

## 小特集

## 核融合原型炉における運転計画と商用炉に向けた戦略

## Operation Plan of Fusion DEMO Reactor toward Steady Electric Power Generation and Prospect of Commercialization

## 1. 原型炉運転計画の背景と目的

## 1. Background and Objectives of Operation Plan for DEMO

日渡良爾<sup>1,2)</sup>HIWATARI Ryoji<sup>1,2)</sup><sup>1)</sup>原型炉設計合同特別チーム, <sup>2)</sup>量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2018年7月4日)

## 1.1 原型炉における運転計画検討の背景と目的

日本の原型炉のミッションは、「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」において、21世紀中葉までの核融合エネルギーの実用化に備え、数十万 kW を超える定常かつ安定した電気出力、実用に供し得る稼働率、燃料の自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖を実現することを原型炉の目標とする、と定義されている[1]。原型炉における運転計画検討の目的は、上述の原型炉のミッションをどのように達成するのかに関する具体的な手順・方法論を提案するものである。

具体的には、「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム(合同コアチーム)報告」にて、中間チェック&レビュー(中間C&R)までに検討が実施される項目の一つとして運転計画があげられている[2]。運転計画の内容としては、原型炉の運転期間中に確立されるべき技術・データとその取得に要する期間を分析し、運転計画と運用年数を検討、想定される取得技術・データ、核融合炉の運転技術、プラズマ予測コードの検証、核融合炉の運用性(出力安定性、制御性、運転マージン)、構成機器・付帯設備の故障率データ、プラント保守、作業従事者の被ばく実績、廃棄物の取扱・管理技術、通常時の環境影響、実用炉へ向けた先進技術開発(ブランケット、ダイバータ、材料)など?、との具体的な記載がある[2]。現状、中間C&Rは2020年頃と2025年頃の2回設定されているため、これらタイミングには原型炉の運転計画を具体化する必要があると考えられる。

一方、文部科学省核融合科学技術委員会の審議に基づいて、核融合原型炉開発の技術基盤構築を全日本体制で進め

る為、原型炉の概念設計及び研究開発を担う組織として2015年6月に原型炉設計合同特別チーム(特別チーム)が設置された[3]。特別チームの活動として、運転計画に関する検討を進めるために運転計画ワーキンググループ(運転計画WG)が設置され、大学や産業界からの意見も取り入れた活動が実施された。

この運転計画WGでは、

- (1) 炉心制御・プラント運転技術
- (2) ダイバータ
- (3) ブランケット
- (4) トリチウムサイクル・取扱技術
- (5) 安全技術
- (6) 廃棄物処理技術
- (7) プラント保守技術

の7つテーマに関するサブグループが設定され、それぞれのテーマに関する運転計画が議論された。本小特集においては、おおよそこれらテーマ毎に議論された運転計画の検討結果の概要を紹介する構成としている。

ここで紹介する運転計画の検討結果は、原型炉概念そのものも未だ完成していない状況での検討結果であり、最終形に至っていない点については、ご注意いただきたい。そのため、原型炉概念や原型炉の目的の検討の進捗に合わせて随時改訂される予定である。

## 1.2 運転計画検討の前提条件

運転計画の検討に際して、原型炉の在り方を踏まえ、運転計画WGにおける議論の結果、以下の項目を検討の前提条件とした。

- ① 原型炉における定格運転に必要な要素技術は国際熱核融合実験炉ITERやJT-60SA他の実験設備・研究によって開発済みとする。
- ② 原型炉では、開発済みの要素技術に対して実環境下での総合的な最終確認（実証）を行うことを主目的とする。
- ③ 原型炉固有の実証項目となる商用炉に向けた炉心運転技術の開発実証といった観点からは、原型炉でしか行えない実験的項目も運転計画に取り入れることとする。
- ④ 炉心プラズマの運転としては、プラズマ電流、トロイダル磁場が定格に到達した段階を原型炉の本格的な試運転開始と定義することとする。
- ⑤ 原型炉の運転開始に必要な初期トリチウムは確保されているとする。
- ⑥ 発電は炉心のパルス運転段階から行うが、送電（系統併入）は行わない事とする。炉心の定常運転により安定な運用実績を積んだ後に系統併入を実施することとする。

ここで設定した前提条件については、今後の原型炉概念検討の進捗に合わせて必要に応じて見直す予定であり、最終的な決定事項ではなく、原型炉の運転計画初版作成のための暫定的な前提条件である。

### 1.3 運転計画の検討の進め方

運転計画 WG の各サブグループでは、はじめに運転計画立案に向けて重要と判断される実験・実証項目を抽出することから検討を開始した。次に、抽出された項目について実証時期をタイムテーブル上に列挙する作業を行った。

運転計画の重要項目抽出に当たっては、表1に示すような2つの評価軸による分類作業を実施した[4]。一つ目の評価軸は、①核融合炉開発における技術重要度、二つ目の評価軸は、②原型炉を利用することの優先度とした。

①核融合炉開発における技術重要度としては、以下のよう  
な順位付けを行った。

- 重要度 A：核融合開発の基盤技術  
核融合炉の運用性、安全性、信頼性、経済性に対して不可欠な技術
- 重要度 B：核融合開発において補強を要する重要技術  
核融合炉の技術成立性の実証に際して既存技術の補強が必要となる技術
- 重要度 C：核融合炉特有ではない技術  
タービン設備、発電機設備等の軽水炉や一般産業でも活用されている技術

同様に、②原型炉を利用することの優先度については、以下のような順位付けを行った。

- 優先度 1：原型炉でなければ実証できない技術

原型炉環境のみで実証できる技術で、他の実験設備等の環境では実証できない技術

- 優先度 2：原型炉で実証することが合理的な技術  
原型炉以外でも実証できるが、原型炉を利用するほうが時間的・経済的・技術的な観点で合理的な技術
- 優先度 3：原型炉以外で実証が可能な技術  
原型炉以外でも実証することが可能で、かつ、時間的・経済的・技術的な観点から原型炉以外で実証することが合理的な技術検討

これら二つの評価軸に基づいて、原型炉の運転計画に列挙すべき項目を表1の分類表を用いて分類した。その中で、表1中のA1、A2、B1、B2に分類された項目について、次の段階である実証時期に関するタイムテーブルへの検討項目として抽出した。

実証時期に関するタイムテーブルは表2のような運転サイクル表を用いた。ここで第1サイクルを試運転サイクルとし、第2サイクル以降を本格運転サイクルと設定した。

このような運転サイクル表に対して、例えば原型炉の運転開始に際して、トリチウム燃料システムの運用開始、炉心プラズマ放電開始、発電実証、トリチウム燃料充足性の実証、炉内機器の遠隔保守の実証等々といった原型炉における実証項目の実施時期を当てはめる作業を実施した。

### 1.4 現状の運転計画の位置付け

2035年頃に想定される原型炉段階への移行判断に際しては、『実用炉段階で経済性を達成できる見通しを得ておく必要がある』との判断基準が例示されている[1]。したがって、第1章で説明したの3つの原型炉のミッションの他に、経済性を見通しを示すことが運転計画にも反映されなければならない。

一方で、定量的な経済性の目標は定められておらず、実用化に向けた経済性を見通しを得るために必要な炉心プラズマの開発内容や原型炉におけるテストブランケットモ

表1 運転計画検討における項目の優先度分類表。

		利用優先度		
		1：原型炉でなければ実証できない技術	2：原型炉で実証するのが合理的な技術	3：原型炉以外で実証可能な技術
技術重要度	A:基盤技術	A1	A2	A3
	B:補強を要する重要技術	B1	B2	B3
	C:核融合特有の技術でないもの	C1	C2	C3

表2 実証時期策定に用いる運転サイクル表[4]。

サイクル	試運転サイクル 1Cy	2Cy	3Cy	4Cy	5Cy~8Cy	9Cy	10Cy 以降
運転段階	性能試験	本格運転(運転期間+保守期間を各Cyで設定)					
故障・劣化 Phase	調製 Phase	初期故障 Phase	ランダム故障 Phase		経年劣化 Phase		

ジュール (TBM) 開発目標も今後の課題である。そのため、経済性を見通しを示すことに関しては、現段階では運転計画に十分反映できていない。同様に、核融合炉に求められる安全性についても定量的な基準が決められておらず、運転計画には反映できていない。

以上のことを鑑みると、本特集記事で詳述する運転計画は最終形では無く、原型炉概念ならびに原型炉の目標の検討の進捗に合わせて、逐次、改訂されていくものと考えられる。ついては、その初版である原型炉の運転計画の検討結果について、次章以降に解説するものである。そのため、今後、継続的に検討していく原型炉運転計画のたたき台としての位置付けと考えていただければ幸いである。

### 参考文献

- [1] 文部科学省核融合科学技術委員会, 「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」, 平成29(2017)年12月18日.
- [2] 核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム(略称 合同コアチーム) 報告-原型炉技術基盤構築チャーター, 平成27(2015)年1月19日, 文部科学省第43回核融合研究作業部会.
- [3] 原型炉設計合同特別チームホームページ, <http://www.fusion.qst.go.jp/rokkasyo/project/reactor-sp.html>
- [4] 原子力科学技術委員会もんじゅ研究計画作業部会, もんじゅ研究計画, 平成25(2013)年09月30日.



## 小特集 核融合原型炉における運転計画と商用炉に向けた戦略

### 2. 炉心制御・プラント運転技術

#### 2. Control of Reactor Core and Plant Operation Technology

日渡良爾<sup>1,2)</sup>, 坂本宜照<sup>1,2)</sup>

HIWATARI Ryoji<sup>1,2)</sup> and SAKAMOTO Yoshiteru<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup>原型炉設計合同特別チーム, <sup>2)</sup>量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2018年7月17日)

原型炉の炉心制御, ならびにプラント運転技術に関する運転計画について述べる。炉心制御としては, コミッショニング期間中に段階的な燃料核種の移行, 出力上昇を行い, パルス放電・定常放電それぞれの定格運転を順次実証する計画である。プラント運転技術としては, パルス定格運転から発電を開始し, 定常運転での実績を経た後, 第2サイクルから系統への送電を開始する計画である。その後, 商用炉に向けた稼働率向上をめざして, ダイバータ熱負荷を下げる炉心制御手法の開発を行うとしている。運転サイクル後期には商用炉を模擬する炉心制御技術の開発フェーズを設けている。

#### Keywords:

DEMO, operation plan, plasma control, plant operation, commissioning, power generation, grid connection, plant availability

#### 2.1 炉心制御・プラント運転技術に関わる運転計画の基本的考え方

炉心制御・プラント運転技術に関わる運転計画は, 原型炉全体の運転計画に対して骨格となるものであり, 炉心制御・プラント運転技術の運転計画に対応する形で, 他の技術項目の運転計画が対応付けされる。そのため, 原型炉の準備段階, 試運転段階, 本格運転段階, 性能向上段階, 商用炉に向けた開発段階(経済性の目処を得る段階)といった, 時系列運転が理解できるように検討を実施した[1]。

検討に当たっては, 国際熱核融合実験炉ITER[2]や従来の試験装置等の運転計画で想定されている実験準備段階, 軽水素実験段階, 重水素実験段階, DT 実験段階といった運転段階毎に実証項目を整理し, 運転計画初版の検討を実施した。

#### 2.2 実証項目の抽出について

##### 2.2.1 運転計画に求められる要件

炉心制御・プラント運転技術に求められる主な要件として,

- (1) 限られた初期トリチウム量を用いて, 炉心プラズマの調整, 安定性・輸送制御技術の実証, シミュレータによる炉心予測・制御技術の妥当性確認等を行い, パルス運転にて発電実証を達成する。
- (2) 完全非誘導電流駆動プラズマの実現による定常定格発電を一定の期間安定に実施し, 信頼性のある発電技術として実証した後に送電(系統連係)を実現する。
- (3) 稼働率向上に向け, ターゲット冷却ユニットにF82H

配管系のみを用いたダイバータ(ここでは, 後期ダイバータと称する)をめざした炉心からの不純物放射増大を可能とする炉心開発をめざす。

- (4) 最終的には商用炉模擬運転を行い, 商用炉実現に向けた目処を得る。

が挙げられる。(1)項目で“パルス運転による発電実証の達成”とあるが, ここでは送電(系統連係)までは含まれていないことに注意して欲しい。(2)項目では, 十分な運転経験を踏んだ後に送電(系統連係)を行うとしている。また, (3)項目にあるように, 発電実証達成後には, 銅合金配管を用いない後期ダイバータ(熱負荷を10 MW/m<sup>2</sup>以下から5 MW/m<sup>2</sup>以下に低減)に向けた炉心性能の向上(中心領域からの放射損失割合の増加, 高閉じ込め, 高ベータ化等)を目指し, 実用化に向けた稼働率の目処を得る。最終的には(4)項目にあるように, 原型炉段階への移行条件である商用炉を念頭においた経済性を見通すための運転(商用炉模擬運転)[3]を行うことを想定した。

これらの炉心制御・プラント運転技術に求められる要件から, 原型炉での実証技術大項目を以下のように設定した。

- ① 調整運転(コミッショニング)の実施
- ② 長期間定格発電の実証
- ③ 後期ダイバータに向けた高不純物放射(加熱パワーの内放射損失割合が80%以上)を可能とする炉心開発
- ④ 商用炉模擬運転の実証

この大項目それぞれに対して, 中項目となる課題を抽出する作業を実施した。

2.2.2 調整運転（運転サイクル1）の実施に関する課題

調整運転は、原型炉の建設が終了して最初に運転を実施するフェーズであり、細心の注意をもって各段階の目的を実証しつつ運転を進める必要がある。この運転期間の大きな目標としては、炉心予測妥当性評価、各種制御性確認（MHD/回転/輸送）、運転可能領域評価、炉心シミュレータの妥当性評価、パルス運転による発電実証、完全非誘導電流駆動プラズマ運転による長期間の発電実証、定格出力運転の実証が挙げられる。これらの実証項目を実施する上で、①-1 放電前試験、①-2 HH調整運転、①-3 HHパルス運転、①-4 H+Heパルス運転、①-5 DDパルス運転、①-6 DTパルス運転、①-7 DT定常運転の実証項目に関する中項目を抽出した。

1) 中項目①-1 放電前試験

本格的な放電開始に備えた準備段階として、真空排気、ベーキング、Glow/ECH放電、トロイダル磁場予備生成、磁気軸/第1壁位置調整、誤差磁場確認、計測機器動作確認を実施する。この際、第一壁やブランケット筐体温度に関するプラント運転については、延性脆性遷移温度(DBTT)以上に維持する必要があると考えられる。そのため、この段階から主熱輸送系も運転を開始し、冷却材を加熱した状態で運転を開始することにする。

2) 中項目①-2 HH調整運転

放電前試験後に設定される運転フェーズでは、プラズマ電流・磁場の定格値到達までの運転を想定し、放電の基本的な電流立上げ、ダイバータ配位形成、放電停止の実証、プラズマ電流値・磁場の定格値までの上昇を実施する。

3) 中項目①-3 HHパルス運転

HH調整運転が終了し、基本的な放電シーケンスが確認された後、密度・外部加熱増加、デタッチプラズマの実証、ディスラプション緩和・予測技術の事前確認、MHD・回転・輸送制御性による運転領域の事前確認を実施する。この段階でH-mode放電関連の予備試験も実施する。

4) 中項目①-4 H+Heパルス運転

不純物であるヘリウムを添加し、質量効果によるL-H遷移加熱パワーの低下によるL-H遷移とH-mode放電に関わる基本的な実験を実施する。具体的には、H-mode遷移制御、ELM制御の事前確認、ダイバータとの整合性（アタッチ⇒デタッチ条件）を確認する。また、この後のDDパルス放電（放射化運転）以降に必要な計測・遠隔保守機器・安全機器の動作確認についてもこの運転フェーズにて実施する。

5) 中項目①-5 DDパルス運転

DD放電を開始することにより、放射線管理フェーズへ移行する。そのため前段階で放射線管理フェーズに必要な計測・遠隔保守機器・安全機器の動作確認を十分に行う必要がある。また、DD放電に移行するにあたり、前段階からのHH⇒DD放電移行に必要な第1壁・加熱機器・排気機器クリーニング等も必要に応じて実施する。その後、中性子発生量予測妥当性評価、放射線場での計測・制御機器動作・遮蔽確認、DD放電下でのH-mode遷移予測、閉じ込め性能予測、ELM制御性、MHD・回転・輸送制御性、ダイ

バータとの整合性のシミュレータによる予測と検証、粒子バランス制御の予備実験とトリチウム必要量の予想等が実施項目となる。ここまでの主要な実施項目の重要度・優先度分類を表1に示す。

6) 中項目①-6 DTパルス運転

燃料にトリチウム(T)を段階的に増加させて核融合出力を増加させつつ、DD放電までに確認されている炉心制御性についてDT放電でも確認する。また、核融合出力が増大し、ブランケットにおける発熱（熱交換）及び発電が必要となるため、冷却系統・発電系統の制御も必要になる。そのため、プラント制御として冷却・発電系統の準備を事前に行う必要がある。

