

原型炉運転計画ワーキンググループ 報告書

Working group report on the operation plan for DEMO

原型炉設計合同特別チーム

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構

National Institutes for
Quantum and Radiological Science and Technology

原型炉運転計画ワーキンググループ 報告書

平成 30 年 7 月

原型炉設計合同特別チーム

目次

1. はじめに	1
2. 本運転計画にて想定する原型炉	2
3. 運転計画の検討内容と活動成果	4
3.1 運転計画策定方針と実施内容	4
3.1.1 運転計画策定の前提条件	5
3.1.2 運転計画策定プロセス	5
3.2 全体運転計画	8
3.2.1 全体運転計画の骨子	8
3.2.2 運転期間と稼働率	12
3.3 各項目における運転計画	15
3.3.1 炉心制御・プラント運転技術	15
3.3.2 ダイバータ	24
3.3.3 ブランケット	42
3.3.4 トリチウムサイクル・取扱技術	55
3.3.5 安全技術	69
3.3.6 廃棄物処理技術	76
3.3.7 プラント保守技術	84
4. まとめと今後の課題	96
4.1 主な成果と課題。	96
4.2 今後の運転計画 WG の進め方	100
参考文献	102
添付資料	104

1. はじめに

核融合エネルギー実現に向け実験炉 ITER の建設が本格化し、各 ITER 参加極では原型炉に向けた検討が開始されている。日本国内においては、「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」[1]における、“炉設計活動に相当規模の資源を投入して体制を拡充し、早急に強化する必要がある”との答申を受け、2015 年 6 月に全日本体制で原型炉概念設計を実施する「原型炉設計合同特別チーム（特別チーム）」が設置され、原型炉概念設計を推進している。

また、合同コアチーム報告では原型炉段階への移行に向けた時系列展開と原型炉設計の完成度について、2020 年頃の実施が想定されている中間段階でのチェック・アンド・レビュー（中間 C&R）までの達成目標として、以下の項目を検討する必要があるとしている[2]。

- 原型炉の運転計画
- 原型炉の基本概念、概略パラメータ
- 原型炉システムを構成する機器・設備とそれらの技術仕様
- 設計関連ソフトウェアの開発整備、材料データベース
- コスト概算（一次評価、合理化は中間 C & R 以降）
- 安全設計指針
- 放射性廃棄物の管理処分シナリオ
- 原型炉概念確定のため早期に実施すべき R&D 課題の摘出
- トリチウムを含む資源調達戦略

この中の“原型炉の運転計画”は、運用中に確立する技術・データとそれらに必要な期間を含めた運転計画と耐用年数を検討することが期待される成果である。このため、原型炉の在り方を踏まえた運転計画を検討するため、特別チーム内に運転計画ワーキンググループ（運転計画 WG）を 2016 年 1 月に設置した。この報告書は、運転計画 WG の 2016 年 1 月から 7 月までの活動内容を纏めたものである。

2. 本運転計画にて想定する原型炉

文部科学省核融合科学技術委員会による報告書「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」によると、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している[3]。合同コアチーム報告においては、原型炉では、目標達成に至るまでの運転開発期を調整運転（コミッショニング）段階、発電実証段階及び経済性実証段階に分け、それぞれの段階においてマイルストーンを定義している[2]。これらは、実用炉と同等の発電システムによる発電実証、高エネルギー増倍率の実証、実用炉に外挿可能な長時間・長期間運転、経済性向上を目指した先進技術の開発・実証等を目標とし、図 2.1 に示す、段階的な原型炉の運用を想定している。

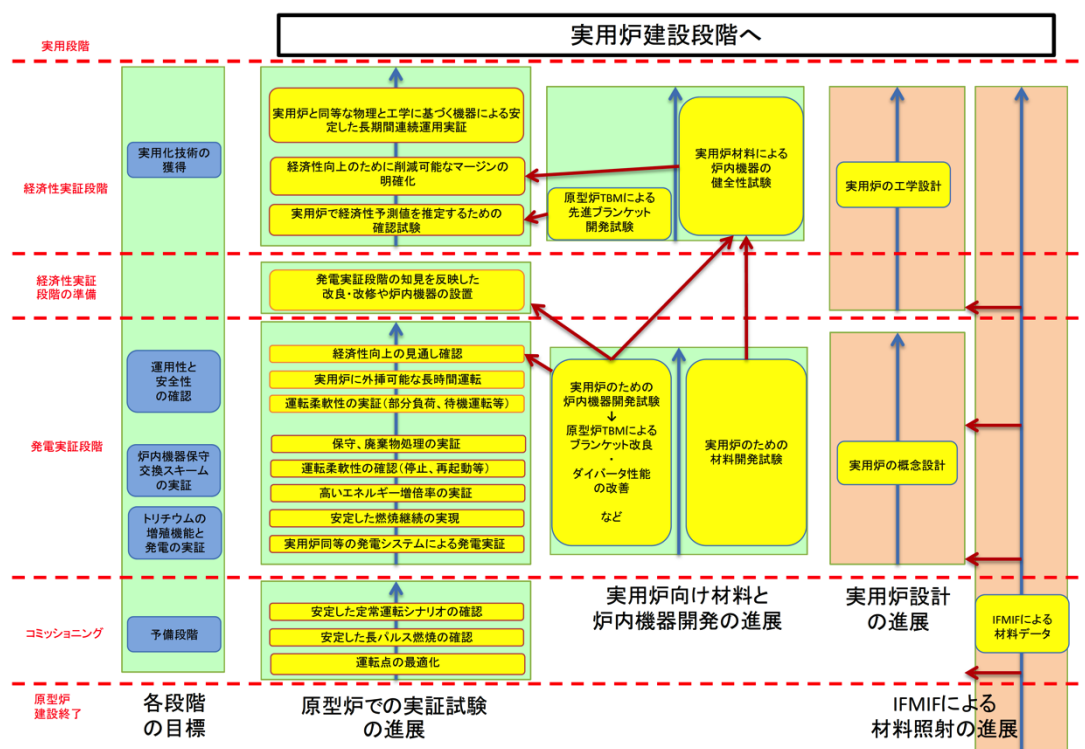


図 2.1 原型炉の運転段階とその目標[1]

本報告にて想定する原型炉概念は、幅広いアプローチ活動（BA 活動）における日本の原型炉設計モデル（JA Model 2014）を想定する[4]。JA Model 2014 は

前述の段階的な原型炉の運用を可能とするために、数時間程度のパルス放電から定常運転まで柔軟性のある炉心運転を可能とする概念となっている。JA Model 2014 の主要パラメータを表 2.1 に、概念図を図 2.2 に示す。

表 2.1. JA Model 2014 の主要パラメータ [4]

主要パラメータ	数値
主半径/副半径	8.5 m / 2.4 m
楕円度/三角度	1.65 / 0.33
核融合出力	1462 MW
プラズマ電流	12.3 MA
中心トロイダル磁場	5.94 T
最大トロイダル磁場	12.1 T
平均中性子壁負荷	1.0 MW/m ²

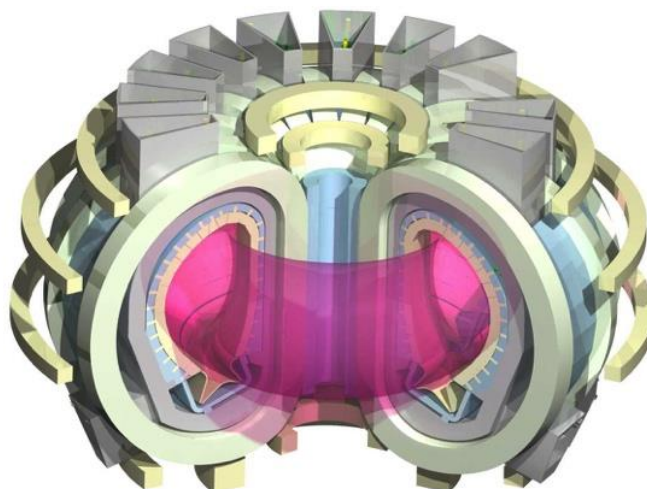


図 2.2 JA Model 2014 の概念

3. 運転計画の検討内容と活動成果

3.1 運転計画策定方針と実施内容

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[3]。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。

「合同コアチーム報告」においては、運転計画について、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すると記述があり、具体的に想定される取得技術・データとして、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、と記載されている[2]

運転計画を立案するにあたっては、機器・設備及び技術分野が多岐に渡るため、原型炉としての技術的成立性、電源としての各種技術の実証、発電プラント運用に関わる各種評価データの取得の観点から、以下に示す個別技術項目を設定し、それら項目に対応するサブワーキンググループを組織した。そのような体制に基づき、本運転計画 WG では、サブワーキンググループ毎に分科会方式で議論を行い、それぞれ課題に関係する運転計画を策定し、この結果を統合することで全体としての運転計画案とした。

- A) 炉心制御・プラント運転技術（起動・運転・停止全般）
- B) ダイバータ
- C) ブランケット
- D) トリチウムサイクル・取扱技術
- E) 安全技術
- F) 廃棄物処理技術
- G) プラント保守技術

3.1.1 運転計画策定の前提条件

運転計画検討のために、共通認識として原型炉の在り方を踏まえ、以下を前提条件とした。これらは今後の設計進捗に合わせて適宜見直すので最終的な決定事項ではなく、第一弾検討のための暫定的な前提条件である。

- ① 原型炉における定格運転に必要な要素技術は実験炉 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試運転開始と定義することとする。
- ⑤ 原型炉の運転に必要な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、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。

3.1.2 運転計画策定プロセス

運転計画の議論に際して、3.1 項にて設定した A) から G) までの個別技術項目に対して次に示すよう作業手順に則って検討をすすめた。

- (1) 原型炉で実証すべき技術・取得すべきデータの抽出
- (2) 抽出した項目の重要度ならびに優先度による分類
- (3) 重要かつ優先度の高い項目に対する実証時期の策定

はじめに、原型炉において実証する実施項目を抽出し、技術の重要度と利用の優先度の観点で分類をおこなった。次に、分類作業にて重要かつ優先度が高いと判断された実証項目に対して、原型炉の運転スケジュール上での実証時期を検討した。また、それぞれにおいて、このステップを通じた課題も抽出した。

- (1) 原型炉で実証すべき技術・取得されるべきデータの抽出

A) から G) までの個別技術項目に対して、原型炉で実証すべき主要な項目

(大項目)を抽出した後に、各大項目を実証するために必要な具体的項目(中項目)を抽出した。

(2) 抽出した項目の重要度ならびに優先度による分類

運転計画の骨子を作成することを目的に、前項で抽出された項目から重要かつ優先度の高いものに焦点を絞って運転計画を策定することとした。重要度と優先度は以下の観点に基づいて分類した。

①核融合炉開発における技術重要度

- 重要度 A：核融合開発の基盤技術
核融合炉の運用、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

②原型炉を利用することの優先度

- 優先度 1：原型炉でなければ実証できない技術
原型炉環境でなければ実証できない技術で、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

③ 総合優先度

原型炉の運用において、電源としての技術の成立性及び主要な成果の確認に必要な技術を焦点化するため、前項①、②の技術重要度及び利用優先度の観点で重要度・優先度を表 3.1.2.1 の形式で取りまとめることにした。本報告における運転計画では、表 3.1.2.1 の分類のうち、重要かつ優先度が高いと判断された A1、A2、B1、B2 クラスを検討対象の技術項目と判断した。

表 3.1.2.1 重要度と優先度に関する分類表

		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

(3) 重要かつ優先度の高い項目に対する実証時期の策定

表 3.1.2.1 に示す重要度と優先度に関する分類表において、A1, A2, B1, B2 に該当するものを運転計画における実証時期策定の対象項目とした。運転サイクルは、図 3.1.2.1 に示すように性能試験サイクルとその後の本格運転サイクルに区分し、本格運転サイクルでは、保全のための定期保守期間を設定した。本格運転期間では機器の故障や劣化に関して、初期故障フェーズ、ランダム故障フェーズ及び経年劣化フェーズを想定した。コアチーム報告書では原型炉の実証段階を、図 2.1 に示すように調整運転（コミッショニング）段階、発電実証段階、経済性実証段階の 3 つに分類している[1]。ここでは、安定した出力（DT 反応による 100 %定常出力）が得られるまでを調整運転段階と考え、第 1 サイクル（試運転サイクル）に対応させることにする。次に、発電実証段階については第 2 サイクル以降の本格運転段階に対応させることにする。さらに経済性実証段階については経済性への見通しを得る段階と位置づけ、本格運転段階の後期サイクル以降に対応させることにする。

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	調整 Phase	初期故障 Phase		ランダム故障 Phase		経年劣化 Phase	

図 3.1.2.1 実証時期策定に用いる運転サイクルの概略図

3.2 全体運転計画

3.1.1 項の運転計画策定の前提条件を考慮に入れ、各技術課題項目の検討結果（検討結果詳細は 3.3 項以降参照）を集約し、原型炉の全体運転計画の第 1 次案を策定した（詳細別添表 1 参照）。

3.2.1 全体運転計画の骨子

全体運転計画は、次項以降に示す核融合プラント運転の主要なプロセスで整理した。

- (1) トリチウム燃料システム稼働から、H パルス放電実験までの主要項目
（図 3.2.1.1 参照）

炉心運転開始後にスムーズな性能向上・発電実証を実現するために、トリチウム燃料システムは不具合を起こさず連続運転する必要がある。そのような背景から、まず、燃料サイクルの運転実証を常温・常圧（冷態）及び高温・高圧（温態）状態で実施する。トリチウムシステム稼働後に試運転フェーズ開始となる。

H パルス放電による定格磁場・定格電流に到達後から試運転フェーズを開始し第 1 サイクルとしての安全機器の動作確認（安全技術）を行う。

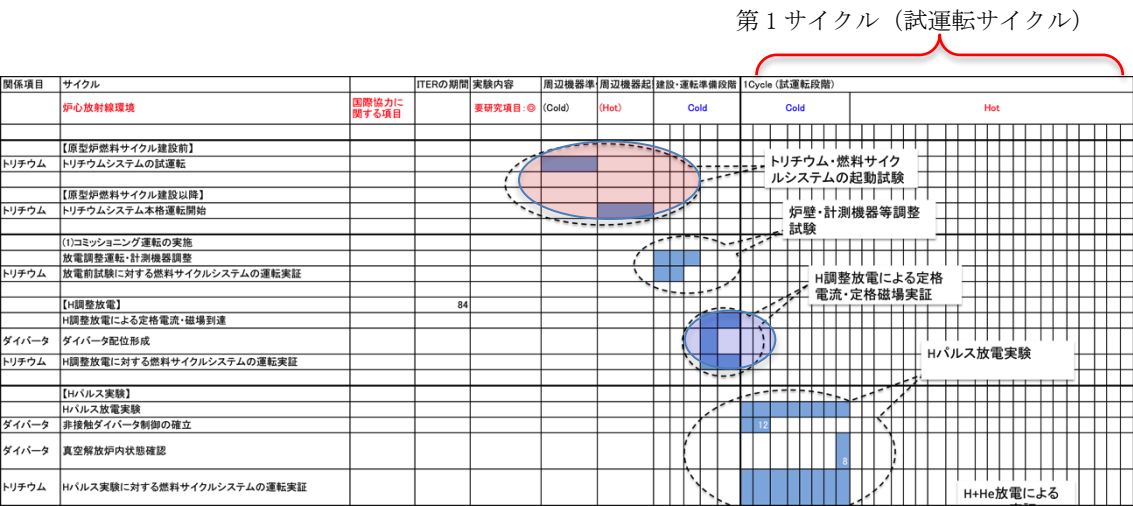


図 3.2.1.1 試運転前後（トリチウムシステム稼働～H パルス放電）運転計画

- (2) 第 1 サイクル；H パルス放電から DD パルス放電までの主要項目
（冷態/温態試験； 図 3.2.1.2 参照）

H パルス放電後に炉内機器（ダイバータ他）の状態確認を行い、実機環境下の冷態状態でブランケット/ダイバータセグメント交換技術の最終確認をプラ

ント保守の観点で実施する。また、炉心・プラント運転のため、H+He 放電による H-mode 放電の実証を行った後、トリチウムシステム実証の観点で温態状態での DD パルス放電による DD 生成トリチウムの回収実証を行う。

(3) 第 1 サイクル ; DT パルス放電での主要項目 (図 3.2.1.3 参照)

DT パルス放電にてブランケット健全性・パージガス流動確認を行い、その後段階的な出力上昇運転を実施する。このタイミングでパルス放電による定格発電実証 (ただし、系統併入は行わない) 及びダイバータ熱負荷軽減とダイバータ運転シナリオを実証する。また、トリチウム関連は、増殖ブランケットからの回収トリチウムの燃料サイクルへの導入実証を行う。

第 1 サイクル (試運転サイクル)

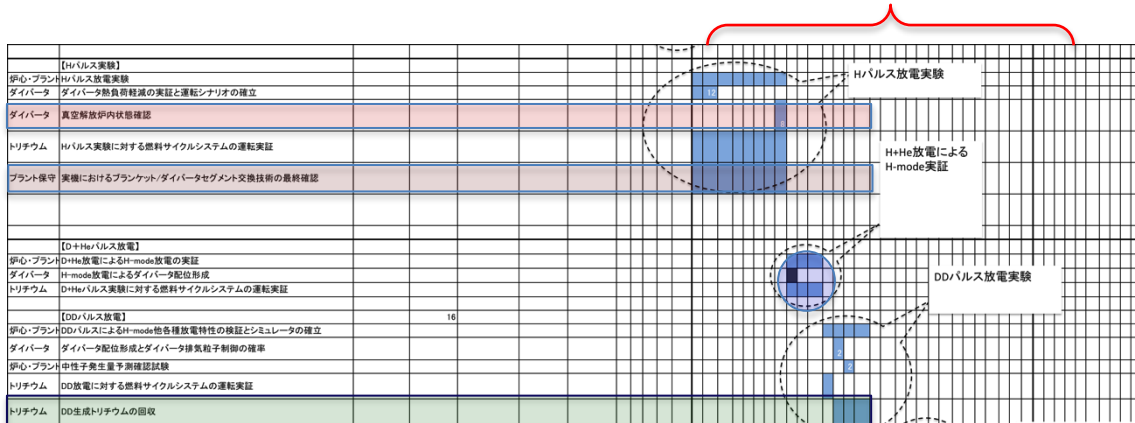


図 3.2.1.2 H パルス放電から DD パルス放電までの運転計画

第 1 サイクル (試運転サイクル)

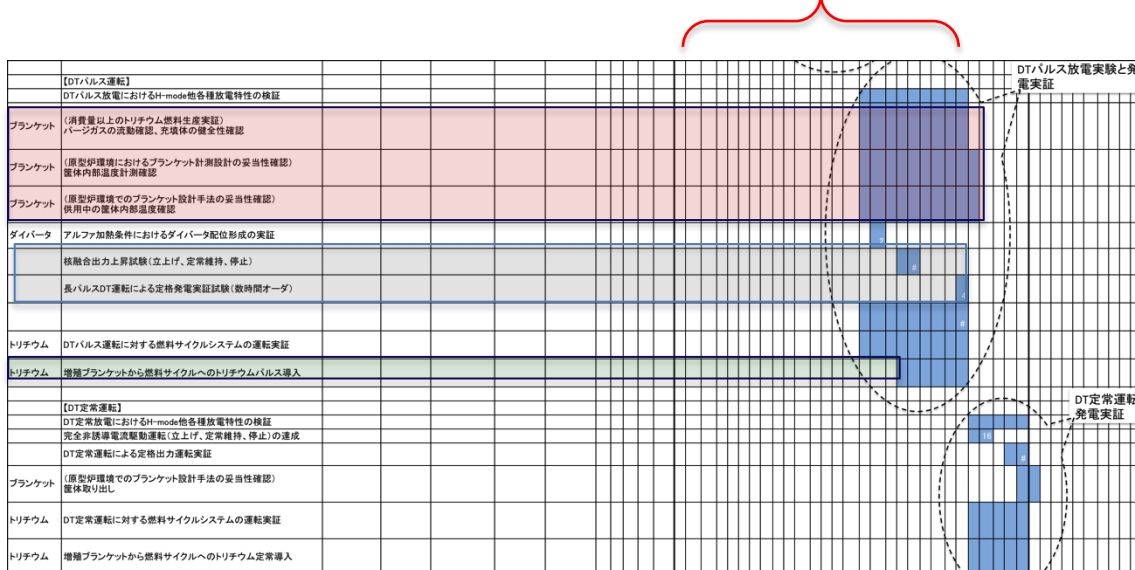


図 3.2.1.3 DT パルス放電段階の運転計画

第1サイクル最終工程では、完全非誘導電流定常運転・定常発電（数時間）の実証を行う。トリチウムサイクル運転の最終段階として、増殖ブランケットから回収したトリチウムを定常導入した運転実証を行う。

第2サイクル運転では、発電プラントとしての運転長期化の実証として、日オーダの連続運転を月オーダの連続運転に段階的に延伸し定格運転実証を行う。更に、トリチウムバランスの確認とブランケット機能の定常運転維持の実証を行う。

[illegible]

(図 3.2.1.5 参照)

各サイクルの開始前にはトリチウムバランスの確認を実施し、トリチウムシステム保守を各サイクル後に実施する。更に、ブランケット・トリチウムシステム他の主要システム、機器・設備の継続的な運転データ及び故障率データを

取得する。ただし、具体的な項目及び方法については原型炉概念の詳細化を図り、関連するシステム・機器・設備の設計仕様が固まった後に展開することが望ましい。そのため、システム・機器・設備の設計仕様が定まっていない現段階では、データ取得の詳細計画立案は今後の課題とする。一方、原型炉運転サイクルに並行して、使用済みブランケットの冷却後試験を実施し、ブランケットの健全性・機能確認を実施する。

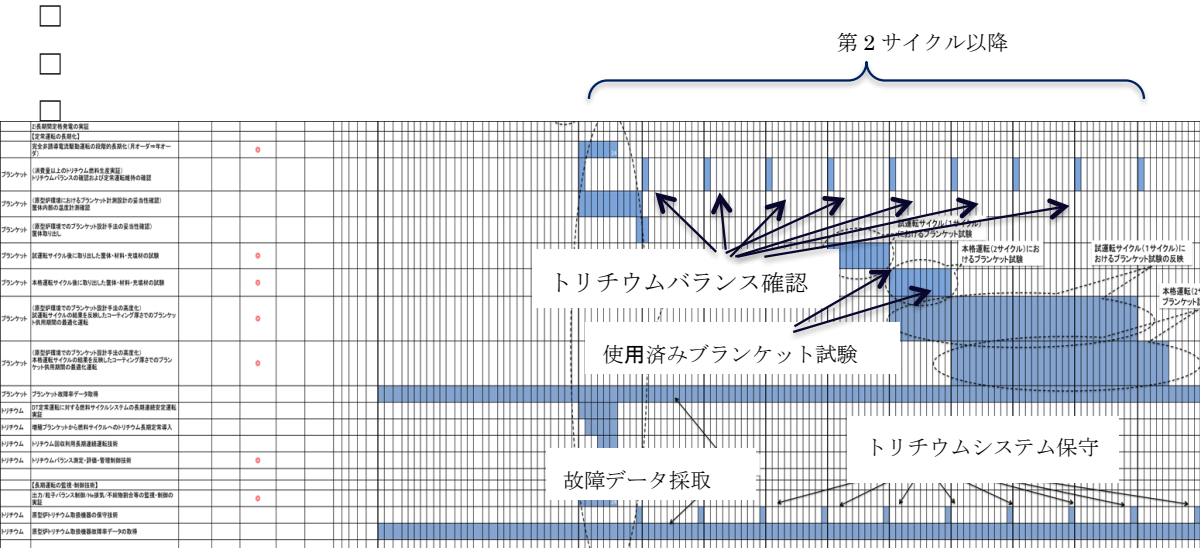


図 3.2.1.5 第 2 サイクル以降のシステム、機器・設備実証のための運転計画

(6) 第 1 サイクル以降の保守、環境関連の主要項目

定格運転後の第 1 サイクルでは、保守関連技術の実証として、ホットセル内での炉内機器に対する保守交換技術の確認及び実証を行う。更に原型炉運転と並行して、廃棄物処理施設での廃棄物管理工程検証及び運転期間を利用した保守建屋、施設での保守技術、プロセスの実証を実施する。また、システム、機器・設備の健全性確認と運転データ及び故障データの採取をサイクルごとに実施する。

