Helix KANATA 特有の起因事象とその進展について考察する。図 6.1 にここで論じる起因事象が起こる箇所を模式的に示す。

① 真空容器外における一次系ループの損傷

この事象により、液体金属に含まれるトリチウム、ポロニウム 210、水銀 203 などの放散性放射性物質が建屋区画に放出される可能性がある。また、液体金属中のリチウムは可燃性であるため、リチウム火災の発生も懸念される。しかしながら、液体金属のエンタルピーによる建屋の過圧は発生しないと考えられる。この事象に対する安全対策としては、配管の多重化、消火設備の設置、放射性物質除去装置の導入が有効であると考えられる。

② 熱交換器における伝熱管の損傷

一次系の液体金属と二次系の熱媒体（水）が接触した場合、水素が生成される可能性がある。この事象に対する安全対策としては、防爆機構の設置、原子力発電所で採用されている静的水素再結合器の導入、さらに三次系の追加導入が挙げられる。

以上の事象は、Helix KANATA の設計特性に基づく安全上の重要な検討課題である。今後、FFMEA (Functional Failure Mode and Effect Analysis) や MLD (Master Logic Diagram) などの体系的手法を用いて、これらを含む異常事象を系統的に抽出し、リスク評価および安全対策の最適化を進める予定である。

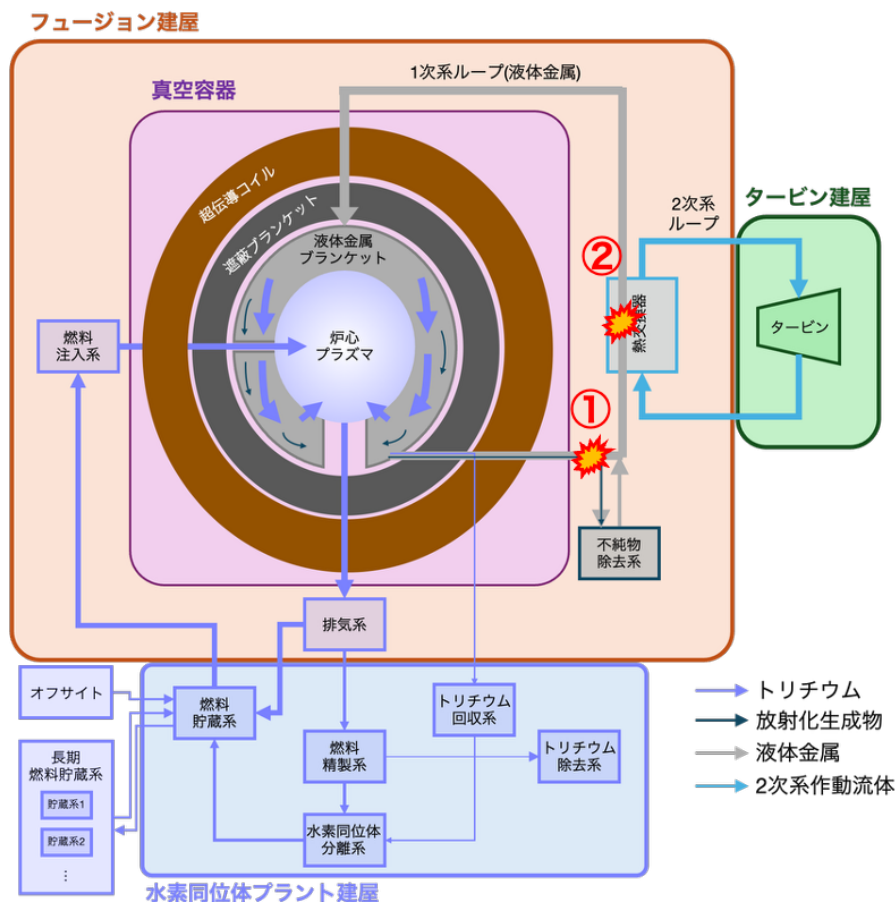


図 6.1 Helix KANATA の系統図と注目する起因事象が起こる箇所

6.2 安全対策

§ 5 で述べたように、Helix KANATA では運転時において中性子線と 2 次ガンマ線が発生する。さらに停止時（定期点検時）においても、放射化した機器からガンマ線が放出される。そのため、真空容器が存在する区画や保守区画には適切な遮蔽構造を設ける必要がある。

トリチウムは放散性が高い放射性同位元素である。トリチウムを取り扱う機器には、適切に区画を設定するとともに、区画内部は負圧を維持し、常に濃度監視する。万が一の漏洩時においては、トリチウム除去装置等により影響を緩和する。

さらに、§ 6.1 の議論から、Helix KANATA 特有の安全対策設備として、以下のものが必要である。

- ポロニウム 210、水銀 203 などの放散性放射性物質の閉じ込め・除去
- リチウム火災の防止
- 水素爆発への備え（防爆機構、静的水素再結合器など）

放射性物質の閉じ込めに関する安全対策として、閉じ込め障壁の多重化を採用する（表 6.3）。フュージョン建屋については、第 1 の閉じ込め障壁を真空容器、第 2 の閉じ込め障壁を建屋とする。トリチウムプラントについては、第 1 の閉じ込め障壁を各装置、第 2 の閉じ込め障壁をグローブボックス、第 3 の閉じ込め障壁を建屋とする。この多重障壁の設計思想は、日本原子力研究開発機構（JAEA）の TPL、ITER 設計と同様である。

表 6.3 Helix KANATA の多重閉じ込め障壁

箇所	閉じ込め障壁
フュージョン建屋	1. 真空容器 2. 建屋
トリチウム建屋	1. 各装置 2. グローブボックス 3. 建屋

7. 安全評価基準

追而

8. 被ばく評価

追而

補足資料 1: 核融合炉のパワーフロー

1. 核融合出力と炉心プラズマにおけるパワーバランス

核融合反応が発生すると、高エネルギーの核反応生成物が生成される。ここで、核融合出力 P_{fus} とは、炉心プラズマにおいて単位時間あたりに発生した核融合反応で生成する反応生成物のエネルギーの総量である。例えば重水素-三重水素(DT)核融合反応の場合、反応生成物である中性子とアルファ粒子の持つエネルギー（それぞれ P_n と P_α ）の合計である（ $P_{\text{fus}} = P_n + P_\alpha$ ）。核融合出力は以下の式で表される（DT 反応の場合）：

$$P_{\text{fus}} = Q_{\text{DT}} \int_V n_D n_T \langle \sigma v \rangle_{\text{DT}} dV$$

ここで、 Q_{DT} は反応の Q 値（約 17.6 MeV）、 n_D と n_T はそれぞれ重水素イオンと三重水素イオンの密度、 $\langle \sigma v \rangle_{\text{DT}}$ は核融合反応率であり温度の関数である。炉心プラズマの密度と温度は、以下の炉心プラズマ（図 A1.1 の赤丸の領域）におけるパワーバランス式を解くことで決定できる：

$$P_\alpha + P_{\text{aux}} - P_{\text{loss}} = 0$$

ここで P_{loss} とは伝熱や放射等による炉心プラズマからのパワー損失である。なお、核融合利得 Q とは、核融合出力 P_{fus} と外部からの加熱パワー P_{aux} の比である（ $Q = P_{\text{fus}}/P_{\text{aux}}$ ）。

2. プラントのパワーフロー

磁場閉じ込め方式（トカマク型、ヘリカル型）核融合炉におけるパワーフローを図 A1.1 に示す。

中性子の持つ運動エネルギーは炉心プラズマ周囲のブランケットで受け止められ、熱エネルギーに変換される。この熱エネルギーは適切な熱媒体で抽出される。ブランケットで抽出したパワーが熱出力 P_{th} である。なお、ブランケット内部における中性子と材料による核反応によりいくらか中性子出力は増倍される。また、中性子は真空容器貫通部からいくらか漏洩する。そのため必ずしも $P_{\text{th}} = P_n$ ではない。

アルファ粒子出力 P_α と外部加熱パワー P_{aux} により炉心プラズマは加熱されるが、プラズマの熱エネルギーは炉心の外側に拡散してゆき、大半はダイバータに流入する。そのため、エネルギーの保存を考えると、 P_α と P_{aux} はダイバータに流入し、ダイバータを加熱するとも言える。ダイバータも適切な熱媒体により除熱されるが、その熱も発電に

利用する（つまり熱出力 P_{th} に計上する）ことができる。

適切な発電装置（タービン等）を用いて熱出力 P_{th} を電気出力に変換する。この変換直後の電気出力を送電端電気出力（または、グロス電気出力） P_{gross} という。このうち所内消費電力 P_{os} を差し引いた分を発電端電力出力（または、正味電気出力） P_{net} として系統に送電する。

核融合発電炉の諸元を決定する際には、多くの場合、図 A1.1 に示すパワーバランスを用いる。計算方法については、目標の正味電気出力 P_{net} を与えて核融合出力 P_{fus} や炉心プラズマ性能の諸量を決定する、逆に炉心プラズマ性能の諸量を与えて正味電気出力 P_{net} を決定するなど、設計者の思想に委ねられる。

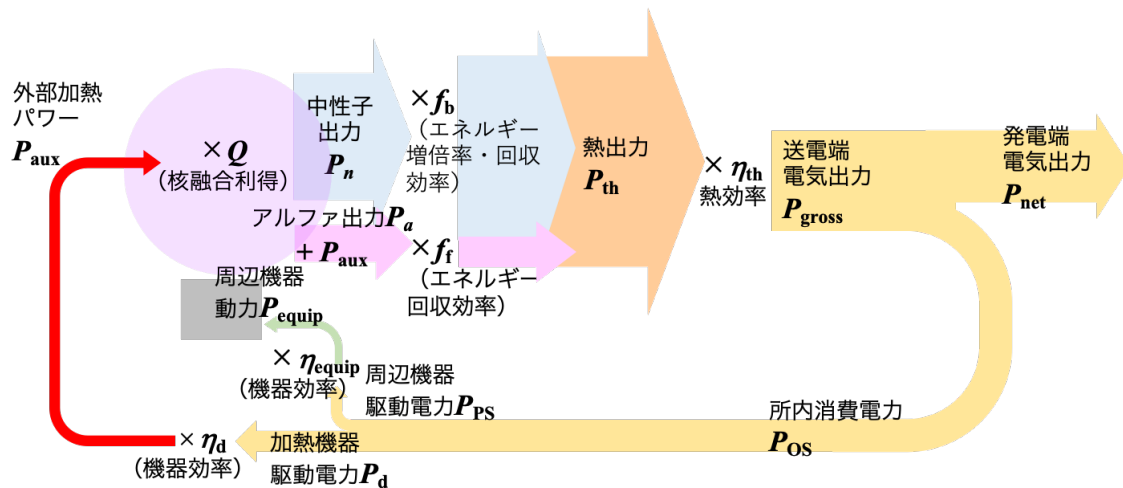
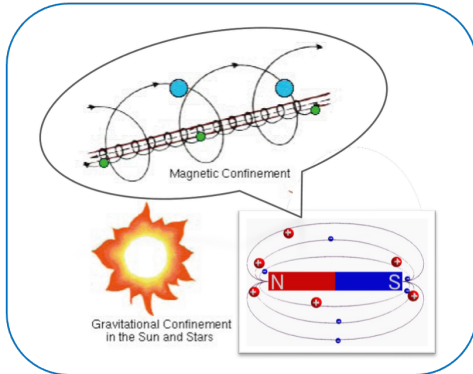


図 A1.1 磁場閉じ込め核融合炉におけるパワーフロー [A.1.1]

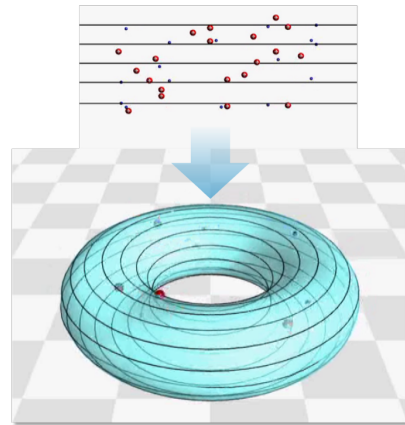
[A1.1] 後藤「核融合炉の設計の仕方」、Fusion Science School (FSS) 京都（2025 年 2 月）, <https://www.nifs.ac.jp/about/sn/ffs2024-01-04.pdf>

補足資料 2: 環状磁場閉じ込め方式の基礎

1億度のプラズマを磁力線にくっつけて保持する



- 太陽など恒星において高温プラズマは強大な重力で閉じ込められている
- 地上では磁力を使って閉じ込める
- 電子もイオンも、荷電粒子は磁力線の周りを回転運動する: ジャイロ運動(またはラーマー運動)



- ならば、磁力線を「閉じれば」プラズマは永久に閉じ込められる(?): 単純トーラス

単純トーラスではうまくいかない

磁場強度がトーラスの内周領域で強く、外周領域で弱いため…

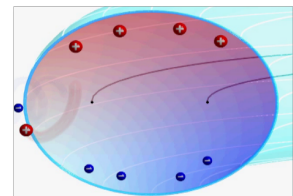
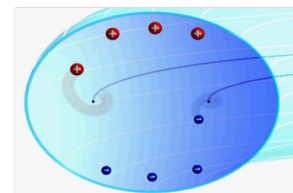
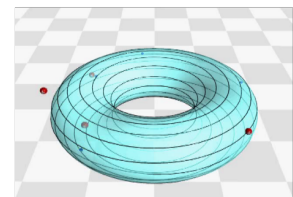
- ➔ ジャイロ運動の軌道が螺旋状になる
- ➔ 反対向きにジャイロ回転している電子とイオンは上下に分かれる:

曲率 (grad B) ドリフト

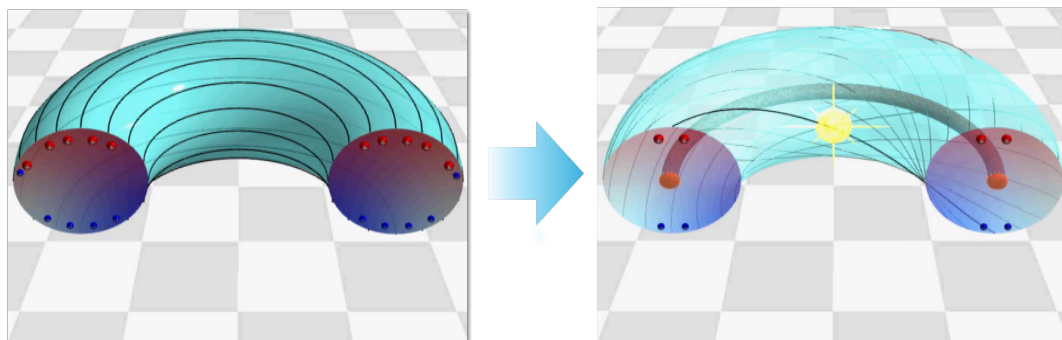
- ➔ この荷電分離によって電場が発生
- ➔ 電場によって加減速されるため、電子もイオンもトーラス外側に向かう:

$E \times B$ ドリフト

…この機構を「トロイダルドリフト」と呼ぶ



磁力線で上下を繋いで電場をショートすれば
トロイダルドリフトを回避できる！



トカマク	ヘリカル
垂直磁場コイル 中心ソレノイドコイル トロイダルコイル プラズマ電流 プラズマ	垂直磁場コイル ヘリカルコイル プラズマ
● トーラスプラズマ中に電流を流すことで磁力線に捻りを加え、上下を繋ぐ	● コイル自体を捻ることで磁力線に捻りを加え、上下を繋ぐ

補足資料 3: 核融合炉における崩壊熱に関するケーススタディ

イ

核融合炉の炉内機器は、原子炉の炉心と同様に中性子照射により放射化し、運転停止後も一定期間にわたり崩壊熱を放出する。一般に、核融合炉の崩壊熱は核分裂炉に比べて小さいとされるが、その大きさや除熱機能喪失時における炉内機器の温度応答は、炉の設計に依存して大きく異なる。本資料では、崩壊熱に関する代表的なケーススタディを紹介する。

1. ITER

ITER（核融合出力 500 MW、プラズマ主半径 6.2 m）を対象として、運転停止直後に全冷却系の冷却材が瞬時に喪失した場合の炉内機器および真空容器の温度挙動解析が実施された [A3.1]。解析結果を図 A3.1 に示す。崩壊熱により第一壁の温度が初期に上昇し、その後、伝熱により真空容器の温度が上昇する。しかし、崩壊熱密度は十分に低く（運転終了時 11 MW、核融合出力の約 2.2%）であり、真空容器の温度は最大でも約 500 °C に留まることが確認された。このため、構造健全性が損なわれるおそれはないと結論づけられている。

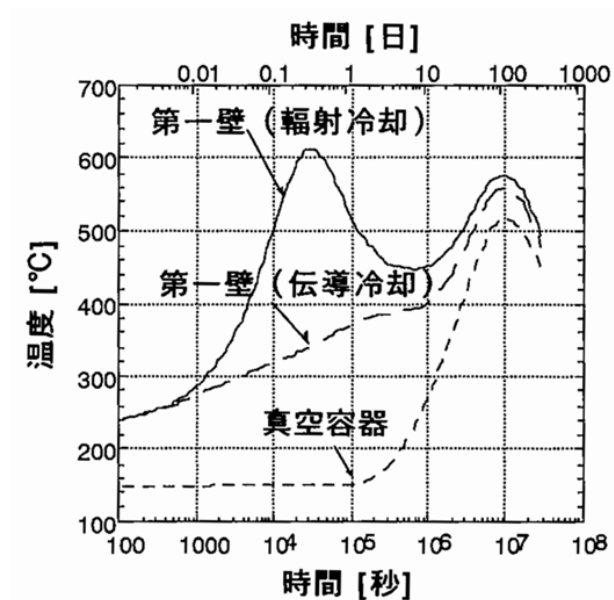


図 A3.1 ITER 全冷却材喪失時における第一壁と真空容器の温度の過渡変化[A3.1]

2. 欧州 Power Plant Conceptual Study

2000 年代に欧州で実施された Power Plant Conceptual Study (PPCS) では、商業用核融合発電所の概念設計が検討された [A3.2]。同プロジェクトでは、当時のプラズマ物理および炉工学の研究開発状況を踏まえ、近未来に実現可能性が高いモデルから先進的なモデルまで、5 種類の炉概念が構築された。これらの諸元を表 A3.1 に示す。

表 A3.1 PPCS で検討された 5 種類のモデルの諸元

	Model A	Model AB	Model B	Model C	Model D
<i>Parameter</i>					
Unit size (GWe)	1.55	1.5	1.33	1.45	1.53
Fusion power (GW)	5.00	4.29	3.60	3.41	2.53
Blanket gain	1.18	1.18	1.39	1.17	1.17
Plant efficiency	0.31	0.35	0.37	0.43	0.6
Bootstrap fraction	0.45	0.43	0.43	0.63	0.76
P_{add} (MW)	246	257	270	112	71
H&CD efficiency	0.6	0.6	0.6	0.7	0.7
Divertor peak load (MW/m ⁻²)	15	10	10	10	5
Major radius (m)	9.55	9.56	8.6	7.5	6.1
<i>Blanket</i>					
Structural material	Eurofer	Eurofer	Eurofer	Eurofer	SiC/SiC
Coolant	Water	Helium	Helium	LiPb/He	LiPb
T_{in}/T_{out} (°C)	285/325				
Water		300/500	300/500	300/480	
He				480/700	700/1100
LiPb					0
Breeder	LiPb	LiPb	Li ₄ SiO ₄ pebbles	LiPb	LiPb
TBR	1.06	1.13	1.12	1.15	1.12
<i>Divertor</i>					
Structural material	CuCrZr	W alloy	W alloy	W alloy	SiC/SiC
Armour material	W	W	W	W	W
Coolant	Water	Helium	Helium	Helium	LiPb
T_{in}/T_{out} (°C)	140/167	540/720	540/720	540/720	600/990
Power conversion	Rankine	Rankine	Rankine	Brayton	Brayton

PPCS モデル A～D を対象に、全冷却系の冷却材が完全に喪失した場合の炉内機器の温度挙動解析が行われた。解析結果を図 A3.2 に示す。モデルによって温度変化挙動に差異があることが読み取られる。炉停止直後を除いてモデル D の第一壁温度は他のモデルに比べて低い。モデル D で主要な構造材料として使用されている SiC/SiC 複合材は、モデル A～C の構造材料である低放射化フェライト鋼と比較して、崩壊熱が小さいことが原因である。また、いずれのモデルにおいても、第一壁の最大温度は融点には達しないものの、一部のモデルでは 1,000 °C を超える高温に達することが確認された。このため、そのような高温環境下における構造健全性については、追加検討が必要であると考えられる。

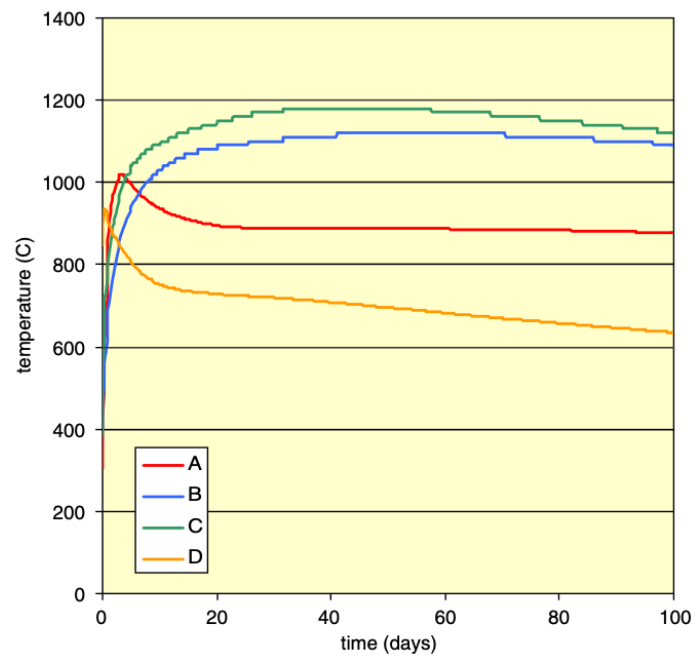


図 A3.2 冷却系全量喪失時における PPCS モデル A~D の第一壁温度の過渡変化[A3.2]

[A3.1] ITER 工学設計活動報告, 日本原子力学会誌, 44(1) (2002) 78.

[A3.2] Final Report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCS), EFDA-RP-RE-5.0 (2004)

補足資料 4: 各システムの T インベントリ算出方法

当社は、1990 年代に開発されたトリチウム燃料サイクルモデル[A4.1]に基づいて、各システムのトリチウムインベントリを理論的に評価している。本節では、その理論計算モデルの概要を示す。

フュージョン装置におけるトリチウムフローは極めて複雑であるため、燃料サイクルを構成し、かつインベントリが大きいと考えられる主要系統を抽出し、その他の系統は省略して抽象化した（図 A4.1）。図 A4.1 右側に抽象化されたトリチウム燃料フローを示す。この抽象化モデルを構成する各系統について、トリチウムマスバランスモデル方程式を

$$\frac{dI_1}{dt} = -S_{DT} + S_{D(d,p)T} + X_5 - a_1I_1 - b_1X_1 - X_1 - \lambda_T I_1 \quad (A1.1)$$

$$\frac{dI_2}{dt} = f_{invV} \left(S_{DT}\beta_{TBR}^{(DT)} + S_{D(d,n)^3He}\beta_{TBR}^{(DD)} \right) + X_1 - a_2I_2 - b_2X_2 - X_2 - \lambda_T I_2 \quad (A1.2)$$

$$\frac{dI_3}{dt} = (1 - f_{DIR})X_2 + X_6 - a_3I_3 - b_3X_3 - X_3 - \lambda_T I_3 \quad (A1.3)$$

$$\frac{dI_3}{dt} = (1 - f_{DIR})X_2 + X_6 - a_3I_3 - b_3X_3 - X_3 - \lambda_T I_3 \quad (A1.4)$$

$$\frac{dI_4}{dt} = f_{DIR}X_2 + X_3 - a_4I_4 - b_4X_4 - X_4 - \lambda_T I_4 \quad (A1.4)$$

$$\frac{dI_5}{dt} = X_4 - a_5I_5 - b_5X_5 - X_5 - \lambda_T I_5 \quad (A1.5)$$

$$\frac{dI_6}{dt} = (1 - f_{invV}) \left(S_{DT}\beta_{TBR}^{(DT)} + S_{D(d,n)^3He}\beta_{TBR}^{(DD)} \right) - a_6I_6 - b_6X_6 - X_6 - \lambda_T I_6 \quad (A1.6)$$

と表す。ここで、

I_i : 時刻 t における系統 i のトリチウムインベントリ

X_i : 単位時間あたりの系統 i のトリチウム処理量

a_i, b_i : 系統 i におけるトリチウムの損失（機器からの漏洩や機器材料へのトラップによる非放散化）を表すモデル係数

λ_T : トリチウムの崩壊定数

S_{α} : 核反応 $\alpha(= DT, D(d,p)T, D(d,n)^3He)$ の発生率

$\beta_{TBR}^{(DT)}, \beta_{TBR}^{(DD)}$: DT 中性子、DD 中性子のトリチウム増殖比

f_{DIR} : 排気系のトリチウムのうちダイレクトリサイクルパスに処理される割合($\in [0,1]$)

f_{inv} : ブランケットで生産されたトリチウムのうち、真空容器底部の液体金属自由液面から放出される割合($\in [0,1]$)

系統 $i(= 1, \dots, 6)$ は以下のとおりである。

- 1: プラズマと真空容器
- 2: 排気系
- 3: 水素同位体分離系
- 4: 燃料貯蔵系
- 5: 燃料供給系
- 6: ブランケットと燃料回収系

式(A4.1)~(A4.6)は、系統内のトリチウムインベントリの時間変化は、流入、流出、生成、損失・消滅のバランスであることを表している。各系統の単位時間あたりのトリチウム処理量 X_i は、滞留時間 T_i を用いて

$$X_i = \frac{I_i}{T_i} \quad (\text{A4.7})$$

とモデル化する。各系統のトリチウム損失モデル係数について、 a_i は時間的に一定であるが、 b_i については以下のように時間依存性をモデル化する：

$$b_i = (b_{i,0} - b_{i,\infty}) \exp\left(-\frac{t}{T_{b,i}}\right) + b_{i,\infty} \quad (\text{A4.8})$$