実証項目は、トリチウム割合の段階的増加による炉心制御性の確認で、H-mode遷移、ELM制御、MHD/回転/輸送制御、ダイバータ制御等が対象となる。その他として、トリチウム粒子バランス確認と初期装荷トリチウムによるDT運転可能期間の評価、DT燃焼化におけるα粒子関係の閉じ込め/不安定性制御手法の確認、長パルス化の実証（～1時間オーダ）と運転可能領域の確認、トリチウム割合増加による核融合出力上昇試験（立上げ、出力定常維持、停止の一連の制御）、各出力による炉心・1/2次系・発電系の動特性試験等が挙げられる。各種安全機器動作確認（測定機器最終較正、各種インターロック確認、加圧器、逃し/隔離弁、キラーベレット装置、タービンバイパス等）、1次系・2次系・タービン-発電機立上げ、パルス放電による発電実証（所内単独運転試験）、電源喪失試験等の安全系制御実証試験の実施、パルスDT運転による定格発電実証試験（数時間オーダの所内単独運転試験）が実証項目となる。

7) 中項目①-7 DT定常運転

パルス運転から定常運転に移行するために、誘導電流の割合を減らしつつパルス長を伸ばすことが課題となる。そのために、非誘導電流駆動割合の段階的増加（ハイブリッド運転化）を行うとともに、非誘導電流割合ごとの炉心性能・制御性、運転領域の確認を行い、最終的には定常運転を実現する。実証項目は、完全非誘導電流駆動運転（立上

表1 DDパルス放電までの重要度・優先度分類表。

		利用優先度		
		1: 原型炉でなければ実証できない技術	2: 原型炉で実証するのが合理的な技術	3: 原型炉以外で実証可能技術
技術重要度	A: 基盤技術	【HHパルス運転】 ディラプション予測・緩和技術の事前確認、MHD、回転、輸送制御の事前確認 【DDパルス運転】 放射線場での遮蔽・機器動作実証、H-mode放電/ELM制御事前実証、MHD・回転・輸送制御性事前実証、ダイバータとの整合性予測、長パルス・非誘導電流駆動の事前実証、粒子バランス制御とトリチウム必要量予測	【HHパルス運転】 磁場・電流の定格運転、密度・外部加熱増加、デタッチプラズマ事前確認 【H-Heパルス運転】 H-mode遷移・ELM制御確認、ダイバータとの整合性 【DDパルス運転】 中性子発生量予測妥当性確認、H-mode遷移・閉じ込め予測の確認、ELM・MHI・回転・輸送制御性予測検証、ダイバータとの整合性予測検証	【DDパルス運転】 長パルス・非誘導電流運転の開発
	B: 補強を要する技術	【本格放電前試験】 グロー/ECH放電、磁気軸/第一壁位置調整、誤差磁場確認 【HHパルス運転】 電流立上げ、ダイバータ配位形成、放電停止実証		【HHパルス運転】 DDパルス用の計測・制御機器、遠隔保守機器、安全機器の動作確認 【DDパルス運転】 HH→DD移行放電
	C: 特有でない技術			

げ、定常維持、停止)の達成、粒子バランス制御/He 排気制御/不純物割合制御/各種分布制御の実証、完全非誘導電流駆動下における発電出力上昇、DT 定常運転による定格出力運転実証(～日オーダ)が挙げられる。ここまでの主要な実施項目の重要度・優先度分類を表2に示す。

2.2.3 長期間定格発電の実証(運転サイクル2)の実施に関する課題

ここでは調整運転の最終段階でDT 定常運転の放電時間を日オーダまで実証されていることを前提に、発電プラントとして必要な連続運転放電を年オーダまで長期化することを目的とする。中項目として、②-1定常運転の長期化と②-2長期運転の監視・制御技術を抽出した。

定常運転の長期化は、完全非誘導電流駆動運転の段階的長期化により実現する。また、長期運転の監視・制御技術として、出力の監視、粒子バランス制御やHe 排気、更に不純物割合等の監視・制御の実証が必要となる。この項目には、第一壁、ダイバータ板、ダスト監視技術についても含める。

2.2.4 後期ダイバータに向けた高不純物放射を可能とする炉心開発(運転サイクル3以降)

年オーダの発電実証後に炉心改良をする必要がある。特に、初期ダイバータについては銅合金配管を利用しているため、中性子照射効果から運用期間が1年程度と考えられ、稼働率向上のためには、銅合金配管を用いないダイバータ(後期ダイバータ)に移行する必要がある。ダイバータターゲットにおける熱負荷を5MW/m<sup>2</sup>以下に低減するために、炉心における放射損失割合を増加させる炉心制御が必要となる。ここでは、中項目として③-1性能向上目標設定、③-2性能向上運転の開発、③-3運転点の最適化を抽出した。

後期ダイバータに向けた高放射損失化に向けた運転領域・出力制御手法の事前評価を実施し、実証の目標値と実施手順を具体化する。次に、前述の目標・計画に基づいて、段階的な不純物割合増加と運転領域・出力制御手法の確認を行う。最後に、運転点の最適化では、後期ダイバータに

適した運転点の最適化とその長期間運転の実証を行う。

後期ダイバータ用の運転点最適化が完了した後は、実際に後期ダイバータを設置して、ダイバータの寿命の長期化による稼働率向上(稼働率向上期間)を段階的に実証する。

2.2.5 商用炉模擬運転の実証(運転サイクル後半以降)

原型炉の最終目標は、商用炉に向けた目処を得ることにある。炉心条件についても将来の商用炉に対する目処を得る実験実証をすることが最終目標と考えられる。そのための実施項目として、④-1商用炉の目標設定、④-2商用炉模擬手法の検討、④-3商用炉模擬運転の実証を中項目として抽出した。商用炉の目標設定は、原型炉の装置設計値ならびに成果に基づき開発方針及び概念検討の目標値を定めることに対応する。

商用炉模擬手法の検討では、商用炉条件を原型炉で模擬する運転方法を検討する事になる。例えば、経済性向上を目指して高ベータ高出力密度を商用炉で目標とした際、原型炉で同じ炉心条件を実現しようとするれば出力が大きくなり炉内機器の除熱能力を超えることもありえる。そこで、例えば、閉込め磁場を小さくし、規格化ベータ値等の無次元数を商用炉と同一にするとといった工夫をする必要がある。また、加熱・電流駆動等の制御計測機器についても改良や追加が必要な場合があり、商用炉に向けた実験実証手法の検討や整備を行うことを想定する。

商用炉模擬運転の実証は、商用炉模擬運転手法に則り実験実証を行うとともに、商用炉模擬運転の運転期間の段階的長期化を行い、商用炉に向けた目処を得ることを実証する。ここまでの主要な実施項目の重要度・優先度分類を表3に示す。

2.3 炉心制御・プラント運転技術の運転計画

前述の実証項目の抽出、重要度/優先度分類(表1～表3)に基づく優先項目について、運転サイクルに当てはめを行った。実証項目の内、中項目に相当するものを運転サイクル上に表したものを表4に示す。

表2 DTパルス・定常放電の重要度・優先度分類表。

		利用優先度		
		1: 原型炉でなければ実証できない技術	2: 原型炉で実証するのが合理的な技術	3: 原型炉以外で実証可能技術
技術重要度	A: 基盤技術	【DTパルス運転】トリチウム割合増加による炉心制御性確認、ELM・MHD・回転・輸送・ダイバータ制御性確認、トリチウム粒子バランス確認と初期装荷トリチウムによる運転期間評価、α粒子閉込め/不安定性制御実証、長パルス化(～1時間)と運転可能領域確認、出力毎の1次・2次・発電系動特性試験、各種安全機器動作確認、タービン発電機調整、発電実証、所内単独運転、電源喪失・負荷遮断試験等、定格発電実証 【DT定常運転】粒子バランス/He排気/不純物制御実証、完全非誘導電流駆動運転の実証、完全非誘導電流駆動化での発電出力上昇、定格出力運転実証	【DTパルス運転】トリチウム割合増加による出力上昇試験 【DT定常運転】非誘導電流駆動割合の段階的増加(ハイブリッド運転)、非誘導電流駆動割合毎の炉心性能・制御性実証、運転可能領域の確認、完全非誘導電流駆動運転の開発	【DTパルス運転】DD→DT放電移行に伴う計測・制御系の調整、α粒子閉込め/不安定性制御手法の開発
	B: 重要技術を要する			
	C: 合共有でなく核融合特有の技術			

表3 長期間定格発電以降の重要度・優先度分類表。

		利用優先度		
		1: 原型炉でなければ実証できない技術	2: 原型炉で実証するのが合理的な技術	3: 原型炉以外で実証可能技術
技術重要度	A: 基盤技術	【定常運転の長期化】完全非誘導電流駆動運転の段階的長期化(月～年オーダ)。 【長期運転の監視・制御技術】出力/粒子バランス/He排気/不純物割合の監視・制御技術の実証、第一壁/ダイバータ板/ダスト監視技術の実証 【性能向上運転の実証】後期ダイバータに向けた段階的な不純物割合増加と運転領域確認、出力制御手法の開発 【運転点最適化】後期ダイバータに適した運転点最適化と運転期間長期化 【商用炉模擬手法検討】原型炉での商用炉模擬主要な設定、加熱・制御機器の整備・追加 【商用炉模擬運転】商用炉模擬運転の実証と運転の長期化	【商用炉目標設定】原型炉成果に基づく商用炉の開発方針および概念検討	
	B: 重要技術を要する			
	C: 合共有でなく核融合特有の技術			

はじめに、運転サイクルの開始を定義するために、定格磁場・定格プラズマ電流到達までを放電前試験段階と暫定的に設定した（プラズマ電流の定格到達まで含めるかについては今後要検討）。第1サイクル（試運転）では、はじめにH-Hパルス放電、H-Heパルス放電を実施する。炉内放射線環境がCold状態である期間において、基本的な炉心プラズマ運転シナリオ（立上げ、立下げ）、加熱・電流駆動装置、計測機器、ディスラプション回避、H-mode放電、ELM制御、ダイバータ制御等の事前実証を行う。

D-Dパルス放電からは、炉内放射線環境がHot状態に移行する。DT放電に向けた最終確認を行うと共に、この段階では新たにDD核融合による加熱やトリチウム・中性子生成が発生するため、DT放電時の核融合出力予測や初期トリチウム必要量の確認も併せて実施する。

次に、トリチウムを供給開始し段階的にトリチウム密度を上昇させて、最終的にはD-Tパルス定格運転を実証する。その際に、順次、基本的な炉心プラズマ運転シナリオ（立上げ、立下げ）、加熱・電流駆動装置、計測機器、ディスラプション回避、H-mode放電、ELM制御、ダイバータ制御等の実証を行う。併せて、1次・2次・発電系の動特性試験、安全システムの試験（電源喪失試験・負荷遮断試験等）を実施する。

第1サイクルの最終段階として、D-T定常運転による安定な発電実証を実施する。これによって、信頼性のある発電技術として実証し、送電（系統連係）の準備を整える。

第2サイクルでは、放電期間を長期化し、日オーダから月オーダ、月オーダから年オーダと安定した発電期間を段

階的に延ばす。これと共に、長期間の炉心監視・制御技術の実証を行う。

第3サイクル以降では、原型炉ミッションの一つである実用に供しうる稼働率の実証に向けた炉心プラズマ開発を行うと共に、運転点の最適化を行い、第8サイクル以降に後期ダイバータを用いた稼働率向上試験を行う。この期間に平行して、原型炉の目標の一つである商用炉の目処を得るための目標の最終設定、原型炉での商用炉向け炉心プラズマの模擬手法の検討を行う（商用炉に向けた目標設定や模擬手法の予備検討は、原型炉段階移行条件であるため原型炉概念検討の段階から実施するものと想定[3]）。原型炉の最終段階（現段階では第10サイクル以降と暫定設定）では、商用炉への目処を得るための運転を実証する。

謝辞

本議論に貢献いただきました、井手俊介様、三善悠矢様に感謝申し上げます。

参考文献

- [1] 核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム報告 - 原型炉技術基盤構築チャートー、平成27(2015)年1月19日、文部科学省第43回核融合研究作業部会。
- [2] D.J. Campbell, The ITER Research Plan, Town Meeting IAEA Fusion Energy Conference, Oct. 2012.
- [3] 文部科学省核融合科学技術委員会、「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」、平成29(2017)年12月18日。

表4 炉心制御・プラント運転技術に関する主要項目の運転計画。

運転サイクル	建設・運転準備段階	1Cycle(試運転)	2Cycle	3Cycle	4Cycle	5Cycle	6Cycle	7Cycle	8Cycle	9Cycle	10Cycle	10Cycle以降
炉内放射線環境	Cold	Hot										
本格放電前試験												
HHパルス運転												
H-Heパルス運転												
DDパルス運転												
DTパルス運転 (単独運転での発電実証)												
DT定常運転												
定常運転の長期化 (送電開始)												
長期運転の監視・制御技術												
性能向上運転の実施												
運転点最適化												
稼働率向上期間 (後期ダイバータ運転)												
商用炉目標設定												
商用炉模擬手法検討												
商用炉模擬運転												

## 小特集 核融合原型炉における運転計画と商用炉に向けた戦略

### 3. ダイバータ

#### 3. Divertor

増崎 貴<sup>1)</sup>, 朝倉伸幸<sup>2,3)</sup>

MASUZAKI Suguru<sup>1)</sup> and ASAKURA Nobuyuki<sup>2,3)</sup>

<sup>1)</sup>核融合科学研究所, <sup>2)</sup>量子科学技術研究開発機構, <sup>3)</sup>原型炉設計合同特別チーム

(原稿受付: 2018年8月10日)

原型炉におけるダイバータに関する運転計画について述べる。ダイバータに関する実施項目を、「プラズマ運転」関係と「ダイバータ機器」関係の2つに分け、それぞれ検討した。プラズマ運転では、主に試運転期(第1サイクル)において、国際熱核融合実験炉 ITER や他の高パワー実験装置において確立されたダイバータ熱負荷軽減運転の原型炉における実証などを行う。第2サイクル以降はダイバータ熱負荷をさらに軽減する運転を開発・確立し、その後、商用炉での使用をめざす低放射化フェライト鋼冷却管を用いたダイバータ構造を設置する。ダイバータ機器では、第1サイクル終了後に全ダイバータカセットを取り出して種々の分析を行い、原型炉におけるダイバータ機器寿命評価の高精度化、商用炉で使用するためのダイバータ構造設計のためのデータ取得などを行う。

#### Keywords:

DEMO, Operation plan, Divertor, Plasma operation, Divertor components

#### 3.1 ダイバータに関する運転計画検討の前提

ダイバータに関する運転計画は、熱負荷軽減など運転に関わる「プラズマ運転」と、機器損傷や使用材料の寿命などに関わる「ダイバータ機器」の2つについてそれぞれ検討した。本計画は、第2章の炉心制御・プラント運転技術、第5章のトリチウムサイクル・取扱技術、第6章の安全技術、放射性廃棄物処理技術、プラント保守技術と密接に関連している。適宜参照されたい。

原型炉運転開始時のダイバータ構造は、現在、原型炉設計特別チームで検討しているタングステンモノブロック型を想定した。具体的には、内側及び外側ターゲット部には10 MW/m<sup>2</sup>程度の高熱熱負荷に対処できるタングステンモノブロックと銅合金(CuCrZr)冷却管の組み合わせ、中性子照射が大きく熱負荷が比較的小さいドーム及び内側・外側バップル部にはタングステンモノブロックと低放射化フェライト鋼(F82H)冷却管の組み合わせを用いることとした[1,2](図1)。以後この構造を「初期ダイバータ構造」と呼ぶこととする。ダイバータターゲット部への熱負荷の低減が確立される原型炉運転期間後期には、次世代の商用炉に向けて、中性子照射の増加に対してより長い機器寿命が期待できるダイバータを設置することを想定した。これを以後「後期ダイバータ構造」と呼ぶ。現時点では、内側・外側ターゲット部もタングステンとF82H冷却管を使用したダイバータ構造を想定した。この場合、除熱性能は最大5 MW/m<sup>2</sup>もしくはそれ以下に制限される。

ダイバータ機器、制御・検査・保守方法、及び必要なプラズマ計測機器は、原型炉建設前に開発が完了しているこ

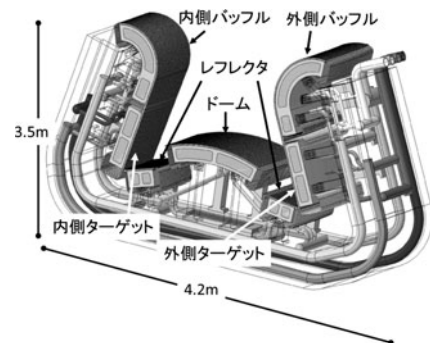


図1 CuCrZr冷却配管使用(内・外側ターゲット)およびF82H冷却配管使用(内・外側バップル、レフレクタ、ドーム)の冷却ユニットと配管の配置例。

とを前提とし、ここで検討する原型炉運転計画としては、原型炉におけるプラズマ運転中と、遠隔保守によりダイバータカセットを炉外(ホットセル)へ取り出した後の実施項目をそれぞれ検討した。ダイバータカセットは、試運転サイクル(第1サイクル)終了後に全数を交換することになっている。