安全技術の観点では、各運転サイクル前後で安全機器動作確認を実施する。さらに、定検時等の停止・保守時及び運転時の環境放射線・被ばく管理関連のデータ採取と放射線・放射性物質管理技術の実証を行う。これらの具体的な項目及び方法についてはシステム、機器・設備の設計仕様が固まった後に展開することとし、今後の課題とする。

3.2.2 運転期間と稼働率

原型炉の運転計画としては、運用中に実証する技術・取得すべきデータと実証や取得に必要な期間を含めた運転計画と耐用年数を検討することが必要である。そこで、前述の全体運転計画を基に、運転期間及び稼働率を試算した。

この試算のためには、“運転”及び“稼働率”の定義を行い、共通認識化を図った上で具体化が必要となる。本報告では技術課題項目ごとに主要な検証項目の抽出結果について、実施時期を運転サイクル中に当てはめる作業を実施した。また、一部の運転期間については実験炉 ITER や過去の原型炉設計例など、先行設備計画のベンチマークを参考に算出した。そのため、今後の各項目内容の具体化検討の結果を踏まえ、運転期間と稼働率の適正化・整合化が必要である。

(1) 運転の定義及び前提条件

主要な運転項目の定義及び前提条件は次のとおりとした。

パルス運転期間：

第1サイクルでは数時間までの放電とし、第2サイクルではパルス運転の長期化を行うために、日～月オーダの放電期間とする。第3サイクル以降の定常運転では、年オーダの放電とする。なお、運転開始時の炉内機器の想定セット数は、ダイバータ：2セット（1回目の総交換は第1サイクルにて実施）及び、ブランケット：2セット（1回目の総交換は第2サイクルにて実施）を前提条件として想定する。

参考までに、先行設備との比較を行うと次のとおりである。

ITER (FDR) の場合パルス運転：

H 放電初期 2.5 年間 →2000～3000 パルス（8 パルス/day～12 パルス/day）

DT パルス放電後期 7.5 年間→1000sec パルス（放電繰返し時間 2200sec）、3～6 日連続運転

SlimCS での保守期間（計画）：

SlimCS セクター引抜方式（セクター数 16）：2 ヶ月
ブランケット冷却期間（約 1 ヶ月）は含まず

(1) 運転サイクル期間の想定

原型炉の主要な運転モードごとに前述のベンチマーク結果と想定プロセスから、次のとおり概略の運転期間（試運転段階のパルス数含む）を想定した。

1) 第1サイクル（試運転サイクル）

i) H放電からDTパルス放電期間

- ① H放電：24週（8パルス/day×5日×24週＝960パルス）
- ② H+He放電：12週（8パルス/day×5日×12週＝480パルス）
- ③ DDパルス放電：20週（8パルス/day×5日×20週＝800パルス）
- ④ DTパルス放電：30週（8パルス/day×5日×30週＝1200パルス）

以上より、H放電からDTパルス放電の第1サイクルの出力上昇までの運転期間は、1年半強の約86週（総パルス数：3440パルス）と想定される。

ii) 第1サイクルの出力上昇

出力上昇を段階的に実施すると想定し、DTパルス放電（パルス運転：数時間）の出力上昇は次のとおりとなる。なお、出力上昇の方法はトリチウム密度比を制御することで、高密度を維持した状態で行うことを想定した。また、ブランケット熱除去は発熱量に応じ冷却水入口でヒータを用いて出口温度を一定とし、流量調整は行わない条件で想定した。

- ① 核融合出力 250MW まで：約6週間
 - ② 核融合出力 500MW まで：約6週間
 - ③ 核融合出力 750MW まで：約6週間
 - ④ 核融合出力 1000MW まで：約6週間
 - ⑤ 核融合出力 1500MW まで：約6週間
- 1500MW 到達後は数時間の連続運転を実施。

これらを合計すると、定格出力までの上昇期間は半年強の約30週となる。

iii) 第1サイクルの保守期間

第1サイクル運転の保守期間は、試運転期間として運転モードごとに必要な保守を実施するとして想定した。

出力上昇段階でそれぞれの到達出力後に負荷遮断を行い、中間停止としての保守も想定されるが、ここでは段階的に出力を上昇させるのみで負荷遮断及び中間停止後の保守は想定せず、今後の設計進捗及び安全要求が明確になった時点で検討するものとした。

- ① H 放電後の保守期間：約 16 週
(システム、機器・設備の健全性最終確認)
- ② H+He 放電後の保守期間：約 8 週
- ③ DD パルス放電後の保守期間：約 8 週
- ④ DT 定常放電後の保守期間：約 24 週

DT 放電後は、冷却期間 4 週（1 ヶ月）に加えて、代表ブランケットセグメント交換及び全ダイバータセグメント交換期間を想定した。これらは、機器寿命及びトリチウム除去に依存した冷却期間の具体化により変わりうる値である。

これらを合計すると全保守期間は、ほぼ 1 年強の約 56 週となる。

第 1 運転サイクル期間は、試運転、定格出力上昇及び保守期間を合計すると約 202 週（約 3 年半超）となる。また、DT 放電による稼働率は約 9%となる。

2) 第 2 サイクル（パルス運転長期化サイクル）

第 2 サイクルでは、定格到達後のパルス運転長期化を行うサイクルと位置づけた。パルス運転の長期化は、日～月オーダで長期化を行うものとして約 24 週の運転期間を想定した。また、月ごとに点検期間を設定し、最終的な DT パルス長期放電後の保守期間は、ブランケットの全総交換を加味するがダイバータは交換しない計画として約 24 週の保守期間を想定した。

以上により、第 2 運転サイクル期間は約 48 週となり、DT 放電での稼働率は 30%程度となる。

3) 第 3 サイクル以降（定格運転サイクル）

第 3 サイクル以降は定格運転と定期検査的な保守期間を繰り返すが、システム、機器・設備の初期故障モード、経年劣化モード、ランダム故障モード及び実用炉への反映サイクルとなるので、それぞれの設計検討が固まった段階で運

転期間の適正化が必要となる。ここでは概略のイメージとして運転期間を約 24 週から 48 週と想定した。また、運転後の保守期間はダイバータ取り換え期間がクリティカルとなるものと想定し約 24 週とした。

以上により、第 3 サイクル以降の定格運転サイクルは約 48 週から 72 週で、稼働率は約 50% から 70% となる。

(3) 運転時期、期間検討の課題

試運転を中心とする第 1 サイクルが概算で 3 年半超となる。実証項目については項目として抽出しただけであり、それぞれの実証内容の具体化ができていないので、実施期間の過大/過小の評価ができない。今後内容検討を行い、期間の短縮を検討する必要がある。

また、第 2 サイクル以降の運転期間及び保守期間は、システム、機器・設備の仕様が固まらないと算定できない。更に、このサイクルでの初期故障モード、ランダム故障モード、経年劣化モード及び実用炉に向けた検証モードでの具体的な展開ができないので、設計進捗に合わせて段階的かつ継続的な検討により適正化することが望まれる。

3.3 各項目における運転計画

技術課題ごとの運転計画における主要検証項目、実施プロセス及び課題の検討結果を次項以降に示す。

3.3.1 炉心制御・プラント運転技術

3.3.1.1 検討の前提条件

炉心制御・プラント運転技術に関しては、運転計画の基盤にあたり、従来の試験装置や実験炉 ITER 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 実験段階の運転段階ごとに項目を整理した。

3.3.1.2 実証項目の抽出と優先度及び課題

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

間実施し、発電技術として実証し、十分な運転経験後に系統連係を実現する。

[3] 後期ダイバータ（稼働率向上に向け、ターゲット冷却ユニットに F81H 配管系のみのダイバータ）等を目指した不純物放射増大を可能とする炉心開発

[4] 最終的には実用炉模擬運転を行い、実用炉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系統連係を行うとしている。また、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 $10\text{MW}/\text{m}^2$ から $5\text{MW}/\text{m}^2$ 程度に低減）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、高閉込め、高 β 化等）を目指し、最終的には実用炉を念頭においた経済性を見通すための運転（実用炉模擬運転）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 調整運転の実施
- ② 長期間定格発電の実証
- ③ 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（後期ダイバータ用）
- ④ 実用炉模擬運転

（１）大項目① 調整運転の実施

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（所内単独運転で系統連係は想定しない）、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（十分な運転経験後系統連係）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 定常運転の中項目を抽出した。

1) 中項目①-1 放電前試験

本格的な運転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温度に関するプラント運転については、DBTT（延性脆性遷移温度）以上に維持する必要があると考えられる。

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。

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、キラーペレット装置、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。

（２）大項目② 長期間定格発電の実施

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。

（３）大項目③ 性能向上運転の実施

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^2 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、運転点の最適化について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。

（４）大項目④ 実用炉模擬運転の実施

原型炉の最終目標は、実用炉に向けた目処を付けることにある。炉心条件についても将来の実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 実用炉の目標設定、④-2 実用炉模擬手法の検討、④-3 実用炉模擬運転の実証を中項目として抽出した。実用炉の目標設定は、開発方針及び概念検討に基づく目標値を定めることに対応する。

実用炉模擬手法の検討では、実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実用炉で目標とした際、原型炉で同じ炉心条件を実現仕様とす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ので、閉込め磁場を小さくし、規格化ベータ値等の無次元数を実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、実用炉に向けた実験実証手法の検討や準備を行うことを想定する。

実用炉模擬運転の実証は、実用炉模擬運転手法に則り実験実証を行うとともに、実用炉模擬運転の運転期間の段階的長期化を行い、実用炉に向けた目処を得ることを実証する。

3.3.1.3 抽出項目の優先度、実施時期（まとめ）

それぞれの運転期間で抽出した実証項目に関する優先度分類を実施した結果を以下に示す。表 3.3.1.1 に DD パルス放電までの重要度分類を示す。また、ITER や JT-60SA との連続性も考慮し、ITER や JT-60SA での実施・開発項目も合わせて示している。表 3.3.1.2 に DT パルス放電から DT 定常放電までの重要度分類を示す。この DT 燃料による放電から放射化フェーズに移行するため、大きな技術的なギャップが存在する。表 3.3.1.3 に日オーダから年オーダへの定常運転の長期化以降の重要度分類を示す。実用炉に向けた目処を得るための実証については、実用炉の目標値が必要で、一方で実用炉は原型炉における実用炉模擬運転に基づいた概念となっている必要がある。このため、実用炉の目標設定は原型炉で開発するのが合理的な技術に位置付けた。重要度分類で列挙された実施項目についての運転計画を表 3.3.1.4 に示す。

表 3.3.1.1 DD パルス放電までの優先度分類

		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	ITER・JT60SAでの実施事項
技術重要度	A: 基盤技術	【HHパルス運転】 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 【DDパルス運転】 放射線場での計測・制御機器動作・遮蔽確認 HH放電に基づく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予測と検証 長パルス・非誘導電流駆動実証 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	【HHパルス運転】 電流値・磁場の定格値までの上昇、密度・外部加熱増加、デタッチプラズマの実証 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) 【DDパルス運転】 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 HH放電に基づく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予測と検証	【DDパルス運転】 長パルス・非誘導電流駆動手法開発	【HHパルス運転】(ITER・JT60SA) 電流値・磁場の定格値までの上昇、密度・外部加熱増加、デタッチプラズマの実証 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) 【DDパルス運転】(ITER・JT60SA) 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 HH放電に基づく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予測と検証 【DDパルス運転】(JT60SA) 長パルス・非誘導電流駆動手法開発
	B: 補強を要する重要技術	【放電前試験】 真空排気、ベーク、Glow/ECH放電、トロイダルコイル予備運転、磁気軸/第1壁位置調整、誤差磁場確認、計測機器動作確認 【HHパルス運転】 電流立上げ、ダイバータ配位形成、放電停止の実証	【HHパルス運転】 DDパルス放電以降に必要な計測・遠隔保守機器・安全機器の動作確認	【DDパルス運転】 HH⇒DD放電移行(第1壁・加熱機器・排気機器クリーニング等?)	【放電前試験】(ITER・JT60SA) 真空排気、ベーク、Glow/ECH放電、トロイダル磁場OT、磁気軸/第1壁位置調整、誤差磁場確認、計測機器動作確認 【HHパルス運転】(ITER・JT60SA) 電流立上げ、ダイバータ配位形成、放電停止の実証 【DDパルス運転】(ITER・JT60SA) HH⇒DD放電移行(第1壁・加熱機器・排気機器クリーニング等?)
	C: 炉心以外の既存技術				

表 3.3.1.2 DT パルス放電から DT 定常放電までの優先度分類

		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	ITER・JT60SAでの実施事項
技術重要度	A: 基盤技術	【DTパルス運転】 トリチウム割合の段階的増加による炉心制御性の確認 H-mode遷移、ELM制御、MHD/回転/輸送制御、ダイバータ制御 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 α粒子関係の閉じ込め/不安定性制御の実証 長パルス化の実証(～1時間オーダー)と運転可能領域の確認 各出力による炉心・1/2次系・発電系の動特性試験 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) タービン・発電機調整、系統併入(パルス放電による発電実証) 所内単独運転、電源喪失試験、炉心トリップ試験、負荷遮断試験 長パルスDT運転による定格発電実証試験(数時間オーダー) 【DT定常運転】 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	【DTパルス運転】 トリチウム割合増加による核融合出力上昇試験(立上げ、定常維持、停止) 【DT定常運転】 非誘導電流駆動割合の段階的増加(ハイブリッド運転化) 非誘導電流割合毎の炉心性能・制御性、運転領域の確認 完全非誘導電流駆動運転(立上げ、定常維持、停止)の達成	【DTパルス運転】 DD放電⇒DT放電への計測・制御系の事前調整 α粒子関係の閉じ込め/不安定性制御手法の開発	【DTパルス運転】(ITER) α粒子関係の閉じ込め/不安定性制御手法の開発 非誘導電流駆動割合の段階的増加(ハイブリッド運転化) 非誘導電流割合毎の炉心性能・制御性、運転領域の確認 完全非誘導電流駆動運転(立上げ、定常維持、停止)の開発
	B: 補強を要する重要技術				
	C: 炉心以外の既存技術				

表 3.3.1.3 定常運転の長期化以降に関する優先度分類

		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	ITER・JT60SAでの実施事項
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(月オーダー⇒年オーダー) 【長期運転の監視・制御技術】 出力/粒子バランス制御/He排気/不純物割合等の監視・制御の実証 (第一壁、ダイバータ板、ダスト監視技術) 【性能向上運転の開発】 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 【運転点の最適化】 高性能ダイバータに適した運転点の最適化と運転の長期化 【実用炉模擬手法の検討】 原型炉での模擬手法の設定 加熱・制御設備の改良・追加 【実用炉模擬運転の実証】 実用炉模擬運転の実証と運転期間の段階的長期化	【実用炉の目標設定】 実用炉の開発方針及び概念検討		
	B: 補強を要する重要技術				
	C: 炉心以外の既存技術				

表 3.3.1.4 炉心制御・プラント運転技術に関わる運転計画

関係項目	サイクル	建設・運転準備段階	1Cycle (冷運転段階)			2Cycle (本格運転段階)	3Cycle	4 Cycle	5 Cycle	6 Cycle	7 Cycle	8 Cycle	9 Cycle	10 Cycle	10Cycle以降
	炉心放射線環境	Cold	Cold	Hot		Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	
	(1)コミッションニング運転の実施														
	【発電前試験】														
	真空排気														
	ベレーキング														
	LOW/ECH放電														
	トログダル磁場動作確認														
	磁気軸・第一壁位置調整・確認														
	磁気環境計画														
	計測機器動作確認														
	[H排気放電]														
	電流立上げ・放電停止														
ダイバータ	ダイバータ配位形成														
	電流値・磁場の定格運転														
	【Dバース実験】														
	密度・外周加熱増加試験														
ダイバータ	ダイバータ熱負荷軽減の実証と運転シナリオの確立														
	ディスラプション予測・緩和技術事前確認														
	データ安定性試験														
	H-mode/ELM/ダーバータ融合試験														
	MHD・回転・輸送制御性による運転領域の事前確認														
	長バース運転・非誘導電流駆動の基本実験														
	(DD)バース放電以降に必要な計測・遠隔保守機器・安全機器の動作確認														
ダイバータ	真空断熱炉内状態確認														
	[D+Heバース放電]														
炉心・プラント	DD+He放電によるH-mode放電の実証														
	[DDバース放電]														
炉心・プラント	DDバースによるH-mode他各種放電特性の検証とシミュレータの確立														
	ダイバータ														
炉心・プラント	ダイバータ配位形成とダイバータ排気粒子制御の確率														
	炉心・プラント														
	炉心・プラント中性子発生率予測確認試験														
	[DTバース運転]														
炉心・プラント	DTバース放電におけるH-mode他各種放電特性の検証														
	ダイバータ														
ダイバータ	ダイバータ運転シナリオと排気・粒子制御の確立														
	より高い放射線環境下における計測・制御装置の性能確認														
	トリチウム割合の段階的増加による炉心制御性の確認														
	H-mode遷移														
	ELM制御														
	MHD・回転・輸送制御														
炉心・プラント	核融合出力上昇試験(立上げ、定常維持、停止)														
	ダイバータ														
炉心・プラント	α 加熱増加下における非誘導ダイバータ制御														
	トリチウム粒子バース確認と初期装置トリチウムによるDT運転可能期間の評価														
炉心・プラント	α 粒子関係の閉じ込め/不安定性制御手法の確認														
	長バース化の実証(～1時間オーダー)と運転可能領域の確認														
	各出力による炉心・1/2次系・発電系の動特性試験														
	各種安全機器動作確認(測定機器最終校正、各種インターロック確認、加圧機、減圧・隔離弁、キラーベント装置、タービンバypass等)														
	タービン・発電機運転、発電開始														
	所内単独運転、電源喪失試験、炉心トリップ試験、負荷遮断試験														
炉心・プラント	長バースDT運転による定格発電実証試験(数時間オーダー)														
	[DT定常運転]														
	非誘導電流駆動割合の段階的増加(Hybrid化)														
	非誘導電流割合毎の炉心性・制御性・運転領域の確認														
炉心・プラント	完全非誘導電流駆動運転(立上げ、定常維持、停止)の達成														
	粒子バース制御の確認														
	He排気制御の確認														
	不純物割合制御の確認														
	各種分布制御の確認														
	完全非誘導電流駆動下における発電出力上昇														
炉心・プラント	DT定常運転による定格出力運転実証														
	α長期安定格発電の実証														
	【定常運転の長期化】														
炉心・プラント	完全非誘導電流駆動運転の段階的長期化(月オーダー⇒年オーダー)														
	【長期運転の監視・制御技術】														
炉心・プラント	出力・粒子バース制御/He排気/不純物割合等の監視・制御の実証														
	α性能向上運転の実施														
	【性能向上運転の開発】														
炉心・プラント	高性能ダイバータに向けた高放射線損失・高ベータ化環境的な不純物割合増加と運転領域・出力制御手法の確認														
	α実用化に向けた運転実証														
	【実用炉模擬手法の検討】														
炉心・プラント	原型炉での模擬手法(高性能化・部分負荷運転等)の設定														
	【実用炉模擬運転の実証】														
炉心・プラント	実用炉模擬運転の実証と運転期間の段階的長期化														

3.3.2 ダイバータ

3.3.2.1 検討の前提条件

- 実証項目の抽出は「プラズマ運転」と「ダイバータ運転」にわけて検討する。
- 「プラズマ」運転では運転準備段階（第0サイクル）及び試運転段階（第1サイクル）で実施することを想定。
- 運転開始時のダイバータ構造は、現時点で特別チームにて検討しているタングステン（W）モノブロック型を想定（「初期ダイバータ」と呼ぶことにする）。具体的には、内側及び外側ターゲットにWモノブロック＋銅合金冷却管、ドーム及び内側・外側バッフル部にWモノブロック＋F82H冷却管の構造とする。
- ダイバータへの熱負荷軽減運転が確立されていると期待される原型炉運転期間後期には、次世代の商用炉に向けた、より長い機器寿命を有するダイバータを設置することを想定した（「後期ダイバータ」と呼ぶことにする）。現時点では、原型炉運転開始時のダイバータ構造に対して、ターゲット部の構造もWモノブロック＋F82H冷却管構造として、対中性子照射性を強化したダイバータ構造を想定。
- 実証項目の抽出に加えて、運転サイクル期間の長さを決める一つの要素であるダイバータ機器寿命を現状の知見の範囲で概算する。

3.3.2.2 実証項目の抽出と優先度及び課題

「A. プラズマ運転」と「B. ダイバータ機器」について、それぞれ運転計画を検討した。「A. プラズマ運転」の実証項目として以下を挙げた。

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

また、「B. ダイバータ機器」の大実証項目として以下を挙げた。

- B-①健全性確認・評価技術
- B-②後期ダイバータ開発

いずれも、技術的重要度としては「基盤技術」に当たり、利用優先度としては「原型炉でなければ実証できない技術」とした（優先度 A1:表 3.3.2.1 および表 3.3.2.2 参照）。

「A. プラズマ運転」に関する技術開発は、実施時期及び運転計画に反映すべき実施項目とし、主に、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、運転シナリオを基に運転準備段階（第 0 サイクル）及び試運転段階（第 1 サイクル）において実施する内容とした。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、実用炉に向けて、ダイバータ熱負荷を最大 $10\text{MW}/\text{m}^2$ から $5\text{MW}/\text{m}^2$ 程度もしくはそれ以下に低減する運転シナリオ開発を実施することとした。

「B. ダイバータ機器」については、原型炉において確立されるべき課題（B-①②）についてまとめると共に、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を抽出した。

原型炉運転初期には「初期ダイバータ」を設置し、第 2 サイクル以降に上述のダイバータ熱負荷軽減運転シナリオが確立された後は「後期ダイバータ」を設置することとした。初期ダイバータは、内・外ターゲット部に銅合金配管と銅緩衝材を使用しているため高い除熱性能を有するが、銅の中性子照射損傷のため年単位の交換が必要と考えられる。後期ダイバータは、実用炉に向けたダイバータであり、今後の構造設計、材料開発の進展を考慮し選択する必要がある。ここでは、冷却管を全て低放射化フェライト鋼とすることで、熱除去性能は低下するものの耐中性子性能の高い構造とし、ブランケットと同程度の交換頻度を想定した。

ダイバータ機器の開発、制御・検査・保守方法、及び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とが前提であり、原型炉運転期間及び遠隔保守（運転休止）期間の運転計画においては、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検討した。初期ダイバータの分析は、次期運転サイクルでの運転パラメータの設定、後述する寿命評価、および後期ダイバータ設計を改良・修正する上で重要であり、これらに必要な項目を含んでいる。

原型炉運転サイクルの期間を決める一つの重要な要素であるダイバータ機器寿命については、現在までに得られている知見をもとに定量的な評価を試みた。「機器寿命」の管理のためには、機器寿命に影響を与える損傷について、何故、何時発生するのか（損傷発生機構、損傷発生寿命）、許容できる損傷と許容できな

い損傷（損傷許容設計・運用）、損傷は制御下にあるのか（損傷進展経路・損傷成長速度）について、中性子照射による影響を含めて理解することが必要である。特に中性子照射影響については、実験開始から結果が得られるまでに時間がかかること、また高速中性子の影響が大きいことから、停止している常陽炉の早期運転再開と、材料照射実験が必要である。ここでは、プラズマ照射による材料損耗と、銅合金への中性子照射影響について、現在入手できる文献等から得られる値からおおよその寿命を示した。原型炉運転において、ダイバータの寿命には、中性子線照射（積分）量や大きな温度変化の頻度の情報が関わるため、プラズマ運転時間だけではなく、寿命を評価するために必要なプラズマ運転情報が望まれる。更にダイバータ運転および交換の遠隔保守、検査方法、保守方法ダストの監視・除去はプラント保守技術、ダスト安全基準は安全技術グループでの検討課題として抽出した。