これは、トリチウムは運転開始初期において比較的機器材料にトラップされやすく、時間が経過するとトラップ率が低下することをモデル化している。

以上の方程式系に現れるパラメータの入力値を表 A4.1, A4.2 に示す。

各系統のトリチウムインベントリ初期値を与え、式(A4.1)~(A4.6)を数値的に解くことで、各系統のトリチウムインベントリの経時変化をシミュレートできる。当社ではこの数値計算コードを自作した。ソルバーには5次の陰的 Runge-Kutta 法を用い、時間刻み幅は自動で最適化している。1回の計算時間は0.02秒程度 (MacBook Pro, 2023) である。

今後、トリチウムマスフローの精緻化、モデル方程式の入力パラメータ（滞留時間、損失率）のアップデートを行い、評価の精度向上を図る。

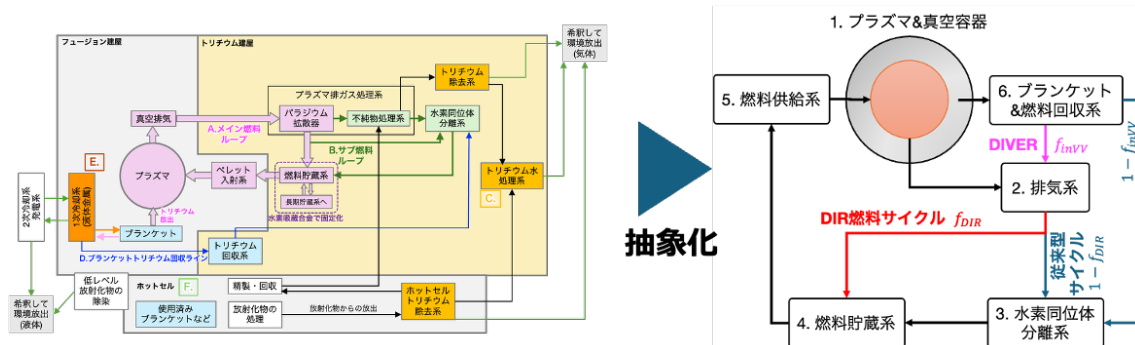


図 A4.1 Helix KANATA の燃料システム構成（左）とトリチウムインベントリ評価のために抽象化したトリチウム燃料フローダイアグラム（右）

表 A4.1 各系のトリチウム滞留時間

系統	滞留時間
1: プラズマと真空容器	1.5 s
2: 排気系	20 min
3: 水素同位体分離系	60 min
4: 燃料貯蔵系	20 min ^(*)
5: 燃料供給系	20 min
6: ブランケットと燃料回収系	5 days

(*) 燃料貯蔵系の滞留時間 T_4 は、炉心プラズマにおける DT 燃料密度比 $n_T/n_D > 1$ の場合は $T_4 = \infty$ とする。

表 A4.2 各系のトリチウム損失率を表すモデル係数の入力値

系統	a_i	$b_{i,0}$	$b_{i,\infty}$	$T_{b,i}$
1: プラズマと真空容器	$1.0 \times 10^{-10} \text{ s}^{-1}$	1.0×10^{-2}	1.0×10^{-4}	15 days
2: 排気系	$1.0 \times 10^{-10} \text{ s}^{-1}$	1.0×10^{-3}	1.0×10^{-5}	50 days
3: 水素同位体分離系	$1.0 \times 10^{-10} \text{ s}^{-1}$	1.0×10^{-3}	1.0×10^{-5}	50 days
4: 燃料貯蔵系	$1.0 \times 10^{-10} \text{ s}^{-1}$	5.0×10^{-4}	1.0×10^{-6}	50 days
5: 燃料供給系	$1.0 \times 10^{-10} \text{ s}^{-1}$	1.0×10^{-3}	1.0×10^{-5}	50 days
6: ブランケットと燃料回収系	$1.0 \times 10^{-10} \text{ s}^{-1}$	2.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}	100 days

[A4.1] Y. Asaoka, et al., “Requirements of Tritium Breeding Ratio for Early Fusion Power Reactors,” Fusion Technol., 30 (1996) 853.

レーザー方式フュージョン発電実証炉における安全確保の考え方について

Ver. 2025.12.24 EX-Fusion

本資料は、レーザー方式フュージョン発電実証炉に関する規制庁確認事項 No.1～No.5 への回答として、安全確保に関する考え方と現時点で整理可能な事項を示すものである。発電プラント KOYO-F¹、実験炉 LIFT²など、これまで国内で検討されてきた炉設計報告書を基礎としつつ、レーザー核融合炉に共通する基本的な安全の考え方と、今後検討が必要となる論点を整理した。ここで整理した共通部分を、安全評価のベースとなる枠組みとして位置付け、今後提案される個別仕様やコンセプトごとに具体化・拡張されていくことを想定している。EX-Fusion は、ここで示す安全確保の考え方に沿いながら、まずは実験検証規模の装置から段階的に開発を進め、その先に商用炉を見据えた設計・評価の高度化を図っていく方針である。

本資料の作成に当たっては、慣性核融合エネルギーに関する産学連携の枠組みである IFE フォーラムの幹事と情報共有を行うとともに、片山一成先生(九州大学)、乗松孝好先生(大阪大学レーザー科学研究所 特任教授／EX-Fusion 顧問)からの助言・情報提供を踏まえて内容を整理した。なお、本資料の記載内容および見解は、EX-Fusion として現時点で考える安全確保の考え方を取りまとめたものであり、IFE フォーラムその他の関係機関の公式見解を示すものではない。

¹ 「高速点火レーザー核融合炉発電プラントの概念設計」、大阪大学レーザーエネルギー学研究中心／IFE フォーラム／レーザー技術振興会、2006 年 8 月：以下、KOYO-F 炉設計報告書と呼ぶ

² 「高速点火レーザー核融合実験炉概念設計委員会報告」、IFE フォーラム／レーザー技術振興会、2015 年 3 月：以下、LIFT 炉設計報告書と呼ぶ

I. EX-Fusion 開発ロードマップと本資料の位置付け	3
II. 規制庁確認事項.....	7
No.1 核融合反応の特徴と安全性	7
(連鎖反応が起こらない理由)	8
(外部電源喪失時の挙動)	8
(冷却機能喪失時の挙動)	8
No.2 フュージョン装置に係る放射線や放射性同位元素等の概要	12
2-1 トリチウムインベントリについて.....	12
2-2 発生する放射線の種類、エネルギー、フルエンス 等	19
2-3 放射性同位元素等(放射化物を含む)の核種、数量、重量、性状、分布 等	21
2-3-1 反応炉構造の種類と主な放射化物発生源	21
2-3-2 主な放射化核種と時間的特徴.....	21
2-3-3 最終光学系の放射化.....	24
2-3-4 その他の放射化物(遮蔽体・ダスト・冷却材・空気 等)	24
No.3 ハザード分析及び安全対策	25
3-1 トリチウム充填システムの安全性担保.....	25
No.4 従事者・公衆の被ばく線量評価	28
4-1 線量評価の考え方.....	28
4-2 水没真空容器について	29

I. EX-Fusion 開発ロードマップと本資料の位置付け

EX-Fusion のレーザーフュージョン開発ロードマップは、実験検証規模の装置から段階的に開発を進め、その成果を踏まえて発電検証装置、さらに発電実証炉および商用炉へと展開していく方針である。各段階において、物理実証、工学実証および安全評価を段階的に高度化することを基本としている。図 I-1 に、EX-Fusion におけるレーザーフュージョン炉開発ロードマップを示す。

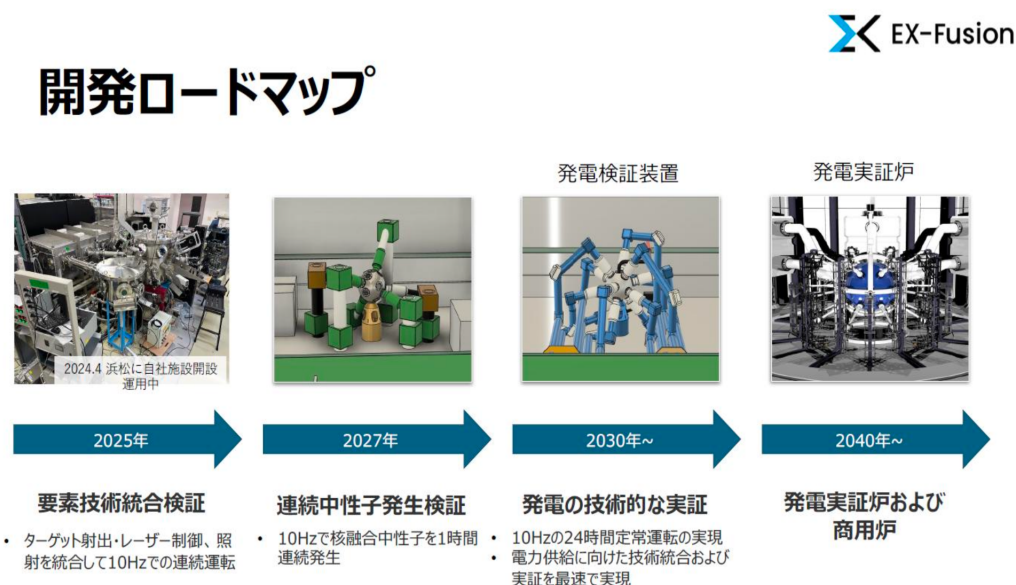


図 I-1 EX-Fusion のレーザーフュージョン炉開発ロードマップ

2025 年には、レーザーフュージョンの実現に不可欠なターゲット射出技術とレーザー制御照射技術を統合し、10 Hz での連続運転を実施することで、要素技術の統合検証を実証した。現在は、2027 年の連続中性子発生検証に向けた準備を進めている。これらの成果を踏まえ、2030 年以降に発電検証装置を立ち上げ、2040 年以降の発電実証炉および商用炉を見通した開発を計画している。

発電検証装置では、10 Hz・24 時間の定常運転を通じて、電力供給に向けた要素技術の統合および動作実証を行う。設計においては、レーザー投入エネルギーを上回る核融合出力、すなわちターゲット利得 1 (科学利得) 相当の条件も考慮している。発電実証炉では、外部への供給電力が施設内消費電力を上回る工学利得 1 以上の達成を目指す。図 I-2 に、発電検証装置および発電実証炉の主な仕様と開発スケジュールの計画イメージを示す。

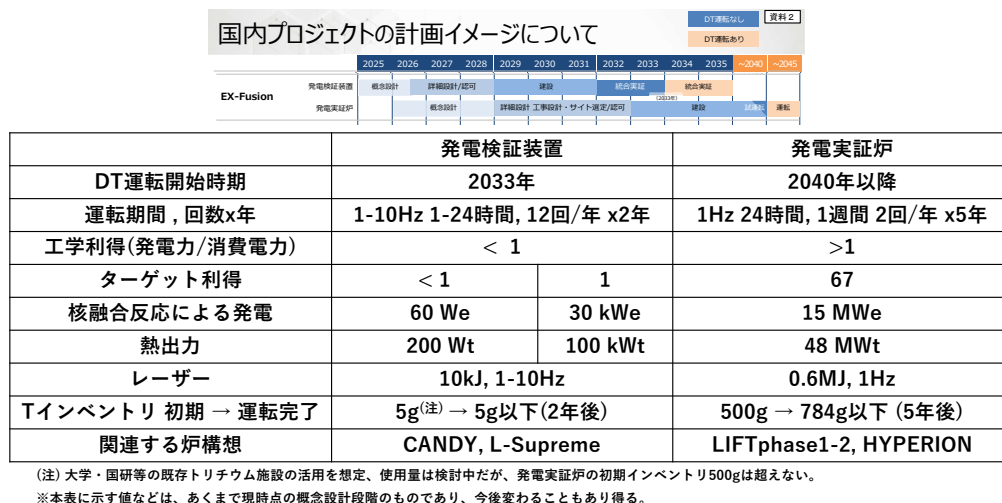


図 I-2 発電検証装置と発電実証炉の仕様と計画イメージ

計画イメージは、フュージョン装置の開発を進める事業者等との意見交換会合第3回会合 配布資料2より抜粋

発電検証装置では、10 kJ 級レーザーを用い、繰返し周波数 1-10 Hz での運転を想定している。核融合出力は 1 ショットあたり 20 J から 10 kJ の範囲とし、これに対応する平均核融合熱出力は約 200 Wt から 100 kWt、核融合反応に起因する電気出力は 10 Hz 運転時で約 60 We から 30 kWe と評価している。運転期間は 1～24 時間の範囲、運転回数は年 12 回程度であり、DT 運転期間は 2 年間を想定している。科学利得 1 の運転は、施設インベントリの制約からターゲット個数が 36,000 個/日(10Hz・1 時間)以内に制限される。核融合出力に幅を持たせているのは、2025 年 9 月以降に公表された先進的加熱方式におけるターゲット利得 1 相当の条件を考慮しているためである。ブランケットは、本装置が検証装置であることを鑑み、固体ブランケット、液体ブランケット含め、様々な方式を検討している。