#### 3.2 実証項目の抽出

ダイバータに関する運転計画で実証すべき項目として、「a. プラズマ運転」では、

- a-① ダイバータ配位の形成と制御
- a-② ダイバータ熱負荷軽減の実証と運転シナリオの確立
- a-③ ダイバータ排気と粒子制御の確立
- a-④ シミュレータによる運転開発



の4項目を挙げた。これらは原型炉において一から構築するものではなく、ITER及びJT-60SA、LHDなど高パワー実験装置において得られた知見、確立された運転シナリオを基に、原型炉環境において確立・実証を行う。原型炉での確立・実証は、主として試運転サイクル(第1サイクル)において実施する。またここでは、ITERなどで確立された周辺プラズマモデリングを基にシミュレータを構築し、原型炉におけるダイバータプラズマをある程度予測可能であるとした。定格核融合出力での定常運転が行われる第2サイクル以降は、後期ダイバータへの移行を進めるため、ダイバータターゲットへの熱負荷を5 MW/m<sup>2</sup>以下に低減する炉心及びダイバータプラズマ運転シナリオの開発も視野に入れている。「b. ダイバータ機器」においては、

b-① 機器の健全性の確認及び評価技術の確立

b-② 後期ダイバータ構造開発

の2項目を挙げた。

a項目、b項目のいずれも、重要度・優先度分類において技術的重要度としては「A：基盤技術」であり、利用優先度としては「1：原型炉でなければ実証できない技術」である(表1参照)。以下に各項目の詳細を述べるとともに、これらの前提となる、ITERやJT-60SAなどの大型核融合実験装置で開発・実証しなければならない研究・技術項目も以下の各節に記述した。第1サイクルにおける軽水素パルス運転からDT定常運転までの運転の進め方は、第2章を参照されたい。b-①に関しては、ダイバータ機器の寿命について、現在までに得られている知見を基にした評価についても述べる。

3.2.1 プラズマ運転に関する実施項目の内容

「プラズマ運転」に関して、原型炉運転までにITERなどでの確立が期待される技術は次の通りである。

- ・プラズマ電流15 MAまでの、ダイバータ配位制御
- ・計測・制御装置及び制御ロジック
- ・放射線環境下におけるダイバータ計測
- ・非接触ダイバータ制御
- ・高閉じ込め性能と両立する高放射損失シナリオ
- ・高Z不純物蓄積の抑制・制御
- ・非接触ダイバータ運転でのヘリウム排気

これらが確立されていることを前提として、原型炉におけ

る実施項目を以下に詳しく述べる。

a-① ダイバータ配位の形成と制御

本項目で実証・確立すべき内容は次の通りである。

- (1) ループ・磁気コイルを使用した平衡配位のフィードバック制御(第1サイクル全般で実施)
- (2) 低プラズマ電流(3-5 MA)からダイバータ配位へ移行し、定格プラズマ電流値(13-15 MA)に至るまでの制御ロジック(定格プラズマ電流運転が予定されるDDパルス運転から実施)
- (3) ベータ値及び内部インダクタンス等が変化するプラズマの平衡配位について、設定位置とダイバータ及び周辺計測の測定値のずれ評価と、ずれを許容範囲内に収めるための平衡フィードバックの改善(第1サイクル全般で実施)
- (4) ITERよりも高い規格化ベータ値と非誘導電流駆動割合を維持する定常プラズマシナリオ及び $\alpha$ 加熱条件におけるストライク点位置のフィードバック制御(H+Heパルス運転から実施)
- (5) ストライク点掃引(定常・非定常熱負荷低減)、あるいは低減されたELM熱負荷ピークの位置を掃引する技術等、ITERでの経験からこれらを使用する必要がある場合は、原型炉として確立・実証(第1サイクル全般で実施)
- (6) 放射線環境下における計測・制御装置の性能確認(DDパルス放電から実施)

a-② ダイバータ熱負荷軽減の実証と運転シナリオの確立

非接触プラズマ発生によるダイバータターゲットへの熱負荷軽減シナリオは、ITER及びJT-60SA、LHDなどの高パワー入射が可能な実験装置において確立したシナリオを基に、加熱パワーがより大きな原型炉におけるシナリオを確立・実証する[1,3,4]。特に、ELMによる繰り返し熱負荷の軽減・抑制技術は、原型炉ではダイバータ対向材の寿命に大きく影響するため、原型炉に適応可能なシナリオを実験装置で確立・実証しておくことが望まれる。

原型炉において確立・実証すべきことは次の通りである。

- (1) 不純物種及び不純物ガスパフ位置の選択とフィードバック応答、燃料ガスパフ(HあるいはDのみ、DT混合)による周辺密度制御等について、追加熱・ $\alpha$ 加熱の段階ごとに非接触ダイバータ制御を確立し、第1サイクル最終期に予定されているDT定常運転前に実証する。
- (2) 多種のダイバータ計測装置が使用できる非放射化時期(HHパルス運転、H+Heパルス運転)及び初期放射化時期(DDパルス運転初期)に、これらの計測装置で得られたデータを用い、非接触プラズマのダイバータ内での制御を確立するとともにシミュレータを改善する。
- (3) DT燃料を用いた運転(DTパルス運転、DT定常運転)では、 $\alpha$ 加熱の増加に伴い、最小限の計測器(赤外線カメラ、ボロメータ、分光、レーザー計測程度)でフィードバック制御を行い、シミュレータの精度を上げる。
- (4) 第1サイクル(DT定常運転)及び第2サイクルでは、プラズマ対向壁表面状態や温度を監視し、ストライク点移動やスイープ、放射損失の増加等を制御し、対向壁の損耗

表1 ダイバータに関する重要度・優先度分類。

		利用優先度		
		1：原型炉でなければ実証できない技術	2：原型炉で実証するのが合理的な技術	3：原型炉以外で実証可能な技術
技術重要度	A：基盤技術	a-① ダイバータ配位の形成と制御 a-② ダイバータ熱負荷軽減の実証と運転シナリオの確立 a-③ ダイバータ排気と粒子制御の確立 a-④ シミュレータによる運転開発 b-① 機器の健全性の確認及び評価技術の確立 b-② 後期ダイバータ構造開発	—	—
	B：重要技術を要する	—	—	—
	C：合共有でない技術	—	—	—

や溶融を低減する。熱負荷と照射時間に対する損耗や溶融の経験をシミュレータに反映し、後期ダイバータ設計・運転に利用する。

(5) 第2サイクルから、後期ダイバータに向けた、放射損失増加によりダイバータ熱負荷を低減する運転シナリオ開発を開始し、第3サイクル以降に確立する。

#### a-③ ダイバータ排気・粒子制御の確立

非接触ダイバータにおけるヘリウム排気性能、定常放電におけるトリチウムの壁への蓄積低減および壁中のトリチウムの除去・回収について、ITER及び高パワー入射可能な金属壁の実験装置（タングステン壁が望ましい）において確立し、原型炉環境下での実証を行う。

(1) 非接触プラズマでのヘリウム排気について、大型トカマクでのヘリウム入射実験やITERのシミュレーションでは、 $n_{\text{He}}/n_e < 5\%$ は可能とされているが、ITERより3倍程度核融合出力の高い原型炉では $n_{\text{He}}/n_e < 7\%$ 程度を目指す。ITERなどで確立された、非接触プラズマでのストライク点及びドーム位置に対するスル点位置の調整、ダイバータにおける粒子排気量の増加、密度分布制御やガス圧増加によるヘリウム排気効率の改善手法などを原型炉において実証する

(2) トリチウム蓄積の評価、蓄積の要因特定と低減及び除去手法を確立し、実証する。放電時間が短い大型トカマクや比較的低温壁のITERでの手法を基に、原型炉における高温壁かつプラズマ・中性子照射環境における手法を開発する必要がある。トリチウムトレース模擬試験を含め第1サイクル初期から排気及びトリチウム回収プロセスの確認が必要である。非放射化運転（HHパルス運転、H+Heパルス運転）では、多くの計測器を用いて周辺プラズマとプラズマ・壁相互作用に関するデータ収集を行い容器内でのトリチウム挙動を理解するとともに、原型炉プラント内でトリチウムの輸送を模擬するためのトリチウムシミュレータ（第5章を参照）の改善に寄与する。

(3) ITERなどで確立された、 $\alpha$ 粒子及びECHによる中心加熱と密度制御、周辺及びダイバータからのタングステン不純物の蓄積制御、ELM制御による高Z不純物蓄積の能動制御、などの手法を原型炉において実証する。

(4) 第1サイクルの最後では、真空容器内からのトリチウム回収（同位体プラズマ照射、ベーキング、酸素・空気導入など）を行い蓄積量の評価、実効トリチウム増倍率増加等に反映する。（第5章を参照）

#### a-④ シミュレータによる運転開発

(1) HHパルス運転、He+Hパルス運転（非放射化運転）では、ITER及び金属壁トカマク研究を基に整備したダイバータシミュレーションを使用し、原型炉に設置した計測装置を用いて予測と実験結果の比較と原型炉プラズマにおけるパラメータの不確定性をできるだけ小さくする。簡約モデルや数値シミュレーションのデータベース等に基づきシミュレータ（主に放射損失、非接触ダイバータ制御）の改善、確立・実証を行うとともに、プラズマ・壁相互作用過程や水素同位体蓄積、燃料プロセスに関するトリチウムシミュレータ（第5章を参照）の改善に寄与する。

(2) 放射化を伴うDDパルス運転においては、放射線環境下で使用可能な計測器を用いて周辺プラズマ物理データを収集し、原型炉でのダイバータシミュレーションの再現性及び外挿性を向上する。シミュレータの精度を高め、シミュレータによる運転制御を実証する。

(3) DTパルス運転では、追加熱・ $\alpha$ 加熱の段階ごとに、シミュレータによる燃焼プラズマ再現、トリチウムシミュレータによるトリチウム入射・回収の評価について実証を行う。

#### 3.2.2 ダイバータ機器に関する実施項目の内容

ダイバータ機器に関して、ITERでの確立が期待される技術、原型炉以前に確立されるべき開発課題は次の通りである。

- (i) ITERでの確立が期待される技術
  - ・モノブロック形状・配置および冷却配管接合の最適化
  - ・プラズマ対向材表面の熱伝導特性等の評価
  - ・タングステンの損耗・溶融の評価
  - ・ITERの中性子環境におけるタングステン及びCuCrZrの損傷データベース
- (ii) 原型炉以前に確立されるべき開発課題（実証時期、方法は今後の課題である）
  - ・材料及び冷却ユニットの損傷発生機構、損傷進展の理解
  - ・中性子照射後の冷却ユニット材料の機械特性・熱特性の評価
  - ・高損傷領域の早期データ取得のための、微少試験片評価技術の確立
  - ・予測精度向上のための、既存の中性子照射済み微少試験片の機械特性・熱特性評価
  - ・加速器型中性子源及び高速実験炉（常陽等）を利用した照射データの取得
  - ・原型炉及び商用炉に向けたプラズマ対向材料及び冷却配管材料の開発と接合技術

これらを踏まえ、原型炉における実証項目について以下に詳しく述べる。

#### b-① 機器の健全性の確認及び評価技術の確立

ダイバータ機器の寿命評価の高精度化を目的とする。第1サイクル終了後は、ダイバータ冷却ユニットへの中性子照射によるCuCrZr配管の寿命よりも、初期のパルス運転の繰り返しによる対向材の損傷・溶融、対向材・冷却配管の疲労脆化のため、全ダイバータカセットを交換することを計画している。一方、その後、半年から1年のDT定常運転を行う第3サイクル後の交換では、CuCrZr配管の寿命が主な要因（対向材の損耗や溶融の可能性もある）と考えている。取り出しと交換に関しては、本小特集の第6章を参照されたい。取り出したダイバータカセット及び冷却ユニット（ダイバータ構造体）について、以下の健全性確認・評価を行う。

- (1) ホットセル内におけるベーキングによる残留ガス分析の実証とデータ取得
- (2) ホットセル内におけるターゲット部外観検査方法の実証とデータ取得

- (3) ホットセル内におけるダスト捕集方法の実証とデータ取得
- (4) ターゲットユニットの熱特性評価方法の実証とデータ取得
- (5) モノブロックを切り出して試験片を作成し、強度試験及び熱特性評価を行うための方法の実証とデータ取得
- (6) ターゲット冷却配管の健全性確認手法の実証とデータ取得

#### b-② 後期ダイバータ構造開発

後期ダイバータは、中性子照射量の高い環境でブランケットと同程度の交換頻度(3-5年)で使用可能なダイバータを目指したものとなる。現時点では、タングステンモノブロック構造で冷却管をF82Hとする構造を想定した。熱除去性能は、CuCrZr冷却管使用時に比べて低下するので、ダイバータ熱負荷が低減された運転(例えば5 MWm<sup>-2</sup>程度以下)が確立・実証されていることが必要条件である。

このため材料・工学の面では、第1サイクル終了後に炉内から取り出した初期ダイバータの、ドーム部及びバッフル部のタングステンモノブロック、F82H冷却管、及びそれらの接合部について、中性子照射損傷等の状態を調べることで、後期ダイバータの構造検証と、ブランケットと同程度の寿命をめざした設計の改善を行う。そのため、以下を実施する。

- (1) ホットセル内におけるドーム部外観検査方法の実証とデータ取得
- (2) ドームユニットの熱特性評価方法の実証とデータ取得
- (3) ドーム部及びバッフル部のモノブロックを切り出して試験片を作成し、強度試験及び熱特性評価を行うための方法の実証とデータ取得
- (4) ドーム部及び内外バッフル部のF82H冷却管の健全性確認手法の実証とデータ取得

#### 3.2.3 ダイバータ機器寿命について

ダイバータ機器の寿命は運転サイクル期間の長さを決める重要な要素である。そのため、現在までに得られている知見等から、ダイバータ機器寿命に関する評価を行った。ダイバータ機器寿命は、次に挙げる損傷等により決まると考えられる。

- ・プラズマ照射によるタングステンアーマの損耗
- ・タングステンアーマの中性子照射損傷
- ・初期ダイバータ構造においては、CuCrZr冷却管の中性子照射影響による強度の低下や変形など
- ・後期ダイバータは、F82H管の中性子照射影響による強度低下や変形など

##### 3.2.3.1 プラズマ照射によるタングステンアーマの損耗

シミュレーションによれば、ストライク点とその近傍はデタッチメントによりプラズマ温度・密度が低下し、プラズマ照射による損耗は問題にならないと考えられる。一方、ストライク点から離れたアタッチ領域では、電子・イオン温度が10 eV以上であり、イオン束も10<sup>23</sup>/m<sup>2</sup>/s程度で

あると予測される。さらにダイバータ熱負荷軽減のためにアルゴンなどの不純物ガスを導入するため、アタッチ領域でタングステンが損耗することが考えられる。例えばアルゴンが0.2%含まれたプラズマで1年間定常運転を行い、再堆積割合を90%と想定した場合、数mmも損耗する可能性がある。これは現在設定しているアーマ表面から冷却管までの距離(5 mm)に匹敵する値である。ストライク点の移動等による損耗の分散化、再堆積による自己修復効果、ダイバータの形状の工夫によるプラズマ温度の低減により損耗による寿命の延長の可能性はある。ダイバータ設計と部分非接触ダイバータのシミュレーションの改善、さらに詳しいタングステンの損耗・輸送・再堆積モデルの改善等を行いより正確な評価を行う必要がある。

##### 3.2.3.2 プラズマ対向材料の中性子照射損傷

純タングステンの中性子照射損傷に関する既存データの照射条件は、照射温度が約1000℃以下、照射損傷量が最大約2 dpaとなっている。原型炉においては、タングステンの使用温度は約200~300℃(冷却材温度)から1300℃(タングステンの再結晶温度)と想定され、照射損傷量は、長期の定常運転時に10 dpa以上になると見込まれる。従って、既存の中性子照射データの照射条件と、原型炉で想定される照射条件には隔たりがある。タングステンの中性子照射効果に関する既存の研究で得られている知見を基にすると、中性子照射の初期から約1 dpa程度までの領域では、はじき出し損傷による脆化が主として起こり、それ以降は核変換生成物の照射誘起析出による脆化と熱特性の低下が起こると予想される。しかし、核変換生成物の生成量は熱中性子束に依存するとともに、既存データと原型炉で想定される照射条件(中性子エネルギースペクトル、照射量)や材種に違いがあることから、原型炉におけるタングステンの、一定の精度を有する寿命予測は現状困難である。原型炉におけるタングステンの寿命予測のためには、原型炉で想定される中性子エネルギースペクトルを模擬できる照射場において、実機での使用が想定されるタングステン材料を用いた中性子照射及び機械特性と熱特性評価が必要であると考えられる。加えて、過去に高速炉で照射したタングステン試験片の利用も、照射効果の調査及びデータの拡充の観点から有効であり、そのための微小試験片を用いた特性評価技術開発及び特性評価も必要であると考えられる。