以下に各実施項目を示す。

A. プラズマ運転

（１）A-① ダイバータ配位の形成・制御

基本的な着火調整、立ち上げ・立ち下げシナリオおよび定常運転でのプラズマ平衡維持は、ITER での制御経験を生かし実証する（主に炉心制御が担当）。

実施時期は、調整運転初期となる。

原型炉ダイバータ運転としての実証・確立内容は次のとおり。

- 1) ループ・磁気コイル使用した平衡配位のフィードバック制御の実証
- 2) 低プラズマ電流（3-5MA 程度）からダイバータ配位（ストライク点位置を含む）へ移行し、定格値（13-15MA）までの制御ロジックの実証
- 3) ベータ及び内部インダクタンス I_i 等が異なるプラズマの平衡配位について、設定位置とダイバータおよび周辺計測の測定値のずれ評価と許容範囲内に収まるよう平衡フィードバックの改善・実証。
- 4) 原型炉として開発が必要な点は、ITER より高い規格化ベータ値・非誘導電流駆動割合を維持する定常プラズマシナリオで、ストライク点位置フィードバック制御の実証。
- 5) ITER 経験からストライク点スweep（定常・非定常熱負荷低減）やキック（ELM 制御）等の技術が必要な場合は、原型炉として確立・実証を行う。

(2) 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

以下のダイバータ運転シナリオ、ELM 熱負荷低減シナリオについて ITER および高パワー実験装置において確立し、加熱パワーの大きな原型炉で実証する。

- (i) 不純物ガス入射のフィードバック制御により、放射損失ピークをダイバータ内で制御すると共に、非接触ダイバータを形成し熱負荷を許容範囲内に低減することを実証。
- (ii) 加熱の増減や H-L 遷移前後の排出パワー(P_{sep})の変化に対応して、不純物ガス入射のフィードバック制御により許容範囲内の遅延時間で制御することを実証。
- (iii) 高グリーンワールド密度比(>1)および高放射損失率(0.7-0.8)のプラズマ性能と非接触プラズマ生成が両立したプラズマ運転シナリオの実証。
- (iv) ELM 低減手法(プラズマ制御、ペレット・ペースメイクなど)の確立と実証。

実施時期は、(i), (ii)はコミッショニング期間において追加熱・ α 加熱の段階ごとにプラズマパラメータが変化するため、その都度確立が必要。(iii), (iv)はHモード実験時と α 加熱の段階ごとに行い確立する。

原型炉ダイバータ運転として実証・確立内容は、次のとおり。

- 1) 不純物種およびパフ位置の選択とフィードバック応答、ガスパフ(DのみDT混合)による周辺密度制御等について、追加熱・ α 加熱の段階ごとに非接触ダイバータ制御を確立し、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および初期放射化(DD)時期には、非接触プラズマのダイバータ内での制御とシミュレータを改善する。
- 3) 原型炉レベルの運転では、アルファ加熱の増加に伴い、最小限の計測器(赤外カメラとボロメータ/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向上させる。
- 4) (第1-2サイクル)定常放電では、対向材と表面温度を監視し、ストライク点移動やスweep、放射損失の増加等を制御し、対向材の損耗・溶融を低減する。評価手法はITERおよび高パワー実験装置において確立(マーカータイルを通常当たらない位置に設置など)。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 1-2 サイクル) 後期ダイバータ設計 (熱負荷を $5\text{MW}/\text{m}^2$ レベルに低減する場合)・運転シナリオ確立のため、主プラズマでの放射損失増加 ($P_{\text{rad}}^{\text{main}}/P_{\text{heat}} \sim 0.35 \rightarrow 0.5-0.55$) とダイバータ熱負荷低減を確立する。

(3) A-③ ダイバータ排気・粒子制御の確立

非接触プラズマにおけるヘリウム排気性能、定常放電における T リテンション低減/T 蓄積の除去・回収について、ITER および高パワー金属壁(W 壁が望ましい)実験装置においてある程度確立するが、原型炉でも実環境下での確立・実証を行う。

(i) 非接触プラズマでのヘリウム排気：

大型トカマクでのヘリウム入射実験や ITER シミュレーションではヘリウム密度比 $n_{\text{He}}/n_e < 5\%$ は可能とされている。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。

(ii) トリチウム蓄積の評価、および要因の特定と改善：

放電時間が短い大型トカマクや比較的低温壁の ITER での DT リテンション評価および回収手法 (およびモデル) をもとに、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 DT 蓄積量の評価、要因の特定と改善、回収手法 (やモデル・シミュレータ) を確立し実証する。

(iii) 希ガス以外の化学的活性ガスを不純物入射に使用する場合は、大型トカマクおよび ITER での経験が必要。原型炉での蓄積及び排気系での処理プロセスについて回収量・時間の評価および改善を行い、原型炉でも確立・実証する。

(iv) ITER での経験を生かした周辺およびダイバータからのタングステン不純物の蓄積制御手法の確立が必要 (アルファおよび ECH による中心加熱と密度制御、ダイバータ遮蔽効果の評価)。

実施時期は、(i) (ii) (iii) に備えるため調整運転前にガス入射により排気及び処理プロセス機器試験のため模擬性能試験を行う。(i) は L モードや H モードで非接触プラズマ確立後、ヘリウム排気模擬排気試験を行う。 α 加熱 (He 生成量) の段階ごとに行い確立する。(ii), (iii) は α 加熱 (He 生成量) の段階ごとに行い確立する。また、定常放電時間のステップごとにも評価と回収等を行う。(iv) W ペレット・ダスト等の模擬などによる不純物導入および制御試験を第 1 サイクルで実証する。

原型炉ダイバータ運転としての実証・確立内容は次のとおり。

- 1) (i)はHe 排気効率の改善(非接触プラズマでのストライク点やヌル点位置、ダイバータガス圧上昇、粒子排気量の増加、密度分布制御など)を ITER および高パワー金属壁(W 壁)実験装置において確立し、原型炉で実証する。
- 2) (ii)は T トレース模擬試験を含め初期から排気およびプロセスの確認が必要。非放射化運転では、周辺プラズマと PWI データ収集を行うと共に、モデリング(シミュレータ)を改善する。
- 3) (iii)は放射化運転の延長とともにトリチウム蓄積評価、回収手法と期間を評価し、シミュレータを確立・実証する。定常放電延長ステップごとに、シミュレータ情報(再堆積層・蓄積粒子によるダイナミックスなど)を整備し、粒子制御モデルの改善、シミュレータへの反映を行う。
- 4) (iv)は ELM を制御した加熱プラズマにおいて高 Z 不純物蓄積の能動制御を実証(中心加熱と密度制御、ダイバータ遮蔽)する。
- 5) 運転サイクル最後では、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、遠隔保守の開始を短縮、実効 TBR 増加等に反映する。
- 6) 排気機器として、大型ターボ排気ポンプ開発($H_2: 5.0 \text{ m}^3/\text{s}$ 以上)が必要。

(4) A-④ シミュレータによる運転開発

- (i) 主に非接触プラズマ制御のためのプラズマシミュレータと水素同位体燃料プロセス(水素蓄積、透過、生成、回収プロセス)制御のための燃料シミュレータを整備する。ITER および高パワー金属壁(W 壁が望ましい)実験装置において確立・実証し、原型炉専用に確立・実証を行う。
- (ii) シミュレータの確立には、多くの物理過程やモデルを含むダイバータシミュレーションコードの改善と実験データとの比較による精度向上が必要となる。

実施時期は、(i) (ii)共に非放射化運転で多くの計測情報を基に確立・実証した後、放射化運転、定常運転で新情報を加え確立・実証を進める。

原型炉ダイバータ運転としての実証・確立内容は、次のとおり。

1) H パルス運転、He+H パルス運転(非放射化運転)：

ITER および金属壁トカマク研究で整備を行ったダイバータシミュレーションを使用して、原型炉に設置した計測装置を用いて予想結果の比較と原型

炉プラズマにおける不確定パラメータの設定を行う。

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いた実時間プラズマシミュレータ(主に放射損失、非接触プラズマ制御)および PWI 過程や水素同位体蓄積、燃料プロセスに関する燃料シミュレータの改善、確立、実証を行う。

2) 放射化 D パルス運転：

使用できる計測器を用いて最低限の周辺プラズマ物理データの収集し、原型炉でのダイバータシミュレーションの再現性および外挿性を向上する。実時間プラズマ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。また、燃料シミュレータの確立、実証を行う。

3) 放射化 DT 運転：

パルス運転では、追加熱・ α 加熱の段階ごとに α 加熱のプラズマシミュレータによる燃焼プラズマ再現、燃料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。定常放電延長ステップごとに、シミュレータ情報(再堆積層・蓄積粒子によるダイナミックスなど)を整備し、実時間プラズマシミュレータおよび燃料シミュレータの確立、実証を行う。

(5) 主要な実証項目

1) ディスラプション緩和の実証：

ITER および高パワー実験装置において確立し、原型炉では実証を行う緩和ディスラプションを模擬し、第一壁及びダイバータ機器の健全性の検討を行う。壁コンディショニングの確立。原型炉では定格値における実証。プラズマ電流定格到達後の早い時期に行う。

2) 核融合出力制御の実証：

ペレットでの混合比およびダイバータへのガスパフ量 DT 比の制御手法を ITER で実証する必要がある。

3) 中性子発生量の評価(中性子線、ガンマ線)とプラズマ設計、対向・遮蔽機器の妥当性評価を、密封放射性元素持ち込みによる模擬や DD 放射化フェーズで行う必要がある

B. ダイバータ機器

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

のとおりである。

■ITERでの確立が期待される技術

- ・ 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・熔融の評価
- ・ ITERの中性子環境におけるタングステン及び銅合金の損傷データベース
- ・ 炉内機器検査技術、ダスト検査・除去技術

■原型炉以前に確立されるべき開発課題（実証時期、方法は今後の課題とする）

- ・ 材料及び構造体の損傷発生機構、損傷進展の理解
- ・ 実機材料の中性子照射後の機械特性・熱特性の評価（PHENIX計画で実施予定）
- ・ 高損傷領域の早期データ取得のための、微小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小試験片の機械特性・熱特性評価
- ・ 加速器型中性子源を利用した照射データの取得
- ・ 常陽炉における照射データの取得
- ・ 原型炉及び商業炉に向けた対向材（タングステン）および冷却管材料の開発と接合技術（オプション等も含め）

上記を踏まえ、原型炉にける実証項目は、次のとおりとなる。

（１）B-① 健全性確認・評価技術

- 1) 健全性確認・評価を行うために必要な遠隔保守技術、検査方法、保守方法、ダストの監視・除去は、プラント保守技術、安全技術での検討項目となる。運転期間内の炉内での健全性確認・評価は、遠隔保守・検査技術を用いて炉内でのダイバータの損傷、損耗、変形の検査方法の実証とデータを取得する。
- 2) 運転期間終了後にダイバータ構造体をカセットと共に取り出した後の健全性確認・評価については以下を実施する。
 - － ホットセル内におけるベーキングによる残留ガス分析法の実証とデータ取得
 - － ホットセル内におけるターゲット部概観検査方法の実証とデータ取得
 - － 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
 - － ダイバータ構造体冷却後、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
 - － ダイバータ構造体冷却後、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

- ダイバータ構造体冷却後、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

(2) B-② 後期ダイバータ開発

後期ダイバータは、実用炉で使用する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低放射化フェライト鋼とする構造を想定した。熱除去性能は、銅合金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が確立されていることが必要条件となる。ここでは、放射化運転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、低放射化フェライト鋼冷却管、及びそれらの接合部について、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目指す設計の改善を行う。

運転期間終了後にダイバータカセットを取り出した後に以下を実施する。

- 1) ホットセル内におけるドーム部概観検査方法の実証とデータ取得
- 2) ダイバータ構造体冷却後、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) ダイバータ構造体冷却後、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) ダイバータ構造体冷却後、ドーム部及び内外バッフル部の低放射化フェライト鋼冷却管の健全性確認手法の実証とデータ取得

(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一つの要素である。そのため、先に述べた原型炉での実施項目に加えて、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の概略評価を行った。

ダイバータ機器寿命は、下に挙げるダメージ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機械的損傷
- タングステンアーマの中性子照射損傷
- 初期ダイバータにおいては、銅合金冷却管の中性子照射影響による強度低下、変形など

- 後期ダイバータにおいては、低放射化フェライト鋼冷却管の中性子照射影響による強度低下、変形など

また、プラズマ照射によるタングステンアーマの損耗、中性子照射損傷、銅合金の中性子照射影響は、次のとおりとなる。

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は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 10eV 以上に達し、イオン束も $10^{23}/\text{m}^2/\text{s}$ 程度に達することも考えられる。特に、ダイバータ熱負荷低減のためにアルゴンなど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の損耗が考えられる。アルゴンが 0.2% 含まれたプラズマを仮定すると、1 年間の定常運転でタングステンアーマは、高温でイオン束も高い部分（数ブロック）では 10mm 以上損耗することが考えられる。これはアーマ表面から冷却管までの距離よりも大きい値であり、許容できない。ダイバータ設計と部分非接触プラズマのダイバータシミュレーション自体の改善等を行う必要があるが、現在想定している定常運転では、プラズマ照射によるタングステンアーマの損耗によるダイバータ寿命は 1 年程度としている。

ただし、ストライク点の移動等により損耗を分散化し延長することも考えられ、ダイバータの形状検討により温度・粒子束を低減した結果も報告されている。重要な要因ではあるが絶対的な寿命制限ではない。

また、緩和された ELM による繰り返し高熱・粒子負荷、およびプラズマ遷移時等での短時間の高熱・粒子負荷については、損耗だけではなく、短時間ではあるが高温に達するため溶融や温度変化による大小クラックの発生が懸念される。これらについて近年 ITER での運転のため研究が進んでいるが、原型炉運転における評価が不明確であるため今回は寿命として検討を行わない。

2) プラズマ対向材の機械的損傷

ITER では、ダイバータの構造健全性の評価として、高熱流束負荷試験 ($10 \text{ MW}/\text{m}^2 \times 1000 \text{ サイクル} + 20 \text{ MW}/\text{m}^2 \times 300 \text{ サイクル}$ の熱負荷) を要求し、溶融や冷却水漏えいなどに基づく健全性評価基準を定めている。使用されるタングステンは、ITER が要求する化学組成や密度などの基準を満たす純タングステンである。

ITER のダイバータは、高い熱負荷により、熱負荷面中心から熱伝導経路方向にき裂が発生する場合がある。ただし、この方向のき裂が除熱性能を阻害しないため、このき裂の発生そのものは許容することで開発が進められている。

文献から得られた純タングステン製ダイバータの熱負荷試験結果によると、上記の $20 \text{ MW/m}^2 \times 10\text{s} \times 300$ サイクルを経験した試験においては、無損傷の試験体からき裂のみならず熔融まで見られた試験体まで、多岐にわたる損傷状態が報告されている。損傷の形態が異なるのは、同じ純タングステンでも、材料とその製造過程に本質的な違いがあることが原因の一つとして考えられる。ITER では、使用する純タングステンに対して、き裂の発生に強く影響する強度・延性や熱特性、再結晶挙動などに関する定量的な要求事項はない。しかし、これらの特性は、一般に製造方法などに起因する結晶粒組織などに依存するため、同じ純タングステンでも、それらの特性が大きく異なる可能性がある。よって、各種損傷の発生機構の理解を求める場合、使用する材料の十分なキャラクタリゼーションが必要である。また、ITER の要求する熱負荷試験では、要求条件における試験後の性状のみで健全性を判断しているため、種々の損傷が時系列的にどの時点で発生したのか、損傷は発生後に成長したのかなどの情報が得られていない。これにより、熱負荷試験による各種損傷の発生機構の把握が困難になっている。

このような ITER および関連する研究開発の現状に対し、原型炉以降の炉で使用するダイバータには、ITER 以上の長期の構造健全性が求められると想定されるため、設計時における構造強度や寿命の定量予測や、供用中の状態監視や検査の基準を適切に設定することが運転計画を策定する上で必要である。これは、構造健全性のみならず、経済性にも影響するため、不可避である。

構造強度や寿命の定量予測や、状態監視および検査を適切に実施するとともに、損傷の生じにくい材料や構造を実現するためには、モックアップ等による熱負荷試験などを通して、主に以下に示す項目の明確化が必要となる。

- I. 損傷はなぜ生成したか（損傷発生機構）
- II. 損傷はいつ発生したか（損傷発生寿命）
- III. 損傷は許容できるか（損傷許容設計・運用）
- IV. 損傷は制御下にあるか（損傷進展経路や損傷成長速度）

これらは、以下に示す設計・運用の観点、構造の観点、材料の観点からの総合的な取り組みが必要である。

- ① 設計・運用（運転、状態監視、点検、補修、交換）
 - 1) 許容できる損傷と許容できない損傷の分別
 - 2) 許容できる損傷の管理・制御の手法の構築と実機適用性と精度の実証
- ② 構造
 - 1) 構造体における損傷発生機構の理解
 - 2) 構造体における損傷発生寿命の理解
 - 3) 構造体における損傷進展経路と損傷成長速度の理解
- ③ 材料（タングステンのほか、配管材とそれらの接合部なども含む）
 - 1) 材料における損傷発生機構の理解
 - 2) 材料における損傷発生寿命の理解
 - 3) 材料における損傷進展経路と損傷成長速度の理解
 - 4) 必要な材料物性値とその時間変化に関するデータの整備
 - 5) 必要な材料物性値とその時間変化に関する予測手法の構築

なお、上記②に対しては、熱/構造/核/中性子照射などを考慮した連成解析などにより個別事象の複合効果の結果起こる事象を経時的に予測可能な実験・解析設備と、それらを実現する技術者の整備が必要である。また、上記③に対しては、構造体試験や構造解析を支持する材料の基本的な特性（熱伝導率、衝撃特性、破壊靱性、疲労特性、クリープ特性など）を評価可能な実験設備と、それらを実現する技術者の整備が必要である。

核融合炉ダイバータに対する以上のような取り組みは、現状十分な体制で進められているとは言えない。一方で、長期健全性が求められる原子力機器や火力機器などでは実施されており、核融合炉ダイバータにおいても、設計思想や管理思想をまとめ、運転計画を整備するべく体制を整え、これらを実行に移す必要がある。

3) プラズマ対向材の中性子照射損傷

純タングステン (W) 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 °C 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、W の使用温度は約 200~300 °C (冷却材温度) から 1300 °C (W 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。

プラズマ対向材としての W の中性子照射環境における寿命に影響する材料特性として、機械特性 (強度、伸び、破壊靱性) と熱特性が挙げられる。

Steichen、Rau、Gorynin らにより、中性子照射による W の降伏応力及び全伸びの変化が調査されている) [4-6]。図 3.3.2.1 に示すとおり、最大約 2 dpa までの中性子照射によって、降伏応力の増加と全伸びの低下 (照射脆化) が起こると報告されている。しかし、降伏応力や全伸びの変化は、使用する W の種類 (製造方法や熱処理条件) や、中性子エネルギースペクトルに強く依存している。

W の中性子照射による脆化としては、はじき出し損傷による脆化に加え、熱中性子による Re や Os 等の核変換元素の生成と照射誘起析出による脆化がある。熱中性子束が高いほど核変換元素生成量が増加するため、熱中性子束の高い照射場では、高速炉等の熱中性子束の低い照射場に比べ、より顕著な脆化が起こると考えられる。図 3.3.3.2 は、熱中性子束の異なる照射場で中性子照射した純 W の照射硬化挙動を比較したものである。熱中性子束の高い照射場

(HFIR) に比べ、熱中性子束の低い照射場 (Joyo) では約 1dpa 以上の領域で照射硬化量が小さくなっている。熱特性に関しては、Fujitsuka らにより W の熱拡散率が中性子照射により低下することが明らかにされている [7]。中性子照射による W の熱拡散率変化に対しても、先述した機械特性と同様、熱中性子束の違いによりその変化量に差が生じると予想される。照射脆化によって W は脆くなり、また熱伝導率低下は運転中の材料温度上昇を招くことから、両者ともに W の寿命を低下させる要因になり得ると考えられる。

W の中性子照射効果に関する既往研究で得られた知見を基にすると、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、既往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 W の一

定の精度を有する寿命予測は現状困難であると考えられる。原型炉における W の寿命予測評価のためには、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 W 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 W 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。

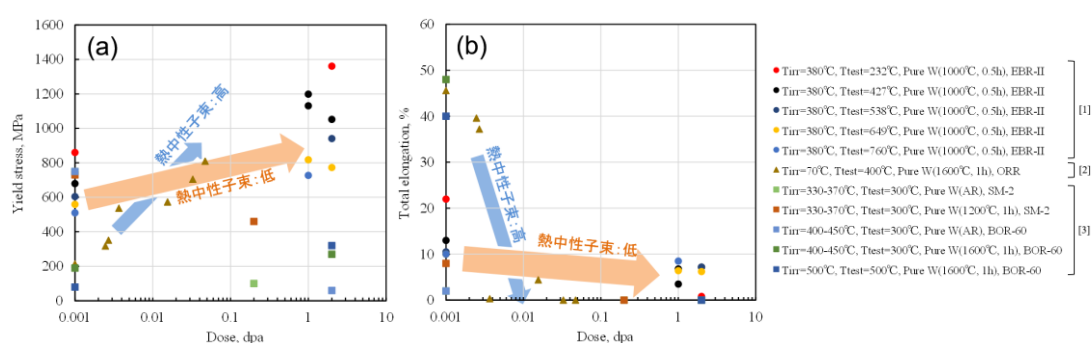


図 3.3.2.1 W の中性子照射による機械特性変化 (a) 降伏強度 (b) 全伸び

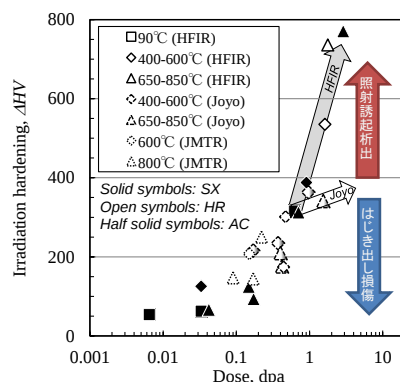


図 3.3.2.2 W の照射硬化挙動[8]

4) 銅合金の照射損傷について

これまでに発表されている文献から、銅合金 (CuCrZr) の中性子照射影響について評価した。中性子照射による銅合金の損傷は、照射量に対して低い線量から、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。これらの損傷の現れ方は、温度によっても変わる

ので注意が必要である。照射誘起硬化/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。温度が 280℃よりも高い場合は逆に軟化が起きる。硬化/軟化の場合、熱伝導率は変わらないので、ダイバータ構造の機械的強度を銅合金冷却管に委ねなければ、寿命には影響しないとも考えられる。その場合、核変換ヘリウムによる 6dpa 程度が寿命になってくると考えられる。

3.3.2.3 抽出項目の優先度、実施時期（まとめ）

優先度分類

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出来ない点を考慮し表 3.3.2.1 に示す分類とした。

表 3.3.2.1 ダイバータ優先度分類 A. プラズマ

		利用優先度			
		1: 原型炉でなければ実証できない技術	2: 原型炉で開発するのが合理的な技術	3: 原型炉以前に開発が必要な技術	3: ITERでの確立が期待される技術
技術的 重要度	A 基盤技術	- ダイバータ配位の形成・制御 - ダイバータ熱負荷軽減の実証と運転シナリオ - ダイバータ排気・粒子制御 - シミュレータによる運転開発			プラズマ電流15MAまでの、 - ダイバータ配位制御 - 計測・制御装置および制御ロジックの確立 - 照射環境下でのダイバータ計測 - 高密度・高閉じ込めプラズマ運転の開発 - H-mode遷移制御、ELM緩和・抑制制御の確立(RMP,ペレット) - 大型ダイバータにおける非接触ダイバータ制御（ダイバータレグでの制御） - 高閉じ込め・高放射損失プラズマシナリオの確立（許容範囲内での粒子希釈を含め） - 高Z不純物蓄積の抑制・制御を確立 - 非接触ダイバータ運転でヘリウム排気確立 - 壁蓄積トリチウムの置換・回収実証（Be壁100℃） - 壁クリーニング手法の確立（Be壁100℃） - H・He運転による壁蓄積トリチウムの置換・回収の実証(運転機関停止時) - シミュレータによる燃焼プラズマ運転実証
	B 補強を要する重要技術				
	C 核融合炉以外の既存技術				