ターゲット 1 個あたりのトリチウムインベントリは、核融合出力 20 J の爆縮高温化条件では約 1 μg、核融合出力 10 kJ の先進的加熱方式(科学利得 1 相当)では約 10 μg と評価している。これらのターゲットインベントリおよび想定運転時間を踏まえ、発電検証装置における施設全体の初期トリチウムインベントリは 5 g と設定している。この値は、発電実証炉で想定している 500 g の約 1/100 に相当し、すべてが放散性であると保守的に仮定した場合でも、IAEA の施設分類に基づく A/D₂ 値は 1 未満となる。このため、発電検証装置においても、施設カテゴリに関する評価結果は発電実証炉の場合と同等かあるいは緩和される。

ブランケットを装着した場合には、そのトリチウム増殖率に応じてインベントリが増加するが、科学利得 1 運用時のペレット燃焼率は 0.3%未満と小さい。1 回の運転(1Hz・24 時間)あたりのトリチウムインベントリは 0.28 g であり、ブランケット像倍率 1.07 を仮定した場合に新たに増加するインベントリ

は 0.7 mg に留まる。これは、初期インベントリ 5 g と比較して、1/10000 程度であり、施設全体のトリチウムインベントリ評価は変わらない。

なお、発電検証装置は、段階的に規模を拡大していく開発プロセスの初期段階に位置づけられており、QST で検討されている ITER サイズ原型炉と比較した場合、運転時間および核融合出力、ならびにそれに伴う熱出力の規模が小さい点が主な違いである。今後、装置仕様の具体化に応じて、比較可能な形での整理を進める。

発電実証炉では、0.6 MJ 級レーザーを用い、核融合出力は 1 ショットあたり約 40 MJ を想定している。これに対応する熱出力は、ブランケットにおけるエネルギー利得を 1.2 と仮定した場合、約 48 MW となり、電気出力は約 15 MWe を想定している。ブランケットは、LIFT-Phase2 で検討された加圧水冷却固体ブランケットを想定している。ターゲット利得は約 67 であり、外部への供給電力が施設内消費電力を上回る工学利得 1 以上の達成を目標としている。運転条件は、1 Hz で 1 週間の連続運転である。運転回数は年 2 回程度であり、DT 運転期間は 5 年間を想定している。

ターゲット 1 個あたりのトリチウムインベントリは 1 mg 以下と評価しており、燃料サイクル系および関連設備を含めた施設全体の初期トリチウムインベントリは 500 g と設定している。発電実証炉は、発電検証装置で確立した技術を前提として、発電性能およびエネルギー収支の実証を行い、商用炉に直接つながる技術開発を完了する段階に位置づけられる。トリチウムインベントリは、運転回数毎に 46g 程度増加するが、増加したトリチウムは非放散性として長期貯蔵系にて適切に管理する。5 年運転完了直後のインベントリは、784g 以下と評価される。

レーザー方式フュージョンでは、ターゲット 1 個あたりのトリチウムインベントリが極めて小さいという特徴を有しており、開発の比較的早い段階からトリチウムを用いた検証が可能である。特に発電検証装置規模では、施設全体のトリチウムインベントリをショット数および使用ターゲット個数に基づいて管理できるため、磁場方式と比較して、実験開発の検証段階において必要となるトリチウム量を低減できるという特徴を有している。

本資料の検討範囲について

安全性の説明については、熱出力およびトリチウムインベントリが大きい発電実証炉を代表ケースとして整理する。一方、発電検証装置については装置仕様の紹介にとどめる。このように、実際に計画している装置を明確に区別して示すことで、段階的に規制を検討していくという考え方に沿った整理とする。

なお、資料中の規制庁確認事項への回答においては、将来の商用炉を見据えた検討として、液体金属ブランケットを用いる Phase III (LIFT Phase III 相当)についても取り扱っている。これは、長期運転時の放射化物管理、トリチウム増殖・循環、冷却機能喪失時の挙動等について、商用炉を見通した技術的論点を整理することを目的としたものである。一方で、発電実証炉として求められる安全性の説明については、加圧水冷却を用いる固体ブランケット構成の Phase II 相当までを対象として整理しており、液体金属ブランケット特有の課題については、あくまで将来段階の検討事項として位置付けている。

II. 規制庁確認事項

No. 1 核融合反応の特徴と安全性

レーザー方式 D-T フュージョン炉は、慣性閉じ込め核融合エネルギー (Inertial Confinement Fusion Energy: IFE) に分類される方式である。ここでいう「慣性閉じ込め」とは、燃料を閉じ込める役割を磁場や容器に依存するのではなく、レーザー光や粒子ビーム等の照射によって圧縮・加熱された燃料自身の質量と慣性によって、極めて短時間だけ高温・高密度状態が維持されることを指す(図 1.1)。

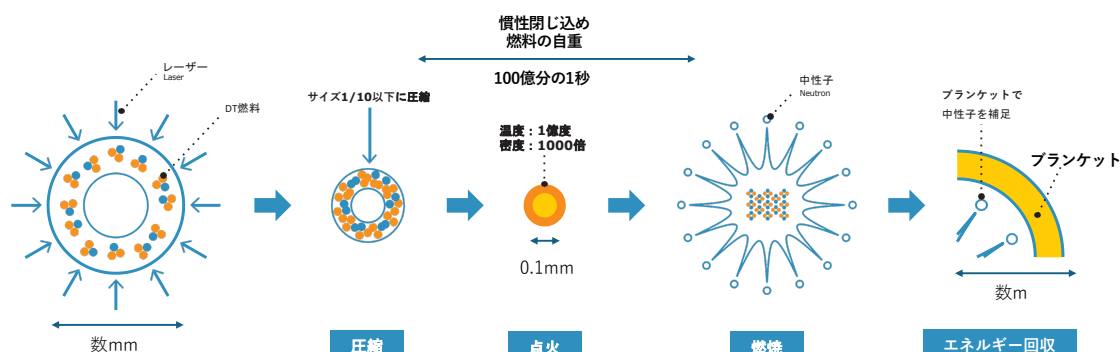


図 1.1 レーザー方式慣性閉じ込め核融合 (IFE) の概念

レーザー方式 D-T フュージョン炉では、核融合反応が発生する領域(燃料ペレット内部)と、そのエネルギーを受け止める領域(第一壁・ブランケット・構造材)が物理的にも時間的にも明確に分離している点が、核分裂炉とは本質的に異なる。核分裂炉のように、反応領域そのものが核反応と発熱を同時に担う構造ではなく、レーザー照射時にのみ局所的・瞬間的に反応が生じ、周囲の構造体はそのエネルギーを受動的に受け止める仕組みとなっている(図 1.2)。

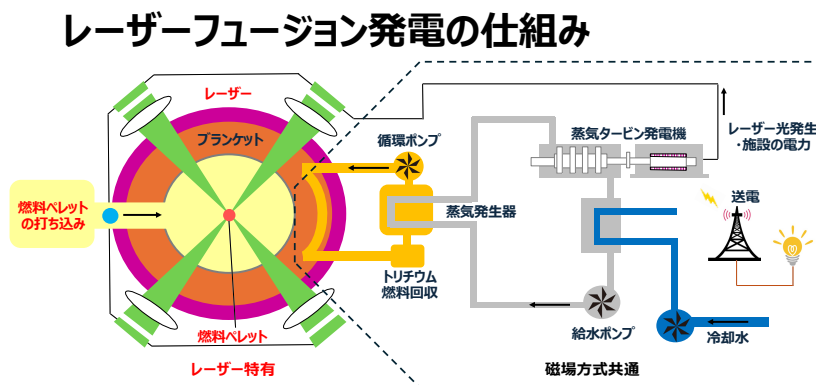


図 1.2 レーザーフュージョン発電のしくみ

(連鎖反応が起こらない理由)

レーザー方式 D-T フュージョン炉では、核融合反応はショットごとに独立して進行する。微小な D-T 燃料ペレット(ミリメートルサイズで、質量は mg 程度)を、1~10Hz 程度の繰り返しで外部から一ショットずつ反応炉に供給する。レーザーパルス照射によってペレットが圧縮・加熱され、その照射直後に約 100 ピコ秒程度だけ高温・高密度のプラズマ状態が形成され、この極めて短い時間にのみ核融合反応が生じる。点火条件に達した場合、点火プラズマ中では反応生成物であるアルファ粒子(ヘリウム)による自己加熱(アルファ加熱とよぶ)によって温度が上昇し、燃焼が促進され、燃焼波が伝搬する。このようなショット内の燃焼促進は、一旦成立すると自律的に進行し、ショット内で完結する。

なお、核分裂炉のように中性子が次の反応を引き起こし、装置内に存在する燃料全体へ連続的に反応が拡大していく「中性子連鎖反応」は成立しない。反応生成物であるヘリウムと中性子は高速で飛散してその場にとどまらず、次のショットの核融合反応には関与しない。また、反応空間である真空容器内には核融合反応を自立的に継続しうる量の燃料は存在せず、レーザー照射と燃料供給を停止した時点で新たな核融合反応は生じない。

レーザー核融合炉では 1 ショット当たりの燃料の燃焼率は最大 30%程度と評価されている。燃焼が進むと燃料自体の膨張が加速され、燃焼はショット内で終息するため、燃焼率は条件によって大きく増大することはない。正常燃焼時における炉体の温度変化は 0.5℃程度である。異常燃焼を仮定した場合でも、燃料が全量燃焼したとして、炉体の温度上昇は約 2℃にとどまる。したがって、当該ショット内の燃焼を途中で停止することはできないが、次のショットを中止すれば、以後の核融合反応は発生せず、安全性上の懸念が継続・拡大することはない。

(外部電源喪失時の挙動)

レーザー方式 D-T 核融合炉では、核融合反応は外部から供給される燃料ペレットとレーザーパルス照射によってのみ生じる外部駆動型である。このため、外部電源喪失によりペレット供給系やレーザー装置が停止すれば、新たな核融合反応は発生せず、「止める」という安全機能が炉の構造上自動的に満たされ、核融合反応は自ずと「止まる」。一方で、核融合反応が起きなくなった後の第一壁、ブランケット、構造材などの受熱構造物の挙動は、各構造物の材料特性とブランケットの形態(固体か液体金属か熔融塩か)、さらに想定する核融合出力や積算運転時間に依存する。

(冷却機能喪失時の挙動)

冷却材循環ポンプの停止などにより能動的な冷却機能を喪失した場合には、第一壁、ブランケット、構造材などの受熱構造物に残る熱が時間とともにどのように冷えるかが論点となる。これら受熱構

造物の温度挙動は、各構造物の材料特性とブランケットの形態（固体か液体金属か熔融塩³か）、さらに想定する核融合出力や積算運転時間に依存する。

例えば、ITER サイズ原型炉や 実験炉 LIFT-Phase II で想定されている水冷固体増殖ブランケット（低放射化フェライト鋼を構造材とし、 Li_2TiO_3 や Be_{12}Ti ペブル⁴を増殖材とする構成）を前提とした場合、誘導放射能に伴う崩壊熱は相対的に小さく、冷却材喪失時でも受動的な熱拡散と自然放熱によって温度上昇を設計許容範囲内に収めることが可能と見込まれる。

一方、LIFT-Phase III や発電プラント KOYO-F で検討されている液体金属ブランケット（LiPb）、ならびに海外で検討されている熔融塩（FLiBe 等）ブランケットでは、冷却材喪失時におけるポンプ停止後の流動停止、温度上昇、凝固の可能性を考慮する必要がある。このため、自然循環が成立する温度場の設計、凝固を回避または安全側に導く排出経路の確保、ならびに冷却材の熱容量・蓄熱挙動を含めた受動的挙動の評価が重要となる。

図 1.3 に LIFT-Phase3 チャンバーシステム概念図を示す。LIFT-Phase III では、液体金属 LiPb ブランケットを用いた運転を前提としており、反応炉下部には液体 LiPb 排出タンクを配置する設計としている。定常運用においては、シャットダウン時にブランケット中の LiPb を排出タンクへ移行させることができ、ポンプ停止や冷却機能喪失が生じた場合であっても、重力により LiPb が自然に炉下部の排出タンクへ移行する構成となっている。

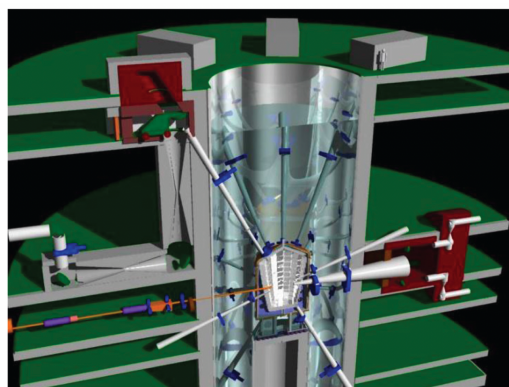


図 1.3 LIFT-Phase3 チャンバーシステムチャンバー、中央部チャンバーの下部にある円筒形の空間が液体 LiPb 排出タンク(文献 5 より)