##### 3.2.3.3 銅合金の中性子照射損傷

中性子照射による銅合金の損傷としては、低い照射線量から順に、照射誘起硬化(~0.2 dpa)、照射誘起軟化(~1 dpa)、核変換ヘリウムによる高温脆化(~6 dpa)、核変換に伴う熱伝導率低下(~10 dpa)、ボイドスウェリング(~100 dpa)がある。さらに、これらの損傷の現れ方は、温度によって変わるので注意が必要である。照射誘起硬化及び軟化については、温度が280℃よりも低い場合は硬化が起き、軟化は起きない。逆に温度が280℃よりも高い場合は軟化が起こる[5]。銅合金冷却管は加圧水の圧力境界のため構造材としての機能が求められるが、ダイバータ構造の機械的強度を担保する必要は無い。硬化及び軟化は

進行しても熱伝導率は大きくは変わらないため、明確な核変換ヘリウムによる高温脆化が起きる 6 dpa 程度が寿命になってくるとも考えられる。

### 3.3 抽出項目の優先度，実施時期

ダイバータについて抽出された項目は、原型炉運転では必須となり、かつ原型炉でしか実施できない点を考慮し、重要度・優先度分類としては、表 1 に示すようにいずれの項目も A1 とした。試運転段階は主にプラズマ運転スケジュールに着目して検討し、第 2 章の炉心プラズマ制御の項目とも密接に関わっている。準備段階、試運転段階の実証時期について表 2 に示す。

第 1 サイクル終了後に全ダイバータカセットを交換する。3.2.2 節で述べたようにこれは、ダイバータ冷却ユニットの中性子照射による CuCrZr 配管の寿命よりも、初期のパルス運転の繰り返しによる対向材の損傷・溶融、対向材・冷却配管の疲労脆化による要因が大きい。ここで機器の健全性の実証と後期ダイバータの実装をめざした実施項目を検討した。一方、その後、半年から 1 年の DT 定常運転を行う第 3 サイクル後の交換では、CuCrZr 配管の寿命が主な要因（対向材の損耗や溶融の可能性もある）と考えている。このため現状の計画では、ダイバータの交換の時期は CuCrZr 配管の寿命により制限されることとなる。ダイバータ健全性の実証項目、交換時期と後期ダイバータの実装のための時期を表に示す。

中性子照射量の高い環境でブランケットと同程度の交換頻度をめざす後期ダイバータは、F82H 管のみのダイバータ（低除熱性能，長寿命）を現在の主案として検討した。第 2 サイクル以降は、後期ダイバータへの移行を進め、ダイバータ熱負荷を 5 MW/m<sup>2</sup> 程度以下に低減する炉心およびダイバータプラズマ運転シナリオを開発する必要がある。

### 謝 辞

本運転計画ワーキンググループダイバータサブグループ会合においてご議論いただき、本章の元となる報告書にご寄稿いただいた、野上修平先生、福田誠先生、上田良夫先生、横峯健彦先生、星野一生先生、工藤広信様に感謝申し上げます。時谷政行先生には銅合金の中性子照射影響についてご教示いただきました。

### 参考文献

- [1] N. Asakura *et al.*, Nucl. Fusion 57, 126050 (2017).
- [2] 鈴木 哲，朝倉伸幸：プラズマ・核融合学会誌 92, 886 (2016).
- [3] 朝倉伸幸，星野一生：プラズマ・核融合学会誌 92, 870 (2016).
- [4] 原型炉設計合同特別チーム・ダイバータ物理検討ワーキンググループ報告書（2018），  
<http://www.qst.go.jp/publication/research-report/material.html>
- [5] 時谷政行：プラズマ・核融合学会誌 94, 385 (2018).

表 2 ダイバータ運転計画。

運転サイクル	建設・運転準備段階	1Cycle (試運転)					2Cycle	3Cycle	4Cycle	5Cycle	10Cycle 以降
炉内放射線環境		cold					Hot				
ダイバータ		初期ダイバータ# 1					初期ダイバータ# 2	初期ダイバータ# 1	初期ダイバータ# 2	後期ダイバータ	
運転		HH/パルス運転	HH/パルス運転	DD/パルス運転	DT/パルス運転	DT定常運転	DT 定常運転				
<b>【ダイバータ配位の形成・制御】</b>											
平衡配位のフィードバック制御											
定格プラズマ電流におけるダイバータ配慮への移行											
ストライク点フィードバック制御											
ストライク点掃引											
計測・制御装置の健全性確認											
<b>【ダイバータ熱負荷軽減の実証と運転シナリオの確立】</b>											
不純物入射(不純物種)による放射損失増大と制御											
多種の計測器を用いた非接触プラズマの制御とシミュレータの改善											
最小限の計測器を用いた非接触ダイバータの制御とシミュレータの改善											
各種制御によるダイバータ板損耗・溶融の低減											
後期ダイバータのためのさらなる熱負荷軽減運転の確立											
<b>【ダイバータ排気・粒子制御の確率】</b>											
非接触ダイバータにおけるヘリウム排気											
トリチウム蓄積評価・低減手法確立											
タングステン不純物制御											
真空容器壁からのトリチウム回収											
<b>【シミュレータによる運転開発】</b>											
多種の計測器を用いたシミュレータの改善											
最小限の計測器を用いた制御とシミュレータの改善											
シミュレータによる燃焼プラズマの再現											



## 小特集 核融合原型炉における運転計画と商用炉に向けた戦略

# 4. ブランケット

## 4. Blanket

河村 繕範<sup>1,2)</sup>, 染谷 洋二<sup>1,2)</sup>

KAWAMURA Yoshinori<sup>1,2)</sup> and SOMEYA Youji<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup>原型炉設計合同特別チーム, <sup>2)</sup>量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2018年7月19日)

原型炉のブランケットに関する運転計画について記述する。ブランケット自体は何か操作を行う機器ではなく、実証項目のために何かを変化させる運転はできないので、設計製作した時点で性能は決まっている。燃料トリチウムの製造と発電といった重要項目は、本格運転となる第2サイクルまでに実証を完了する。その後は運転を継続して設計の妥当性を確認しつつ、交換時期に取り出した筐体へのアクセスが可能になれば、照射後試験を実施して筐体の健全性を確認し、供用期間の最適化を図る。サイクルの後半では商用炉をめざしたブランケット設計の改良を進める一方で、先進ブランケットの試験などを行う。また、故障確率に関するデータの取得は運転開始から停止・解体まで継続する。

### Keywords:

DEMO, operation plan, blanket, ITER-TBM, tritium, functional material, structural integrity

### 4.1 はじめに

核融合エネルギーの実現に向け、国際熱核融合実験炉ITERの建設が進んでいるが、ITERが段階的アプローチを採用し、スケジュールを更新した[1]。国内においては原型炉に向けた検討が進められており、ITER計画とは密接な関係がある。原型炉段階への移行に向けた基本的な考え方では原型炉建設移行判断までに中間チェック&レビューが設けられ、達成目標として原型炉の運転計画の作成が挙げられている[2]。原型炉設計合同特別チームでは、内部に運転計画ワーキンググループを設け、原型炉の運転計画をまとめた[3]。本章では特にブランケットに関する部分について紹介する。

### 4.2 前提条件

ブランケットの運転計画を検討するにあたり、以下のよう  
に条件設定と定義を行なった。

- 対象はブランケット筐体とする（生成するトリチウムの回収についてはトリチウムサイクルで取り扱う）。
- 原型炉での実施項目は必要最低限とする。
  - ▶原型炉で実施すべき項目の抽出にあたってはITER-TBM試験で実施、あるいは実施すべき項目を勘案する。
  - ▶「実証」、「妥当性確認」は原型炉環境での最終確認と位置付ける。
  - ▶実証項目の要素技術開発は原型炉までに完了しているものとする。
- ブランケットの供用期間については、本格運転サイク

ルでの健全性実証が完了するまで裕度を持たせ、最適化を図るのは実証完了後とする。

### 4.3 実証項目の抽出と優先度と課題

ブランケットの機能は、1)中性子の遮蔽、2)熱の取り出し、3)燃料トリチウムの生産である。このうち中性子の遮蔽に関しては、ブランケット背後の計測は実施せず、建屋区画での線量が設計通りであれば、ブランケットとしての遮蔽性能を満たしているとみなし、項目から除外した。また、前述のように燃料トリチウムの生産に関しても、回収技術についてはトリチウムサイクルで検討することとした。表1に重要度分類を示す。

結果として抽出された大項目は以下である。

- ① トリチウム生産・回収技術
- ② 健全性確認・評価技術
- ③ 発電関連技術
- ④ ブランケットに必要な計測技術
- ⑤ 商用炉向け改良技術

これら大項目をさらに細分化し、課題を明らかとした上で、優先度と実施時期を検討し、運転計画を立案した。

#### 4.3.1 トリチウムの生産と取出し

##### 4.3.1.1 消費量以上のトリチウムの生産実証（分類A1）

核融合炉が商用炉として成立する上では、継続して運転できる必要があることから、核融合反応で消費されるトリチウム量を上回る量がブランケットにおいて生産され、とりだされなければならない。原型炉は定常運転であることから、放出される生成トリチウムは多く、モニタすること

表1 ブランケットの重要度・優先度分類表.

		利用優先度		
		1. 原型炉でなければ実証できない技術	2. 原型炉で実証するの合理的な技術	3. 原型炉以外で実証可能な技術
技術重要度	A 基盤技術	①【T生産・回収技術】 ・消費量以上のトリチウム燃料生産実証  ②【健全性確認・評価技術】 ・原型炉環境（重照射＋高熱負荷）でのブランケット設計手法の妥当性確認 ・原型炉環境でのブランケット設計手法の高度化 ・ブランケット故障率データ取得技術  ③【発電関連技術】 ・付加に対するブランケット応答の妥当性確認  ④【計測技術】 ・原型炉環境におけるブランケット計測設計の妥当性確認  ⑤【商用炉に向けた改良技術】 ・ブランケット改良技術 ・先進ブランケット技術	①【T生産・回収技術】 ・原型炉環境での増殖／増倍材特性の妥当性確認 ・トリチウム増殖設計の妥当性確認（長期運転時）	①【T生産・回収技術】 ・トリチウム増殖設計の妥当性確認（ITER-TBM）
	B 補強を要する重要技術			【発電技術】 ブランケットへの負荷の確認
	C 核融合特有の技術ではないもの			

はITER-TBMと比べると有意であると考えられるが、一時的に保管して計量するとは考えにくく、スイープガスの圧力、流量、温度、組成を随時モニタし、動的なPVTC計算により常に量の把握を行うと考えられる。ただし、各々の計測機器の精度を考慮すれば、この測定に基づく実効的なトリチウム増殖比については、精度が低くなることは想像に難くない。計測技術、計量管理とその精度向上は、原型炉建設前までに確立されている必要がある。また、トリチウムシミュレータの開発により、トリチウムインベントリーや透過漏洩量を推定し、計測値の確からしさを補足することも考えられる。汎用のトリチウムシミュレータの開発も原型炉建設前までは確立されている必要がある。しかし、最終的にはトリチウムプラントの燃料貯蔵ベッド内のトリチウムについて、運転継続に伴う増減をモニタすることで実効的なトリチウム増殖比を算出するのが最も確実と考えられる。

さらに、ブランケット筐体としては、トリチウムの取出しに支障があってはならない。スイープガスがブランケットの機能材充填領域を閉塞なく流通することが重要である。これは、機能材料の物理化学特性、核特性等をあらかじめ把握し、ブランケット筐体設計に反映することであり、原型炉環境では最終的な検証となる。

4.3.1.2 トリチウム増殖設計の妥当性確認 (分類 A3)

筐体内で生成するトリチウムの総量が、核融合反応で消費するトリチウム量を上回るかどうかは、プラズマ設計から導かれる中性子の線源条件に基づく核計算によって推定する。核計算の手法は確立されており、中性子の線源条件の予測精度でブランケットの増殖性能評価の精度も左右される。原型炉では、先述のようにブランケット周辺の中性子をきめ細かく計測しないとすれば、ブランケット自体の増殖性能設計は、原型炉を設計する段階では確立され

ており、ブランケット設計に反映されているべきである。

しかしながら、生成トリチウムがどの程度スイープガスへ移行しやすいかといった過渡応答の情報はトリチウムを測定しないとわからない。原型炉では機能材料が重照射を受けるため、トリチウムの移行挙動の変化が予想されるが、照射が進むと定常放出に近づくことで、過渡的な応答の寄与は小さくなるかもしれない。これらは基盤技術であるが、原型炉以外でも開発可能であるため優先度は高くない。一方で、長期燃焼に伴う過渡応答の変化は、長期運転が必要であり原型炉でしか実施できない。

4.3.1.3 機能材料の原型炉環境での特性評価 (分類 A2)

原型炉環境に置かれた機能材料の物理化学的特性の変化を確認する。ITER 照射環境については ITER での確認、ITER を越える重照射環境については、その環境を作り出す照射試験装置での確認が行われ、一定の評価はなされるが、原型炉環境とは異なるため、原型炉での実証も必要である。特に長期運転にかかる材料物性の変化、トリチウム相互作用にかかる変化の確認には、サンプルの取り出しが必要である。試運転後、並びに何サイクルかの運転後にサンプルを取り出して試験を行うことを考える。これらは原型炉での実施が妥当であると考えられる。

本項目については原型炉設計時には不確定要素として考慮し設計が行われている想定である。試験後、明らかになった部分については設計の最適化を図り、商用炉設計へ反映させることとなるが、原型炉の設計の段階でなるべく不確定要素は抑えられるよう、十分に事前の検討が必要である。

4.3.2 健全性確認と評価

4.3.2.1 ブランケット設計手法の妥当性確認 (分類 A1)

原型炉ブランケットの設計では、当然ながら運転期間中に筐体が健全性を維持できるように設計を行う。設計手法

の妥当性については、許認可取得の上でも原型炉設計段階までに見通しが得られているべきであり、原型炉の運転で真に妥当性の最終確認となる。

ITERとは環境が異なるため、最低限の計測は必要になると考える。機能材充填層の最高温度とその応答、表面熱負荷の局所的な集中などが設計段階での想定と概ね一致するか確認する。

歪みや応力に関しては随時測定することは困難である。従って、試運転ならびに本格運転後、ブランケットを取出して検査を実施する。外観検査、非破壊検査、配管肉厚測定、アーマー材損耗量測定などが考えられる。検査項目の詳細は今後検討するとして、放射化の観点で実施時期は取出し後数年が必要と見られる。遠隔操作による検査を早期に、その後期間をおいて詳細検査を行う。原型炉でなければ実証は困難なため優先度は高い。

#### 4.3.2.2 ブランケット設計手法の高度化 (分類 A1)

健全性評価の結果から、供用期間中のブランケット設計の最適化など、設計手法の高度化を目指す。初期装荷するブランケットは、先述のように不確定要素を考慮し裕度を大きく設定した設計とならざるを得ない。従って、運転後半とは異なり供用期間を制限することが予想される。本格運転の最初のサイクルが終了した後で取出して検査を行い、得られたデータに基づいて最適な供用期間を判断する。一方で、交換したブランケットの経年特性を評価し、商用炉に向けた設計データの蓄積を行う。放射化の観点で、ブランケット筐体そのものの試験は取出し後数年かかると予想されるため、別途試験体を装荷しておき代用するなど、具体的な試験方法についても検討が必要となる。原型炉でなければ実証できない項目であり優先度は高い。

#### 4.3.2.3 ブランケット故障率データの取得 (分類 A1)

原型炉の本格運転段階で、ブランケットの故障に関するデータを取得する。具体的にはブランケットにかかる配管、計測機器などについて、故障が発生した際の状況や原因を分析し、改善し、その後の運転に反映する一方、運転実績に基づいて信頼性を評価する。これらは原型炉でしか実施できないため優先度は高い。

### 4.3.3 発電関連技術

プラント運転技術と重複するが、ブランケットの観点で検討した。

#### 4.3.3.1 ブランケットの負荷の確認 (分類 B3)

運転時にブランケットにかかる表面熱負荷、中性子壁負荷を確認する。具体的には運転時のブランケットの温度分布を測定し、設計時の解析結果と比較する。定常運転時のみならず、起動と停止時の過渡応答も含まれる。原型炉のブランケットで随時計測を行うとは考えにくく、行うとしたら代表的な筐体について限られた期間での計測となるだろう。ブランケット筐体入口出口の冷却水温度のモニタはすると考えられるので、これが予想の範囲内であれば十分かもしれない。冷却水温度の確認はITER-TBMでも実施するため優先度は低い。

#### 4.3.3.2 負荷に対する応答の妥当性確認 (分類 A1)

ブランケットへの負荷に対して、その応答である冷却水

の条件が適正に制御されているかを確認するものである。具体的にはブランケット入口出口での冷却水の状態と変動が設計の範囲内であることを確認する。これらは起動・停止の運転制御だけでなく、低出力運転から定格出力に到達するまで段階的に確認し、定格出力運転での確認が最終確認となる。

#### 4.3.4 ブランケットに必要な計測技術 (分類 A1)

ブランケットにかかる各種計測技術の妥当性を確認する。計測対象は温度、圧力、流量、トリチウム濃度である。ここまで具体例として挙げてきたが、整理すると以下になる。

- 1) 表面熱負荷の局所集中
- 2) 機能材充填体の最高温度
- 3) 冷却水の温度、圧力、流量、組成
- 4) スイープガスの温度、圧力、流量、組成 (トリチウム濃度)