表 3.3.2.2 ダイバータ優先度分類 B. ダイバータ機器

		利用優先度			
		1: 原型炉でなければ実証できない技術	2: 原型炉で開発するのが合理的な技術	3: 原型炉以前に開発が必要な技術	3: ITERでの確立が期待される技術
技術的 重要度	A 基盤技術	- 健全性確認・評価技術 - 後期ダイバータ開発		- 材料および構造体の損傷発生機構、進展の理解 - 実機材の中性子照射後の機械・熱特性評価 (→PHENIX計画で実施 予定) - 高損傷量域の早期データ取得のための微小試験片評価技術の確立 - 予測精度向上のための、既存の中性子済み微小試験片の機械・熱特性評価 - 加速器型中性子源を利用した照射データ取得	ITERダイバータ機器開発 【健全性確認・評価】 - 対向材表面の熱伝導特性等の評価 - Wダイバータ損耗、溶融の評価 - ITERで得られる中性子照射環境での対向材脆化データベース(寿命評価) - 炉内機器検査技術 - ダスト検査・除去技術
	B 補強を要する重要技術			- 強い放射線環境下における遠隔での炉内機器検査技術 - ダストの検査・除去技術	【後期ダイバータ開発】 - ITERで得られる中性子照射環境でのF82H配管ヒートシンクおよび低放射化フェライト鋼カセット設計の実証 ⇒Cu合金とF82H配管使用のダイバータ試験
	C 核融合炉以外の既存技術				

実証時期の策定

準備段階、試運転段階は主にプラズマ運転に着目し検討した。3.3.1節の炉心制御の項目とも密接に関わる。準備段階、試運転段階の実証時期について表3.3.2.3に記す。

試運転段階以降は機器の健全性の実証と後期ダイバータの実装に着目して検討した。ダイバータの健全性についての実証項目、時期と後期ダイバータの実装のための時期を表3.3.2.4に記す。

商用炉のためのダイバータはフェライト配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。いずれかの運転段階において炉内での放射線損失高めダイバータの低熱負荷の実証を確認して実装する。

表 3.3.2.3 ダイバータ運転計画（プラズマ運転）

[illegible]

表 3.3.2.4 ダイバータ運転計画（ダイバータ健全性、後期ダイバータ）

[illegible]

3.3.3 ブランケット

3.3.3.1 検討の前提条件

技術課題としてブランケット関係を検討するに当たり、前提条件、定義を以下とした。

- 対象は主にブランケット筐体に関するものとする。
- ITER-TBM 試験で実施できるもの、或いは実施すべきものを念頭において、原型炉で実施すべき項目・内容を抽出する。
- 運転期間の最適化の観点から実施項目は必要最小限とする。
- 「実証」および「妥当性確認」については原型炉環境での最終確認と定義する。
- 実証項目に関する要素開発は原型炉運転開始前に完了しており、試験済みと仮定する。
- ブランケットの使用期間については、本格運転サイクルにおける健全性の実証完了までは多少の裕度をもたせた期間とし、実証完了後に最適化を目指す。

3.3.3.2 実証項目の抽出と優先度及び課題

ブランケットに関して実証すべき項目を先ず大項目として抽出し、これを小項目に詳細化・具体化して検討を実施した。大項目として以下5点を挙げた。

- ① トリチウムの生産・回収技術（ブランケット内）
- ② 健全性確認・評価技術
- ③ 発電関連技術
- ④ 関係する計測技術
- ⑤ 実用炉向け改良技術

ここで、ブランケットの主な機能としては以下3点が挙げられる。

- ・熱の取り出し（発電）
- ・燃料であるトリチウムの生産・回収
- ・遮蔽

これら3つの機能のうち、トリチウムの生産・回収技術に関してはブランケット

トでのトリチウム生産・回収のみに着目し、トリチウムサイクルに関しては3.3.4項のトリチウムサイクル・取扱技術で検討する。また、遮蔽についてはブランケット後方での計測は実施せず、建屋区画における線量を計測し、それが設計どおりであればブランケットとしての遮蔽機能も実証できると見做し本項目からは除外した。

ここでは、①ブランケットとしてトリチウムの生産・回収ができること、②運転期間中にブランケットがその機能を維持できること、③熱の取り出しの観点から発電に関する技術、④これらの実証に関連する計測技術、⑤実用炉に向けた技術の実証を主要項目とした。⑤の実用炉に向けた技術項目は、原型炉と実用炉のギャップを埋めるために原型炉運転の後期サイクルで必要となるものである。以下に各項目に対する具体的実証項目、課題及び重要度を示す。

(1) 大項目① トリチウムの生産・回収技術

1) 中項目①-1 消費量以上のトリチウムの生産実証(優先度 A1 : 表 3.3.3.1 参照)

原型炉におけるトリチウムの自己増殖の実証として、最終的に回収できるトリチウム量が消費量以上となることを実証する。具体的には、本格運転段階において燃料貯蔵系のトリチウム量が増加することを確認することで本項目の実証と見做す。また、動的なトリチウムのリアルタイム計量も実施する。ただし、高い精度でトリチウム回収量を直接リアルタイム計測することは難しいため、回収ガスの温度、圧力、流量、濃度の計測データとトリチウムシミュレータとを併用することで計量を実施する。これに関する各計測器の精度向上は原型炉建設前までに技術、方法として確立される必要があるが、これら項目については本格運転段階における最初のサイクルにおいて実証する。以降のサイクルでは確立された技術として継続的に計測を行う。

なお、試運転段階においては必要なトリチウムが確保されていると仮定するため、トリチウム増殖比が1未満でも可とするが、ブランケット内部の増殖・増倍材が核発熱により膨張する際にパージガス流路が閉塞しないことを D-T 運転開始時に確認する。

以上の項目については核融合の基盤技術であり、かつ原型炉でなければ実証できない技術であるため、優先度は A1 とした。これらの想定される実証時期を図 3.3.3.1 に示す。

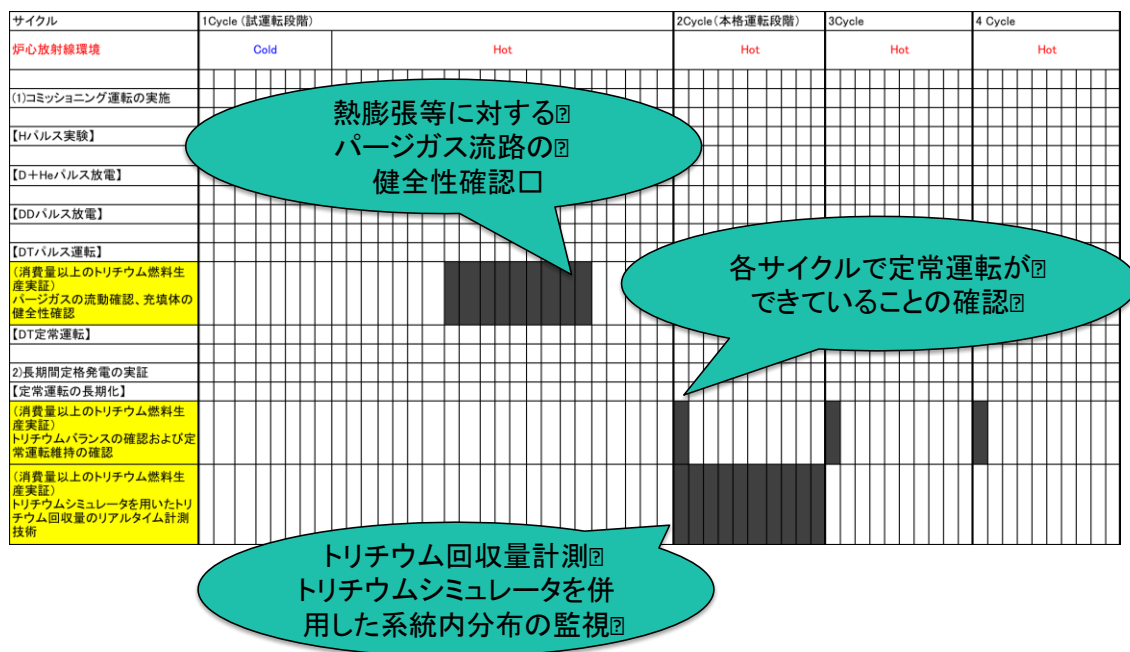


図 3.3.3.1 実証時期（消費量以上のトリチウムの生産実証）

2) 中項目①-2 ブランケットのトリチウム増殖設計の妥当性確認(優先度 A3、A2:表 3.3.3.1 参照)

原型炉環境におけるトリチウム増殖比など、トリチウム増殖設計の妥当性を確認する。原型炉では増殖材、増倍材が中性子による重照射を受けるため、トリチウム移行の過渡特性が変化すると予測される。ただし、照射量が有意に増える本格運転段階では、プラズマが安定して定常状態になると予想されるために過渡応答の寄与が減り、重照射影響の問題は小さくなると予想される。これらは、ITER-TBM 試験において実証が事前に完了していると見做し、核融合の基盤技術ではあるが、原型炉以外で開発可能であるため、優先度は A3 とした。ただし、長期運転時の増殖・増倍材の燃焼（消費）等によるトリチウム増殖量の変化の確認については原型炉で実証することが必要と考えられるため、長期運転の観点では優先度を A2 とする。これに関しては本格運転時にトリチウム増殖量を監視するとともに、燃焼度については取り出した増殖・増倍材が観察できるようになった段階で確認する。これらの実証時期をまとめたものを図 3.3.3.2 に示す。

なお、ITER-TBM 試験では TBM で発生するトリチウムの応答が予測どおりとなることを確認し、増殖設計の妥当性検証を実施する。予測と異なる場合はその原

因を特定して計算に反映し、再度妥当性検証をする。

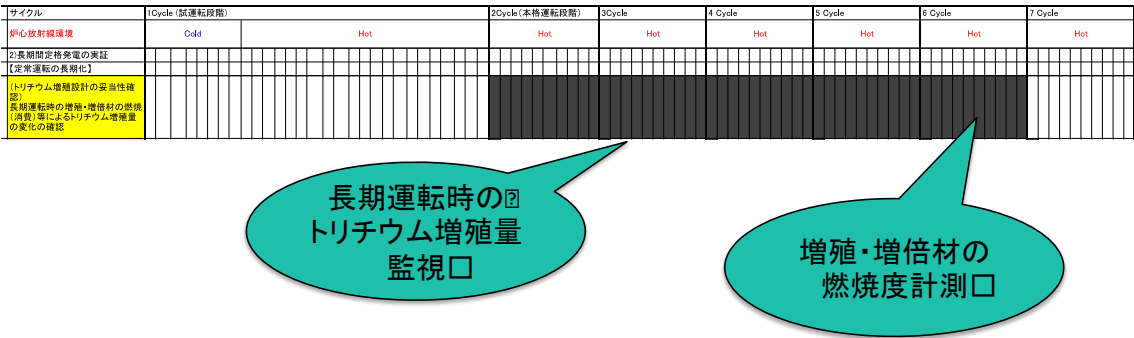


図 3.3.3.2 実証時期（トリチウム増殖設計の妥当性確認）

3）中項目①-3 増殖・増倍材の原型炉環境での特性評価の妥当性確認（優先度 A2：表 3.3.3.1 参照）

原型炉環境におけるトリチウム吸着特性など、増殖・増倍材の特性評価の妥当性を確認する。これらは、ITER 条件で ITER-TBM 試験で実証が完了しているものとする。また重照射環境での特性についても照射装置において材料自体の特性は一定の評価が完了しているものとする。これらは実証済みとできるが、原型炉環境自体は原型炉でないと実現できないため、最終的には原型炉での実証が必要となる。長期運転における材料特性（物性値やペブルの形状維持有無）の確認や増殖材中のトリチウム保持特性等を確認する必要があるため、試運転段階が終了後に材料の使用後試験を実施し原型炉環境での特性を評価する。また、本格運転段階における各サイクル終了後にも同様の試験をして長期運転時の特性を評価する必要がある。本項目については核融合の基盤技術であり、原型炉で実証するのが合理的と考えるため、優先度は A2 とした。実施時期を図 3.3.3.3 に示す。

なお、本項目の位置づけは原型炉運転開始時には不確定要素を考慮した設計としているものに対して、運転後に取り出したものを確認、検査することで、その不確定要素をなくし適正化するものとする。原型炉では実用炉に向けた最終確認という位置づけであるため、十分なデータに基づいた事前の特性評価が必要となる。

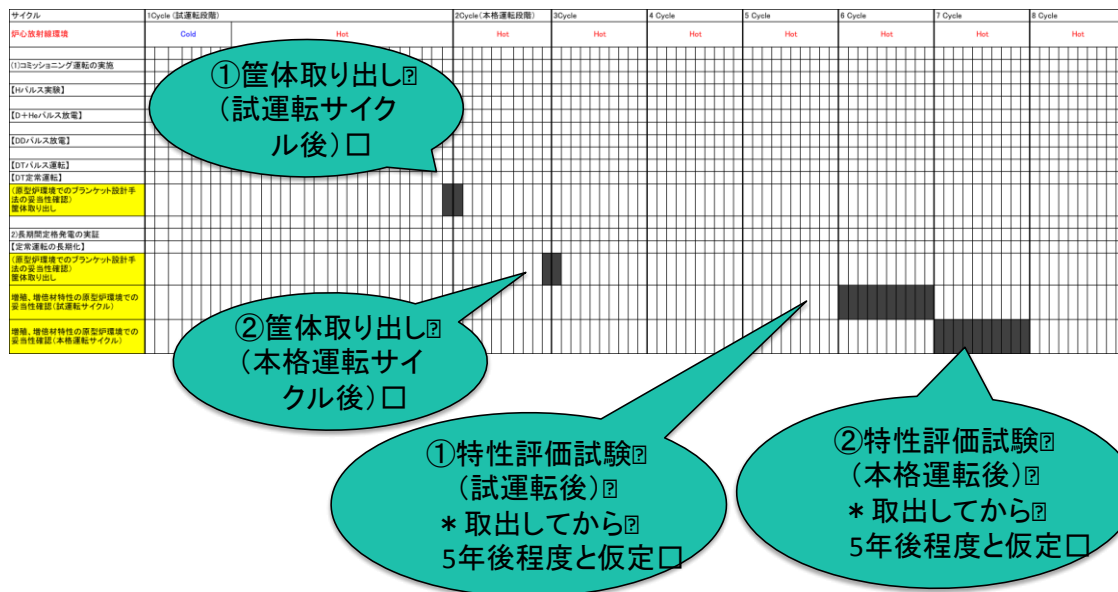


図 3.3.3.3 実証時期（増殖・増倍材特性の妥当性確認）

(2) 大項目② 健全性確認・評価技術

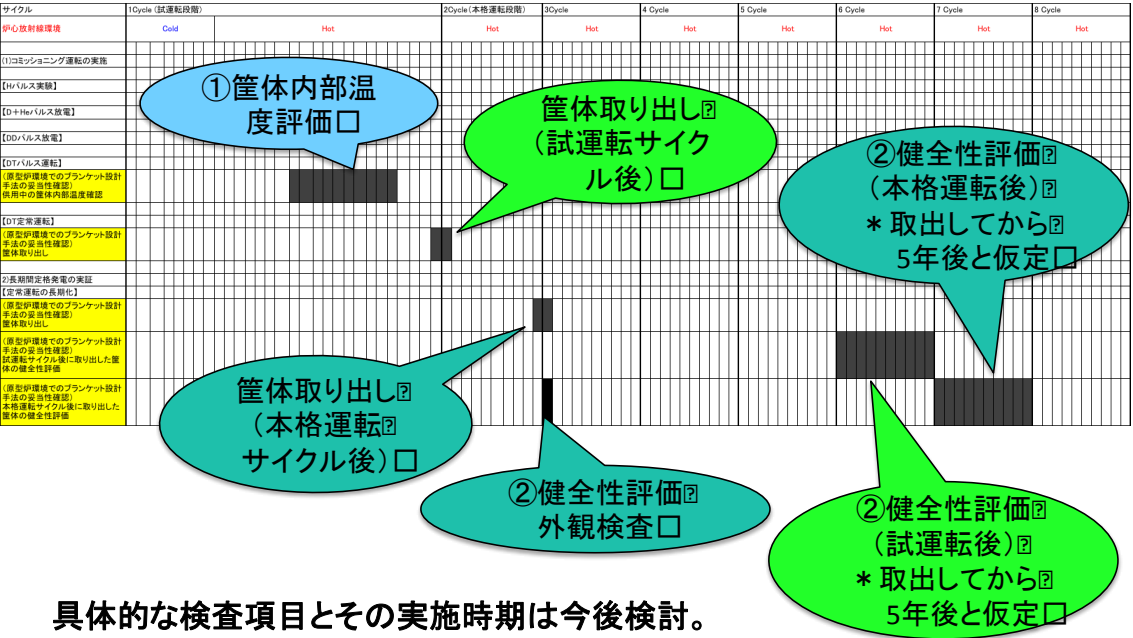
1) 中項目②-1 原型炉環境でのブランケット設計手法の妥当性確認（優先度 A1:表 3.3.3.1 参照）

原型炉環境でのブランケットが健全性を維持するための設計手法の妥当性を確認する。ただし、設計手法が妥当でない場合、ブランケットの使用ができない可能性があるため、あくまで実環境での最終確認という位置付けとする。構造健全性に関連する設計手法については原型炉ブランケット設計・製作までに見通しを得ているものとする。

運転中にはブランケット筐体内充填体の最大温度を計測し、その温度応答が設計どおりとなっていることを確認する。また、表面熱負荷の局所的な集中についても設計どおりとなっていることを確認する。

また、試運転および本格運転後には取り出したブランケットの健全性確認、検査を実施する。目視による有意な変形・損傷が生じていないか等を確認する外観検査、非破壊検査、配管肉厚測定、タングステンコーティング損耗量測定などが挙げられる。必要な確認、検査項目は今後重要性から評価項目を決めることが有効である。これらの実施時期は、照射後のブランケットを取り扱う検査は取出してから数年後でなければ不可能なため、早期に遠隔による検査を実施し、その数

年後に詳細検査を行う。実施時期を図 3.3.3.4 に示す。なお、本項目については基盤技術であり、かつ原型炉でなければ実証できないため、優先度は A1 とした。



具体的な検査項目とその実施時期は今後検討。

図 3.3.3.4 実証時期（ブランケット設計手法の妥当性確認）

2) 中項目②-2 原型炉環境でのブランケット設計手法の高度化(優先度 A1 : 表 3.3.3.1 参照)

健全性評価の結果から、ブランケット供用期間の最適化などブランケット設計手法の高度化を目指す。初期装荷する原型炉ブランケットは、不確定要素を考慮し比較的小さい制限照射量で使用するものと考えられる。本格運転の最初のサイクル終了時にブランケットを取り出し、その特性を評価する。そこで得られたデータをもとに最適なブランケット供用期間を判断する。また、保守交換したブランケットの経年特性を評価し、実用炉に向けたブランケット設計へのデータを蓄積する。なお、ブランケット筐体そのものを検査するには取出し後数年を要するため、小型筐体を炉内に入れて、それを検査することも候補として考えられる。これら具体的手法は今後の検討課題である。本項目については基盤技術であり、かつ原型炉でなければ実証できないため、優先度は A1 とした。実施時期を図 3.3.3.5 に示す。

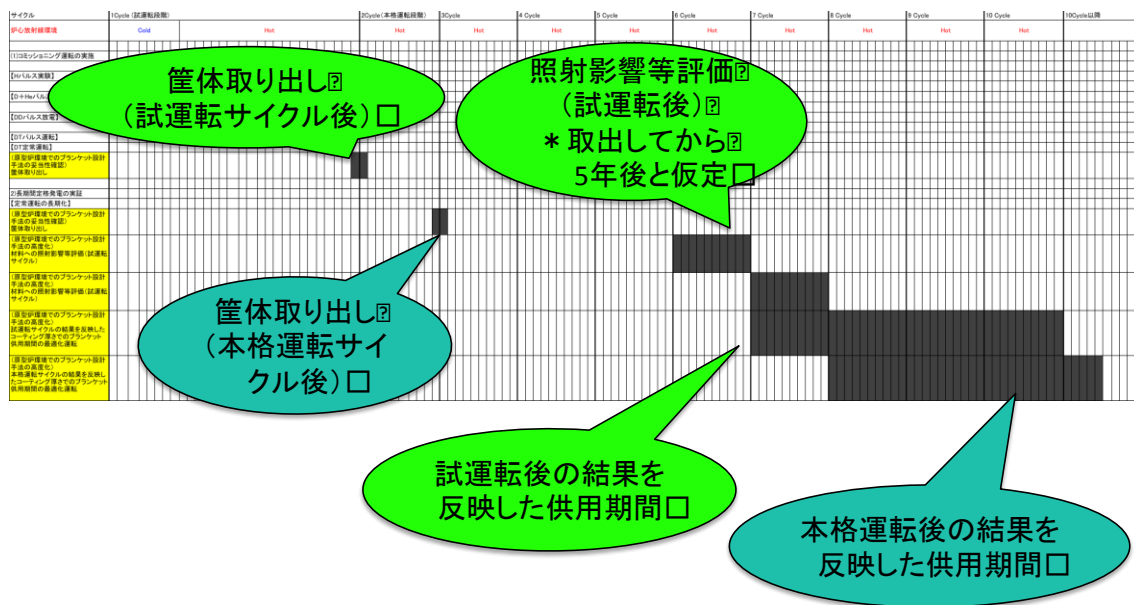


図 3.3.3.5 実証時期（ブランケット設計手法の高度化）

3) 中項目②-3 ブランケット故障率データの取得(優先度 A1：表 3.3.3.1 参照)

本格運転段階における故障率データを取得する。具体的にはブランケットに関する計測器や冷却配管等の機器の信頼性を運転実績に基づき評価する。

また、本格運転時にその他のトラブルが生じた場合は適宜その原因を明らかにし、その後の運転に反映させる。これらの優先度は A1 とした。また、時期は適宜取得するため、運転サイクル全域にわたる。

(3) 大項目③ 発電関連技術

プラント運転技術の範囲ともなるが、ブランケットとして必要となるものを検討した。

1) 中項目③-1 ブランケットへの負荷の確認(優先度 B3:表 3.3.3.1 参照)

発電時にブランケットが受ける熱量を確認する。ブランケットへの負荷とその分布を計測し、設計どおりとなっていることを確認する。具体的には表面熱負荷分布および中性子壁負荷とその分布を確認する。これらは定常時だけでなく、起動・停止時の過渡応答も含む。なお、これらについてブランケットの観点からは入口／出口の冷却水条件が設計の範囲内にあることを確認すればよい。

必須項目ではないと見做した。また、冷却水条件の確認については ITER-TBM でも実施するため、優先度については B3 とした。

2) 中項目③-2 負荷に対するブランケット応答の妥当性確認 (優先度 A1 : 表 3.3.3.1 参照)

負荷に対するブランケット応答として、発電系への冷却水条件が適正な状態に制御されていることを確認する。具体的には冷却水の入口・出口条件およびその条件変動が設計の範囲に収まっていることを確認する。これらは、低出力時から段階的に確認し、定格出力になった段階で最終確認するが、起動・停止時の運転制御も含む。また本項目の優先度は A1 とした。図 3.3.3.6 に実施時期を示す。

サイクル	1Cycle (試運転段階)										2Cycle (本格運転段階)	3Cycle	4 Cycle
炉心放射線環境	Cold					Hot					Hot	Hot	Hot
(1)コミショニング運転の実施													
【Hrバルス実験】													
【D+Heバルス放電】													
【ODバルス放電】													
【DTバルス運転】													
【DT定常運転】													
2)長期間定格発電の実証 【定常運転の長期化】													
(負荷に対するブランケット応答の 妥当性確認) 冷却材の入口・出口温度が設計の 範囲に収まることを確認													

入口・出口条件の確認②
(段階的に確認)□

図 3.3.3.6 実証時期 (負荷に対するブランケット応答の妥当性確認)

(4) 大項目④ ブランケットに関する計測技術

1) 中項目④-1 原型炉環境下におけるブランケット計測技術の妥当性確認 (優先度 A1 : 表 3.3.3.1 参照)

ブランケットにおける各種計測技術の妥当性を確認する。計測対象は、ブランケット内充填体の最大温度箇所の温度計測が挙げられる。ブランケット内充填体の最大温度の計測精度が十分であることを実証する。これらは、D-T 運転段階

で実証後、各サイクルにおいて確認する。また、ブランケットの表面熱負荷の局所的な集中箇所についても計測が必要となるので、その精度が十分であることを同様に実証する。また、パージガス中のトリチウムの計測技術についてもトリチウム増殖量評価が可能となる精度を実証する必要がある。これらの計測器の精度向上自体は原型炉建設前までに達成させる必要がある。