³ 熔融塩とは、無機塩を高温で熔融して液体として用い、核融合炉において冷却、熱回収、トリウム増殖・回収などを担う作動媒体である。

⁴ ペブルとは、固体増殖ブランケットにおいて用いられる直径数 mm 程度の球状の固体材料を指す。

レーザー方式フュージョン炉における冷却材喪失時の安全性については、LIFT-Phase III (液体 LiPb ブランケット、出力 40 MJ/shot、160MW、半年連続運転)を対象とした 冷却材喪失事故 LOCA (Loss of Coolant Accident) 解析が実施されている⁵ (図 1.4)。

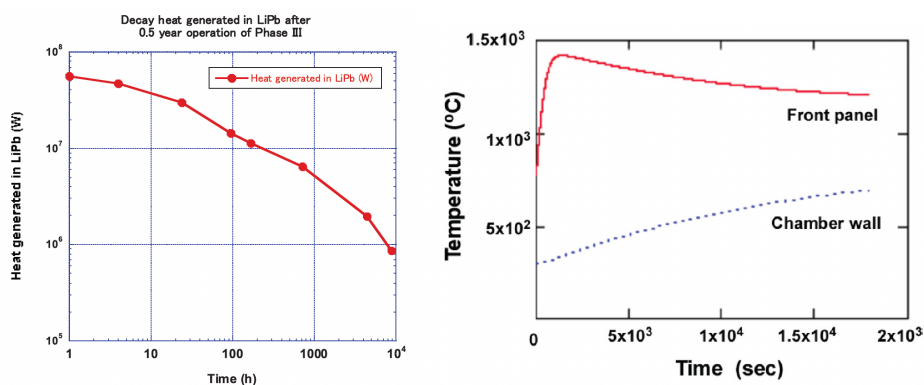


図 1.4 左:LIFT-Phase3 半年運転後の崩壊熱の時間変化、右:LOCA 時のフロントパネルとチャンバー壁の温度上昇変化(文献 5 より)

半年間連続運転後の LiPb 中の崩壊熱は約220MW であり、LiPb 総量を 980 トンと仮定すると、冷却が全く行われない場合でも LiPb 全体の温度上昇率は約 1.1 K/s にとどまる。温度上昇率については、崩壊熱が時間とともに低下するため、上昇が継続することはない、一定の範囲で定常的に落ち着くと判断している。

さらに、LOCA を想定し、すべての LiPb がチャンバー下部のタンクに排出された場合について、第一壁および真空容器の温度挙動を簡易評価している。この評価では、伝熱プロセスとして放射伝熱のみを考慮する保守的な簡略モデルを用いているが、それでも第一壁の最大温度は鉄の融点を下回り、熔融に至らないことが確認されている。一方で、高温によるクリープ変形⁶は生じ得るため、構造設計および交換性の観点からの検討は必要とされている。また、LiPb 排出タンク表面温度はタンク構成および表面積の取り方によって 850-1100 K 程度になると評価されており、補助的な冷却設備を備えることで、安全余裕を確保できると考えられる。以上を踏まえ、今後の設計においては、排出タンク直下に複数の放射状サブタンクを配置して放熱表面積を増大させる構成など

⁵ T. Norimatsu et al., "Conceptual design and issues of the laser inertial fusion test (LIFT) reactor—targets and chamber systems" Nucl. Fusion 57, 116040 (2017).

⁶ クリープ変形とは、高温環境下で材料に一定の応力が長時間作用すると、弾性限界以下でも時間とともに徐々に進行する塑性変形である。

を検討対象とし、LOCA 時における受動除熱能力を向上させるための具体的な設計検討を進めることが課題となる。

以上より、レーザー方式フュージョン炉では核反応自体が自然に停止し、冷却機能喪失時においても崩壊熱は炉構造の溶融に至らないレベルに留まることが、LIFT-Phase III の LOCA 解析により確認されている。

No. 2 フュージョン装置に係る放射線や放射性同位元素等の概要

本章では、レーザー方式フュージョン炉における放射線および放射性同位元素等の取り扱いを、発生源に応じて整理して示す。まず 2-1 では、燃料として使用するトリチウムおよび燃料サイクル系に保持される放射性物質(トリチウムインベントリ)を示す。次に 2-2 では、真空容器中心部のターゲット照射領域から放出される放射線について整理する。さらに 2-3 では、2-2 で示した炉心からの放射線、とくに中性子が第一壁・ブランケット・構造材に入射し受け止められる過程で生じる誘導放射能、すなわち放射化物の核種・数量・性状・分布について整理する。

2-1 トリチウムインベントリについて

EX-Fusion が現段階で検討している発電実証炉は、国内で検討された実験炉 LIFT-Phase II の仕様を基本としている(図 2.1.1)。LIFT-Phase II は、レーザー慣性核融合によって得られる中性子・X 線エネルギーを、固体トリチウム増殖ブランケットで受け止めて熱に変換し、発電までを実証することを目的としたコンセプト炉である。

レーザーフュージョン炉(参考 実験炉LIFT-PhaseII)

	LIFT Phase II
形式	レーザー
反応	DT
運転方式	パルス 1Hz、1週間
核融合出力	40MWt
電気出力	15MWe
装置サイズ	80m×80m×80m (反応炉遮蔽)
反応炉サイズ	球 (R 3.5m)
施設全体インベントリ 初期装荷	500g以下 炉内投入 38g/日
目標利得G	67
目標利得(発生電力/消費電力)	>1
燃焼率	16%
ブランケット冷却材	水冷却固体増殖材(Li ₂ TiO ₃ , Be ₁₂ Ti 混合ペブル, LiPb等)
冷却剤温度(入口/出口)	290/325度 加圧水15.5MPa
TBR	1.07 (天然Li)
照射/点火方式	直接照射/高速点火

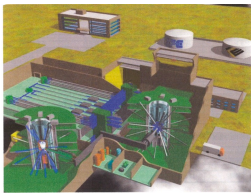


図 1.7 Phase II 炉心時の鳥瞰図

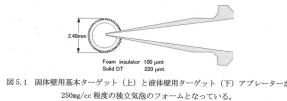
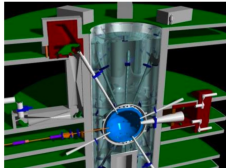


図 5.1 固体増殖基本ターゲット (上) と固体増殖ターゲット (下) アブレーション

Phase II チェンバーの大きさで決まる



ターゲット
インベントリ
0.44 mg/個
38 g/日

高速点火レーザー核融合実験炉概念設計委員会報告(平成27年3月)
IFEフォーラム/レーザー核融合技術振興会

図 2.1.1 レーザー方式フュージョン炉発電実証

内径 3.5m の真空容器内面には第一壁としてタングステン(W)を配置し、その外側に、磁場閉じ込め方式で検討されている概念を参考とした水冷却固体増殖ブランケットを設ける。ブランケットは、Li₂TiO₃ および Be₁₂Ti の混合ペブル層、ならびに LiPb 等から構成されるトリチウム増殖領域を有し、一次冷却材には加圧水を用いる構成である。本設計で用いるトリチウム増殖比(TBR)は、天然リチウムを仮定し、ビームポート・排気ポート・配管スペースを含む実際の炉構造を三次元ジオメトリとしてモデル化した PHITS 解析⁷結果を反映した値として 1.07 とした。トリチウムインベントリ評

⁷ PHITS 解析とは、中性子やガンマ線などの放射線輸送と相互作用をモンテカルロ法で計算し、線量、放射化、発熱分布などを評価する数値解析である。

価にあたっては、燃料系およびブランケット系を含む炉全体に存在する初期トリチウムの総量が 500 g 以下となるように、運転時間(連続運転期間)を調整する。これは、現行制度下での放射性同位元素としてのトリチウム取扱量との対応関係を明確にし、安全性評価および規制上の位置づけを検討するためのケーススタディとして設定したものである。

図 2.1.2 は、ITER サイズ原型炉を参考としたレーザー方式フュージョン炉の燃料システム構成例を示すものであり、燃料系全体を領域 A～F に区分している。図中の A は反応炉内での燃料回収ループ、B は燃料カプセル充填系への供給を担う燃料貯蔵ループ、D はブランケットからのトリチウム回収ループを表し、これに加えて不純物処理系、トリチウム水処理系、水処理・換気系、一次冷却系、ホットセルなどを含めた領域 C、E、F を設定している。

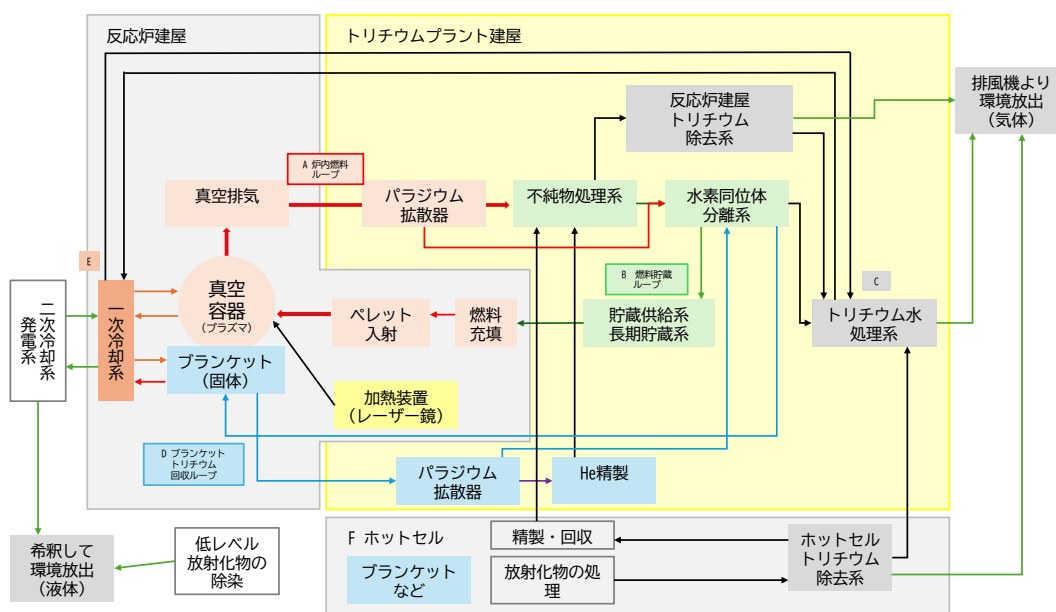


図 2.1.2 レーザー方式フュージョン炉 燃料システムの構成例:

QSTITER サイズ原型炉資料をもとに作成

磁場閉じ込め方式とレーザー方式における燃料システム構成の違いは、炉内で未燃焼トリチウムを循環利用するループと、外部から燃料を供給するループの役割分担にある。磁場閉じ込め方式では、ITER サイズ原型炉に示されるように、真空容器内に投入した DT 燃料の大部分が燃え残って排気されるため、A に相当する「排気→回収→分離精製→再供給」の循環ループが主役となり、B は不足分を外部貯蔵から補うサブ系として機能する。一方、レーザー方式では、DT 燃料を事前にカプセルへ氷として充填し、反応ごとに1個ずつ炉へ投入する離散供給が基本であるため、A で炉内から回収され不純物処理系を経た未燃焼トリチウムは、そのまま炉内に再供給されずに、一旦 B の貯蔵供給系へ戻される。この貯蔵供給系では水素吸蔵合金による固体貯蔵を採用し、

通常は金属水素化物として非放散性の形態で保管し、運転時のみ昇温・脱離により燃料系へ供給する。

D のブランケット回収ループは ITER サイズ原型炉の固体ブランケット概念と同様に、燃焼で消費したトリチウムを増殖・回収し燃料系へ戻す役割を担う。貯蔵供給系については水素吸蔵合金による固体貯蔵を採用し、通常は金属水素化物として非放散性の形態で保管し、運転時のみ昇温・脱離により燃料系へ供給する。

各領域におけるトリチウムの存在形態(気体、液体、固体、金属水素化物など)とおおよその分布を表 2.1.1 に整理して示すとともに、各領域の代表的な運転条件におけるトリチウムインベントリと、その算出根拠を表 2.1.2 にまとめて示す。

表 2.1.1 燃料システム構成例における領域とその対象機器におけるトリチウムの性状

領域(機器)	トリチウムの性状
A (真空容器・プラズマ)	固体→水素ガス
A(真空容器・第一壁)	トラップ・固溶・吸着
A (ペレット入射)	固体水素/液体水素・水素ガス
A (燃料充填)	液体水素・水素ガス・固体水素
A(パラジウム拡散器)	気相:水素ガス・水素化合物 パラジウム合金内:トラップ・固溶・吸着
B (不純物処理系)	水素ガス・水蒸気・水素化合物
B (水素同位体分離系)	液体水素・水素ガス
B (貯蔵供給系・長期貯蔵系)	水素化物・水素ガス
C(トリチウム水処理系)	水・水素ガス
D(ブランケットトリチウム回収系)	ページガス中:水素ガス・水蒸気 材料中:トラップ・固溶・吸着
D(パラジウム拡散器など)	気相:水素ガス・水素化合物 パラジウム合金内:トラップ・固溶・吸着
E(1 次冷却系)	水 配管:トラップ・固溶・吸着
F(ホットセル系)	使用済み材料中:トラップ・固溶・吸着 気相:水素・水蒸気・水素化合物