中性子計測についてはブランケットというよりも核融合出力のモニタ、あるいは環境モニタの意味が強いのを外している。

上記の測定に用いる機器は、常用の環境ではなく強い放射線や磁場にさらされる中で、高い精度が要求されているものもある。ITERでの実証なども踏まえ、原型炉建設までには見通しを得ておく必要がある。

#### 4.3.5 商用炉に向けた改良技術

本項目の検討に際しては、商用炉のブランケットに対する要求事項を明らかにしておく必要があるが、現時点では明確になっていない。実施内容や時期についても今後の検討となるが、原型炉後期の運転サイクルになることは間違いないだろう。また、原型炉の運転が必須と考えると優先度は高いと言える。

##### 4.3.5.1 高発電量・高発電効率に向けた技術 (分類 A1)

商用炉に向けてはより高い発電量と効率が要求されるとみられる (具体的な数字は今後の検討)。原型炉初期に装荷されるブランケットで、実用化に踏み切れるだけの要求を満たす見通しが得られなかった場合、ブランケットに改良を行うことが考えられる。トリチウム増殖性能、構造健全性などは再評価が必要となる。

##### 4.3.5.2 長期間使用可能なブランケットに向けた技術 (分類 A1)

商用炉に向けて、長期間のブランケットの使用が要求されるとみられる。原型炉初期に装荷されるブランケットで、要求を満たす見通しが得られなかった場合、ブランケットに改良を行うことが考えられる。その場合、運転終了後にブランケットを取り出して各種試験を行い、長期間使用の要件を達成する見通しを得る。

##### 4.3.5.3 先進ブランケットに関する技術 (分類 A1)

原型炉ブランケットの我が国の主案は固体増殖水冷却方式であり、ITER-TBMでも我が国がこの概念をリードしている。これは、できるだけ早期に核融合による発電を実証しようとする、ITERの環境で実現可能なのは水冷却方式だけであることが大きな理由の一つである。ただし、ITERはパルス運転であり、真に定常的な発電を実証して

みせるには課題が多い。原型炉の目的は、発電実証と燃料トリチウムの自給の実証であるため、水冷却固体増殖方式での目標達成を最優先とする。その後は、ヘリウム冷却、液体金属ブランケット等の先進ブランケットの試験の実施も想定する。評価項目とスケジュールは今後の検討課題とするが、TBMをITERに据え付けるのと、原型炉に先進ブランケットのテストブランケットシステムを据え付けることは同じような作業である。よって、ITER-TBM計画の推移は参考にするべきである。

#### 4.4 ブランケットの運転計画

冒頭で、最終確認と位置付けたように、ブランケット自体は積極的に操作する機器ではないことや、筐体内にセンサー類を自由に設置できるものではないことなどを勘案すると、異常なく運転できていること、チェックできるパラメータが設計時の想定範囲内であることを確認するのが主体となる。また、ブランケットにおける項目の実証のために、プラズマ運転側に何がしかの要求を出すことは、今回は想定していない。

表2にブランケットに関する実証項目とその実施時期をまとめた。ブランケットの機能を考えると、項目の実証自体は、核融合運転が始まる第1サイクル（試運転）のDTパルス運転以降が主体になる。大項目の中で、①トリチウムの生産・回収技術や③発電関連技術のような重要項目に

ついては、本格運転となる第2サイクル中には概ね完了させる。その後は運転を継続して設計の妥当性を確認しつつ、交換時期に取り出した筐体のアクセスが可能になれば、照射後試験を実施して筐体の健全性を確認し、供用期間の最適化を図る。サイクルの後半では商用炉をめざしたブランケット設計の改良を進める一方で、先進ブランケットの試験などを行う。また、故障確率に関するデータの取得は運転開始から停止・解体まで継続する。

#### 4.5 おわりに

原型炉であることを鑑み、運転計画策定にあたっては、実施項目が必要最低限となるよう心がけた。少なくとも要素技術開発は原型炉設計までに完了していることとしたが、ITERは建設中で、TBMも概念設計を終え設計の詳細化を進めているところであり、期待されるデータの取得の可否までは検討が及んでいない。他の施設の開発計画に関しても不透明な部分がある。今後、これらのスケジュールと検討の進捗に合わせて実証項目の細かい部分は見直す必要があるだろう。トリチウム生産・回収の観点ではトリチウムプラントの計画にも影響があるので密接な連携が必要である。

#### 謝辞

本運転計画ワーキンググループブランケットサブグループ

表2 ブランケットに関する主要項目の運転計画。

大項目 優先度	運転サイクル	建設・運転 準備段階	1 試運転	2 本格運転	3	4	5	6	7	8	9	10	10以降
	炉内放射線環境	Cold											
	放電前試験												
	HHパルス運転												
	HHeパルス運転												
	DDパルス運転												
	DTパルス運転												
① A1	流動確認/充填体健全性確認												
② A1 ④ A1	筐体内部温度計測確認												
	DT定常運転			送電開始									
② A1	筐体取出し												
① A3	機能材燃焼によるトリチウム生成量変化の確認												
① A1	定常運転維持の確認(トリチウム収支)												
② A1	筐体内部の温度計測確認												
② A1	筐体取出し												
① A1	トリチウム回収実時間計測とシミュレータ												
③ A1	冷却材温度確認												
② A1	試運転時に取出した筐体の健全性評価(構造と材料)												
② A1	定格運転時に取出した筐体の健全性評価(構造と材料)												
① A2	照射影響評価												
② A1	供用期間最適化												
② A1	故障率データ												
⑤ A1	商用炉向け改良												
⑤ A1	先進ブランケット												



プ会合においてご議論いただき、本章の元となる報告書にご寄稿いただいた、磯部兼嗣様、谷川 尚様、谷川博康様、宮澤健先生、渡邊和仁様に感謝申し上げます。

#### 参考文献

- [1] PRESS RELEASES, ITER Council endorses updated project schedule to Deuterium-Tritium Operation, 17 Nov. 2016.  
<https://www.iter.org/doc/www/content/com/Lists/>

- list\_items/Attachments/708/2016\_11\_IC-19.pdf
- [2] 核融合原型炉開発のため技術基盤構築の中核的役割を担うチーム報告 - 原型炉技術基盤構築チャーター, 核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム (2015年1月).  
<http://www.fusion.qst.go.jp/reading5/houkoku/gou-doukoa.html>
- [3] 運転計画ワーキンググループ報告書, 原型炉設計合同特別チーム (平成30(2018)年7月).



小特集 核融合原型炉における運転計画と商用炉に向けた戦略

## 5. トリチウムサイクル・取扱技術

### 5. Tritium Cycle・Handling Technology

片山一成<sup>1,2)</sup>

KATAYAMA Kazunari<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup>原型炉設計合同特別チーム, <sup>2)</sup>九州大学大学院総合理工学研究院

(原稿受付: 2018年7月20日)

原型炉運転計画に関わるトリチウムサイクル・取扱技術について記述する。計画全体を通じての要求を満足する燃料サイクルシステムを当初から導入し、予め運転技術を実証しておく必要がある。試運転以降は、運転計画の進捗と並行して、要求されるトリチウムサイクル・取扱技術を順次実証していく。定常的にDT運転が行われる段階に入ると、増殖トリチウムや回収トリチウムの再利用を含めたプラント全体のインベントリ評価とその能動的制御が可能となる。以降は、システムの動的挙動をモデル化し、長期連続安定運転を実証しつつ、トリチウム取扱機器保守技術の実証や故障率データの取得を行っていく。

**Keywords:**

tritium cycle, tritium handling, tritium recovery, tritium balance, tritium simulator, DEMO, fuel cycle system

#### 5.1 原型炉運転計画に関わるトリチウムサイクル・取扱技術の基本的考え方

原型炉は、運転計画に掲げられる技術実証を実現するために必要な燃料処理・供給性能を有する燃料サイクルシステムを当初から備え、これを安定して連続運転することが求められる。そのため、原型炉試運転段階に入る前に、燃料サイクルシステムを完成させ、トリチウムを用いた運転実証を行っておく必要がある。これには相当の時間を要することから、原型炉建設時期を見据えて、周到に技術開発を進めておかなければならない。そこで、本サブグループでは、運転計画検討における優先度分類項目として、原型炉でなければ実証できない項目、原型炉で実証するのが合理的な技術、原型炉以外で実証可能な技術に加えて、原型炉以前に実証すべき技術についても挙げることにした。原型炉燃料サイクルを安定して長期間連続稼働させるために不可欠な実証技術大項目として、次の4つを設定した。

- ①燃料サイクルシステムの長期連続安定運転技術
- ②トリチウム回収利用技術
- ③トリチウムバランス測定・評価・管理制御技術
- ④燃料サイクル構成機器の健全性評価・保守技術

大項目それぞれに対して、中項目となる課題を抽出した。実施項目の重要度・優先度分類を表1に示す。なお、優先度分類2: 原型炉で実証するのが合理的な技術欄と、重要度分類C: 核融合特有でない技術欄については、該当技術がないため表から削除している。

表1 重要度・優先度分類表。

		利用優先度		
		1: 原型炉でなければ実証できない技術	3: 原型炉以外で実証可能な技術	4: 原型炉以前に実証すべき技術
技術重要度	A... 基盤技術	【燃料サイクル長期連続安定運転】 ・原型炉燃料サイクルシステムの動的挙動測定と安定運転・長期連続運転技術 【トリチウム回収利用】 ・透過・漏洩トリチウム回収利用長期連続運転技術 ・蓄積トリチウム回収利用技術 【トリチウムバランス測定・評価・管理制御】 ・原型炉プラント全体でのトリチウム挙動予測技術 【燃料サイクル構成機器健全性評価・保守技術】 ・原型炉環境での保守技術 ・故障率データの取得		【燃料サイクル長期連続安定運転】 ・燃料サイクル各要素技術 ・燃料サイクルシステム技術 ・原型炉燃料サイクルシステム技術 【トリチウム回収利用】 ・雰囲気トリチウム回収技術 ・トリチウム水処理技術 ・ガス冷却材トリチウム回収技術 ・蓄積トリチウム回収技術 【トリチウムバランス測定・評価・管理制御】 ・材料中トリチウム挙動予測技術 ・プラント構成機器トリチウム挙動予測技術 ・プラント構成機器複合体トリチウム挙動予測技術(トリチウムシミュレータ開発) 【燃料サイクル構成機器健全性評価・保守技術】 ・構造健全性評価技術 ・性能健全性評価技術 ・保守技術
	B... 補強を要する重	【燃料サイクル長期連続安定運転】 ・インベントリ制御の高度化	【燃料サイクル長期連続安定運転】 ・燃料サイクル技術の高度化 【トリチウム回収利用】 ・トリチウム回収利用技術の高度化 【燃料サイクル構成機器健全性評価・保守技術】 ・保守技術の高度化	

#### 5.2 燃料サイクルシステムの長期連続安定運転技術

炉心制御・ダイバータ・ブランケットに関わる技術実証の実現には、燃料サイクルシステムが安定して稼働することが必要となる。原型炉で想定されるいかなる炉心排出成分も滞りなく連続処理し、炉心制御システムが要求する燃料を精度よく供給できる技術を予め完成させておかなければ

ばならない。

5.2.1 原型炉以前に実証すべき項目

5.2.1.1 燃料サイクルシステムを構成する各要素技術の開発

原型炉燃料サイクルの連続運転に対応可能な性能を有する燃料サイクル構成機器を開発し、まずは機器それぞれの運転技術を実証する。実証技術の中には燃料処理前後での水素同位体分析技術も含まれる。これまでに国際熱核融合実験炉 ITER での燃料サイクル[1]を念頭に技術開発されてきているが、実験炉である ITER と定常運転をめざす原型炉では、システムへの要求は異なる。

5.2.1.2 燃料サイクルシステム技術の開発

燃料サイクル構成機器を連結させた小規模燃料サイクルシステムを構築し、総合的な運転技術を実証する。実証技術の中には、サイクル内の静的・動的な水素同位体の計測・制御技術が含まれる。これまでに ITER での燃料サイクルを念頭に、プラズマ・真空容器及び増殖ブランケットを除く主要な機器を連結させた模擬燃料サイクル運転の実証実績はあり(TSTA)[2]、ITERにおいてプラズマ・真空容器を含めた燃料サイクル運転の実証が行われる。しかし、この段階では増殖ブランケットを用いた燃料の自給運転と自立的な燃料サイクルの実証は残される。

5.2.1.3 原型炉燃料サイクルシステム技術の開発

原型炉燃料サイクルを模擬した試験設備を建設し、できる限り原型炉条件に近い運転条件での燃料連続処理技術の開発と総合的な運転技術を実証する。本試験設備を用いたトリチウムの動的・静的挙動の把握は、大項目③でのトリチウムシミュレータ開発にも不可欠である。原型炉の運転計画を考慮するとトリチウムの計測は、極低レベル(DDパルス運転)から高レベル(DTパルス以降)まで広範囲にわたるため、トリチウムレベルに応じた計測機器の運用技術も実証する必要がある。増殖ブランケットを含み、DT定常運転を行う原型炉燃料サイクルのトリチウム動特性は、ITERとは異なる。ITER燃料サイクルでの経験を最大限生かしつつ、想定する原型炉燃料サイクルの特徴(処理量、排気系での水素同位体濃度・化学形・不純物成分の変動や、増殖トリチウムの処理・貯蔵、透過トリチウムの処理等)を外部的トリチウムにより反映した模擬試験を行い、トリチウム動的挙動の把握と燃料サイクルシステムの最適化を図る(図1)。これを通じて、高濃度トリチウム連続処理システムの運転経験を有する人材を輩出する。なお、本試験設備は、原型炉稼働後もトリチウムサイクル・取扱技術の高度化のために活用する。

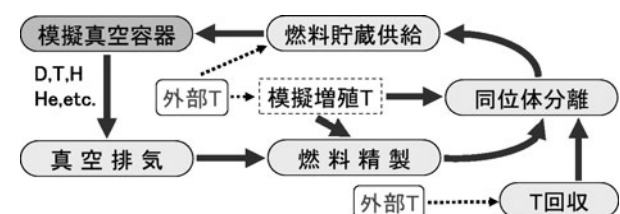


図1 模擬原型炉燃料サイクル。

5.2.2 原型炉でなければ実証できない項目

5.2.2.1 原型炉燃料サイクルシステムの動的挙動測定と安定運転・長期連続運転技術

プラズマ・真空容器、増殖ブランケットを除く燃料サイクルシステムは、原型炉の試験運転開始前早期に建設され、外部から導入したトリチウムを用いて運転実証されている必要がある。ここでは、原型炉で想定される炉心排出成分を滞りなく処理し炉心制御システムが要求する燃料を精度よく供給できる燃料サイクルシステムの性能とその安定した運転技術、大量トリチウム安全取扱技術が確認される。燃料サイクルシステムの性能確認・不具合の調整・動特性評価だけでなく、多数のトリチウム計測機器・回収設備の性能確認・調整などプラント全体としてのトリチウム安全管理技術の確立や燃料サイクル運転技術の習熟を考慮すると、これには相当の時間を要する。TSTAやITERでの経験を踏まえて、燃料サイクルシステムの建設時期を適切に設定しなければならない。運転実証済みの燃料サイクルシステムにプラズマ・真空容器、次いで増殖ブランケットを連結し、燃料自給自立の運転技術を実証していく(図2)。

原型炉運転計画全体を通じての要求を満足する燃料サイクルシステムを当初から導入しておき、HH→DD→DTの運転計画の進捗と並行して、要求される内容を順次実証していくことになる。DD運転以降、それまで未知であったプラズマ・真空容器、増殖ブランケットにおけるトリチウムの消滅と生成の動特性測定が可能となる。また、ブランケット第一壁、ブランケット冷却系およびダイバータにおけるトリチウムのインプラントーション、溶解、透過や、二次系(雰囲気浄化系および冷却系)におけるトリチウムレベル制御、回収トリチウムの再利用を含むインベントリー制御は、より長い時定数現象を含むため、数日~数か月の連続運転で初めて総合的な性能評価が可能となる。さらに、プラント全体でのトリチウムインベントリーの評価、管理、制御も長時定数で初めて可能となる課題である。

原型炉の試運転、本格運転を通じて、特にプラズマと増殖ブランケットの諸運転モードに対応したシステムの動的挙動を測定してそれをモデル化し、最適運転方法を確立して、安定運転を行うとともに、不安定事象や異常事象を把握し、その対策を講ずる。これらを総合して燃料サイクルシステムの長期連続運転技術を実証する。