なお、ブランケット表面での中性子量も健全性評価用のデータとして使用するために計測するが、原型炉における中性子量はブランケットではなく出力等のモニタと合わせて別のところで計測するため、中性子量計測は本項目からは除外する。また、その他ブランケットでの計測・評価項目は、設計進捗に合わせて今後検討する必要がある。本項目の優先度はA1とする。実証時期を図3.3.3.7に示す。

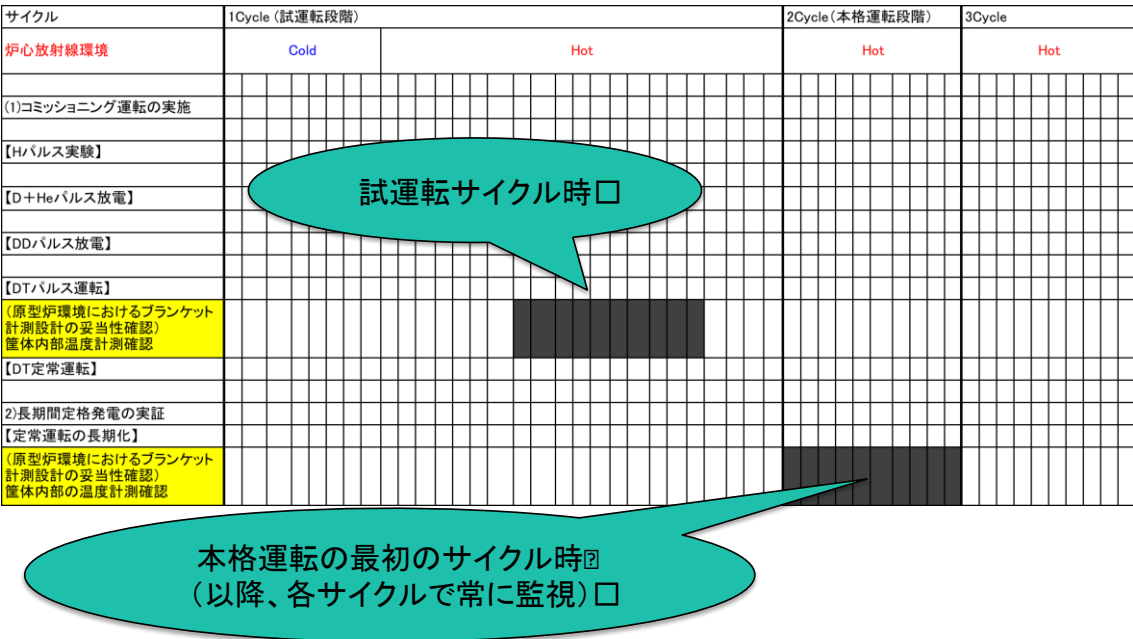


図 3.3.3.7 実証時期（実用炉に向けての改良技術）

(5) 大項目⑤ 実用炉に向けての改良技術

前提条件として、連続使用期間や発電効率など、実用炉ブランケットに対する要求事項が定義されている必要がある。この要求事項の検討は今後の課題とな

る。また、詳細実施内容およびその時期についても今後の課題となる。本項目については図 3.3.3.8 に示すとおり、後期サイクルでの実施とする。またいずれの項目についても優先度は A1 とする。

1) 中項目⑤-1 高発電量・高発電効率に向けた技術(優先度 A1：表 3.3.3.1 参照)

商用炉に向けて高発電量・高発電効率が要求され、かつ原型炉の初期に装荷されるブランケットでその要求を満たす見通しが得られなかった場合、この観点からのブランケットの改良を行うことが考えられる。その際には TBR を含むトリチウム挙動、構造健全性等を評価する。

2) 中項目⑤-2 長期間使用可能なブランケットに向けた技術(優先度 A1：表 3.3.3.1 参照)

実用炉に向けて、長期間のブランケット使用が要求され、かつ原型炉の初期に装荷されるブランケットでその要求を満たす見通しが得られなかった場合、この観点からのブランケットの改良を行うことが考えられる。その際には運転終了後に取り出したブランケットの各種試験により長期間使用の見通しを得る。

3) 中項目⑤-3 固体増殖水冷却方式以外の先進ブランケットに関する技術(優先度 A1：表 3.3.3.1 参照)

後期サイクルにおいて液体金属ブランケット等の先進ブランケット試験を実施することを想定する。評価項目は初期装荷ブランケットと同様のものが考えられる。具体的な項目およびそのスケジュールの策定は今後の課題とする。

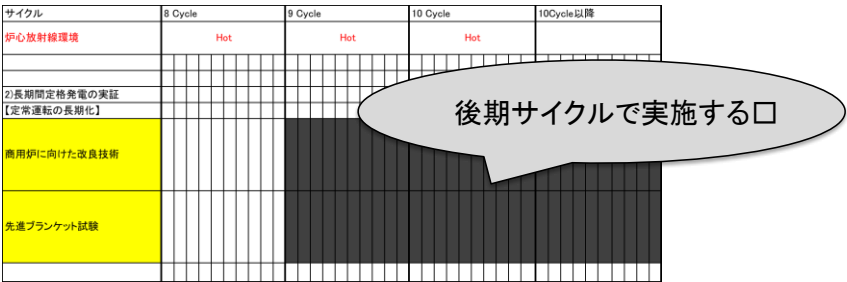


図 3.3.3.8 実証時期（商用炉に向けての改良技術）

3.3.3.3 抽出項目の優先度、実施時期（まとめ）

燃料の増殖・発電といったブランケットにおける重要項目に関しては本格運転段階の第一サイクルまでに実証を完了させる方針とした。その後は運転を継続しながら故障率データを取得するとともに、ブランケット健全性の実証データをもとにした使用期間の最適化を目指す。それらの実証が完了する後期サイクルでは先進ブランケット試験および、必要な場合商用炉に向けたブランケット改良を実施する。全体の優先度分類および実施時期をまとめたものを表 3.3.3.1 および表 3.3.3.2 に示す。

表 3.3.3.1 ブランケット実証項目の優先度分類

		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	【T生産・回収技術】 ・消費量以上のトリチウム燃料生産実証 【健全性確認・評価技術】 ・原型炉環境(重照射＋高熱負荷環境)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 【発電関連技術】 ・負荷に対するブランケット応答の妥当性確認 【計測技術】 ・原型炉環境(重照射環境)におけるブランケット計測設計の妥当性確認 【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	【T生産・回収技術】 ・増殖、増倍材特性の原型炉環境(特に重照射環境)での妥当性確認 ・トリチウム増殖設計の妥当性確認(長期運転時)	【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ないもの			

表 3.3.3.2 ブランケット運転計画

サイクル	1Cycle (試運転段階)										2Cycle (本格運転段階)	3Cycle	4 Cycle	5 Cycle	6 Cycle	7 Cycle	8 Cycle	9 Cycle	10 Cycle	10Cycle以降
炉心放射線環境	Cold		Hot								Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	
(1)コミショニング運転の実施 【放電前試験】																				
【H調整放電】																				
【Hバルス実験】																				
【D+Heバルス放電】																				
【DDバルス放電】																				
【DTバルス運転】																				
(消費量以上のトリチウム燃料生産実証) バーンガスの流動確認、充填体の健全性確認																				
(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) 筐体内部温度計測確認																				
(原型炉環境でのブランケット設計手法の妥当性確認) 供用中の筐体内部温度確認																				
【DT定常運転】																				
(原型炉環境でのブランケット設計手法の妥当性確認) 筐体取り出し																				
2)長期間定格発電の実証 【定常運転の長期化】																				
(トリチウム増殖設計の妥当性確認) 長期運転時の増殖・増倍材の燃焼(消費)等によるトリチウム増殖量の変化の確認																				
(消費量以上のトリチウム燃料生産実証) トリチウムバランスの確認および定常運転維持の確認																				
(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) 筐体内部の温度計測確認																				
(原型炉環境でのブランケット設計手法の妥当性確認) 筐体取り出し																				
(消費量以上のトリチウム燃料生産実証) トリチウムシミュレータを用いたトリチウム回収量のリアルタイム計測技術																				
(負荷に対するブランケット応答の妥当性確認) 冷却材の入口・出口温度が設計の範囲に収まることを確認																				
(原型炉環境でのブランケット設計手法の妥当性確認) 試運転サイクル後に取り出した筐体の健全性評価																				
(原型炉環境でのブランケット設計手法の高度化) 材料への照射影響等評価(試運転サイクル)																				
増殖、増倍材特性の原型炉環境での妥当性確認(試運転サイクル)																				
(原型炉環境でのブランケット設計手法の妥当性確認) 本格運転サイクル後に取り出した筐体の健全性評価																				
(原型炉環境でのブランケット設計手法の高度化) 材料への照射影響等評価(試運転サイクル)																				
増殖、増倍材特性の原型炉環境での妥当性確認(本格運転サイクル)																				
(原型炉環境でのブランケット設計手法の高度化) 試運転サイクルの結果を反映したコーティング厚さでのブランケット供用期間の最適化運転																				
(原型炉環境でのブランケット設計手法の高度化) 本格運転サイクルの結果を反映したコーティング厚さでのブランケット供用期間の最適化運転																				
ブランケット故障率データ取得																				
商用炉に向けた改良技術																				
先進ブランケット試験																				

3.3.4 トリチウムサイクル・取扱技術

3.3.4.1 検討の前提条件

- 原型炉を安定して稼働させ、運転計画に則って試運転、本格運転を実施するためにいずれも不可欠な技術であり、原型炉建設前に技術を確立し、原型炉環境においてこれを実証する。
- 要素技術の多くは、原型炉以前に実証しておく必要があり、その技術項目の把握は重要であると考え。そのため、原型炉でなければ実証できない項目、原型炉以外で実証可能な項目に先立ち原型炉以前に実証すべき項目についても記載する。

3.3.4.2 実証項目の抽出と優先度及び課題

トリチウムサイクル・取扱技術に関して実証すべき大項目として以下 4 点を挙げた。

- 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

以下に各項目に対する具体的実証項目を示す。

(1) 大項目① 燃料サイクルシステムの長期連続安定運転技術

1. 原型炉以前に実証すべき項目

- 1) 中項目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（優先度 A4：表 3.3.4.1 参照）

原型炉燃料サイクルの運転に向けて燃料サイクル構成機器を開発し、運転技術を実証する。こ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 ITER での燃料サイクルを念頭に開発されてきているが、真空排気に用いる機器の違いや、プラズマ対向壁材料の違い、熱負荷低減用不純物ガス種の違いなどにより、原型炉の要求に応じて技術開発が必要となる場合もある。トリチウム透過抑制膜の開発と性能評価を行い、有効であることの実証見通しがたった場合は利用する（図 3.3.4.1）。

➤ 燃料サイクルシステムを構成する各要素技術の開発(A4)

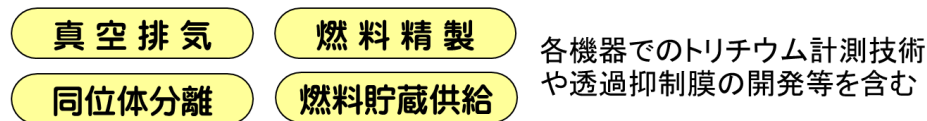


図 3.3.4.1 要素技術の開発

2) 中項目①-2 燃料サイクルシステム技術の開発(優先度 A4: 表 3.3.4.1 参照)

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。この中には、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)、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(図 3.3.4.2)。

➤ 燃料サイクルシステム技術の開発(A4)

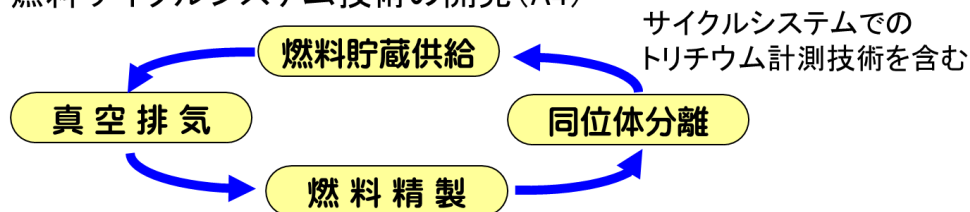


図 3.3.4.2 小規模燃料サイクルシステム

3) 中項目①-3 原型炉燃料サイクルシステム技術の開発(優先度 A4: 表 3.3.4.1 参照)

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(図 3.3.4.3)。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。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育成する。なお、本試験設備は、原型炉稼働後もトリチウムサイクル・取扱技術の向上のために活用する。

▶ 原型炉燃料サイクルシステム技術の開発(A4)

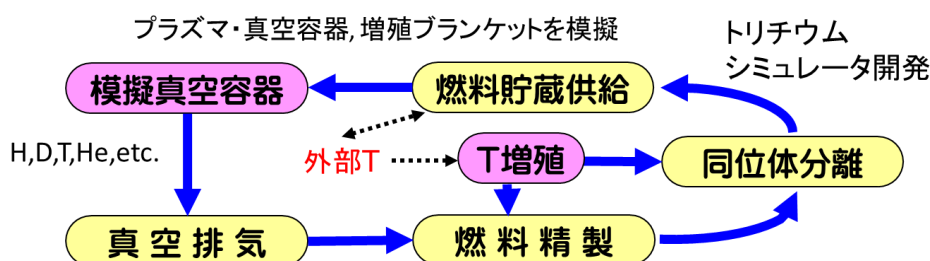


図 3.3.4.3 原型炉模擬燃料サイクルシステム技術

2. 原型炉でなければ実証できない項目

4) 中項目①-4 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(優先度 A1 : 表 3.3.4.1 参照)

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(図 3.3.4.4)。ここでは原型炉で想定されうるいかなる炉心排出成分も滞りなく処理し、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性能と安定した運転技術が確認される。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検討する必要がある。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、これらを含む燃料系の自立自給の運転技術を実証する(図 3.3.4.5)。

▶ 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(A1)

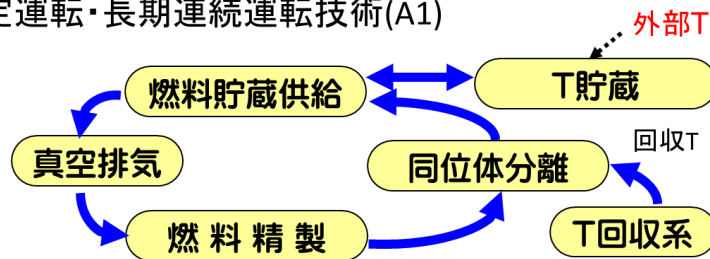


図 3.3.4.4 プラズマ・真空容器、増殖ブランケットを除く
原型炉燃料サイクルシステム

▶ 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(A1)

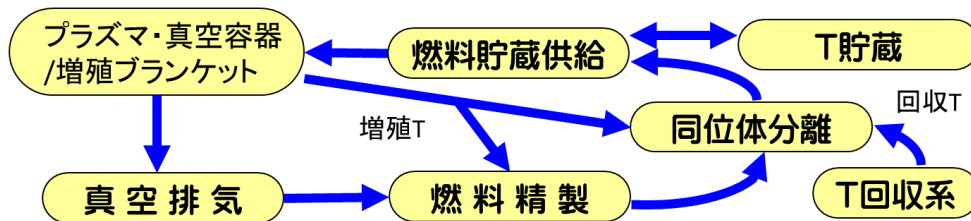


図 3.3.4.5 原型炉燃料サイクルシステム

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する。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ネーション、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。更にプラント全体でのトリチウムの評価、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する。安定運転の実現とともに、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) 中項目①-5 インベントリ制御の高度化(優先度 B1 : 表 3.3.4.1 参照)

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ントリの評価とそれを可能な限り最小化する試験は、定常的な DT 運転下で初めて燃料系を用いて可能となる。インベントリ制御は、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のちに、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。

3. 原型炉以外で実証可能な項目

6) 中項目①-6 燃料サイクル技術の高度化(優先度 B3 : 表 3.3.4.1 参照)

燃料処理効率の向上、トリチウムインベントリの低減、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、原型炉設備に設置して特性評価と運転実証を行う。

(2) 大項目② トリチウム回収利用技術

1. 原型炉以前に実証すべき項目

1) 中項目②-1 雰囲気トリチウムの回収技術(優先度 A4 : 表 3.3.4.1 参照)

雰囲気中に漏洩したトリチウムを回収する技術を開発する。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。現時点で ITER では、触媒酸化・同位体交換法が用いられる予定である。何れの方法でも、トリチウム水の形で回収し、希釈廃棄できない場合は、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。

2) 中項目②-2 トリチウム水処理技術(優先度 A4 : 表 3.3.4.1 参照)

トリチウム水処理技術を開発する。ここで水処理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、冷却水中に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。

3) 中項目②-3 ガス冷却材中トリチウムの回収技術(優先度 A4 : 表 3.3.4.1 参照)

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。

4) 中項目②-4 蓄積トリチウムの回収技術(優先度 A4 : 表 3.3.4.1 参照)

②-4-1 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(放電回収、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方法を開発し、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。炉内機器へのトリチウム蓄積現象は、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、蓄積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、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、安全性評価もできない(信頼できる蓄積量予測は必須であり大項目③に挙げている)。

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。

②-4-2 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。

2. 原型炉でなければ実証できない項目

5) 中項目②-5 透過・漏洩トリチウム回収利用長期連続運転技術(優先度 A1 : 表 3.3.4.1 参照)

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。原型炉では、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

の大きな役割である。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。

6) 中項目②-6 蓄積トリチウム回収利用技術(優先度 A1 : 表 3.3.4.1 参照)

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。

3. 原型炉以外で実証可能な項目

7) 中項目②-7 トリチウムの回収利用技術の高度化(優先度 B3 : 表 3.3.4.1 参照)

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、原型炉施設に設置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。

(3) 大項目③ 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は原型炉以前の段階で構築し、運転計画に対するある程度のトリチウム挙動予測を行った上で、試験運転に入る必要がある。例えば、運転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否かの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し、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。定格運転では、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失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、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。

1. 原型炉以前に実証すべき項目

1) 中項目③-1 各種材料におけるトリチウム挙動予測技術(優先度 A4 : 表 3.3.4.1 参照)

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。

2) 中項目③-2 各プラント構成機器におけるトリチウム挙動予測技術(優先度 A4 : 表 3.3.4.1 参照)

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。

3) 中項目④-3 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(優先度 A4 : 表 3.3.4.1 参照)

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。中項目①-3 において実施され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。

2. 原型炉でなければ実証できない項目

4) 中項目③-4 原型炉プラント全体でのトリチウム挙動予測技術(優先度 A1 : 表 3.3.4.1 参照)

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。

（４）大項目④ 燃料サイクル構成機器の健全性評価・保守技術（安全性・保守とも関連）

１．原型炉以前に実証すべき項目

１）中項目④-1 構造健全性評価技術（優先度 A4：表 3.3.4.1 参照）

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。

２）中項目④-2 性能健全性評価技術（優先度 A4：表 3.3.4.1 参照）

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。しかし、原型炉以外の設備を用いて原型炉条件を完全に模擬した長期試験は困難であるため、原型炉での長期使用を通じてデータを集積して、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。

３）中項目④-3 トリチウム取扱機器の保守技術（優先度 A4：表 3.3.4.1 参照）

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、雰囲気へのトリチウム漏洩や作業員の被ばく量を最小限に抑え、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、作業員の訓練も行う必要がある。開発した技術に基づき、原型炉環境にて保守作業を行い、必要に応じて改善する。

２．原型炉でなければ実証できない項目

4) 中項目④-4 原型炉トリチウム取扱機器の保守技術の実証(優先度 A1 : 表 3.3.4.1 参照)

トリチウム取扱機器について、計画的な保守あるいは緊急的な保守を雰囲気へのトリチウム漏洩や作業者の被ばく量を最小限に抑えつつ、安全かつ効率的に実施する。

5) 中項目④-5 故障率データの取得(優先度 A1 : 表 3.3.4.1 参照)

長期間の運転を通じて得られるデータであり、原型炉を用いて取得する。

2. 原型炉以外で実証可能な項目

6) 中項目④-6 保守技術の高度化(優先度 B3 : 表 3.3.4.1 参照)

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。

3.3.4.3 抽出項目の優先度、実施時期(まとめ)

優先度分類の結果を表 3.3.4.1、それらの実施時期を表 3.3.4.2 に示す。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、調整運転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。

原型炉コミッショニング運転以降は、試運転、本格運転に対応した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。

表 3.3.4.1 トリチウムサイクル・取扱技術優先度分類

		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	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】 ・長期連続漏洩トリチウム回収利用技術 ・蓄積トリチウム回収利用技術 【トリチウムバランス評価】 ・プラント内トリチウム挙動予測技術の妥当性確認 【健全性評価保守技術】 ・原型炉T機器の保守技術 ・故障率データの取得			【燃料サイクル長期安定運転】 ・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T回収技術 ・蓄積T回収技術 【トリチウムバランス評価】 ・材料中トリチウム挙動予測 ・機器内トリチウム挙動予測 ・機器複合体トリチウム挙動予測(トリチウムシミュレータ開発) 【健全性評価保守技術】 ・T機器構造健全性評価技術 ・T機器性能健全性評価技術 ・T機器の保守技術
	B: 補強を要する	【燃料サイクル長期安定運転】 ・インベントリ制御の高度化		【燃料サイクル長期安定運転】 ・燃料サイクル技術の高度化 【トリチウム回収利用】 ・T回収利用技術の高度化 【健全性評価保守技術】 ・保守技術の高度化	

表 3.3.4.2 トリチウムサイクル・取扱運転計画

[illegible]

今後の課題及び参考として WG 会合でのコメントを以下に示す。

今後の検討課題：

- ・トリチウムシミュレータ開発に向けた計画の策定
原型炉運転開始前に策定が必要である点は合意。それに向けた具体的スケジュールの検討が必要。
- ・機器に滞留するトリチウムインベントリおよびそのクリーニング(焼き出し)に要する期間の検討が必要。
トリチウムの自己充足性だけでなく、保守の観点からも評価が必要。
- ・ブランケットで増殖したトリチウム量の評価
シミュレータとの比較による評価などが考えられるが、その具体的方法の検討が必要。

会合での主なコメント：

- ・トリチウムに関する「定常」は出力の「定常」とは異なる。出力が定常でもトリチウム挙動が定常になっているとは限らず、トリチウム移動現象に応じた広い範囲の時定数が存在する。
- ・トリチウムシミュレータは制御のために使用するわけではなく、動的挙動把握等の支援ツールとしての位置づけとする。
- ・JET でのバッチ処理におけるトリチウムシミュレータの開発実績を踏まえると、連続処理をする原型炉でのトリチウムシミュレータの開発にはかなりの時間を要する。それを考慮して原型炉運転開始前早期にトリチウムプラントを稼働させる必要がある。
- ・トリチウムサイクル・取扱技術は、DD 運転開始前に確立されている必要があるため、その後に試験等の目的で原型炉運転への要求は不要であると考ええる。ただし、実用炉に向けての要求については今後検討が必要である。
- ・機器に滞留するトリチウムインベントリの評価については、トリチウム自己充足性を示すために原型炉設計時までには明らかにしておく必要がある。
- ・ブランケットで増殖したトリチウム量の評価について、循環するトリチウム量に対する割合が小さいため個別に評価が必要となる。但し、他系統から切り離して評価することは困難であり、シミュレータとの比較による評価が挙げられるが方法論は今後の課題である。

3.3.5 安全技術

3.3.5.1 検討の前提条件

技術課題として検討するに当たり、前提条件及び定義を以下とした。

- 安全性に関する要素技術については原型炉稼動前に実証が完了。
- 原型炉の安全性指針は検討中であるため、暫定的にこれまでの安全性検討で得られている安全システム・機器を対象に実証項目を抽出する。
- 原型炉の運転開始前からデータ取得が必要な項目もあるため、原型炉運転開始前も含めた実証時期の策定を行う。

3.3.5.2 実証項目の抽出、優先度分類、実証時期の策定

原型炉の安全性確保の観点から必要な技術は原型炉稼動前に実証している必要があり、安全システム・機器の実環境での最終確認および、運転期間中の安全性に関するデータ取得を行うことを主眼に実証項目を抽出した。安全技術に関して実証すべき大項目として以下2点となる。

①放射性物質に関連する管理実績の取得

②実環境での安全系機能の最終確認

(1) 大項目① 放射性物質管理実績の取得

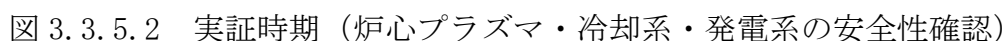
1) 中項目①-1 環境放射線モニタリング実績の取得(優先度 A1 : 表 3.3.5.1 参照)

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・海洋での環境試料を採取し、データを取得する。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実用炉に向けた見通しを得ることとする。

2) 中項目①-2 従事者被ばく管理(優先度 A1、A3 : 表 3.3.5.1 参照)

炉心プラズマや冷却系、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(A1)とともに、ディスラプション緩和設備が動作すること(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(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合わせ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、ディスラプション以外の炉心プラズマ停止系の動作確認も実施する (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事前にディスラプション緩和系や炉心プラズマ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する必要がある(A3)。

これらの実施時期をまとめたものを図 3.3.5.2 に示す。



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 (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 (B3)。原型炉では、安全機器

72

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。全体の優先度分類および実施時期をまとめたものを表 3.3.5.1 および表 3.3.5.2 に示す。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。

表 3.3.5.1 安全技術実証項目の優先度分類

		利用優先度		
		1. 原型炉でなければ確認できないデータ	2. 原型炉で確認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	【環境放射線モニタリング】 ・環境放射線の測定 （空気中の塵採取も含む） ・環境試料採取 （陸上・海洋） 【従事者被ばく管理】 ・運転時・保守時の従事者被ばくの 実績取得 ・周辺監視区域での線量等の実績 【放射性物質・放射線管理】 ・トリチウム区画における トリチウム透過・漏えい量の確認		【炉心プラズマ/冷却系/発電系安全性の実証】 ・炉心プラズマ停止系実証 ・ディスラプション緩和系実証 ・プラントトリップに対する安全系の実証 ・外電喪失に対する安全系の実証 【炉心プラズマ/冷却系/発電系安全性の実証】 ・炉心プラズマ制御・停止のための制御量、 ・アクチュエータの決定 ・炉心プラズマ停止系の決定 ・ディスラプション緩和手法の決定 【被ばく管理】 ・トリチウム計量管理手法の確立 ・炉内ダスト計量管理手法の確立
	B. 補強を要する重要技術	【炉心プラズマ/冷却系/発電系安全性の確認】 ・炉心プラズマ停止系確認 ・ディスラプション緩和確認 ・ディスラプション確認試験 ・プラントトリップに対する安全系の確認 ・外電喪失に対する安全系の確認 【真空容器安全性の確認】 真空容器安全系動作確認 【1次冷却系安全性の確認】 1次冷却系安全系動作確認 【トリチウム回収系安全性の確認】 トリチウム回収系安全系動作確認		【真空容器安全性の実証】 ・真空容器の健全性の実証 ・真空容器圧力緩衝系の実証
	C. 核融合特有の技術でないもの			【軽水炉における安全系機器】 ・タービンバイパス弁動作 ・SGの水位確保シナリオ ・一次系制御系の確認 ・加圧器逃がし弁の作動確認 etc.