表 2.1.2 トリチウムインベントリ

領域(機器)	運転開始前		運転中(1 日目)		運転終了(1 週間後)	
	インベントリ	A/D ₂	インベントリ	A/D ₂	インベントリ	A/D ₂
A (真空容器・プラズマ)			0.00045	0.0008		
A(真空容器・第一壁)			3	-----	3	-----
A (ペレット入射)			1.6	0.28		
A (燃料充填)	200	35.6	200	35.6		
B (プラズマ排ガス処理系)			1.8	0.32	4.1	0.73
B (水素同位体分離系)			10	1.78	10	1.78
B (貯蔵供給系・長期貯蔵系)	300	-----	>281	-----	521	-----
C(トリチウム水処理系)			0.39	0.069	2.8	0.50
D(ブランケットトリチウム回収系)			1.66	0.295	4.6	-----
D(パラジウム拡散器)			0.1	0.018	0.1	0.018
E(1 次冷却系)			0.4	0.071	0.4	0.071
F(ホットセル系)						
合計 (うち放散性トリチウム)	500 (200)	35.6	> 500 (216)	38.4	546 (17.5)	3.10

トリチウムの D₂ 値は、5.62g。

運転停止後のブランケット中のトリチウムは、ブランケットに残留しているため非放散性に分類。

表 2.1.3 レーザー方式フュージョン炉におけるトリチウムインベントリ

	運転シナリオ	ペレット T 重量	積算 T 重量 1 日	施設インベントリ 初期/1 シリーズ(1 週間)/10 シリーズ(5 年間)
EX-Fusion	核 融 合 出 力 40MJ、1Hz	0.45 mg/個	39 g / 日	500g/546g/784g

トリチウムインベントリは、ブランケットにおけるトリチウム増殖率と運転時間に応じて増加する。また、パラジウム拡散器などの不純物処理系において、トリチウムが一時的に滞留することにより、特定の領域のインベントリが増加する。本評価では、1 回の運転(10Hz・24 時間・7 日間)あたり、ブランケットでのトリチウム増殖によりインベントリが約 46g 増加すると見積もっている(表 2.1.3)。運転計画として、年 2 回の運転を 5 年間継続することを想定すると、運転完了直後のインベントリは、半減期 12.3 年の放射性崩壊を考慮した場合、784g となる(図 2.1.3)。

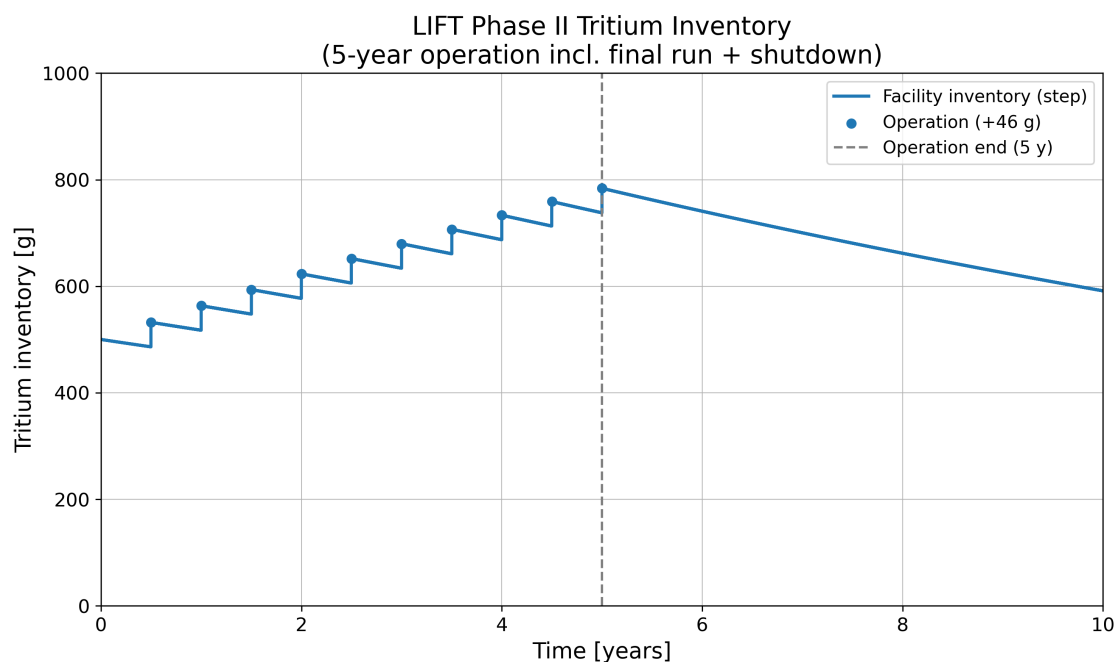


図 2.1.3 LIFT-Phase2 におけるトリチウムインベントリの推移

増加したトリチウムは、貯蔵供給・長期貯蔵系にて適切に管理し、非放散性として取り扱う。これらを踏まえると、5 年間運転終了直後の A/D₂ 値は、放射性崩壊を考慮しない保守的評価においても約 31 と評価される。したがって、運転開始時と同様に、5 年間の運転終了後においても施設カテゴリの基準である A/D₂ 値 100 を超えることはなく、施設カテゴリは運転開始時から変更されない。

○領域 A(真空容器・プラズマ、ペレット入射)のトリチウムインベントリ算出根拠

DT 燃料 1 g あたりの核融合エネルギーは 337 GJ/g であり、燃焼率 16%を仮定してパルスあたりの核融合出力から燃料ペレット中の T 重量が算出される。真空容器にはショットあたり 1 個の未燃焼ペレットのみが供給されるため、真空容器・プラズマ中のトリチウムインベントリは、ペレット 1 個分のトリチウム重量で評価する。

○A(真空容器・第一壁)トリチウムインベントリ算出根拠

第一壁を直径 3.5 m、厚み 1 mm のタングステンとする。40 MJ・1 Hz・燃焼率 16%で 1 週間運転した場合、真空容器内を通過するトリチウムの累積量は 266 g となる。安全側の仮定として、その 1%がタングステン第一壁中に注入・トラップされるとみなすと、1 週間連続運転時に第一壁に蓄積されるトリチウム量は約 3 g である。評価にあたっては、プラズマ・イオン照射試験に基づく「表面 0.1 mm に 1 at.% 程度まで水素同位体が保持され得る」という知見⁸ [2-1-1] を、磁場閉じ込め装

⁸ 波多野雄治ほか、「直線型プラズマ生成装置を用いたプラズマ・壁相互作用研究」、プラズマ・核融合学会誌, 90, p. 489-495 (2014).

置で得られた結果を材料側の上限指標として保守的に準用すると、タングステン第一壁の飽和インベントリは約 50 g 規模と見積もられる。したがって、レーザー方式の想定運転条件下で想定される 3 g は飽和容量より十分小さく、サイト全体トリチウムインベントリへの寄与は限定的である。

○領域 A(ペレット入射)のトリチウムインベントリ算出根拠

DT 燃料 1 g あたりの核融合エネルギーを 337 GJ/g とし、40 MJ/ショット、燃焼率 16%の条件から、1 ペレットあたりに封入されるトリチウム質量は 0.45 mg と算出される。本装置では、真空容器近傍のターゲット供給部には、1 時間分のペレットのみを待機させる設計とし、繰返し周波数 1 Hz より 1 時間あたりのペレット数は 3,600 個である。したがって、ペレット入射系におけるトリチウムインベントリを $3,600 \times 0.45 \text{ mg} \div 1.6 \text{ g}$ と評価する。

○A(燃料充填)トリチウムインベントリ算出根拠

ターゲットカプセルへの DT 燃料充填方式としては、代表的なものとして、カプセル外側から高温・高圧の DT ガスを印加し、ペレット殻材(燃料を封入する中空ペレットの外殻材料)を透過させて内部に燃料を導入するガス拡散法⁹と、微小フィルホール付き中空カプセルを液体 DT プールに浸漬し、加熱により中空カプセル内に液体 DT を導入する液中加熱法¹⁰がある。

ここでは、KOYO-F 概念設計で検討されている方式に倣い、液中加熱法で検討した。中空カプセルをトレイに保持し、容積がリットル程度の液体 DT を収容する小型プールに順次浸漬して燃料キャビティ内に液体 DT を導入した後、別ステーションでフィルホールを封止する構成である。液体 DT の密度を 0.25 g/cm^3 、D:T=1:1 混合と仮定すると、本プール 1 基に含まれるトリチウム質量はおおよそ 100 g 程度となる。運転時の温度変動に伴う密度変化や液面マージン、将来的なスループット向上による液量増加を見込んで、設計上は 約 2 倍の安全マージンをとり、1 基あたりのトリチウムインベントリ上限を 200 g 以下に設定した。定常運転時にターゲットカプセル側へ移行するトリチウム量は、このプール 1 基に保持されるトリチウム量の一部にとどまるため、ターゲット製造ラインにおけるワークインベントリは液体 DT プール 1 基と配管・気相部に限定される。トリチウムの長期貯蔵は別建屋・別設備において水素化物としておこない、そこから本プールへ段階的に供給することで、燃料供給の安定性とインベントリ管理の容易性を両立させる。運転終了後は、貯蔵供給系・長期貯蔵系で保管される。

○B(プラズマ排ガス処理系)トリチウムインベントリ算出根拠

⁹ 乗松孝好:「解説 レーザー核融合研究の進展, 1.3 レーザー核融合技術の進展, 1.3.3 ターゲット技術」, プラズマ・核融合学会誌, 81 増刊, p.76 (2005).

¹⁰ 乗松孝好ほか, 「小特集高速点火レーザー核融合発電プラント (KOYO-Fast) の概念設計 4. ターゲット製造・インジェクション系設計」プラズマ・核融合学会誌 82, p. 829 (2006).

パラジウム拡散器と不純物処理系で構成される。パラジウム拡散器の気相のインベントリは、有効容積を 10L と仮定し、運転圧力 0.1 MPa、ライン中のトリチウム分率を 49% と仮定し、理想気体式によりガス相トリチウム量を概算すると約 1 g となる。パラジウム拡散器構造材のインベントリは、1 日あたり 39g のトリチウムガスが通過するので、パラジウム膜および装置内部に一時的に保持される量を全流量の 1% (約 0.39 g) 以下と保守的に仮定する。不純物処理系に保持されるトリチウムインベントリについては、触媒酸化器・乾燥塔・配管部を含む有効容積を 10 L、運転圧力 0.1 MPa、不純物ライン中のトリチウム分率を 1% と仮定し、理想気体式によりガス相トリチウム量を概算すると約 0.02 g となる。吸着棟のインベントリは、1 日に 39g/日のトリチウムガスが通過し、その 1% が不純物化合物とすると、1 日あたりのインベントリは 0.39g で、運転終了 7 日後には、2.7g となる。

○B(水素同位体分離系)トリチウムインベントリ算出根拠

水素同位体分離系に保持されるトリチウムインベントリについては、QST による ITER 規模原型炉の評価値(核融合出力 500 MW に対して約 125 g)を基準とし、インベントリが平均 DT 燃料処理量、ひいては核融合出力に概ね比例すると仮定してスケーリングした。本装置の核融合出力は 40 MW であり、ITER 原型炉の約 1/10 規模と見なせることから、10 g を上限とした。なお、実際にはレーザー核融合方式では、磁場方式と比べて一桁以上高い燃焼率となることから、同一出力あたりの燃料処理量はさらに小さくなると考えられる。この処理量に対応可能な同位体分離システムの開発が必要である。

○B(貯蔵供給系・長期貯蔵系)トリチウムインベントリ算出根拠

長期貯蔵系については、「1 週間連続運転に必要なトリチウムを外部補給なしで賄えるだけ貯蔵する」ことを設計条件とし、供給量と消費量が同程度であるとみなして、1 週間運転分として約 270 g を確保する必要がある。運転条件のばらつきや充填・回収過程でのロスを考慮して安全側に丸め、本検討では長期貯蔵系に保持するトリチウムインベントリの上限を 300g と設定する

○C(トリチウム水処理系)トリチウムインベントリ算出根拠

40 MJ・1 Hz・燃焼率 16% 運転時に装置全体で取り扱うトリチウム 39g/日のうち、漏えい水・洗浄水・ドレンとして水系に移行する最大 1% (約 0.39 g/日) が流入すると保守的に仮定する。トリチウム水処理系タンクは 7 日分の貯留を想定し、これより C 系のトリチウムインベントリ上限を 2.8 g と評価する。

○D(ブランケットトリチウム回収系)トリチウムインベントリ算出根拠

40 MJ・1 Hz、燃焼率 16% 運転条件では、1 日あたりに核融合で燃焼するトリチウムは 6.2 g/日となる。ブランケットのトリチウム増殖比 TBR = 1.07 を仮定すると、ブランケットで増殖されるトリチウム量は 6.63 g/日となる。本装置では He/H₂ パージガスによるオンライン抽出方式を採用し、ブラ

ンケット中に滞留するトリチウムの平均滞留時間を 6 時間と仮定する。したがって、ブランケット中に一時的に保持されるトリチウム量は $6.63 \text{ g/day} \times 0.25 \text{ day} \doteq 1.66 \text{ g}$ と評価される。