5.2.2.2 インベントリー制御の高度化

漏洩したトリチウムや構造材に蓄積されるトリチウムの回収利用には時間を要するため、プラント内の活性インベ

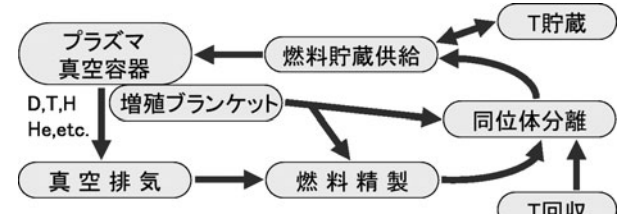


図2 原型炉燃料サイクル。

ントリーの評価と、それを可能な限り最小化する試験は、定常的に DT 運転が行われる状態で初めて燃料系を用いて可能となる。インベントリー制御は、プラズマへの供給トリチウムのサプライチェーンの変動範囲や挙動を把握した後、プラント全体で余剰となるトリチウムを回収し、抜き出すとともに、TBR が過剰であった場合にはそれを抑制する方向で制御することになる。

### 5.2.3 原型炉以外で実証可能な項目：燃料サイクル技術の高度化

燃料処理効率の向上、トリチウムインベントリーの低減、コスト削減を図るために、新たなプロセス開発を行う。その実証見通しがたった場合は、原型炉施設に導入してその特性評価と運転実証を行う。

## 5.3 トリチウム回収利用技術

高い可動性を有するトリチウムは、原型炉の稼働に伴いプラントの広い範囲にわたって移行・浸透する。施設内で閉じたトリチウムサイクルを実現するためには、透過・漏洩トリチウムの回収再利用が不可避であり、これを実証することは原型炉の大きなミッションである。

### 5.3.1 原型炉以前に実証すべき項目

#### 5.3.1.1 雰囲気トリチウム回収技術

多くのトリチウム取扱施設において、触媒酸化・吸着回収法が採用され、長期間の利用実績がある。ITER では、触媒酸化・同位体交換法が用いられる予定である。いずれの方法でも、トリチウム水の形で回収し水処理設備へ送られる。基本的な回収技術は開発済みであるが、火災発生時や全電源損失時等の異常時の回収性能の評価など、原型炉安全管理の要求に応じて事前に検討すべき課題は残されている。

#### 5.3.1.2 トリチウム水処理技術

トリチウム水処理技術とはトリチウム水を濃縮し、水素形に変換する技術を示す。ITER 規模の水処理技術は開発済みである。ITER では、ホットセルで定常的に放出されるトリチウムの回収により生じるトリチウム水が処理対象であるが、ブランケットやダイバータに水冷却を用いる原型炉では、冷却水へ透過するトリチウムも回収対象となる。原型炉の要求に応じて、技術開発が必要となることもある。

#### 5.3.1.3 ガス冷却材中トリチウム回収技術

ブランケットやダイバータにガス冷却を用いる原型炉の場合は、冷却ガス中に透過するトリチウムの回収技術の開発が必要である。

#### 5.3.1.4 蓄積トリチウム回収技術

##### 5.3.1.4(a) 炉内機器からのトリチウム回収技術

機器交換時のトリチウム拡散低減を主目的とした炉内トリチウム回収技術（放電洗浄、ベーキング、ソーキング等）と燃料トリチウムの回収・利用を主目的とする炉外トリチウム回収技術を開発する。原型炉以前に効果的な回収技術を開発し、原型炉ではトリチウム回収実証とその効果の妥当性評価を行う。炉内機器の交換作業を安全かつ効率的に実施するためには、できる限り炉内でトリチウムを脱離さ

せておくことが望ましい。

##### 5.3.1.4(b) 燃料処理プロセス構成機器からのトリチウム回収技術の実証

機器が放射化していないことから炉内機器からのトリチウム回収技術とは異なる技術であり、別項目として挙げる。交換時のトリチウム回収技術は原型炉以前に確立し、原型炉ではトリチウム回収実証とその効果の妥当性評価を行う。

### 5.3.2 原型炉でなければ実証できない項目

#### 5.3.2.1 透過・漏洩トリチウム回収利用長期連続運転技術

気相・液相への透過・漏洩トリチウムを連続的に回収して、燃料として利用する一連のプロセスを長期間連続して運転する技術を実証する。一次燃料系から二次系への移行は時定数が長く、またある程度量的に蓄積しなければ実際の回収再利用は行えない。原型炉運転初期の出力上昇試験ではパルス応答の形でトリチウム挙動が測定される。十分有意な量のトリチウムが回収再利用可能となるのは、トリチウム放電のデューティが十分高くなってからであり、この状態で初めて、プラント各部でのトリチウムインベントリーおよびその移行時定数が得られるとともに能動的な制御が可能になる。

#### 5.3.2.2 蓄積トリチウム回収利用技術

トリチウム取扱機器へ蓄積するトリチウムを回収して、燃料として利用する一連のプロセスを効率的に行う技術を実証する。特に炉内機器へのトリチウム蓄積量は大きく、その回収再利用は極めて重要である。ブランケット／ダイバータ交換時に炉内トリチウム回収技術及び炉外トリチウム回収技術を実証する。トリチウム蓄積量の評価は、大項目③でのトリチウムシミュレータの妥当性評価に活用される。

### 5.3.3 原型炉以外で実証可能な項目：トリチウム回収利用技術の高度化

透過・漏洩トリチウムの処理において、同位体分離性能向上、トリチウムインベントリーの低減、コスト削減を図るために、新たなプロセス開発を行う。その実証見通しがたった場合は、原型炉施設に導入してその特性評価と運転実証を行う。また、蓄積トリチウムのより効果的・効率的な回収技術の開発を進め、実証見通しがたった場合は、原型炉にて技術実証を行う。

## 5.4 トリチウムバランス測定・評価・管理制御技術

トリチウムバランス評価管理技術は、燃料サイクル成立性、原型炉安全性の観点から重要な技術である。トリチウムシミュレータを早期に開発し、原型炉運転に伴うトリチウム挙動予測を行い、運転計画詳細検討時の参考とすべきである。例えば、運転サイクル停止後のダイバータの遠隔保守では、崩壊熱冷却期間で適正なトリチウムレベルまで低減可能かどうかといったトリチウム挙動予測は運転計画に影響を与える可能性がある。また、燃料サイクルが定常に達するまでにどれだけの時間とトリチウム量が必要かを評価する際にも、トリチウム挙動予測は重要であり、十分

なトリチウム量が調達できる見通しを得ておかなければならない。定格運転においては、最小のプラントインベントリで安定的にトリチウムバランスを制御しなければならない。燃料系各部でのトリチウム移行は複雑であるが、プラズマでの燃焼による消滅と増殖ブランケットにおける生成がバランスするだけでなく、燃料系全体でのトリチウムバランスを把握して制御し、インベントリを最小にしつつ燃料系を安定に運転する必要がある。増殖トリチウム量の評価においても、トリチウム挙動予測が不可欠である。増殖トリチウム回収系で計測されるトリチウムは、増殖ブランケット内及び輸送配管での吸着反応や溶解反応等を経て到達しており、増殖領域での生成量評価には、これらを考慮した解析が必要となる。

#### 5.4.1 原型炉以前に実証すべき項目

##### 5.4.1.1 各種材料におけるトリチウム挙動予測技術

各種材料におけるトリチウム移行に関わる物質移動パラメータを取得し、原型炉運転条件でのトリチウム挙動を予測する技術を開発する。

##### 5.4.1.2 プラント構成機器におけるトリチウム挙動予測技術

プラズマ対向機器、ブランケット、燃料サイクル構成機器等、各プラント構成機器におけるトリチウム挙動を予測する技術を開発する。特にプラズマ対向機器へのトリチウム蓄積量は多く、原型炉条件でのトリチウム挙動を予測するためのデータ集積と挙動モデルの構築は、重要な課題である。炉内機器へのトリチウム蓄積・脱離現象は、表面変質（損耗・再堆積・溶融等）や中性子照射欠陥によるトリチウムトラップ効果など複雑であり、挙動を正確に予測することは容易ではない。しかし、ある程度精度よく予測し、必要な初期装荷トリチウムを準備していなければ、トリチウムの自己充足性が危ぶまれ、また信頼性ある安全性評価もできない。

##### 5.4.1.3 プラント構成機器を連結した複合体におけるトリチウム挙動予測技術

各構成機器に対して確立したトリチウム挙動予測技術を連結させて、プラント全体でのトリチウム挙動を予測する技術（トリチウムシミュレータ）を開発する。原型炉燃料サイクルを模擬した試験設備での総合的な運転技術実証で得られるトリチウム計測値と予測値を比較して、シミュレータの妥当性を検証し、必要に応じて改良する。

##### 5.4.2 原型炉でなければ実証できない項目：原型炉プラント全体でのトリチウム挙動予測技術

各機器および各区画内で計測されるデータ（トリチウム濃度、トリチウム化学形、温度、流量、不純物濃度、材料の状態等）とトリチウムシミュレータの予測とを比較し、挙動予測技術の妥当性を評価する。必要に応じてシミュレータを改良し、その完成度を高める。機器の交換時期に行われる蓄積トリチウム回収技術と連携して、材料中のインベントリ評価の妥当性を検証する。

## 5.5 燃料サイクル構成機器の健全性評価・保守技術

燃料サイクル構成機器の故障は、運転計画全体へ影響を及ぼすため、原型炉環境を想定した健全性評価に基づく適正な運用期間の設定と点検技術の確立が重要となる。燃料サイクル構成機器には、トリチウムが長期間に渡って流通することから、構造材料の表面および内部にトリチウムが蓄積する。保守作業に伴う雰囲気へのトリチウム漏洩や作業者の被ばくを最小限に抑える保守技術を確立し、十分に訓練を行った上で、作業に取り組むことになる。

### 5.5.1 原型炉以前に実証すべき項目

#### 5.5.1.1 構造健全性評価技術

トリチウム取扱機器について、安全上の基準（耐熱、耐圧、耐放射線など）を満たしているか定期的に検査し健全性を評価する技術を開発する。

#### 5.5.1.2 性能健全性評価技術

使用環境により性能劣化する部位を有する機器（固体電解質膜、触媒、水素吸蔵合金など）について、想定される使用条件から性能劣化の進展を予測・評価する技術と、定期的な試験により性能健全性を確認する技術を開発する。原型炉以前に開発し、これに基づいて劣化部位のみの交換あるいは機器自身の交換時期を決定する。

#### 5.5.1.3 トリチウム取扱機器の保守技術

構造健全性評価や性能健全性評価に基づく計画的な保守時、あるいは予期せぬ不具合の発生に伴う緊急的な保守時のシナリオを各機器について検討し、安全かつ効率的に保守を行う技術を開発する。原型炉以前に開発し、作業者の訓練も行う必要がある。

### 5.5.2 原型炉でなければ実証できない項目

#### 5.5.2.1 原型炉トリチウム取扱機器の保守技術の実証

開発した技術に基づき、原型炉環境にて保守技術を実証する。保守作業を通じて改善点を抽出し、効率性と安全性の向上を図り、以降の運転サイクル時に活用する。

#### 5.5.2.2 故障率データの取得

各機器の故障率は、長期間の運転を通じて初めて得られるデータであり、原型炉を用いて取得する。集積したデータに基づき、健全性評価技術の信頼性向上を図り、以降の運転サイクル時に活用する。

### 5.5.3 原型炉以外で実証可能な項目：保守技術の高度化

作業効率向上、被ばく低減、コスト削減などを図るために、保守技術の高度化を図る。その実証見通しがたった場合は、原型炉において実施する。

## 5.6 原型炉での実証時期

燃料サイクルシステムは、多数のサブシステムから構成され、大規模かつ複雑でありながら、トリチウムで繋がっており、その一部の不具合がシステム全体の機能を損なわせ、原型炉運転計画全体の遅れを生じさせる可能性が懸念される。そのため、原型炉試運転開始前に相当の準備期間を設定して、信頼性の高いトリチウムサイクル・取扱技術を確立しておく必要がある。試運転以降は、運転計画の進捗と並行して、要求されるトリチウムサイクル・取扱技術

を順次実証していく。DDパルス運転ではDD生成トリチウムの回収技術を実証し、DTパルス運転が始まると雰囲気や冷却材への透過・漏洩トリチウムの回収技術を実証する。DT定常運転に進むと増殖ブランケットから燃料サイクルシステムへの定常的なトリチウム導入に関連する技術を実証する。試運転終了後のブランケット／ダイバータ交換時には蓄積トリチウム回収技術を実証する。本格運転に入ると、プラント全体でのトリチウムフローが定常に達し、インベントリーの評価、管理、制御に関連する技術の実証が可能となる。プラント全体に対するトリチウムシミュレータの妥当性を確認し、さらにはインベントリー制御の高度化を目指す。その後は、長期連続安定運転を実証しつつ、トリチウム取扱機器の保守技術の実証や故障率データの取得を行っていく。

## 謝 辞

本章は、核融合原型炉設計合同特別チーム、運転計画ワーキンググループ、トリチウムサイクル・取扱技術サブグループにて取りまとめた活動報告書に基づくものです。サブグループメンバーの京都大学小西哲之教授、富山大学波多野雄治教授、茨城大学鳥養祐二教授、福井大学柳原 敏教授、量子科学技術研究開発機構林 巧氏、磯部兼嗣氏、染谷洋二氏、宇藤裕康氏、中村 誠氏に深く感謝申し上げます。

## 参考文献

- [1] M. Glugla *et al.*, Fusion Eng. Des. **82**, 472 (2007).
- [2] 西 正孝 他：プラズマ・核融合学会誌 **79**, 290 (2003).

## 小特集 核融合原型炉における運転計画と商用炉に向けた戦略

# 6. 安全技術, 放射性廃棄物処理技術, プラント保守技術

## 6. Technology of Safety, Rad-Waste Handling, Maintenance for DEMO Plant

染谷 洋二<sup>1,2)</sup>, 宇藤 裕康<sup>1,2)</sup>

SOMEYA Youji<sup>1,2)</sup> and UTOH Hiroyasu<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup>原型炉設計合同特別チーム, <sup>2)</sup>量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2018年7月24日)

原型炉の運転に重要な安全技術, 放射性廃棄物処理技術, 及びプラント保守技術について述べる. 本章で取扱う技術は, 原型炉運転時には, その全ての要素技術が十分に検証され, 確立されていなければならない. 当該技術は原型炉の稼働前にプラント内のコールド試験を通して, 安全技術, 廃棄物処理技術および機器交換等の保守技術が確認される. 運転中は発生する放射性物質 (タングステンダスト, トリチウム及び廃棄体になる廃棄物), 従事者及び環境中での線量モニタリング, 及びプラント内に配置される機器の故障確率の実績データの取得にあたり, データ取得期間は原型炉運転準備段階から原型炉プラントが廃炉になるまで継続する.

### Keywords:

DEMO, Safety, Rad-waste handling, Maintenance, Commissioning, In-vessel components

### 6.1 はじめに

本章で取扱う安全技術, 廃棄物処理技術およびプラント保守技術は原型炉プラントを運転する際には, 全ての要素技術が十分に検証され, 確立された技術でなければならない. 当該技術に基づく運転計画を検討するにあたり, 国際熱核融合実験炉 ITER[1]や既存の軽水炉技術を参考にした. 検討対象である原型炉設計は, 原型炉設計合同特別チームから提案されている原型炉概念仕様[2], 廃棄物管理シナリオ[3,4], 及び保守方式[5]に基づき検討する.

### 6.2 実証項目の抽出項目と優先度

#### ① 安全技術

原型炉の安全性確保の観点から, 運転に必要な技術は原型炉稼働前に実証しておく必要がある. そこで, 運転期間中の安全性に関するデータ取得及び安全システム・機器の実環境での最終確認を主眼に実証項目を抽出した. 実証すべき項目は, ①-1放射性物質の管理実績の取得, ①-2実環境での安全系機能の最終確認である. 抽出した項目と重要度・優先度分類を表1, 運転計画を表2に示す.

#### ①-1 放射性物質の管理実績の取得

以下に抽出した中項目について述べる.

##### イ) 環境放射線モニタリング実績の取得 (分類 A1)

環境放射線をモニタリングすることにより, 原型炉運転による環境への放射線影響が制限以下となることを確認する. 具体的には空気中の塵採取を含めた環境放射線の測定や, 陸上・海洋での環境試料採取に基づく, データ取得を実施する. これらのデータ取得にあたっては運転開始前の計測データも必要であるため, 原型炉建設開始前から計測

を開始する. また, 制限以下となることを確認するだけでなく, 放射線防護の観点から計画値と実測値との比較分析も実施する. その結果両者の差異が大きい場合には原因を明らかにし, その後の運転および商用炉に向けた見通しを得ることとする.

##### ロ) 従事者被ばく管理 (分類 A1, A3)

原型炉プラント内 (トカマク建屋, ホットセル, 廃棄物取扱施設を含む) での運転中及び保守時の従事者被ばくの実績データを取得する. 計画値と実績値との比較分析を行い, 両者の差異が大きい場合にはその原因を明らかにする (分類 A1). なお, 計画値策定に向けてトリチウムや炉内ダストの計量管理手法を予め確立しておく必要があるため, それらについては原型炉以外で事前の実証する (分類 A3).

実施時期は, 運転開始前からデータ取得を開始し, トリチウム処理システム起動試験時の実績データも取得する. また, 各サイクル終了時に計画値と実績値の比較分析を実施する.