表 3.3.5.2 安全技術運転計画

サイクル	周辺機器準	周辺機器起	建設・運転準備段階			1Cycle (試運転段階)										2Cycle(本格運転段階)		3Cycle	4 Cycle	5 Cycle	6 Cycle	7 Cycle	8 Cycle	9 Cycle	10 Cycle	10Cycle以降	
炉心放射線環境	(Cold)	(Hot)	Cold			Cold		Hot										Hot		Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	
【環境放射線モニタリング】																											
環境放射線の測定(空気中の塵採取も含む)																											
環境試料採取(陸上・海洋)																											
【従事者被ばく管理】																											
運転時・保守時の従事者被ばくの実績取得																											
周辺監視区域での線量等の実績																											
【放射性物質・放射線管理】																											
トリチウム区画におけるトリチウム透過・漏えい量の確認																											
【炉心プラズマ/冷却系/発電系安全性の確認】																											
ディスラプション発生実績データ取得																											
炉心プラズマ停止系確認																											
ディスラプション緩和確認																											
ディスラプション確認試験																											
プラントトリップに対する安全系の確認																											
外電喪失に対する安全系の確認																											
【真空容器安全性の確認】																											
真空容器安全系動作確認																											
【1次冷却系安全性の確認】																											
1次冷却系安全系動作確認																											
【トリチウム回収系安全性の確認】																											
トリチウム回収系安全系動作確認																											

3.3.6 廃棄物処理技術

核融合炉での廃棄物管理・処分に求められる要件は、炉内機器であるブランケット及びダイバータが高エネルギーの中性子に曝されることから、数年ごとに保守交換が必要になる。従って、原型炉の安定運転のため、運転早期から廃棄物処理工程の確実な運用が求められる。また、原子力プラントである核融合原型炉においてプラントライフを通して廃炉に至るまでの総廃棄物量（保守時の 2 次廃棄物も含む）や発生する廃棄物の核特性に関わる実績データは実用炉検討に重要となる。

3.3.6.1 検討の前提条件

- 基本的な廃棄物管理及び処分工程に関する要素技術は、原型炉稼働前に実証が完了している。
- 基本的には廃棄物の特性は機器への中性子によるフルエンスに依存するので、実際には運転計画に基づいて評価した廃棄物の核特性により、廃棄物管理に係る施設の運用計画は策定されるべきである。運転計画が検討中であるので、暫定的にこれまでの廃棄物検討で得られている核特性・管理シナリオに基づき実証項目を抽出する。
- 原型炉の運転開始前からデータ取得が必要な項目もあるため、原型炉運転開始前も含めた実証時期の策定を行う。

3.3.6.2 実証項目の抽出と優先度及び課題

原型炉の廃棄物管理・処分工程に必要な技術は原型炉稼働前に実証している必要がある。原型炉の運転計画では廃棄物管理・処分に關わる実環境下での最終確認および、運転期間中、並びに廃炉後も含めた放射性廃棄物発生量及び管理に関するデータ取得を行うことを目的とする。

以下に、廃棄物管理・処分技術に関して実証すべき大項目を 3 点挙げる。

- 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
- 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
- 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

- (1) 大項目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

1) 中項目①-1 処理施設での廃棄物管理シナリオの工程検証(優先度 A1: 表 3.3.6.1 参照)

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。DD/DT 運転開始後は、実際に放射化した機器を用いて、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、問題が起こった際は原型炉運転の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に係る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）

これらの実施時期をまとめたものを図 3.3.6.1 に示す。

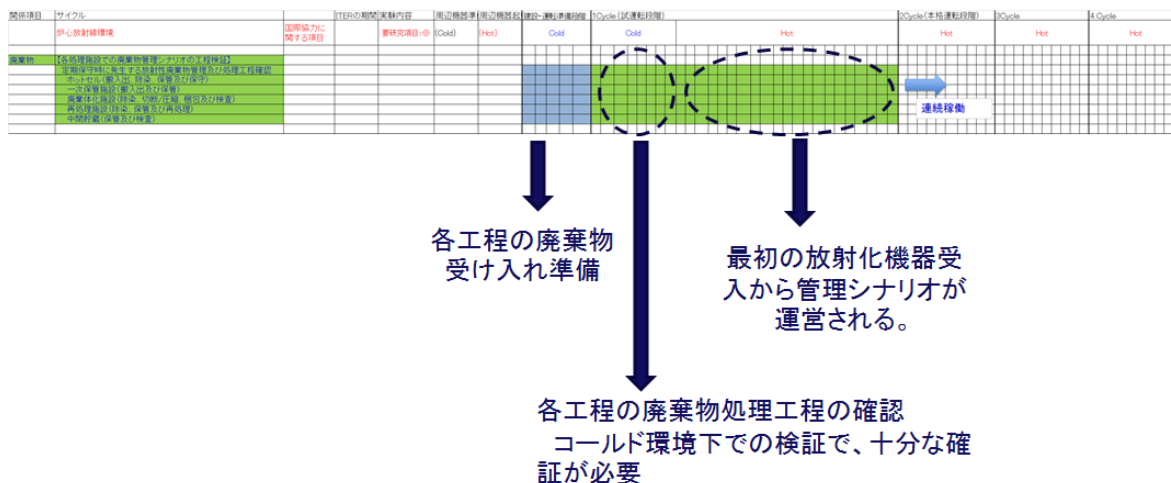


図 3.3.6.1 実証時期

(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確認)

(2) 大項目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

1) 中項目②-1 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(優先度 A1:表 3.3.6.1 参照)

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を取得し、実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グ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グステンダストの拡散に関わる実績データを取得する。この実績データを実用炉以降の廃炉時における総廃棄物量を減容化可能な保守方式検討に役立てる。

2) 中項目②-2 機器の放射化計算(線量、崩壊熱及び誘導放射能)の確認(優先度 A2:表 3.3.6.1 参照)

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)などを確認する。

これらの実施時期をまとめたものを図 3.3.6.2 に示す。

実施項目	サイクル	TEPCの期間	実施内容	周辺機器等(周辺機器計)			10Cycle(試運転段階)			20Cycle(本格運転段階)			30Cycle		
				辺り協力に 関する項目	事故対応項目	事故対応項目	Cold	Hot	Cold	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot
廃棄物	発生する廃棄物特性の取得(2次廃棄物)														

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取得

放射化機器や保守時の2次廃棄物の核特性

誘導放射能、残留熱、線量、発生核種、総量

→特にトリチウムインベントリやWダスト量データ

→機器寿命などの実績データも取得(保守や各機器で対応)

廃炉時の核特性

誘導放射能、残留熱、線量、発生核種、総量

→特に建屋内のトリチウムインベントリデータ

(保守方式に大きく依存)

原型炉で確認するのが合理的な技術

【放射化計算の確認】

機器の放射化計算(線量、崩壊熱及び誘導放射能)の確認

→ 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取得へ

図 3.3.6.2 実証時期(発生する廃棄物特性の実績データ取得)

3) 中項目②-3 環境放射線モニタリング実績の取得(優先度 A1:表 3.3.6.1 参照)

環境放射線をモニタリングすることにより、原型炉で発生した廃棄物処理・管理時に環境への放射線影響が制限以下となることを確認する。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放射性廃棄物処分・管理エリアでの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実用炉に向けた見通しを得ることとする。

4) 中項目②-4 従事者被ばく管理(優先度 A1:表 3.3.6.1 参照)

放射性廃棄物処分・管理エリアでの運用および保守時の従事者被ばくの実績を取得する。これに関しても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(A1)。時期についても同様にバックデータとして Cold 運転開始前から取得するとともに、トリチウム処理システム起動試験時の実績データを取得する。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。

5) 中項目②-5 放射性物質および放射線の管理(優先度 A2:表 3.3.6.1 参照)

放射性廃棄物処分・管理エリアにおける放射性物質（トリチウムや W ダストなど）の透過・漏えい量の確認を実施する。これらの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。基本的な実証時期については安全性で示した放射線管理に関連する実績の取得と同様となり、実証時期は、図 3.3.6.3 となる。

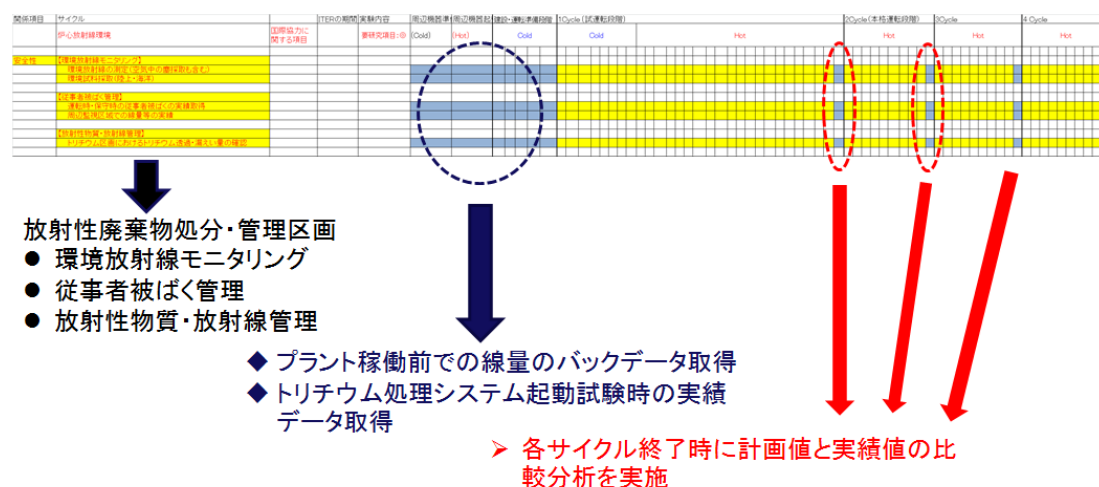


図 3.3.6.3 実証時期（廃棄物管理に関連する実績の取得）

(3) 大項目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

1) 中項目③-1 定期保守時で交換する機器の再利用技術開発(優先度 A2:表 3.3.6.1 参照)

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増殖材・増倍材を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。以上のことから、実用炉での社会受容性を鑑み機器の再利用や増殖材・増倍材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、定期保守時で交換する機器の再利用技術開発として以下を挙げた。

- ①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)
- ②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、再加工性

これらの実施時期をまとめたものを図 3.3.6.4 に示す。

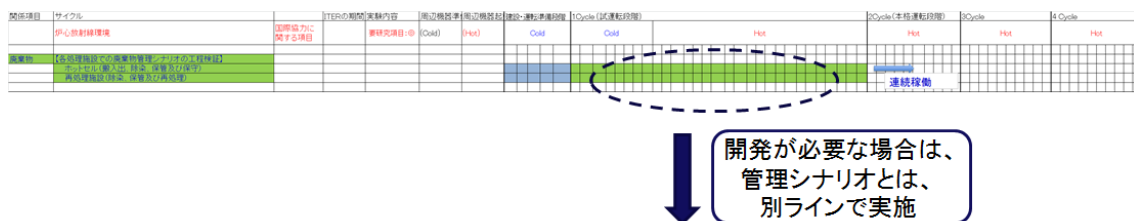


図 3.3.6.4 実証時期(原型炉で発生する放射性廃棄物の減容化に向けた開発)

(4) 廃棄物処理技術に関する原型炉以外で開発可能な技術

原型炉以外で開発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。

1) 重要または補強技術

- ① 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
- ② 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
- ③ 放射線環境下での炉内機器保守技術
 - ・高線量化での炉内機器の保守技術

2) 既存技術の応用

- ① 廃棄体化の製作技術
 - ・軽水炉における廃棄体化技術
- ② 廃棄物の埋設技術
 - ・軽水炉での埋設技術

3.3.6.3 抽出項目の優先度、実施時期（まとめ）

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。但し、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、廃棄体化施設、再処理施設などで冷態環境で十分に検証し、その後、温態環境での運用が開始される。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。全体の優先度分類および実施時期をまとめたものを表 3.3.6.1 および表 3.3.6.2 に示す。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後に、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。

表 3. 3. 6. 1 廃棄物処理技術実証項目の優先度分類

		利用優先度		
		1: 原型炉でなければ確認できない技術	2: 原型炉で確認(or開発)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	【各処理施設での廃棄物管理シナリオの工程検証】 定期保守時に発生する放射性廃棄物管理及び処理工程を コールド環境で検証 (各工程の作業は別系統電源で対応) ・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)	【定期保守時で交換する機器の再利用技術開発】 ・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、再加工性	
		【廃棄物処理技術の工程実証】 廃棄物管理シナリオに沿った一連の処理技術を ホット環境で確認 (各工程の作業は別系統電源で対応) ・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)	【放射化計算の検証】 機器の放射化計算(線量、崩壊熱及び誘導 放射能)の検証 (ITER-TBM, その他の中性子源)	
		[発生する廃棄物特性の実績データ取得] 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		
	B: 補強を要する重要技術	【環境放射線モニタリング】 ・環境放射線の測定 【従事者被ばく管理】 ・運転時・保守時の従事者被ばくの実績取得 ・周辺監視区域での線量等の実績 【放射性物質・放射線管理】 ・トリチウム区画におけるトリチウム透過・漏えい量の確認		
				【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 (ITER, JET and JT-60SA) 【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 (コールド・ホットラボ) 【放射線環境下での炉内機器保守技術】 高線量化での炉内機器の保守技術 (コールド・ホットラボ)
	C: 核融合特有の技術でないもの			【廃棄体化の制作技術】 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

表 3.3.6.2 廃棄物処理技術運転計画

サイクル	周辺機器準備	周辺機器起動	建設・運転準備段階				1Cycle (試運転段階)				2Cycle (本格運転)	3Cycle	4 Cycle	5 Cycle	6 Cycle	7 Cycle	8 Cycle	9 Cycle	10 Cycle	10Cycle以降
炉心放射線環境	(Cold)	(Hot)	Cold				Cold				Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	
【各処理施設での廃棄物管理シナリオの工程検証】																				
定期保守時に発生する放射性廃棄物管理及び処理工程確認																				
ホットセル(搬入出、除染、保管、再利用及び保守)																				
一次保管施設(搬入出及び保管)																				
廃棄体化施設(除染、切断/圧縮、梱包及び検査)																				
再処理施設(除染、保管及び再処理)																				
中間貯蔵(保管及び検査)																				
【[発生する廃棄物特性の実績データ取得]																				
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																				

3.3.7 プラント保守技術

プラント保守技術は、特に実用炉を見据えた原型炉の運転において、その保守性並びに稼働率に関係する上で非常に重要となる。下記の前提条件のもと、プラント保守技術の実証項目の抽出と優先度分類、実証時期策定を行った。

3.3.7.1 検討の前提条件

- 大型ブランケットセグメントおよ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終了している。
- 原型炉における実証項目およ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” を主眼とする。
- 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検討を行う。
- 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」(図 3.3.7.1 参照)を対象とする。

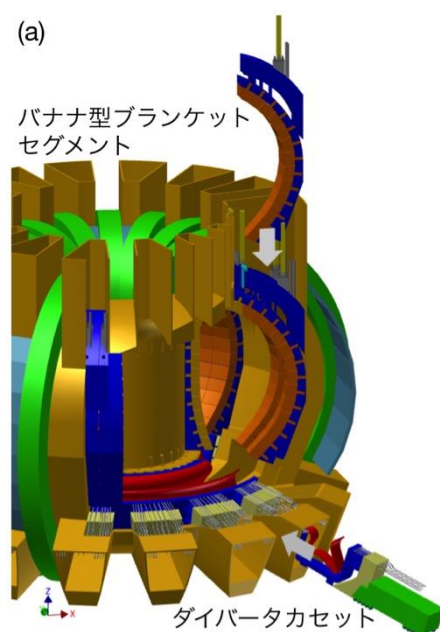


図 3.3.7.1 仮定した原型炉での定期保守交換方法（バナナ型垂直引抜方式）

3.3.7.3 実証項目の抽出と優先度及び課題

プラント保守技術に関する原型炉における実証項目およ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、ITER の方式

と比較して、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を重要項目として展開した。プラント保守技術における実証項目の大項目は以下のとおりである。

- 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
- ② ダイバータ交換技術の最終確認及び実証
- ③ 炉内機器支持構造設計データ取得
- ④ 保守機器の故障率等のデータ取得
- 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
- ⑥ ホットセル内保守交換技術の確認及び実証
- ⑦ 稼働率向上に向けた保守交換技術の実規模試験

以下に各大項目の内容(中項目)と優先度分類、実証時期を示す。

- (1) 大項目① 大型ブランケットセグメント交換技術の最終確認(優先度 A2)及び実証(優先度 A1:表 3.3.7.1 参照)

- 1) 中項目①-1 原型炉環境での配管の切断／再溶接／検査技術
- 2) 中項目①-2 検査不適合事象に対する補修技術
- 3) 中項目①-3 大型ブランケットセグメントの炉内・炉外の搬送技術
- 4) 中項目①-4 大型ブランケットセグメントの炉内取り外し・据付技術
- 5) 中項目①-5 保守機器レスキュー方法(技術)
- 6) 中項目①-6 放射化ダストの除去技術
- 7) 中項目①-7 トリチウム拡散及び放射化ダストの飛散防止技術

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で行う必要があり、配管寸法や作業環境に関して ITER における配管処理作業からの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配管切断条件、再溶接条件の取得、作業前後の使用機器、治具類、ツールの表面汚染度データの取得、除染方法の実証データ取得、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。

実証時期は、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想定である。実機高線量下(温態)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。

(2) 大項目② ダイバータ交換技術の最終確認(優先度 A2)

及び実証(優先度 A1:表 3.3.7.1 参照)

- 1) 中項目②-1 原型炉環境での配管の切断／再溶接／検査技術
- 2) 中項目②-2 検査不適合事象に対する補修技術
- 3) 中項目②-3 ダイバータカセットの炉内・炉外の搬送技術
- 4) 中項目②-4 ダイバータカセットの炉内取り外し・据付技術
- 5) 中項目②-5 保守機器レスキュー方法(技術)
- 6) 中項目②-6 放射化ダストの除去技術
- 7) 中項目②-7 トリチウム拡散及び放射化ダストの飛散防止技術

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、特にタング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) 大項目③ 炉内機器支持構造設計データ取得(優先度 A2:表 3.3.7.1 参照)

1) 中項目③-1 締結技術

原型炉においては 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(プラント)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、優先度は A2 に分類し、原型炉運転中に継続的にデータを取得する。

(4) 大項目④ 保守機器の故障率等のデータ取得(優先度 B1:表 3.3.7.1 参照)

1) 中項目④-1 遠隔保守機器の故障率データの取得

2) 中項目④-2 保守作業時間のデータ取得

3) 中項目④-3 保守作業時の作業環境データ取得

4) 中項目④-4 保守間隔延伸のためのデータ取得

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実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、優先度は B1 に分類し、原型炉の保守時は常にデータを取得する想定である。

(5) 大項目⑤ プラント設備の保守・状態監視技術の実証(優先度 B2)

及びデータの取得(優先度 B1:表 3.3.7.1 参照)

中項目(保守・状態監視の主な対象設備)

1) 中項目⑤-1 一次あるいは二次冷却系(トリチウム、ACP、放射化水内包)

2) 中項目⑤-2 真空容器内機器

- 3) 中項目⑤-3 真空容器(重力支持脚含む)
- 4) 中項目⑤-4 遮蔽体
- 5) 中項目⑤-5 超伝導コイル
- 6) 中項目⑤-6 排気ポンプ、計測器、プラズマ加熱機器
- 7) 中項目⑤-7 燃料ガス注入設備 (トリチウムプラント含む)
- 8) 中項目⑤-8 ペレット入射設備
- 9) 中項目⑤-9 真空排気設備
- 10) 中項目⑤-10 安全系設備
- 11) 中項目⑤-11 プラズマ計測設備

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(優先度分類 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(優先度分類 B1)。

(6) 大項目⑥ ホットセル内保守交換技術の確認及び実証(優先度 B2: 表 3.3.7.1 参照)

- 1) 中項目⑥-1 ホットセル内搬送技術
- 2) 中項目⑥-2 ホットセル内格納・保管技術
- 3) 中項目⑥-3 放射化したブランケットモジュールの取外し・据付け技術
- 4) 中項目⑥-4 放射化したダイバータターゲットの取外し・据付け技術
- 5) 中項目⑥-5 トリチウム焼きだし及び放射化ダストの処理技術
- 6) 中項目⑥-6 ブランケット／ダイバータの健全性評価技術
- 7) 中項目⑥-7 作業環境管理技術

原型炉におけるブランケット／ダイバータの定期保守方法では、大型の集合体としてホットセル内に搬送され、放射化した機器を取り外す作業を開始するまではホットセル内で格納・保管する。また、DT 運転後の機器はトリチウムの焼きだし及び放射化ダストの処理が必要である。更にホットセルでは再利用する

機器(バックプレートやダイバータカセットを想定)に、新規のブランケットモジュールやダイバータターゲットを据え付けるため、各機器の健全性評価技術も必要である。これらはブランケットセグメント交換技術と同様に、冷態環境でホットセルに搬入された機器に対して最終確認し、温態環境でホットセルに搬入された機器に対して実証する(優先度分類 B2)。

実証時期は、ホットセル内保守交換技術の確認は、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の 1 セクター分(セグメント 5 つ、カセット 3 つ)のうち、搬送技術の確認を行った 各 1 つずつに対して行い、技術の実証は、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する交換作業時に行う。ホットセルの技術の確認および実証は、炉の運転と並行して行う。