運転終了後には、運転期間中に増殖されたトリチウム総量の 10% がブランケット内に残留すると仮定する。

運転期間中にブランケットで増殖されるトリチウムは、1 回あたり 7 日間運転、運転回数 2 回/年、運用期間 5 年を考慮すると、 $6.64 \text{ g/日} \times 7 \text{ 日/回} \times 2 \text{ 回/年} \times 5 \text{ 年} = 464.8 \text{ g} \doteq 465 \text{ g}$ となる。

○D(パラジウム拡散器など)トリチウムインベントリ算出根拠

パラジウム拡散器のインベントリは、有効容積を 10L と仮定し、運転圧力 0.1 MPa、トリチウム分圧を 1Pa に制御する。理想気体に換算すると、気相中のインベントリは $25 \mu \text{ g}$ となる。ブランケットトリチウム回収系のパラジウム拡散器は、ブランケットで増殖される 6.2 g/日のトリチウムガスが全量通過するが、パラジウム膜および装置内部に一時的に保持される量を全流量の 1% (約 0.06 g) 以下と保守的に仮定する。1 日分の処理量が装置内に滞留し得ると見込んでも、パラジウム拡散器としてのトリチウムインベントリ上限は約 0.1 g 程度と評価する。

○E(1 次冷却系)

E(1 次冷却系)は、ブランケットで増殖されるトリチウム 6.2 g/日のうち、構造材透過等により一次冷却材に移行する量を全体の 1% (約 0.06 g/日)と保守的に仮定する。一次冷却ループ内に 7 日分滞留するとし、インベントリ上限を約 0.4 g と評価する。

○貯蔵供給・長期貯蔵系に存在するトリチウムは緊急事態/事象中に制御できなくなる可能性のある放射性核種に該当しないことの説明

環状磁場閉じ込めと同じ考えを適用できる。

貯蔵供給系長期貯蔵系では、トリチウムを、磁場方式と同様の水素吸蔵合金(ジルコニウム・コバルト等)に貯蔵する。トリチウムは、水素吸蔵合金中に、水素化物として吸蔵されているため、緊急事態/事象中に制御できなくなる可能性のある放射性核種に該当しないと考えられる。

○真空容器(対向壁中)及びホットセル領域に存在するトリチウムは緊急事態/事象中に制御できなくなる可能性のある放射性核種に該当しないことの説明

環状磁場閉じ込めと同じ考えを適用できる。

2-2 発生する放射線の種類、エネルギー、フルエンス 等

レーザー方式 D-T フュージョン炉で発生する放射線は、3.5 MeV のアルファ粒子と 14.1 MeV の中性子である。アルファ粒子は飛程が極めて短く、燃料ペレット内ではほぼ停止して自己加熱に寄与し、一部が第一壁に到達する。一方、中性子は飛程が長いので燃料ペレット外に放出され、主にブランケットで減速・吸収されることで、ブランケットおよび周辺構造材に熱負荷と放射化を生じる。

さらに、採用する照射方式や点火方式に応じて、核融合反応に由来する放射線に加え、レーザー照射に伴う放射線成分が発生する。間接照射方式レーザー核融合では、高 Z 材からなるホーラム¹¹内でレーザー光が吸収されることにより、keV 領域 X 線が発生する。また、高速点火方式では、超高強度レーザーを用いるため、レーザーとプラズマとの相互作用により、高エネルギー電子・MeV 級イオン・パルス状 X 線・ γ 線などが発生する。

これらの放射線成分により、ペレット殻材・ホーラム材にエネルギーが付与され、条件によってはその一部が放射化する。これら放射線のエネルギー分担や時間発展は、レーザープラズマシミュレーションおよび点火・燃焼シミュレーション等の数値計算コードを用いて評価する。高速点火方式の燃焼燃料から放出される各担体のエネルギーを、2次元燃焼コード FIBMET¹²を用いて解析した結果を示す(図 2.2.1)。投入レーザーエネルギー1.1MJ、核融合出力 200 MJ において、中性子は放出エネルギーの80%(160 MJ)を担う。アルファ粒子は残りの20%を担うが、内70%は主燃料に付与されるため、6%(12 MJ)が燃料から外に放出される。X 線輻射出力は1%(2MJ)程度で、残りの10%(20 MJ)程度は、主として DT プラズマが担う。

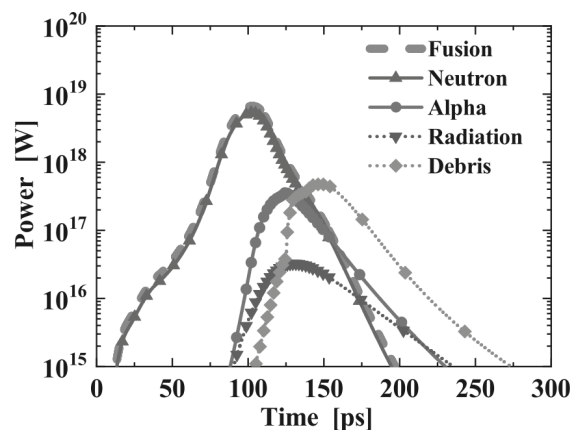


図 2.2.1 核融合出力と輻射、中性子、アルファ粒子、デブリ(プラズマ)出力の時間発展。

炉心から 0.26mm の境界における値¹³

¹¹ ホーラムとは、間接方式レーザー核融合で用いられる、レーザー光を X 線に変換して燃料ペレットを間接的に加熱・圧縮するための容器構造。

¹² 2 次元燃焼コード FIBMET とは、レーザー核融合における爆縮後の燃焼進展を対象に、相対論的 Fokker-Planck 方程式による高速粒子輸送と流体方程式を結合し、燃料中の核反応とエネルギー伝播を二次元で解析する数値流体解析コードである。

¹³ 森芳孝、城崎知至 “レーザー核融合ロケット推進のための核融合燃料と推進剤設計” J. Plasma Fusion Res. Vol.97, No.11(2021)628-633.

2-3 放射性同位元素等(放射化物を含む)の核種、数量、重量、性状、分布 等

レーザー方式フュージョン炉における放射化物は、第一壁・ブランケット・真空容器・遮蔽体などの炉構造と、それらに用いる材料に応じて、発生部位と主な核種が決まる。本節では、反応炉構造を3 類型に整理した上で、代表的な放射化物の発生源と核種の特徴を示す。

2-3-1 反応炉構造の類型と主な放射化物発生源

タイプ A: 固体第一壁中心構造(例: LIFT Phase I)

- 構成: SUS316 固体第一壁、SUS316 真空容器、ブランケットなし
- 主な発生源: SUS316(第一壁・真空容器)、遮蔽コンクリート(^{152}Eu)
- 特徴: 中性子が固体第一壁と真空容器に直接入射し、これらが主要な放射化領域となる。

タイプ B: 固体ブランケット構造(例: LIFT Phase II、FALCON-D)

- 構成: W + F82H 第一壁、固体増殖材($\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Be}_{12}\text{Ti}$)、F82H/SUS316 真空容器
- 主な発生源: W(第一壁表面)、F82H(第一壁支持・ブランケット構造材)、固体増殖材内部
- 特徴: 放射化物は第一壁とブランケットに集中し、真空容器の寄与はタイプ A より小さい。

タイプ C: 液体金属ブランケット構造(例: LIFT Phase III、KOYO-F)

- 構成: 流動 LiPb 薄膜第一壁、F82H 構造材、LiPb ブランケット、SUS316 真空容器
- 主な発生源: LiPb 内の誘導核種(Po-210 [Bi 起源]、 Hg-203 [Pb 起源])、F82H 構造材
- 特徴: 放射化物の大半が LiPb 液相内に保持され、W 系ダスト・放射化物は生じない。

2-3-2 主な放射化核種と時間的特徴

誘導放射能は、DT 反応で発生する 14.1 MeV 中性子による (n, γ) 、 (n, p) 、 (n, α) 反応が支配的であり、アルファ粒子による核反応の寄与は十分小さいものとして、中性子起因の反応を対象とする。LIFT の評価では、モンテカルロ輸送計算コード PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System) が用いられ、第一壁・真空容器・遮蔽体に対する中性子スペクトルと放射能分布が解析されている。

放射化計算環境について

放射化評価については、PHITS を用いた定量的な解析を実施している。放射化に伴う発熱については、崩壊熱に加えて、中性子と照射材料との相互作用により生じる二次ガンマ線(中性子捕獲

反応等に伴う即発ガンマ線および放射化核種の崩壊に伴う遅発ガンマ線)を含む生成熱全般を評価対象としている。

評価手法および使用したコード・核データは以下のとおりである。

- LiPb 中に生成される Po 等の放射化核種については、PHITS により評価しており、核反応断面積データとして JENDL-4.0 を使用している。
- Phase I における SUS チェンバーおよびコンクリート基盤の放射化評価については、PHITS ver.2.64 および ver.2.71 を用い、同様に JENDL-4.0 の断面積データを使用している。
- Phase II については、PHITS ver.2.72 に加え、付帯ソフトウェア dchain-sp を用いて、生成された放射性核種による放射線場および時間変化を含めた評価を行っている。

放射化核種の崩壊様式、放出される放射線エネルギー、半減期などの核データについては、米国ブルックヘブン国立研究所が公開している核データベース NuDat2.6 を参照している。これらのデータには、中性子捕獲反応に伴うガンマ線放出や、各核種の崩壊熱評価に必要な情報が含まれている。

- 主要核種(構造共通)
 - Fe/Ni/Co 系(SUS316・F82H):⁵⁴Mn、⁵⁵Fe、⁶⁰Co、⁵⁹Ni、⁶³Ni
 - W 系(タイプ B のみ):¹⁸¹W、¹⁸⁵W、¹⁸⁶Re
 - 固体ブランケット材(Li₂TiO₃/Be₁₂Ti):¹⁰Be 等
 - 液体金属(タイプ C):Po-210(Bi 起源)、Hg-203(Pb 起源)
 - 遮蔽コンクリート:¹⁵²Eu
- 時間的特徴
 - 停止直後:Mn、Fe 系短寿命核種が支配的
 - 数年～十数年:⁶⁰Co が支配的
 - 長期:⁶³Ni、¹⁰Be、¹⁵²Eu などの長寿命核種が残留
 - タイプ C(液体 LiPb ブランケット) では、Po-210 や Hg-203 は半減期が比較的短く、短～中期で減衰し、長期残留核種は主として構造材・遮蔽体中の核種となる。

表 2.3.1 に Phase-I と II における中性子総量と運転直後、1 ヶ月後における発生 RI 数を示す。図 2.3.1 LIFT-PhaseII 1 週間運転シャットダウン後の RI 量。1000 日以降でブランケット部が高めなのは増殖したトリチウムがそのまま残されているためである。

表 2.3.1 Phase-I と II の中性子総量と発生 RI 数(LIFT 炉設計報告書より)

	総中性子数	RI 量(Bq)	
		停止直後	1 ヶ月後
Phase I	1.47E+21	7.50E+16	6.51E+11
Phase II	8.89E+24	4.40E+18	4.86E+16
比率	6048	59	74630

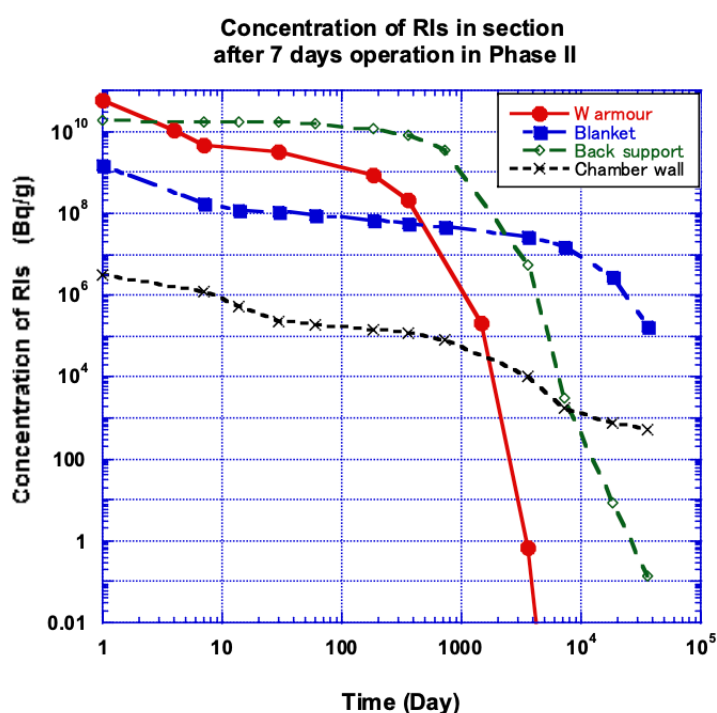


図 2.3.1 LIFT-PhaseII 1 週間運転シャットダウン後の RI 量。1000 日以降でブランケット部が高めなのは増殖したトリチウムがそのまま残されているためである。(LIFT 炉設計報告書より)