##### ハ) 放射性物質および放射線の管理 (分類 A1)

トリチウム区画におけるトリチウム透過・漏えい量, 並びにタングステンダスト量の確認を実施する. 実績値を計画値と比較し, 適切に管理されていることを確認する. 両者の差異が大きい場合はその原因を明らかにし, その後の運転に反映させる. 実証時期については前述の(イ)及び(ロ)と同様である.

#### ①-2 実環境での安全系機能の最終確認

以下に抽出した中項目について述べる. なお, 抽出した安全系の動作確認は各運転サイクル開始時に実施すること

表 1 安全技術・放射性廃棄物処理技術・プラント保守技術の重要度・優先度分類表.

	利用優先度			
	1. 原型炉でなければ開発できない技術	2. 原型炉で開発するのが合理的な技術	3. 原型炉以外で開発可能な技術	
技術重要度	A: 基盤技術	<b>【安全技術】</b> ・環境放射線モニタリング実験の取得 ・従事者被ばく管理 ・放射性物質、及び放射線の管理 ・実環境での安全系機能の最終確認 (ディスラプション発生確率に関わるデータ取得) <b>【放射性廃棄物処理技術】</b> ・【コールド及びホット】各処理施設での廃棄物管理シナリオの工程検証 (各工程での作業は別系統電源で対応) ・発生する放射性廃棄物の実績取得 <b>【プラント保守技術】</b> ・実機・高線量下における大型ブランケットセグメント交換技術の実証 ・実機・高線量下におけるダイバータ交換技術の実証	<b>【放射性廃棄物処理技術】</b> ・定期保守時で交換する機器の再利用技術開発 ・放射化計算の実証 <b>【プラント保守技術】</b> ・実器における大型ブランケットセグメント交換技術の最終確認 ・実記における大型ダイバータ交換技術の最終確認 ・炉内機器支持構造設計データ	<b>【安全技術】</b> ・炉心プラズマ/冷却系/発電系安全性の実証 ・被ばく管理技術 <b>【プラント保守技術】</b> ・大型ブランケットセグメント交換技術 ・ダイバータ交換技術 ・耐放射線機器開発 ・大型機械要素技術、ロボット制御技術
	B: 補強を要する重要技術	<b>【安全技術】</b> ・炉心プラズマ/冷却系/発電系安全性の確認 ・真空容器安全性の確認 ・一次冷却系の安全性の確認 ・トリチウム回収/処理系の安全性確認 <b>【プラント保守技術】</b> ・保守機器の故障率等のデータ取得 ・プラント設備の保守・状態監視データの取得	<b>【プラント保守技術】</b> ・プラント設備の保守・状態監視技術の実証 ・稼働率向上に向けた保守交換技術の実規模試験	<b>【安全技術】</b> ・真空容器安全性の実証 <b>【放射性廃棄物処理技術】</b> ・炉内の除染技術 ・炉内機器の除染技術 ・放射線環境下での炉内機器保守技術 <b>【プラント保守技術】</b> ・プラント設備の保守・状態監視技術 ・稼働率向上に向けた保守交換技術の試験 ・維持規格など規格基準策定のための技術
	C: 核融合特有の技術でないもの			<b>【安全技術】</b> ・軽水炉における安全系機器 <b>【放射性廃棄物処理技術】</b> ・廃棄体化技術 ・放射性廃棄物の理設技術 <b>【プラント保守技術】</b> ・地震対策技術

とする。(表 2 参照)

イ) 炉心プラズマ・冷却系・発電系の安全性確認

炉心プラズマや冷却、発電系に関する安全性を確認する。

炉心プラズマにおける事象としてはディスラプションが考えられる。原型炉においてディスラプションの発生確率に関するデータを取得する(分類 A1)とともに、ディスラプション緩和設備が正常に動作すること(分類 B1)を確認する。また、小規模ディスラプションを発生させ、その緩和試験を運転初期に実施する(分類 B1)。緩和試験については ITER の実績を反映したシミュレータと比較することでディスラプションの制御とその影響を評価し、制御と予測精度を高めることが目的となる。ディスラプション規模や条件等の設定については今後の課題である。また、ディスラプション緩和装置以外の炉心プラズマ停止系の動作確認も実施する(分類 B1)。これらは、運転初期に最終確認を実施し、以降定期的に各安全系の動作確認を実施する。なお、これらの実証のためにはディスラプション緩和系や炉心プラズマ制御系の技術実証をそれら制御手法・機器の開発とともに、原型炉運転開始前に実施しておく必要がある(分類 A3)。また、冷却系・発電系の安全性確認として、プラントトリップ時や外部電源喪失時の安全系の動作確認が挙げられる(分類 B1)。これらに関しては軽水炉等での既存技術の補強により原型炉環境で確認する。

ロ) 真空容器の安全性確認(第一次障壁)

放射性物質の閉じ込め障壁である真空容器の安全系動作確認を実環境で行う(分類 B1)。基本的な技術は ITER の延長とみなし、ITER や他の実験装置において真空容器健全性実証や真空容器圧力緩衝系の実証を行う(分類 B3)。原型炉では、安全機器である真空容器を原型炉環境での安

全要求及び事故シナリオにもとづき、どのような試験が必要か具体化することが今後の課題となる。

ハ) 一次冷却系の安全性確認(分類 B1)

真空容器とともに放射性物質の閉じ込め障壁となる 1 次冷却系の安全系動作確認を実環境で行う。これに関しても ITER や既存技術の延長とみなせるため、それら既存技術の補強として原型炉での最終確認を実施する。

二) トリチウム回収/処理系の安全性確認(分類 B1)

放射性物質であるトリチウムを取り扱うトリチウム回収系の安全系動作確認を実環境で行う。これに関してはトリチウム処理系の動作確認を原型炉運転開始前に実施する必要があるため、それと合わせて実施する。

② 放射性廃棄物処理技術

原型炉の廃棄物管理・処分に必要な技術は原型炉稼働前に実証しておく必要がある。従って、原型炉では廃棄物管理・処分に関わる実環境での最終確認及び、運転期間中、並びに廃炉後の放射性廃棄物発生量及び管理に関するデータ取得を目的とする。さらに、原型炉以降の放射性廃棄物の発生量が課題となることを鑑み、減容化に向けた開発を並行して進める事とした。そこで実証すべき項目として、②-1実環境において策定した管理シナリオの検証と処分工程の確認、②-2原型炉で発生する放射性廃棄物管理に関連する実績データの取得、②-3原型炉で発生する放射性廃棄物の減容化に向けた開発を抽出した。抽出した項目と重要度・優先度分類を表 1、運転計画を表 2 に示す。

②-1 実環境下で策定した管理シナリオの検証と処分工程の確認(分類 A1)

イ) 処理施設での廃棄物管理シナリオの工程検証

DD/DT 運転開始前に原型炉で発生する放射性廃棄物を



適切に管理し、廃棄体に至るまでの処分工程を冷態環境で検証・確認する。その後は、実際に放射化した機器を事前に策定し、検証した管理シナリオに沿って処分を進め、実績データを取得する。ここで留意する点は、最初の放射化機器の受入から管理シナリオは運用され、問題が起った際は原型炉の運転継続ができないことである。従って、自由度の高い廃棄物管理シナリオを設計段階から検討する必要がある。なお、放射性廃棄物の管理及び処分工程はプラント運転終了後も続くため、電源は別系統で対応する。

以下に検証項目を示す。

(廃棄物管理及び処分工程に係る検証項目)

- ・ホットセル（搬入出、除染、保管及び保守、再利用工程、レスキュー方式）
- ・一次保管施設（搬入出及び保管、レスキュー方式）
- ・廃棄体化施設（除染、切断／圧縮、梱包及び検査、レスキュー方式）
- ・再処理施設（除染、保管及び再処理、レスキュー方式）
- ・中間貯蔵（保管及び検査、レスキュー方式）

ロ) 廃棄物処理技術に関する原型炉以外で開発可能な技術（分類 C3）

原型炉以外で開発に必要な補強技術及び既存技術の応用が必要なものは次のとおりである。

(重要または補強技術)

- ・炉内の除染技術（炉内に滞留する T をベーキングで回収する技術、炉内の W ダスト等を除染する技術）
- ・炉内機器の除染技術（機器に吸蔵された T を回収する技術、機器表面に付着した W ダストの除染技術）
- ・放射線環境下での炉内機器保守技術（高線量下での炉内機器の保守技術）

(既存技術の応用)

- ・廃棄体化技術（軽水炉での廃棄体化技術）
- ・廃棄物の埋設技術（軽水炉での埋設技術）

②-2 発生する廃棄物特性及び管理に関わる実績データ取得  
イ) 定期保守時及び廃炉時に発生する廃棄物特性の実績データの検証（分類 A1）

定期保守時及び廃炉時に発生する廃棄物の核特性の実績データを取得し、商用炉における廃棄物管理に資する。具体的には、定期保守時に発生する放射化機器や2次廃棄物の総量や核特性データを取得する。特に放射化機器に吸蔵されるトリチウムインベントリや機器に付着した放射化タンゲステンダストの特性及び総量に関わる実績データを取得する。また、廃炉時の廃棄物量に大きく影響する建屋内のトリチウムインベントリ及び放射化タンゲステンダストの拡散に関わる実績データを取得し、商用炉以降の廃炉時における総廃棄物量の減容化に向けた保守方式検討に役立つ。

ロ) 放射化計算（線量、崩壊熱及び誘導放射能）の検証（分類 A2）

定期保守時に発生した放射化機器をホットセルで保管する際に機器の核特性データを取得し、放射化計算により求めた核特性（線量、崩壊熱及び誘導放射能）を確認する。

②-3 原型炉で発生する放射性廃棄物減容化に向けた開発

イ) 定期保守時に交換する機器の再利用技術開発（分類 A2）

核融合炉では、高レベル放射性廃棄物は発生しないが、多くの低レベル放射性廃棄物が発生する。その量は軽水炉の数倍であり、核融合炉の社会受容性に向けた減容化対策が必要となる。特に近年の研究において、ワンスルーで処分される廃棄物量は機器の再利用や燃料のリサイクルによって20%まで減容化できることが分かっている[3]。以上のことから、商用炉での社会受容性を鑑み機器の再利用や燃料のリサイクル技術は重要と考える。なお、ここで求める技術は軽水炉においても経験が無く、原型炉において開発することが合理的である。ここでは、定期保守時に交換する機器の再利用技術開発として以下を挙げた。

- ・中性子損傷が小さいバックプレート及びダイバータの再利用工程実証（開発）
  - ▶放射線環境下での大型機器の保守技術（視野の確保、溶接性、検査性等）
- ・トリチウム増殖材及び中性子増倍材のリサイクル工程の実証（開発）
  - ▶放射線環境下での不純物除去技術、検査性、再加工程

③ プラント保守技術

プラント保守技術に関する原型炉での実証項目及び実証時期の検討は“プラント保守”=“構造（プラント）健全性の確保”を主眼とし、検討範囲は原型炉プラント全体としつつ、実証項目抽出は核融合炉特有かつ重要なものを中心に行った。なお、ITERからの保守方式・技術的飛躍が大きくなる増殖ブランケット及びダイバータの定期保守交換方法は、現在主案としている「バナナ型垂直引抜方式」[4]を対象とした。その結果、③-1大型ブランケットセグメント交換技術の最終確認及び実証、③-2ダイバータ交換技術の最終確認及び実証、③-3炉内機器支持構造設計データ取得、③-4保守機器の故障率等のデータ取得、③-5プラント設備の保守・状態監視技術の実証及びデータの取得、③-6稼働率向上に向けた保守交換技術の実規模試験を主要項目として抽出した。抽出した項目と重要度・優先度分類を表1、運転計画を表2に示す。

③-1 大型ブランケットセグメント交換技術の最終確認（分類 A2）、及び実証（分類 A1）

原型炉では線量率の観点からブランケット等の炉内機器につながる配管の切断／再溶接／検査作業は完全遠隔にて行う必要があり、配管寸法や作業環境の観点でITERでの配管処理作業から大きな技術的な飛躍がある。同技術は原型炉運転開始前までに確立されているとしても、原型炉の実環境下においても実証する必要がある。更に原型炉のブランケットの保守方法は、稼働率の観点から大型の集合体として炉内-ホットセル間を搬送する必要があり、ITERにおける搬送技術からの技術的飛躍が大きい。このため炉内取り外し・据付技術と合わせて重要と考えられる。この大項目の技術の優先度分類は、運転開始前にフルスケールのモックアップにて要素開発と十分な検証が完了していることを前提に、実機の複合的な環境（冷態）で最終確認を行う項目を分類 A2、実機の高線量下（温態）で実証を行う項目を分類 A1としている。特に実機の高線量下（温態）で

実証を行う項目は、原型炉環境下での実証が必要となる。配管の切断／再溶接／検査技術では、電子機器の耐放射線性、放射線ノイズなどの影響を受けても所定の検査作業ができることの確認や、照射により材料特性が変化しても実現可能な切断条件、再溶接条件の取得、作業時に排出される廃棄物の種類と容積、質量、放射能などが想定される。トリチウム拡散及び放射化ダストの飛散防止技術では、作業手順における放射性物質の飛散量データ取得や使用機器等の除染方法の実証データ取得など、実機の高線量下（温態）でのみ実証できる項目に限定している。

実機の複合的な環境（冷態）での最終確認は、第1サイクルの冷態でのプラズマ運転後に放射化前のブランケットセグメント及びダイバータカセットに対して、1セクター分（セグメント5つ、カセット3つ）で技術の確認を行う。各1セットはホットセルに残し、他は再び炉内への搬入作業の技術確認に利用し、同時並行作業が想定の場合はそれらも実証する。実機高線量下での実証は第2サイクル後の全ブランケットセグメントおよびダイバータカセットに対して交換作業を通じて実施する。

### ③-2 ダイバータ交換技術の最終確認（分類 A2）及び実証（分類 A1）

ダイバータの交換技術に関しても、実証項目および分類、実証時期の考え方は前項①大型ブランケットセグメント交換技術の最終確認及び実証と同じである。運転開始前にフルスケールのモックアップにて要素開発と十分な検証が完了した技術に対し、実機の複合的な環境（冷態）で最終確認を行う項目を分類 A2、実機高線量下（温態）で実証を行う項目を分類 A1 とした。ダイバータ交換においては、特にタンガスステンなどのプラズマ対向材のスパッタリングによる放射化ダストの除去技術が重要であり、原型炉におけるダスト量や除去作業環境から保守時間の算定に影響すると考えられる。

### ③-3 炉内機器支持構造設計データ取得（分類 A2）

原型炉では ITER などの既存装置とは異なる電磁力、放射線環境での運転となり、構造健全性の確保の観点から、再溶接性、絶縁コーティング、摺動コーティングなどの炉内機器支持構造設計データ取得も重要となり、同データは原型炉の運転の基盤となる。そのため、分類は A2 とし、原型炉運転中に継続的にデータを取得する。

### ③-4 保守機器の故障率等のデータ取得（分類 B1）

原型炉では保守交換方式、作業環境も ITER と異なると想定される。そのため、原型炉の保守作業における故障率等のデータは商用炉を見据えた際に、非常に重要となる。更に作業時間データや作業環境データは保守工程の最適化、保守間隔の延伸、保守時間の短縮など稼働率の向上につながり、原型炉（実機）でなければ取得できない重要なデータである。そのため、分類は B1 とし、原型炉の保守時は常にデータを取得する想定である。

### ③-5 プラント設備の保守・状態監視技術の実証（分類 B2）及びデータの取得（分類 B1）

構造（プラント）健全性の確保の観点から、プラント設備の保守・状態監視技術は必須である。プラント設備では

監視すべき機器は多数あるが、特に核融合炉固有の機器を中心に抽出した。状態監視すべきデータとしては、真空容器や超伝導コイルの変形量など、特に炉の安全性（バウンダリの確保）に関わるデータの監視が重要である。同技術の最終的な実証を実機で行い（分類 B2）、実機高線量下（温態）で、超伝導コイルのNBIポートに近いコイルの中性子照射劣化データ、NBIの中性子照射によるイオン源への絶縁劣化影響、放射化影響、プラズマ計測設備の中性子照射劣化データなどのデータを運転時に取得する（分類 B1）。

### ③-6 稼働率向上に向けた保守交換技術の実規模試験（分類 B2）

原型炉では商用炉を見据えた稼働率向上のための保守交換技術の実規模試験も重要となる。作業時間データや作業環境データ取得に基づく高効率な保守作業の運転や原型炉運転段階に新たに開発された配管接続方法など鍵技術の先進方法の試験運転も実施項目になる。実規模試験は、運転計画の後期サイクルで実施する。

## 6.3 各技術の運転計画

### ① 安全技術

安全技術は、安全基準、要求、ガイドラインに従い実証する必要があるが、基本的な技術は原型炉運転開始前までに確立しておくことが必須であり、原型炉では実環境での最終確認およびデータ取得が主な実証内容となる。実環境で最終確認が必要な項目として、ディスラプション対応及び安全機器の真空容器、1次冷却系、トリチウム回収系に関連する安全系の機能確認を抽出した。また、データ取得に関しては環境放射線モニタリング、従事者被ばく実績、トリチウム管理実績を項目として抽出した。ここでは、安全性を脅かすハザードとしてディスラプションに着目したが、崩壊熱などその他にもハザードが存在するので、事故シナリオを含め、どのような安全性機能確認が要求されるかについては、今後さらに具体化する必要がある。なお、周辺環境等での線量率のバックデータ取得のため、原型炉運転開始前から実績データ取得を開始している。