(7) 大項目⑦ 稼働率向上に向けた保守交換技術の実規模試験(優先度 B2:表 3.3.7.1 参照)

- 1) 中項目⑦-1 高効率な保守作業の運用
- 2) 中項目⑦-2 配管接続方法など主要遠隔保守技術の先進方法の試験運用

原型炉では実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用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主要保守技術の先進方法の試験運用も実施項目になる。実規模試験は、運転計画の後期サイクルで実施する。

実施時期の概要を図 3.3.7.2 に示す。交換技術の最終確認は機器が放射化する前の第 1 サイクル(冷態環境下)のブランケットセグメントおよびダイバータに対して、1 セクター分(セグメント 5 つ、カセット 3 つ)で行い、各 1 つずつはホットセルに残しホットセル内保守交換技術の確認用とし、他は再び炉内への搬入作業の技術確認に利用する。交換技術の実証は DT 運転後の放射化した機器を対象に、ホット環境下で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で行う。組立時にも保守機器を用いることが合理的であるが、運転前と運転後では加熱による熱影響等の違いがあるため、その観点から組立時とは別に冷態状態での運転後の保守試験も実施する。保守交換にかかる期間は概算であり、各サイクル間のプラント停止期間が運転期間や稼働率を算定

する上で重要となる。トリチウム除去に要する期間を含む炉内冷却期間の評価、ダストの飛散防止のためのクリーニングに要する時間を含むブランケット・ダイバータの交換期間の評価がと合せて、具体化が必要となる。

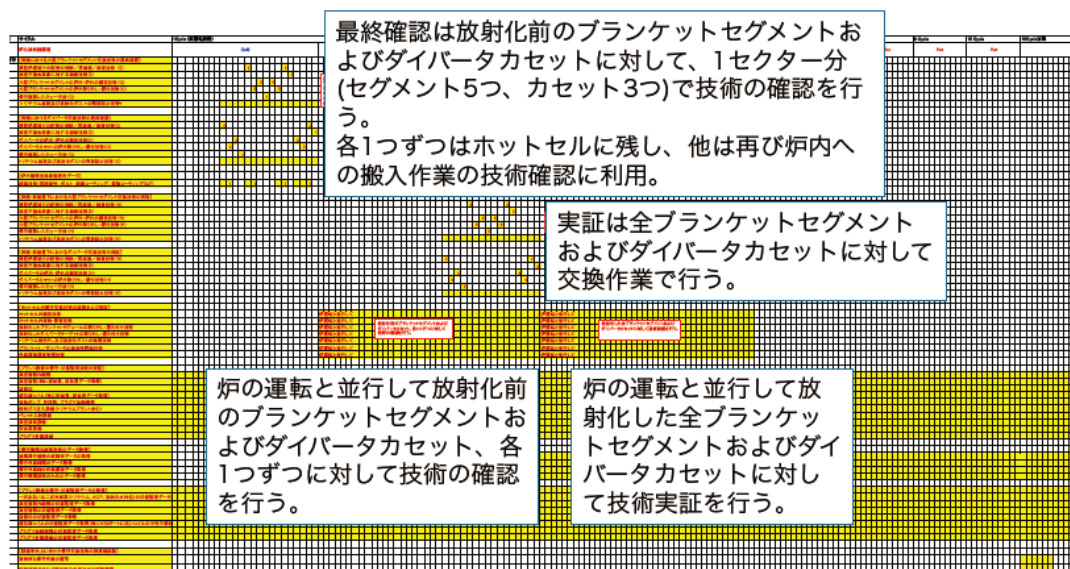


図 3.3.7.2 実施時期の概要 (プラント保守)

(7) 運転開始前の要素試験・開発項目

実証項目の抽出に際し、本運転計画 WG での検討の範疇(重要度分類の A1, A2, B1, B2)外であり、本検討の前提条件外(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)であるが、運転開始前までに実証すべき要素試験・開発項目を以下に整理した。ITER やフルスケールのモックアップ等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。こ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。

大項目 (1) 大型ブランケットセグメント交換技術(ダイバータも同様)(優先度 A3:表 3.3.7.1 参照)

中項目

①原型炉環境での配管の切断／再溶接／検査技術

- －遠隔保守作業手順(使用機器、使用治具、作業信頼性)の確立
- －切断条件(カッター回転速度、他)
- －溶接条件(電流電圧、溶接速度、許容目違い)
- －作業時に排出される廃棄物の種類と体積、質量

- ②大型ブランケットセグメントの炉内・炉外の搬送技術
 - －遠隔保守作業手順（使用機器、使用治具、作業信頼性）の確立
 - －搬送中のブランケットセグメントの軌跡
 - （保守ポートや搬送のための回廊とのクリアランス設定のため）
- ③大型ブランケットセグメントの炉内取り外し・据付技術
 - －遠隔保守作業手順（使用機器、使用治具、作業信頼性）の確立
 - －セグメントの設置精度
- ④保守機器レスキュー方法(技術)
 - －様々な故障モードの抽出
 - －各故障モードに対する遠隔保守作業手順（使用機器、使用治具、作業信頼性）の確立
- ⑤トリチウム拡散及び放射化ダストの飛散防止技術
 - －候補となる何種類かの作業手順を検討
 - －検討した作業手順の作業性を試験により確認

大項目（２） 耐放射線機器開発(優先度 A3:表 3.3.7.1 参照)

中項目

①保守機器部品

－ドライ潤滑、電気絶縁材料、視覚/力覚センサー、シール材

大項目（３） 大型大容量機械要素技術(優先度 A3:表 3.3.7.1 参照)

中項目

①減速機、直線ガイド、ボールスクリュウ

②アクチュエータ（AC サーボモータなど）

大項目（４） ロボット制御技術(優先度 A3:表 3.3.7.1 参照)

中項目

①ヒューマンマシンインターフェース技術

－運転管理/計画

－バーチャルリアリティ技術（運転シミュレーション、故障時の対応含む）

－遠隔操作、Viewing

－故障、トラブル対応 AI 技術

②下位制御技術（運動/力制御）

大項目（５） ホットセル内保守交換技術(優先度 B3:表 3.3.7.1 参照)

中項目

①要素試験、モックアップ試験を通した遠隔保守技術の確立

大項目（６） プラント設備の保守・状態監視技術(優先度 B3:表 3.3.7.1 参照)

中項目

①プラズマ加熱機器

-NBI（特に遠隔保守が必要になるイオン源の保守、交換技術）運転管理/計画

② プラントの点検/保守・補修/管理技術

③状態監視技術

④炉内機器の健全性評価技術

大項目（７） 稼働率向上に向けた保守交換技術の試験(優先度 B3:表 3.3.7.1 参照)

中項目

①要素試験を通した遠隔保守作業の実現性確認

大項目（８） 維持規格など規格基準策定のための技術(優先度 B3:表 3.3.7.1 参照)

中項目

① 溶接検査技術

② 溶接前後施行検査技術など

大項目（９） 除染技術(優先度 B3:表 3.3.7.1 参照)

中項目

①保守機器に付着した放射化ダストの除染

3.3.7.3 抽出項目の優先度、実施時期（まとめ）

抽出した実証項目(大項目)の優先度分類を表 3.3.7.1 に示す。また、抽出した実証項目の内、優先度分類 A、B、1、2 に分類された項目を運転サイクルに反映させた実証時期を表 3.3.7.2 に示す。

プラント保守技術の実証項目およ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、項目抽出は核融合炉固有で重要なものを中心に検討を行った。ITER からの方式・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」を対象とし、配管処理や搬送方法など同方式における重要項目を中心に抽出した。

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。

表 3.3.7.1 プラント保守技術実証項目の優先度分類

☐		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. ☐ 原型炉以外で開発可能な技術 ☐
技術優先度 ☐	A. ☐ 基盤技術 ☐	・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☐	・実機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☐ ・実機における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☐	・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☐ ・大型大容量機械要素技術☐ ・ロボット制御技術☐
	B. ☐ 補強が必要な重要技術 ☐	・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☐	・ホットセル内保守交換技術☐ ・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☐	・ホットセル内保守交換技術☐ ・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☐ ・除染技術☐
	C. ☐ 核融合特有の技術でない ☐	☐	☐	・プラント設備の保守・状態監視技術☐ ・地震対策技術☐

表 3.3.7.2 プラント保守運転計画

サイクル	1Cycle (試運転段階)										2Cycle	3Cycle	4 Cycle	5 Cycle	6 Cycle	7 Cycle	8 Cycle	9 Cycle	10 Cycle	10Cycle以降
炉心放射線環境	Cold					Hot					Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	Hot	
【実機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】																				
原型炉環境での配管の切断／再溶接／検査技術(C)			2				3													
検査不適合事象に対する補修技術(C)							1													
大型ブランケットセグメントの炉内・炉外の搬送技術(C)				5	5															
大型ブランケットセグメントの炉内取り外し・据付技術(C)				5		5														
保守機器レスキュー方法(C)					1															
トリチウム拡散及び放射化ダストの飛散防止技術 [※]																				
放射化前の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、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つずつ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。 [□]																				
【実機におけるダイバータ交換技術の最終確認】																				
原型炉環境での配管の切断／再溶接／検査技術(C)			2																	
検査不適合事象に対する補修技術(C)																				
ダイバータの炉内・炉外の搬送技術(C)				3																
ダイバータカセットの炉内取り外し・据付技術(C)				3																
保守機器レスキュー方法(C)					1															
トリチウム拡散及び放射化ダストの飛散防止技術(C)																				
【炉内機器支持構造設計データ】																				
締結技術(再溶接性、ボルト、絶縁コーティング、振動コーティングなど)			1		1			1		1										
【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】																				
原型炉環境での配管の切断／再溶接／検査技術(H)																				
検査不適合事象に対する補修技術(H)																				
大型ブランケットセグメントの炉内・炉外の搬送技術(H)																				
大型ブランケットセグメントの炉内取り外し・据付技術(H)																				
保守機器レスキュー方法(H)																				
トリチウム拡散及び放射化ダストの飛散防止技術(H)																				
放射化前の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、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つずつ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。 [□]																				
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実施し、 [※] 技術実証を行う。 [※]																				
【実機・高線量下におけるダイバータ交換技術の実証】																				
原型炉環境での配管の切断／再溶接／検査技術(H)																				
検査不適合事象に対する補修技術(H)																				
ダイバータの炉内・炉外の搬送技術(H)																				
ダイバータカセットの炉内取り外し・据付技術(H)																				
保守機器レスキュー方法(H)																				
トリチウム拡散及び放射化ダストの飛散防止技術(H)																				
【ホットセル内保守交換技術の確認および実証】																				
ホットセル内搬送技術																				
ホットセル内格納・保管技術																				
放射化したブランケットモジュールの取り外し・据え付け技術																				
放射化したダイバータターゲットの取り外し・据え付け技術																				
トリチウム焼きだし及び放射化ダストの処理技術																				
ブランケット／ダイバータの健全性評価技術																				
作業環境管理技術																				
炉運転と並行して																				
炉運転と並行して																				
炉運転と並行して																				
炉運転と並行して																				
炉運転と並行して																				
炉運転と並行して																				
炉運転と並行して																				
炉運転と並行して																				
放射化前のブランケットセグメントおよびダイバータカセット、各1つずつに対して [※] 技術の確認を行う。 [※]																				
放射化した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技術実証を行う。 [※]																				
【プラント設備の保守・状態監視技術の実証】																				
真空容器内機器																				
真空容器(特に変形量、変位量データ取得)																				
遮蔽体																				
超伝導コイル(特に変形量、変位量データ取得)																				
排気ポンプ、計測器、プラズマ加熱機器																				
燃料ガス注入設備(トリチウムプラント含む)																				
ペレット入射設備																				
真空排気設備																				
安全系設備																				
プラズマ計測設備																				
【保守機器の故障率等のデータ取得】																				
遠隔保守機器の故障率データの取得																				
保守作業時間のデータ取得																				
保守作業時の作業環境データ取得																				
保守間隔延伸のためのデータ取得																				
【プラント設備の保守・状態監視データの取得】																				
一次あるいは二次冷却系(トリチウム、ACP、放射化水内包)の状態監視データ取得																				
真空容器内機器の状態監視データ取得																				
真空容器の状態監視データ取得																				
遮蔽体の状態監視データ取得																				
超伝導コイルの状態監視データ取得(特にNBIポートに近いコイルの中性子照射)																				
プラズマ加熱機器の状態監視データ取得																				
プラズマ計測設備の状態監視データ取得																				
【稼働率向上に向けた保守交換技術の実規模試験】																				
高効率な保守作業の運用																				
配管接続方法など鍵技術の先進方法の試験運用																				

4. まとめと今後の課題

4.1 主な成果と課題

技術課題ごとの分科会（炉心・プラント運転、ランケット、ダイバータ、トリチウム、安全、廃棄物、保守他）での分担検討の結果、以下の成果が得られた。

- ① 原型炉独自の基幹技術、他分野での実績技術他の観点で重要度を設定
- ② 重要度を視点に必要な実施項目を抽出
- ③ 抽出項目の概略の実施時期を設定
- ④ 分科会成果を全体集約して全体運転計画線表を作成。

これらにより、WG/分科会での議論を通じて運転計画策定の課題を抽出し、原型炉の在り方の議論の入り口ともなった。ディスラプション対応、トリチウム戦略、出力・運転モード（パルス運転含む）、先進ブランケット対応、機器寿命・健全性と安全・保守計画他の主要な検討課題を整理できた。

但し、これらは重要度視点の実施項目と実施時期と課題であり、項目抽出のみで期間検討はまでは不十分となっている。また、必要性の議論も項目詳細が検討できておらず、段階的に他の検討進捗に合わせて精度を上げる**継続**検討を行うのが有効である。

今回の検討では、起動時を中心とした実施項目の抽出が多く、後続のサイクルに向けた実施プロセス、期間検討が必要である。また、主な運転計画の課題抽出状況は集約すると次のとおりで、山谷があるので更なる検討が望まれる。

- ① 核融合炉の運転技術・・・項目抽出段階
- ② プラズマ予測コードの検証・・・不十分
- ③ 核融合炉の運用性（出力安定性、制御性、運転マージン）・・・項目抽出段階
- ④ 機器・設備の故障率・・・具体化未了
- ⑤ プラント保守・・・項目抽出段階、期間検討未了
- ⑥ 作業従事者被ばく実績・・・項目抽出段階
- ⑦ 廃棄物取扱・管理技術・・・項目抽出段階
- ⑧ 通常時の環境影響・・・項目抽出段階
- ⑨ 実用炉への先進技術開発・・・項目抽出段階（ブランケット、ダイバータ、材料）

サブワーキングごとの技術課題ごとの主な成果と課題を次項以降に示す。また、サブワーキングごとの詳細な課題の整理結果を別添表2に示す。

4.1.1 炉心制御・プラント運転技術（起動・運転・停止全般）

第1サイクル（試運転サイクル）は、プラズマ電流、磁場が定格に到達した後から開始し、発電はパルス運転段階から想定。系統併入は、定常運転で実績を積んだ後とする（第2サイクル以降）。また、試運転段階では、初期トリチウムにより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行う。最終的には実用炉模擬運転を行い、実用炉に向けて検証する。

実証技術項目は、放電前試験、HH 調整運転、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、DT 定常運転項目等である。

長期間定格発電の実証、運転の監視・制御技術、後期ダイバータに向けた炉心改良運転と運転点の最適化及び実用炉模擬運転の実証が必要となる。

4.1.2 ダイバータ

プラズマ運転の観点からは 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、運転シナリオを基に、主として運転準備段階（第0サイクル）及び試運転段階（第1サイクル）において実施する内容を抽出した。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、実用炉に向けて、ダイバータ熱負荷を最大 $10\text{MW}/\text{m}^2$ から $5\text{MW}/\text{m}^2$ 程度に軽減する運転シナリオを検討する。

ダイバータ機器の観点からは原型炉において確立されるべき課題と 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を抽出した。原型炉運転初期には「初期ダイバータ」を設置し、ダイバータ熱負荷軽減運転シナリオが確立された後は「後期ダイバータ」を設置する。

運転サイクル期間を決める重要な要素であるダイバータ機器寿命について、現在までの知見から定量的な評価を試みた。「機器寿命」の管理のためには、機器寿命に影響を与える損傷について、“損傷発生機構、損傷発生寿命”、“損傷許容設計・運用”、“損傷進展経路・損傷成長速度”について、中性子照射による影響を含めて具体化する必要がある。特に中性子照射影響は、結果が得られるまでに時間がかかること、高速中性子の影響が大きいことから、停止している常陽炉の早期運転再開と、材料照射実験が必要である。

4.1.3 ブランケット

①トリチウムの生産・回収技術は、燃料貯蔵系のトリチウム量が増加することで確認する。回収量の計測は、ガス流量等の計測データとトリチウムシミュレー

タにより実施し、これらに必要な計測器の精度向上は原型炉建設前までの課題とする。

②健全性評価技術は、充填体の温度及び局所的な熱負荷集中が設計どおりとなっていることを確認。また、運転後には取り出したブランケットの健全性確認、検査を実施。サイクル後に取り出すブランケットは必要な最小限とし、取扱い可能となるまでに数年単位の時間を要するのでサイクル中盤に確認し、使用期間等の最適化を目指す。

③発電関連技術は、核融合反応による負荷に対するブランケット応答の妥当性確認を冷却水の入口・出口温度条件が設計どおりとなっていることで確認。どの箇所を計測対象とするかは、今後の検討課題とする。

④計測技術は、原型炉ブランケットでの計測対象を継続的に検討することが必要。ブランケット内充填体の温度、ブランケットへの表面熱負荷分布について、十分な精度で計測することを実証するが、内容、方法論については、原型炉建設前までの課題とする。

⑤商用炉に向けた改良技術は、具体的な項目およびその時期については今後の課題とする。必要に応じ液体金属ブランケット等の先進ブランケットに関しては後期サイクルで試験を実施する。稼働率向上のためのブランケット長寿命化や高発電効率化等の観点等から、改良が必要な場合は先進ブランケットと同様に実施。

燃料の増殖・発電のブランケットにおける重要項目は、第1サイクルまでに実証を完了させ、運転を継続しながら故障率データを取得するとともに、ブランケット健全性の実証データをもとに使用期間の最適化を目指す。後期サイクルでは先進ブランケット試験および、実用炉に向けたブランケット改良を実施する。

4.1.4 トリチウムサイクル・取扱技術

①燃料サイクルシステムの長期連続安定運転技術

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に実証され、外部から導入したトリチウムで運転実証する必要がある。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、これらを含む燃料系の自立自給の運転技術を実証する。

②トリチウム回収利用技術

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。原型炉では、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役割である。

③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の管理制御を支援するトリチウムシミュレータは、原型炉以前の段階で構築し、トリチウム挙動予測を行った上で試運転に入る必要がある。燃料サイクルが定常に達するまでの時間とトリチウム量を評価し、十分なトリチウム量が調達できる見通しを得る必要がある。

④燃料サイクル構成機器の健全性評価・保守技術

構造健全性評価や性能確認に基づく計画的な保守時、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トリチウム取扱機器について検討し、雰囲気へのトリチウム漏洩や作業者の被ばく量を最小限に抑えつつ、安全かつ効率的に保守する技術を実証する。

4.1.5 安全技術

原型炉の安全性指針が現在検討中であるため、暫定的にこれまでの安全性検討で得られている安全システム・機器を対象に実証項目を抽出した。

① 放射性物質に関連する管理実績の取得

環境放射線のモニタリングや従事者被爆実績、放射性物質及び放射線管理に関する実績データを取得し、実測データを計画値と比較し、計画どおりの管理ができることを実証する。

② 実環境での安全系機能の最終確認

安全系機能を原型炉の実環境下で最終確認する。放射性物質の閉じ込め障壁となる真空容器や 1 次冷却系、トリチウム回収系の機器・システムの機能を確認する。ディスラプションについては緩和系の動作確認とともに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。

基本的な技術は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及びデータ取得が実証項目となるが、ディスラプション以外の崩壊熱などのハザードに対しての安全性機能確認項目は、今後、更に具体化する必要がある。

4.1.6 廃棄物処理技術

① 実環境下の管理シナリオの検証と処分工程の確認

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。

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

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取得し、実用炉における廃棄物管理に資する。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必要がある。

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

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。定期保守時で交換する機器の再利用技術は、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、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である。

4.1.7 プラント保守技術

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

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)で最終確認を行う及び実機高線量下(温態)で実証を行う項目を抽出した。

② ダイバータ交換技術の最終確認及び実証

③ 炉内機器支持構造設計データ取得

④ 保守機器の故障率等のデータ取得

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

⑥ ホットセル内保守交換技術の確認及び実証

⑦ 稼働率向上に向けた保守交換技術の実規模試験

4.2 今後の運転計画 WG の進め方

これまでの WG 成果の纏めと分科会ごとの技術課題の分析を行なった結果は、次のとおりである。

- ① 運転計画は本来概念設計が固まり、主要機器設備、プロセスが形作られた上で計画するのが有効であるが、現状では必要な条件が揃っていない訳ではない。

- ② 具体的なイメージとして議論のたたき台が存在していないので、

今回の全体統合計画表をたたき台として、具体的な協議、検討を重ねて形づくるのが有効。

- ③ このため、課題を具体化し、出来るものから運転計画として反映し、段階的な作業により精緻化及び集大成化する。
- ④ 一度作ったものは固定するのではなく、課題を中心とする進捗状況を適宜、反映して改訂していくのが有効。

上記を踏まえ、主要な課題を具体化しながら次のアクションに繋げるために、どこまで明確になっているかも見える化しする必要がある。C&R までに段階的かつ継続的な検討をそれぞれの成果と活動状況を分析した上で目的にかなった活動計画をたてて行うことが望まれる。

今回の成果から、次のように焦点を絞って展開するのが有効である。

- ① 起動シーケンス、定格運転までに集中した検討となり、第2サイクル以降の計画が不十分。一般の軽水炉等と比較した場合、第1サイクル起動工程が長い（3年超）結果となっているため、必要に応じて期間の短縮、適正化が望まれる。
- ② 原型炉固有を中心とした重要項目（含む実験要素）を優先度高として具体化検討を実施。
- ③ 検討不十分箇所（トリチウム戦略、出力・運転モードの具体化他）で重要な項目に焦点化した検討。
- ④ 早期具体化が必要な課題を中心に検討。
ディスラプション対応、先進ブランケット対応、パルス運転対応、訓練期間、廃炉に向けた技術、環境対策（トリチウム、放射性ダスト）、機器・設備の寿命評価

分科会ごとの技術課題の主な検討項目は次のとおりである。

- ①炉心制御・プラント運転技術
 - ・ ITER、60SA 計画反映
 - ・ 試運転サイクルの最小化、運転員トレーニングの考慮
 - ・ パルス運転等の運転シナリオの具体化
 - ・ 計測制御技術の具体化
- ②ダイバータ

- ・後期ダイバータの導入時期
- ・ダイバータの健全性確認方法、供用期間の具体化
- ・試運転サイクルの実証項目の適正化（期間短縮）

③ブランケット

- ・トリチウム増殖計量法含む計測項目・方法の検討
- ・ブランケット供用期間の具体化
- ・先進ブランケット計画
- ・計測制御技術に具体化
- ・材料技術の検討

④トリチウムサイクル・取扱技術

- ・トリチウムシミュレータの開発計画（含む増殖トリチウム量評価）
- ・トリチウム保守（機器滞留・クリーニング）の検討

⑤安全技術

- ・放射性物質の安全管理計画（従事者被ばく）
- ・環境放射線モニタリング計画
- ・ディスラプション安全対策の具体化

⑥廃棄物処理技術

- ・廃棄シナリオの実証計画
- ・廃炉計画の盛り込み

⑦保守技術

- ・トレーニング、保守期間の策定
- ・トリチウム除去、除染期間の検討

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、
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（2014
年9月）
<http://www.fusion.qst.go.jp/reading5/houkoku/goudoukoa.html>
- [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報告 -

原型炉技術基盤構築チャート -、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/goudoukoa.html>

- [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 年 12 月 18 日
- [4] Y.Sakamoto et al., “DEMO Concept Development and Assessment of Relevant Technologies”, FIP/3-4Rb, IAEA Fusion Energy Conf. St.Petersburg, 2014
- [5] J.M. Steichen, J. Nucl. Mater., 61 (1976) 13-19.
- [6] R.C. Rau, J. Motteff, R.L. Ladd, J. Nucl. Mater., 24 (1967) 164-173.
- [7] I.V. Gorynin, V.A. Ignatov, V.V. Rybin, S.A. Favritsiev, V.A. Kazakov, V.P. Chakin, V.A. Tskanov, V.R. Barabash, Y.G. Prokofyev, J. Nucl. Mater., 191-194 (1992) 421-425.
- [8] M. Fujitsuka, B. Tsuchiya, I. Mutoh, T. Tanabe, T. Shikama, J. Nucl. Mater., 283-287 (2000) 1148-1151.
- [9] M. Fukuda, N.A.P. Kiran Kumar, T. Koyanagi, L.M. Garrison, L.L. Snead, Y. Katoh, A. Hasegawa, J. Nucl. Mater., 479 (2016) 249-254.