Ni59 について

Ni59 は、SUS316 等の構造材中で中性子照射により生成される長寿命放射化核種(半減期約 7.6×10^4 年)であり、放射化物の核種組成評価においては把握対象となる。一方、LIFT Phase I の評価結果(表 6.6、図 6.33)に基づけば、Ni59 の放射能は 16 MJ×100 ショット後で約 4×10^6 Bq 程度と小さく、電子捕獲崩壊に伴う低エネルギー放射線のみを放出することから、外部被ばく線量への寄与は極めて限定的である。実際、3 年間運転を想定した場合でも、運転停止後の線量評価は Mn54(半減期 312 日)は Co60(半減期 5.27 年)といった中・長期核種が支配しており、Ni59 の線量寄与は Mn54 と比べて少なくとも 10^7 分の 1 程度と評価される。したがって、Ni59 は長

期に残存する核種としてインベントリ上は整理するものの、運転停止後の線量評価、遮へい設計、作業制限条件を左右する管理核種には該当しない。

2-3-3 最終光学系の放射化

レーザー方式フュージョン炉では、ターゲットへレーザー光を導入するため、ビームダクト、真空窓、最終ミラーなどから構成される最終光学系を設置する。これらはビームダクトを通じてターゲット照射領域(真空容器中心部)を直視する配置となるため、中性子ストリーミングおよび散乱中性子により、第一壁と同様に 14 MeV 級中性子の照射を受ける。基板の SiO_2 および主要な誘電体多層膜(SiO_2 、 Al_2O_3 など)については、生成核種の多くが短寿命であり、長期間にわたり高い放射能を保持する可能性は小さい。 Ta_2O_5 、 HfO_2 、 Nb_2O_5 、 TiO_2 などの材料では長寿命核種が生成し得るものの、光学膜自体の絶対質量が小さいことから、炉全体の放射化インベントリを支配する要因にはなりにくい。長期的な放射化の寄与としては、光学素子よりも、最終光学系の支持構造など金属部(SUS 系、アルミ合金等)が支配的となるため、最終光学系の評価においては、光学素子と支持構造を一体の系として取り扱う。

Si32 について

最終光学系に用いられる SiO_2 では、長寿命核種として $\text{Si}32$ (半減期約 150 年) が生成され得る。 $\text{Si}32$ は理論的には高速中性子による高エネルギー反応や二次反応により生成し得るが、想定される中性子条件下では寄与は小さいと考えられる。必要に応じて今後の検討課題とする。

2-3-4 その他の放射化物(遮蔽体・ダスト・冷却材・空気 等)

上記以外の放射化物として、以下の項目が挙げられる。

- 遮蔽構造(コンクリート等)
炉室周囲の遮蔽コンクリート中では、 ^{152}Eu 等の誘導核種が生成される。タイプ A(ブランケットのない固体第一壁中心構造)では中性子が直接到達するため寄与が大きく、タイプ B/C ではブランケットによる遮蔽により照射は低減される。
- 冷却材中の短寿命核種
水冷系では ^{16}N などが生成されるが、いずれも半減期が数秒と短く、運転停止後の長期挙動への寄与は小さい。ガス冷却系や LiPb 自身の放射化については、各系統の設計条件に応じて別途評価する。
- 空気放射化
炉室内空気が中性子照射を受けることにより、 ^{41}Ar 、 ^{13}N などが生成される。いずれも半減期は短く、換気・排気設備およびトリチウム除去設備と併せて運用することで、RI 法に基づく排気中濃度限度内に管理可能である。

No. 3 ハザード分析及び安全対策

レーザー方式核融合におけるハザード分析および安全対策を検討するにあたり、ITER サイズ原型炉 (磁場閉じ込め方式) との違いを踏まえ、レーザー方式特有の論点を整理する。

レーザー方式では、運転時において DT 燃料はペレットとして極微量がショット毎に真空容器内へ投入されており、炉内に液体 DT が恒常的に貯留される構造は採られていない。一方で、ターゲットを製造する工程においては、燃料の充填や成形のために液体 DT を一時的に貯留する設備、いわゆる DT 液体プールが必要となる。このため、レーザー方式においても、事故時を想定した安全評価では、ターゲット製造・燃料供給系に存在する DT 液体プールを起因とする放散性トリチウムの挙動およびその影響を評価対象とする必要がある。これは、ITER サイズ原型炉において議論される炉内の大量 DT インベントリとは性質が異なるものの、レーザー方式固有の燃料取扱プロセスに起因する重要なハザードである。

次に、炉構造に関する論点として水没チャンバーが挙げられる。本装置では、真空容器 (チャンバー) を水没させた構造を採用しており、水は遮蔽材および受動的な熱吸収媒体として機能する。一方で、事故時の評価においては、地震等の外部事象や構造破損により、水没チャンバー内の水が漏えい・移動する事象を明確に想定し、その安全性を検討する必要がある。水の漏えいは、遮蔽性能や温度挙動に影響を与える可能性があり、これも ITER サイズ原型炉とは異なる、レーザー方式特有の構造に由来する検討事項である。

ハザード分析および安全対策の詳細については今後段階的に検討していくこととし、本章ではまず、レーザー方式に特有の論点の一つであるターゲット製造工程における DT 液体プールの安全性について評価を行う。また、水没真空容器に関する論点については、No.4 従事者・公衆の被ばく線量評価において論点を整理する。

3-1 トリチウム充填システムの安全性担保

図 3.1.1 にトリチウム充填システムの概略図を示す。定常運転時は水素吸蔵合金からガス化した燃料が、真空断熱層内にあるトリチウムプールに供給され、冷凍機により冷却・液化された後、燃料球の製作に使用される想定である。本節では、主に停電を想定した非常時に対する対策について示す。これは、停電により冷凍機への給電が喪失した場合に、プール内で液化しているトリチウムの温度が上昇にともなう再ガス化によって容器耐圧を超過し、容器破損や漏えいによるリスクを低減することを主眼としたものである。

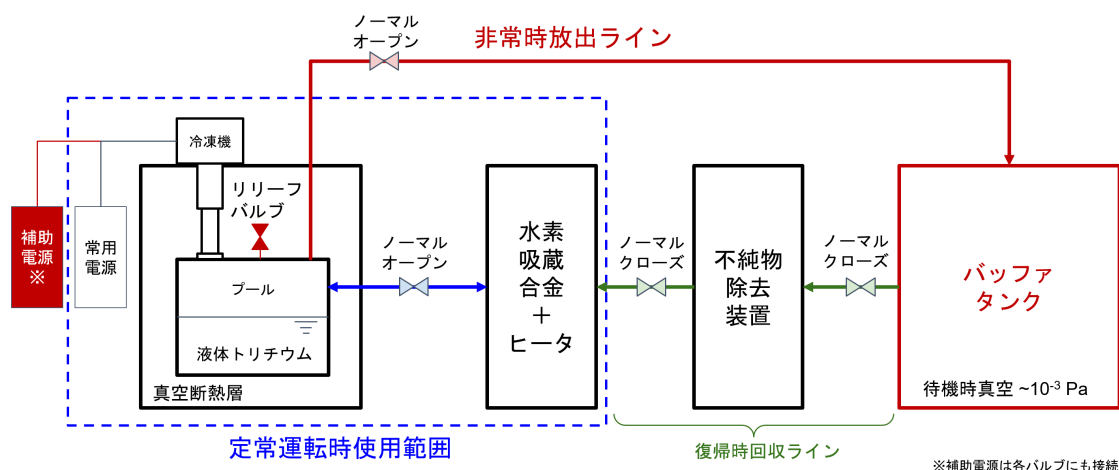


図 3.1.1 トリチウム充填システムの概略図

対策 1) バッファタンクおよびノーマルオープンバルブ

停電時には、ノーマルオープンのバルブが自動的に開放され、トリチウムプールはバッファタンクおよび水素吸蔵合金室と接続される構成とする。バッファタンクの容量は、プール内の液化トリチウムが常温で気化した場合においても、系内が大気圧以下(負圧)を維持できるように設計することで、容器の破損および外部への漏えいを防止する。また、非常放出ラインの配管径については、真空断熱層の真空破壊を想定したガス化量を基に設計し、急激な圧力上昇を抑制する。

対策 2) 補助電源

補助電源を設けることで、停電時においても冷凍機を速やかに再起動させることが可能となり、トリチウムの再ガス化を抑制し、漏えいリスクの低減を図る。

対策 3) リリースバルブ

トリチウムプールに設置するリリースバルブは、ノーマルオープンバルブが正常に作動しなかった場合においても、真空断熱層を一時的なバッファ空間として利用することで、対策 1 の不具合に対するバックアップ機能を果たす。

なお、200 g のトリチウムが液化した場合の体積は約 0.8 L (密度 0.25 g/cm³ と仮定) である。これが常温で気化した場合について、余裕を見て体積が約 1000 倍 (水素の場合で約 800 倍を目安) になると仮定しても、必要なバッファタンク容量は約 800 L 程度であり、現実的な大ききでシステムを設計することが可能である。

また、本系の基本設計については、高圧ガス設備に関する設計・製作基準に則るものとする。接続配管については、低温ガスが通過することによる液体空気の生成を防止するため、真空断熱等の

対策が必要となる。さらに、トリチウムは可燃性ガスであることから、電気設備については防爆設計を採用する。

これらの対策により、停電に加えて冷凍機の故障やトリチウムプール容器の亀裂発生といった事象に対しても耐性を有する設計とすることが可能と考えられる。一方で、地震や経年劣化に伴う機器破損により建屋内への漏えいが生じる事象については、電力が供給されない状況を想定し、液体窒素冷却下でモレキュラーシーブ¹⁴5A を充填した吸着ポンプを常備することを想定している。これにより、約 12 時間程度は負圧を維持し、電力供給がない状態でも約 1 週間程度トリチウムを保持することが可能と考えられる。詳細な設計条件については、今後の検討課題とする。

¹⁴ モレキュラーシーブとは、分子サイズに応じて特定の分子のみを選択的に吸着・分離できる微細孔構造を持つ多孔質材料である。

4-2 水没真空容器について

真空容器周囲の水没構造について(目的・位置づけ)

本装置において真空容器周囲を水で囲む構造を採用している目的は、核融合反応による中性子発生量そのものが他方式より多いからではなく、周辺構造材の放射化を抑制し、遮蔽設計を合理化するためである。

磁場核融合方式・レーザー核融合方式のいずれにおいても、同一の熱出力を有する炉であれば中性子の総発生数は同等である。一方で、中性子の発生分布および外部への到達は方式により異なる。レーザー方式では、核融合反応が真空容器中心の局在した点状領域で発生し、レーザービーム導入のためのポートが存在する。このため、炉内面積に対するビームポート開口部の割合(数%程度)に相当する中性子が、一次遮蔽を受けずに比較的直進的に外側へ向かう幾何条件が生じる。

これらの中性子は最終光学系周辺で散乱・減速されるため、当該領域までを含めた遮蔽対策が必要となる。本設計では、個別の遮蔽体を複雑に配置する代わりに、真空容器外周を水で囲むことで、中性子の減速・吸収を一体的に行う簡潔な遮蔽構成を採用している。この構成により、炉体構造物までの放射化評価を行えば、その外側の構造について追加の詳細評価を要しない設計整理が可能となる。

なお、真空容器を水で囲む構造は、レーザー方式フュージョンにおける一般的・標準的な構成という位置づけではない。本装置では、ビームポートを有する幾何構造、実験炉段階における遮蔽および放射化低減の合理性、設計・評価の明確化といった観点から、個別の設計判断として提案した。

LIFT-Phase ごとの水没構造について

本設計における水没構造の適用は、フェーズごとに異なる。Phase 1 では、短時間バースト運転を主目的とし、中性子フルエンスおよび周辺構造材の放射化が限定的であることから、水没構造は採用していない。一方、Phase 2 および Phase 3 では、繰返し運転や長時間運転を行うことにより中性子フルエンスが増加するため、中性子遮蔽および周辺構造材の放射化低減を目的として水没構造を採用している。これは、各フェーズにおける運転条件、中性子フルエンス、ならびに実証目的の違いを踏まえた設計選択である。

LiPb と水との反応について

LiPb は鉛を主成分とし、リチウムは鉛中に溶解した状態で存在している。このため、金属リチウム単体が水と直接反応する場合とは異なり、水との反応は拡散律速となる。これまでに実施されてき

たメータークラス、500kg 規模の LiPb の安全性評価では、水が接触した場合でも反応は局所的かつ限定的であり、急激な水素発生や炉内圧力の急上昇に至らないことが示されている¹⁵。

トリチウムブローボックスとの関係

トリチウムを取り扱う燃料製造設備および燃料サイクル関連設備は、水没構造を採用している真空容器とは、空間的および機能的に分離した配置としている。

このため、水没チャンバー領域が直接トリチウム取扱設備に影響を及ぼす構成とはなっておらず、両者は独立した安全管理対象として整理している。

水没構造の影響

本装置では、水没構造を採用している領域は、燃料製造設備やトリチウム貯蔵設備とは空間的に隔離されており、水源が直接トリチウム管理区域へ流入する配置とはなっていない。このため、トリチウム安全確保の観点からは、溢水は支配的な事故シナリオとは位置付けていない。一方で、水没構造は他の炉型には見られない構造的特徴を有していることから、今後の設計具体化においては、水没構造が安全評価、保守性、事故時対応に与える影響を整理するとともに、遮蔽効果と設計合理性のトレードオフ、ならびに想定外事象に対する構造健全性について段階的に評価を深めていく方針である。

¹⁵ Savatteri “Lithium-lead/water interaction. Large break experiments” FED17 p343 (1991)