### ② 放射性廃棄物処理技術

バックエンドである廃棄物処分技術についてはその特性上、基本的な技術は原型炉運転開始前までに確立しておくことが必須であり、原型炉では実環境下での最終確認およびデータ取得が目的となる。廃棄物減容化に向けた機器の再利用及び燃料のリサイクル技術に関しては、軽水炉でも実績が無く、原型炉での開発が必要になると推測される。

実環境下で最終確認が必要な項目としては、事前に策定された廃棄物管理シナリオの検証と確認である。廃棄物の取扱施設であるホットセル、一次保管施設、廃棄物処理施設、再処理施設など、冷態環境で十分に検証し、その後、温態環境での運転が開始される。また、データ取得に関しては、プラントライフを通して、定期保守時や廃炉時に発生する放射性廃棄物量や特性の項目、及び環境放射線モニタリング、従事者被ばく実績、トリチウム管理実績を項目として抽出した。なお、廃棄物管理シナリオは廃棄物の核特性に基づいて策定されるべきであり、原型炉での運転計画があ

る程度決まった段階で、改めて、管理シナリオや廃棄物の総量を再評価する必要がある。

③ プラント保守技術

実証項目の優先度分類に際し、大型ブランケットセグメント及びダイバータの交換技術などの技術は、運転開始前にフルスケールのモックアップにて各技術の要素開発と十分な検証が完了している前提で、実機の複合的な環境（冷態）で技術の最終確認を行い、実機の高線量下（温態）で技術の最終的な実証を行う想定である。

プラント保守技術として、ITER からの方式・技術的飛躍が大きい増殖ブランケット及びダイバータの定期保守交換技術の実証が重要な項目である。これらを原型炉で着実に実証するためには運転開始前までのフルスケールのモックアップにおける各技術の要素開発と十分な検証、作業員の遠隔保守作業の訓練等が必須である。そのため、原型炉の運転開始前までにこれらの技術開発が完了するよう R&D を計画的に進める必要がある。

6.4 各技術における商用炉に向けた戦略

① 安全技術

安全技術では一貫して述べたように原型炉運転中に得られる放射性物質の管理実績データ（計画値と実測値との比較分析を含む）、ディスラプションの発生頻度データ、安全機器等の故障確率データを蓄積し、商用炉に向けた見通しを得ることが重要である。

② 放射性廃棄物処理技術

廃棄物処理技術では、減容化に向けた開発が商用炉の社

会受容性向上に直結しており原型炉運転開始早期から並行して機器の再利用技術やトリチウム燃料生産に用いるペブル材のリサイクル技術の確立が商用炉に向けて重要となる。

③ プラント保守技術

商用炉では、高い稼働率を維持することが必要不可欠である。そのため、原型炉では保守時間短縮のための先進的な保守交換技術の実規模試験を運転後期のサイクルで実施するとともに、プラント運転を長く、健全に維持するための基礎データを継続的に取得することも重要となる。

謝 辞

本運転計画ワーキンググループの各サブグループ（安全技術サブグループ、廃棄物処理技術サブグループ、プラント保守技術サブグループ）での会合においてご議論いただき、本稿の元となる報告書にご寄稿いただいた、功刀資彰先生、与能本泰介先生、青木 晃様、中村 誠様、柳原 敏先生、鳥養祐二先生、近藤正聡先生、田中照也先生、浅野史朗様、坂 成人様、村田幸弘様、角 館聡様に感謝申し上げます。

参考文献

[1] D.J.Campbell, The ITER Research Plan, Town Meeting IAEA Fusion Energy Conference (2012).  
 [2] K. Tobita *et al.*, Fusion Sci. Technol. 72, 537 (2017).  
 [3] Y. Someya *et al.*, Fusion Sci. Technol. 68, 423 (2015).  
 [4] M. Kondo *et al.*, Plasma Fusion Res. 11, 2405077 (2016).  
 [5] H. Utoh *et al.*, Fusion Eng. Des. 124, 596 (2017).

表 2 安全技術・放射性廃棄物処理技術・プラント保守技術の運転計画。

運転サイクル	建設・運転準備段階	1 cycle (試運転)	2cycle	3cycle	4cycle	5cycle	6cycle	7cycle	8cycle	9cycle	10cycle以降
炉内放射線環境	Cold	Hot									
<b>【安全技術】</b>											
環境モニタリング実績の取得											
従事者被ばく管理											
放射性物質及び放射線管理											
炉心プラズマ・冷却系・発電系の安全性確認											
真空容器の安全性確認											
一次冷却系の安全性確認											
トリチウム回収/処理系の安全性確認											
<b>【放射性廃棄物処理技術】</b>											
処理施設での廃棄物管理シナリオの工程検証											
定期保守時及び廃炉時に発生する廃棄物特性の実績データの検証											
放射化計算の検証											
定期保守時で交換する機器の再利用技術開発											
<b>【プラント保守技術】</b>											
大型ブランケットセグメント交換技術の実証											
ダイバータ交換技術の実証											
炉内機器支持構造設計データ取得											
保守機器の故障率等のデータ取得											
プラント設備の保守・状態監視技術の実証及びデータの取得											
稼働率向上に向けた保守交換技術実規模試験											



## 小特集 核融合原型炉における運転計画と商用炉に向けた戦略

### 7. まとめ

#### 7. Summary

日渡良爾<sup>1,2)</sup>

HIWATARI Ryoji<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup>原型炉設計合同特別チーム, <sup>2)</sup>量子科学技術研究開発機構

(原稿受付: 2018年8月16日)

#### 7.1 運転計画と原型炉概念との関係

ここまで、各課題項目の運転計画を解説してきた。今回作成した運転計画により原型炉の運用方法の具体的な検討が可能となった。この運転計画と原型炉概念は相補的な関係にあると考えられる。図1に示すように原型炉のミッションを具現化する原型炉概念と運転計画があり、運転計画で想定された計画、例えば、パルス運転から定常運転への移行方法を原型炉概念のパラメータで具体化するプラズマ設計が必要である。また、逆に概念検討による結果、例えば、保守期間や交換サイクルを運転計画に適用し、定量的な稼働率を運転計画として目標設定する必要がある。このような相補的な関係を保ちながら、原型炉概念と運転計画の完成度を高めていくことが今後必要である。

#### 7.2 原型炉の運転計画全体

表1に各課題項目の運転計画から主要項目について取りまとめた全体の運転計画を示す。はじめにこの運転計画での特徴としては、トリチウム燃料システムは、炉心が放電する前に本格稼働状態とする点である。これは、炉心運転中にトリチウム燃料システムに不具合があれば、全ての運転工程に影響を与えるという判断からである。

1サイクルにおいては、H放電、DD放電、DTパルス定格放電、DT定常定格放電と順次定格放電に向かって実証実験を進めていく。ここで、炉内放射線環境がHOT状態に

なる前に、真空開放を行い、第一壁・ダイバータ板の確認ならびに、実機での遠隔保守最終確認、安全機器最終確認を行う。プラントとしては、DDパルス運転での炉心調整運転後にDTパルス放電にて原型炉単独による発電実証(送電は行わない)を行う。DT定常運転では、徐々に非誘導電流駆動割合を高めて最終的には完全非誘導電流駆動運転を実証し、定常的な発電を行う。

次に2サイクルでは、1サイクルでの発電実績を踏まえ、系統への送電(系統連係)を開始する。定常運転の長時間化を図ると共に、ブランケットの増殖トリチウムを燃料サイクルに定常導入することで、トリチウム燃料の自己充足性について実証を行う

炉内機器の交換については、ダイバータを基本的に各サイクルで交換する。そのため、ダイバータカセットは2セットを準備する。一方ブランケットに関しては、こちらも運転開始時には2セット用意して、1サイクル目に一部のブランケットセグメントを試験用に交換する。最初のブランケットの全セグメント交換は2サイクル目を実施する。その後、2回目の全セグメント交換は4サイクル目を実施する計画とする。

3サイクル以降に炉心プラズマについては、ダイバータ熱負荷を5 MW/m<sup>2</sup>以下をめざした高不純物放射運転の開発を実施し、性能向上運転の実施ならびに運転点の最適化を7サイクルまでに完了する。その後、8サイクル目から後期ダイバータ(銅合金配管系を用いないF82H配管系みのダイバータ)を装荷し、炉内機器交換期間を1年毎から数年毎に延長することで稼働率向上をめざす計画となっている。

#### 7.3 まとめと今後の課題

現状検討されている原型炉の運転計画全体像では、原型炉のミッションである(1)発電実証を1サイクル、2サイクル目で実証し、(2)トリチウム自己充足性については、2サイクル目の定常プラズマの長期間運転において実証する。(3)実用に供しうる稼働率については、寿命の長い後期ダイバータを装荷することで、7サイクル以降に実

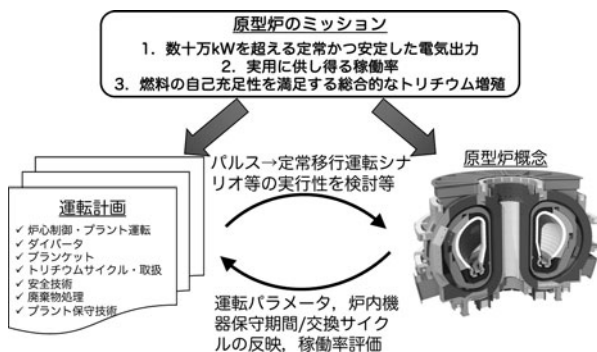


図1 運転計画と原型炉概念の相補的な関係。

証する計画となっている。最終的には、商用炉にむけた模擬運転を実施し、実用化に向けた目処を得る計画となっている。

今後の課題としては、今回提案された運転計画の実行性のある具体化と考える。図1に示したように原型炉の基本概念と運転計画を相補的な関係と考え、例えば、発電実証の観点からは、核融合出力をどのような制御方法で上昇させるのか、パルス運転から定常運転にどのように移行させるのかといった制御手法の具体化といったこと。また、トリチウム充足性の実証の観点からは、初期装荷トリチウム

をどの程度準備して、真空容器内や冷却水中のトリチウムインベントリ管理をどのようにすることで、定量的に燃料の自己充足性を把握するかといったこと。さらに、実用に供しうる稼働率の実証に関しては、遠隔保守時間や供用中検査時間の具体化による稼働率の定量化が必要である。

そのためには、基本概念と運転計画間のフィードバックを行いながら、継続的に原型炉概念設計活動を進めていくことが重要であると考えられる。

最後に原型炉設計合同特別チーム運転計画WGにご協力頂いた研究所・大学・産業界の皆様にお礼を申し上げます。

表1 今回検討された原型炉の運転計画の全体概要。

機器・機能に関する分類項目	主な試験・実証項目	運転サイクル													
		建設・運転準備段階	1Cycle (試運転)	2 Cycle	3 Cycle	4 Cycle	5 Cycle	6 Cycle	7 Cycle	8 Cycle	9 Cycle	10 Cycle	10Cycle以降		
	炉内放射線環境	Cold													Hot
トリチウム	トリチウムシステム試運転・本格運転														
炉心プラント	本格放電前試験 (H調整運転)														
ダイバータ	ダイバータ配位形成														
炉心プラント	HHパルス運転														
ダイバータ	非接触ダイバータ制御の事前実証														
ダイバータ	真空開放炉内状態確認														
プラント保守	実機での遠隔保守最終確認														
炉心プラント	H-Heパルス運転														
炉心プラント	H-mode放電の実証														
安全性	安全機器の動作確認														
ダイバータ	H-modeでのダイバータ配位形成														
炉心プラント	DDパルス運転														
炉心プラント	中性子発生量予測確認試験														
ダイバータ	ダイバータ配位と排気粒子制御の事前確立														
トリチウム	DD放電に対する燃料サイクルシステムの運転実証。DD生成トリチウムの回収														
炉心プラント	DTパルス運転 (単独運転での発電実証)														
ブランケット	バージガスの流動確認充填体の健全性確認														
ブランケット	供用中の筐体内部温度確認														
ダイバータ	$\alpha$ 加熱条件でのダイバータ配位形成の実証														
炉心プラント	核融合出力上昇試験														
炉心プラズマ	数時間パルスによる定格発電実証試験														
トリチウム	DTパルス運転での燃料システム運転実証														
トリチウム	ブランケットから燃料サイクルへのトリチウム導入														
炉心プラント	DT定常運転														
炉心プラント	完全非誘導電流駆動運転の達成														
プラント保守	実機・放射線下でのBLK/DIV交換技術の実証														
炉心プラント	定常運転の長期化 (送電開始)														
炉心プラント	定常でのH-mode他各種放電特性の検証														
炉心プラント	長期運転の監視・制御技術														
炉心プラント	DT定常運転による定格出力運転実証														
トリチウム	DT定常運転での燃料サイクルの運転実証														
トリチウム	ブランケットからトリチウムを燃料サイクルへ定常導入。自己充足性の実証														
ダイバータ	ダイバータ1セット目														
プラント保守	ダイバータ2セット目														
ダイバータ	ダイバータ1セグメント取り出し・交換														
プラント保守	ダイバータ2セグメント取り出し・交換														
ブランケット	ブランケット1セグメント取り出し・交換														
ブランケット	ブランケット全筐体取り出し・交換														
ブランケット	1 Cycleに取り出したブランケット筐体・材料・充填材の試験														
ブランケット	2 Cycleに取り出したブランケット筐体・材料・充填材の試験														
ブランケット	トリチウムバランスの確認および定常運転維持の確認														
ブランケット	トリチウム														
プラント保守	故障率データの取得														
プラント保守	ホットセル内保守交換技術の確認実証														
安全性	環境放射線・被爆管理														
廃棄物	ホットセルで廃棄物管理シナリオ工程検証														
廃棄物	廃棄物管理シナリオの実証														
炉心プラント	性能向上運転の実施														
炉心プラント	運転点最適化														
炉心プラント	稼働率向上期間 (後期ダイバータ運転)														
ダイバータ															
炉心プラント	商用炉目標設定														
炉心プラント	商用炉模擬手法検討														
炉心プラント	商用炉模擬運転														

小特集執筆者紹介



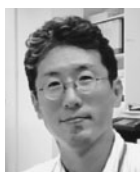
ひ わたり りょう じ  
日渡良爾

量子科学技術研究開発機構六ヶ所核融合研究所。研究分野は、核融合炉概念設計。1999年東京大学大学院工学系研究科博士課程中退。同年電力中央研究所入所。核融合概念設計、エネルギー社会必要性評価、電気自動車用交通シミュレータ開発、軽水炉過酷事故解析を経験し、現在に至る。その他、東京大学・東京都市大の客員准教授にて教育活動、プラ核・広報委員会にてアウトリーチ活動の経験もあり。



ます ざき すくる  
増崎 貴

1967年生まれ。1995年に名古屋大学大学院工学研究科博士後期課程修了。核融合科学研究所・教授。研究分野は周辺・ダイバータプラズマ物理およびプラズマ・壁相互作用研究で、主として核融合研の大型ヘリカル装置における実験研究を行っている。



かわ むら よし のり  
河村 繕範

平成6(1994)年、九州大学大学院工学研究科を学位取得の上修了し日本原子力研究所入所、トリチウム工学研究室(現、量子科学技術研究開発機構トリチウム工学研究グループ)にて核融合炉ブランケットにおけるトリチウムの研究に携わる。平成26(2014)年、ブランケット工学研究グループのグループリーダーに就任。ITERテストブランケット計画において、日本のTBMのリーダーとして設計製作を主導している。出身地の赤いヘルメットの球団が最近強いのでちょっと嬉しい。



かた やま かず なり  
片山 一成

九州大学大学院総合理工学研究院エネルギー科学部門准教授。専門分野は、核融合工学、トリチウム理工学。箱崎から伊都へと移転したトリチウム実験室も漸く片付いてきました。今後もトリチウムを活用した研究と教育を積極的に行っていきます！旧温泉郡中島町出身。みかんが美味しい島です。是非ご賞味あれ。



う とう ひろ やす  
宇藤 裕康

量子科学技術研究開発機構 六ヶ所核融合研究所 核融合炉システム研究グループ 主幹研究員。2009年東北大学大学院博士後期課程修了。博士(工学)。主な研究分野は、炉構造・遠隔保守設計、超伝導コイル設計を中心とする核融合炉システム設計。「原型炉設計合同特別チーム」所属。アウトリーチ活動に携わることも増え、どうしたら核融合の魅力を多くの人に伝えられるか、まずは身近な家族を対象に実験中。



そめ や よう じ  
染谷 洋二

量子科学技術研究開発機構・核融合エネルギー研究開発部門・核融合炉システム研究開発部、主任研究員。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))。主な研究分野は核融合原型炉の炉内機器設計、発生する放射性廃棄物の管理方針並びに安全性に関する研究に従事しています。5月に二女が生まれ、二人の娘の成長に驚きつつ癒される毎日です。