添付資料

別添 1

全体運転計画第 1 次案

別添表 1 全体運転計画第 1 次案

[illegible]

実証時期(運転サイクル)に関する主要な合意事項^⑦

- 各要素技術については、原型炉でしか開発できない項目を除いて、ITER等を通して基本的に開発済みと仮定□
- 原型炉では基本的にITER等での開発済みの技術を実証することを主目的とするが、商用炉にむけた観点から実験的項目を入れることも可能とする◇
- 各運転サイクルは、実証内容に応じてそれぞれの運転期間を定義する□
- 第1サイクル(試運転サイクル)は、プラズマ電流、磁場が定格に到達した後から開始と定める□
- 本格運転段階までは、初期装荷リチウムは確保されていると仮定□
- 発電はパルス運転段階から想定する □
- 系統併入は、定常運転で実績を積んだ後からとする(第2サイクル以降)□
- 部分負荷運転は主要項目から除く□
- プラズマ運転に関するダイバーク実証項目は基本的に試運転サイクルにて完了。本格運転後は機器の健全性等の実証を主眼□
- ダイバーク試験体は冷却構造の複雑化から挿入は考えないとする□

別添 2

技術課題（分科会ごと）の全体纏め表

別添表 2 技術課題（分科会ごと）の全体纏め表(1/3)

項目	第1期貳の成果	課題（または指標事項）	課題分析(1) なぜ第1期貳で課題として残ったのか	課題分析(2) 課題の解決のために何をすべきか	課題分析(3) (1)のアクションに要する作業量 大規模：1年以上 中規模：半年程度 小規模：1.2ヶ月程度	第2期貳に向けて (作業量等を考慮した上で、第2期貳で実施すべきか否かなど)	得られた結果は何に反映されるか (得られた結果の活用先)
炉心制御 プラント運転	運転シナリオの概要を検討	試運転サイクルが長いため、必要最小限にするための検討が必要	各運転項目の必要性・必要期間の詳細検討ができなかった	・運転項目に必要性・優先度の評価 各運転項目の必要運転期間の評価 ・ITER(実験計画)/JT-60SA実験計画のレビュー ・実験項目の優先度分類 ・軽水炉プラント起動手順のレビュー ・運転項目の優先度分類・必要運転期間の評価 ・ベンチマーク(主要項目について詳細化) ・安全性については、ディスラプション回避について詳細化といった項目を絞る	・JT-60SA実験計画レビュー：中 ・ITER実験計画(公開後)のレビュー：中 ・軽水炉起動試験のレビュー：小 ・原型炉への適用検討：小 ・運転項目の必要運転期間の評価：小	・各実験計画のレビュー→ 運転計画WG継続案件	【重要項目】 ・試運転段階での運転期間詳細評価と重要度分類に適用
	運転期間、パルス数の暫定評価を実施	具体的な運転シナリオの検討が必要（フェーズごとの出力・パルス幅など）	具体的な運転シナリオが無いため	・主要な運転シナリオ作成 ・パルス運転シナリオの策定 ・出力上昇運転の制御シナリオ策定 ・定常運転移行シナリオの策定 ・定常運転シナリオの策定 ・炉心プラズマ輸送コード/ダイバータコードによる解析に基づく各運転シナリオの検討	・炉心プラズマ輸送コード/ダイバータコードによる解析に基づく各運転シナリオの検討：大 ・定常運転シナリオ：中、パルス運転シナリオ：中、出力上昇シナリオ：大、定常運転移行シナリオ：大	特別チーム内(主担当：物理設計Gr)で実施→ 運転計画WG範囲外	【最重要項目】 ・パルス運転時間の詳細化、定常運転時間の詳細化、出力上昇に必要な実施項目・必要時間の明確化、定常運転移行に必要な実施項目・必要時間の明確化
	トリチウムシミュレータが必要な主要課題のリストアップ	本格運転段階までのトリチウム確保シナリオの検討が必要	初期装荷トリチウム確保手法/初期装荷トリチウム必要量の不明確	・解析コードの開発とモデルの構築 ・モデル構築に必要なトリチウム関連物理性の最新データの収集 ・シミュレータ構築の枠組み・体制の明確化 ・実験データのデータベース化と取得すべきデータの検討計画立案と担当の明確化	・シミュレータコードの主要部分構築：大 ・データベースの整備：大 ・データ取得：大	・コード開発は特別チーム内(主担当：システム設計Gr)で実施 ・データベース構築・データ取得項目明確化はトリチウム小委員会にて実施→ 運転計画WGの範囲外	【最重要項目】 ・初期装荷トリチウムと試運転期間との関係の明確化 ・保守期間を考慮したトリチウムインベントリ上乗評価と運転期間間の関係性 ・原型炉における次期核融合炉用燃料増殖時間算出
	運転シナリオの概要を検討	運転員の訓練に関する期間を考慮する必要がある	訓練内容・必要時間が不明	運転員訓練の詳細を調査 既存の発電所における運転時運転員訓練計画を調査	・訓練計画調査：大(業者発注?)	次回以降 運転計画WG （発注案件?）	【後回し項目】 運転計画内の運転員訓練期間追加に適用
	運転シナリオの概要を検討	本当に必要な運転フェーズが何であるかを検討する必要がある（H-H、H-Dなどが必要不可欠なものが何であるかを検討）	・H-H、H-D、D-D、D-T各放電における目的の詳細化、目的に対する実験実施項目の詳細化、プラント試運転項目の詳細化ならびに、必要となる試験期間の評価	・H-H、H-D、D-D、D-T各放電における目的の詳細化、目的に対する実験実施項目の詳細化、プラント試運転項目の詳細化 ・ITER(実験計画)/JT-60SA実験計画のレビュー ・実験項目の優先度分類 ・軽水炉プラント起動手順のレビュー	・JT-60SA実験計画レビュー：中 ・ITER実験計画(公開後)のレビュー：中 ・軽水炉起動試験のレビュー：小 ・原型炉への適用検討：小	・各実験計画のレビュー→ 運転計画WG継続案件	【重要項目】 ・試運転段階での運転期間詳細評価に適用
	運転シナリオの概要を検討	発電前の段階での廃熱システムの検討が必要	パルス運転時の運転方法の詳細化	・パルス運転時の熱バランスの評価 ・冷却システムのシステム設計 ・パルス運転手順の詳細化 ・廃熱量に対応する冷却システムの詳細化	・パルス運転手順の詳細化：小 ・廃熱量に応じた冷却系統システムの提案：大	・パルス運転手順の詳細化→特別チーム内(主担当：物理設計Gr) ・廃熱量に応じた冷却系統システムの提案→プラントメカ発注→ 運転計画WG範囲外	【重要項目：次段階移行】 ・プラント機器試運転項目・期間の評価に適用
ダイバータ	改良ダイバータ用の不純物放射割合増加に向けた炉心運転の必要性の指摘	改良ダイバータの導入時期の検討が必要	改良ダイバータ（プラズマ・機器）の具体像が無い	・改良ダイバータの具体化 ・改良ダイバータの機器性能目標設定 ・ダイバータプラズマデタッチ解析 ・不純物添加の炉心への影響解析 ・改良ダイバータ機器の熱・機械・核特性解析	・ダイバータプラズマデタッチ解析：大 ・不純物添加の炉心への影響解析：大 ・改良ダイバータ機器の熱・機械・核特性解析：大	・ダイバータプラズマデタッチ解析→特別チーム(物理設計Gr)→ 運転計画WG範囲外 ・不純物添加の炉心への影響解析→特別チーム(物理設計Gr)→ 運転計画WG範囲外 ・改良ダイバータ機器の熱・機械・核特性解析→特別チーム(システム設計Gr)→ 運転計画WG範囲外	【重要項目】 ・改良ダイバータの導入時期ならびに、それによる試運転計画の立案へ適用
	ダイバータ使用期間策定に必要な課題をリストアップ	ダイバータの供用期間策定のために必要な情報とそれに向けた検討計画の策定が必要	供用期間策定に必要な情報が不明確	・ダイバータ使用期間策定に向けた必要情報のリストアップ ・情報入手の検討(実験)計画立案 ・ダイバータ保守手順の具体化 ・ダイバータ機器の寿命評価手法の構築	・保守手順の具体化：大 ・寿命評価手法の構築：大	・保守手順の具体化：特別チーム(主担当：システム設計Gr)→ 運転計画WG範囲外 ・寿命評価手法の構築：特別チーム(主担当：システム設計Gr)→ 運転計画WG範囲外	【最重要項目】 パルス/定常運転期間の評価に適用
	健全性を確認する	健全性確認手法の検討が必要	健全性確認手法が不明確	・健全性確認項目のリストアップ ・健全性確認手法の選択と確認期間の検討 ・ダイバータ製作手法の構築と健全性確認点の評価	・ダイバータ製作手法の構築：大 ・健全性確認項目の評価：大	・ダイバータ製作手法の構築：特別チーム(主担当：システム設計Gr)→ 運転計画WG範囲外 ・健全性確認項目の評価：特別チーム(主担当：システム設計Gr)→ 運転計画WG範囲外	【重要項目】 起動準備期間・保守期間の評価に適用
	試運転サイクルで必要な項目をリストアップ	試運転サイクルでの実証項目の合理化（試運転サイクルの期間短縮が課題であるため、優先度を評価）	実証項目の全体像が把握し切れていない	・実証項目のリストアップ ・優先度分類の実施 ・炉心運転に整合する運転計画の詳細の把握	・炉心運転に整合する運転計画の詳細の把握：大	・炉心運転の確立→特別チーム内(物理設計Gr) ・炉心運転に整合するダイバータ試験項目の詳細化： 運転計画WG	【後回し項目】 試運転サイクルのダイバータ関係の試験項目簡略化・試験期間短縮に適用

別添表 2 技術課題（分科会ごと）の全体纏め表(2/3)

項目	第1期WGの成果	課題(または指摘事項)	課題分析(1) なぜ第1期WGで課題として残ったのか	課題分析(2) 課題の解決のために何をすべきか	課題分析(3) (1)のアクションに要する作業量 大規模：1年以上 中規模：半年程度 小規模：1,2ヶ月程度	第2期WGに向けて (作業量等を考慮した上で、第2期WGで実施すべきか否かなど)	得られた結果は何に反映されるか (得られた結果の活用先)
ブランケット	大項目1: トリチウムの生産・回収技術 燃料貯蔵系のトリチウムの増減を計測 系統内トリチウム分布の把握（トリチウムシミュ レータ併用）	ブランケットでのトリチウム増減比の評価方法と それに必要な研究計画を策定する必要がある	原型炉で取り扱う量のトリチウムをリ アルタイム計測する手法が確立されて いない。	・これまでの手法をもとにした原 型炉でのトリチウム計測手法の検 討 ・各計測機の計測精度と原型炉の 要求とのギャップを整理し、改善 方法を検討する	(大規模) 計測機の精度を向上させるための 手法の検討には時間を要する	ブランケットWGで検討する 運転計画WGの範囲からは外す	[重要項目] 原型炉ブランケットにおけるトリチウム計測設計に反映 原型炉建設前に必要なトリチウム関連設備建設・試験期間に 反映
	大項目2: 健全性確認・評価技術 設計寿命になった段階でブランケットを交換す る。それ以外は健全性評価用に一部を取り出すも のを除きブランケットの交換は必要最小限にする。	ブランケット使用期間の策定およびそれを反映し た運転計画が必要	ブランケットへの条件および使用期間 の制限を決める指標が明確でなかった	・制限となりうる項目（照射量、 繰り返し負荷など）を挙げ、それ らをもとに各種制限量を決め、そ れと想定される負荷から使用期間 を仮決める。 ・既存の結果から考えられる各種 制限値を評価 ・運転シナリオの仮決め	(中規模～大規模) 仮決めるだけなら既存のデータ の調査・整理でよいが、信頼性を 高めるためには個別検討が必要	ブランケットWGで検討する 寿命評価手法の構築について協議する。 運転計画WGの範囲からは外す	[重要項目] ブランケット設計条件に反映 保守シナリオに反映
	大項目3: 発電関連技術 ブランケットへの熱・中性子負荷に対するブラン ケット冷却水温度応答の妥当性を試運転サイクル にて段階的に評価	試運転段階での段階的出力上昇に対する要求策定 が必要（どのような運転シナリオが必要か）	試運転段階で懸念される問題が不明確 （特に大きな問題がないと考えるなら ば、ブランケット側から試運転段階で の運転シナリオへの要求は不要）	・原型炉ブランケット特有の課題 を考慮した上で必要な運転シナリ オと必要な調整項目・期間を検討 する。 ・原型炉ブランケットにおいて ランケット応答に対して何が問題 となり得るかを明らかにする （例：各モジュールへの流量調整 など）	(中規模) 原型炉特有の問題がないのであれ ばそれを明確にするだけでよい。 問題がある場合は具体的に運転シ ナリオに反映させるための検討作 業が必要となる。	ブランケットWGで検討する 原型炉特有の問題があるかについて協議する。 運転計画WGの範囲からは外す	[重要項目] 試運転シナリオに反映
	大項目4: 計測技術 最低限の計測に留める方針とした。 充填体の最大温度や系統内トリチウム分布の把握 に必要なガス流量等を計測することとした。 それ以外に必要な項目は十分協議できていない。	必要な計測項目とその方法の検討が必要	計測関係の専門家がいなかった 原型炉環境でどのような計測が可能か が不明だった ITER-13WGでも検討中であり、詳細まで は決まっていない	・何を計測したいか、およびそれ が計測可能かを一覧して本当に 必要な項目の絞り込みを促す。 ・原型炉内の線量に対して可能な 計測機器等、計測に対する制限を 明確にする	(中規模～大規模) 計測の詳細に関しては未検討の部 分が多いため、検討には時間を要 する。	ブランケットWGで検討する 運転計画WGの範囲からは外す	[後出し項目] ブランケット設計条件（計測器の条件）に反映 計測器の調整に必要なとなる期間として運転計画に反映
	大項目5: 商用炉に向けての改良技術 先進ブランケット試験を後期サイクルで実施する こととした。	先進ブランケットについて商用炉とのギャップを 埋めることを含めた計画の策定が必要	メンバーに先進ブランケットの専門家 がなかった（固体増殖水冷却ブラン ケットに対象を絞ったため）	・先進ブランケットを研究してい る専門家に運転計画策定を依頼す る（第1期WGで行った内容を先進 ブランケットに対して実施しても らう） ・先進ブランケット候補に対する 実証項目・優先度・実施時期の検 討	(中規模) 第1期WGで各分科会が実施した作 業量と同等 課題に対する具体的な検討は必須 ではない	今年度の重点化項目外であるため来年度実施	[後出し項目] 先進ブランケット試験計画の具体化
トリチウム	トリチウムシミュレータが必要な主要課題のリス トアップ	トリチウムシミュレータ開発に向けた計画の策定	・モデリングの時間的余裕 ・トリチウム透過・吸着・不活性量等 の物性値の不足	・解析コードの開発とモデルの構 築 ・モデル構築に必要なトリチウム 関連物性値の最新データの収集 ・シミュレータ構築の枠組み・体 制の明確化 ・実験データのデータベース化と 取得すべきデータの検討計画立案 と担当の明確化	・シミュレータコードの主要部分 構築：大 ・データベースの整備：大 ・データ取得：大	・コード開発は特別チーム内（主担当：システム 設計6r）で実施 ・データベース構築・データ取得項目明確化はト リチウム小委員会にて実施→運転計画WGの範囲 外	[最重要項目] ・初期段階トリチウムと試運転期間との関係の明確化 ・保守期間を考慮したトリチウムインベントリ上乗評価と運 転期間の関係性 ・原型炉における次期核融合炉用燃料増殖時間算出
	課題抽出を実施	機器に滞留するトリチウムインベントリ量および そのクリーニング（焼き出し）に要する期間の検 討が必要	・トリチウム滞留量の評価方法の明確 化 ・トリチウム除去手法の選定と必要時 間の評価モデル構築	・第一壁へのT蓄積量の評価モデ ル構築 ・ダスト等の生成量評価モデルと ダスト内へのT蓄積モデルの構築 ・第一壁T除去モデルの構築 ・ダストからのT除去モデルの構 築 ・第一壁内T輸送実験 ・既存装置におけるダスト生成 データ収集 ・原型炉条件でのT除去実験	・第一壁内T輸送実験：大 ・既存装置で運送けるダスト生成 データ収集：小 ・原型炉条件T除去実験：大	・既存のデータベースの構築：トリチウム実験関 係者（JST/大学）→運転計画WGの範囲外	[重要項目] ・炉内保守期間やホットセル内作業期間の詳細評価に適用
	課題抽出を実施	ブランケットで増殖したトリチウム量の評価	・ブランケットモジュール内のトリチ ウム生成量・流出量・吸着量・透過量 等の詳細把握が課題	・ブランケットモジュール内のトリ チウム回収モデル構築 ・ブランケットモジュールのトリ チウム回収実験 ・トリチウム素過程データベース 構築：大 ・評価モデルの構築と既存実験の 再現：大 ・データ取得項目のリスト作成と実 験計画立案：大	・トリチウム素過程データベース 構築：大 ・評価モデルの構築と既存実験の 再現：大 ・データ取得項目のリスト作成と実 験計画立案：大	データ取得項目のリスト作成については、トリチ ウム小委員会やA-FNS等にて実施可能→運転計画W Gの範囲外	[最重要項目] ・ブランケットから燃料系へのトリチウム流入速度・トリチ ウム滞留・損失速度の初期表明T量と運転期間との関係明確 化 ・ブランケット試験に必要なバリス長の評価 ・ブランケット交換期間の条件把握

別添表 2 技術課題（分科会ごと）の全体纏め表(3/3)

項目	第1期WGの成果	課題（または指図書事項）	課題分析(1) なぜ第1期WGで課題として残ったのか	課題分析(2) 課題の解決のために何をすべきか	課題分析(3) (1)のアクションに要する作業量 大規模：1年以上 中規模：半年程度 小規模：1.2ヶ月程度	第2期WGに向けて （作業量等を考慮した上で、第2期WGで実施すべきか否かなど）	得られた結果は何に反映されるか （得られた結果の活用先）
安全性	1. 原型炉運転での確認及び取得データ(2サイクル以降) ①安全系機器設備の動作確認、②運転・保守時の従事者被曝データ取得、③サイト内、周辺部の線量データ取得、④トリチウム管理区域の透過、漏洩データ確認 2. 安全技術の確認 ①小規模ディスラプション試験(1stサイクルコールド環境)、②トリチウム処理機能(起動前)	①実施期間を算定するための概略の実施内容（特に安全機能確認）を具体化必要。 ②安全機能を損なうハザードを分析し、事故シナリオ展開した上で必要な試験を具体化必要（ITER実績反映、事故シミュレーション、安全審査対応を加味した安全上の位置付明確化）。 ③重要ハザードのディスラプションの抑制制御及び緩和対策の試験等の実証項目の具体化が必要。 ④従事者被ばくの観点からの放射性物質の安全上の管理に関する計画の策定が必要 ⑤環境放射線モニタリングに関して、トリチウムの放出の時間遅れを考慮した計画の策定が必要	①WGでは重要度分類に従い実施項目の抽出作業に留まったため。 ②ハザード分析結果及びオーソライズ ③ディスラプションの抑制制御及び緩和対策の試験等計画検討が未了のため。 ④従事者被曝は軽水炉並の管理の構想があるが、これを踏まえての具体的な実施しないようまでは踏み込めていないため。 ⑤環境放射線モニタリングの具体的な計画検討が未了のため。	①安全機能確認対象を議論して、主要な項目に絞って実施内容を具体化を行い、時期、期間の想定を行う。 ②ハザード分析と安全要求を略明瞭化して、必要な実施項目を具体化。 ③ディスラプションの抑制制御及び緩和対策の試験の概略内容を検討し、必要性和時期、期間の想定を行う。 ④概略の従事者被曝管理計画を策定。 ⑤敷地内外の環境放射線モニタリング計画を策定。	①概略項目は既にあるので議論中心のため中規模。 ②ハザード分析と安全要求化は検討途上のため具体化には時間を要する。 ③炉心制御分科会と共同で検討が必要。抑制・緩和策の案はあるので主要なものに絞った検討とすれば中規模。 ④運転、保守内容、建屋規模、管理区域、敷地境界他を検討が終了していないので、これらを含めると大規模。 ⑤同上	①期間情報が必要なため、 2ndWG実施項目とする が、検討深度は分科会内で事前協議。 ②①の1項目として現在の情報からの 概略検討に留める 。 ③ディスラプションは主要事象であるので炉心制御分科会とコラボ検討として 2ndWG実施項目とする 。 ④検討条件が確定していないので 次段階以降の検討とする 。 ⑤同上。	【重要項目】 ①、②主要安全機能及びハザード対応と確認方法…安全機能ガイドライン ③ディスラプション関連安全機能…安全機能ガイドライン
廃棄物	1. 原型炉での確認及び取得データ ①廃棄体までのプロセス確認（取り出し、ホットセル処理）、②再利用のための溶接・検査、除染技術の実環境確認、③廃棄物処理関連の特使データ及び従事者被曝データの取得、④同区画内外環境線量データの取得、⑤同トリチウムデータ取得、⑥保守・廃炉に向けた廃棄物特性データ取得	①廃棄物はプラント運転と並行して処理するので運転計画では独立して計画。保守計画とも関連するので合わせて検討必要。 ②廃棄するものと再利用するものとを明確にするデータ及び従事者被曝データの取得、④同区画内外環境線量データの取得、⑤同トリチウムデータ取得、⑥保守・廃炉に向けた廃棄物特性データ取得 ④計画と実績との比較及び改善を含めた運転計画を策定する必要あり ⑤廃炉時の廃棄物の位置づけを検討する必要あり。	①廃棄物処理の位置付けをプラント運転計画の中で明確にしなかったため。 ②機器・設備の寿命評価を含めた再利用方針が明確でなかったため。 ③同上。 ④WGでは重要度分類に従い実施項目の抽出作業に留まったため。 ⑤廃炉に向けた具体化検討が未了。	①廃棄物処理の運転計画はプラント運転計画と独立して検討し、保守他でリンクする箇所のみ全体計画と整合化検討。 ②機器・設備の寿命と及び廃棄物量、保守方針から再利用範囲及びシナリオ、プロセス、具体化を検討。 ③同上。 ④対象及び実施内容を決めて評価方法、内容・期間を検討する。 ⑤廃炉シナリオ及びコンセプトを検討しこの中で廃棄物の対象、処理（保管含む）内容を具体化。	①保守にリンクする箇所のみ選択すれば比較的中小規模。 ②機器・設備の寿命評価を現時点情報で展開し廃棄物シナリオを具体化すれば中規模。 ③同上。 ④主要機器・設備に絞り込んで代表的な検討をすれば中規模。区画、管理基準が未定のため全体なら大規模。 ⑤廃炉シナリオ、コンセプトは別検討の領域。運転計画WGで行うなら大規模となる。	①プラント運転にリンクする保守とのインターフェイス箇所に集中した検討を 2ndWGで実施 。廃棄物処理利用箇所は次段階以降で検討。 ②再利用シナリオを主要部品（ダイバータ、ブランケット他）で 2ndWGで検討 。 ③同上。 ④主要機器・設備に絞り込んで代表的な検討を 2ndWGで実施 。 ⑤内容、作業量から 2ndWGの対象とし ない。	【重要項目】 ①プラント関連廃棄物シナリオとプラント運転インターフェイス ②、③、④主要部品の再利用シナリオと実施方法・期間の概略、機器・設備寿命
保守	1. 原型炉での確認及び取得データ ①大型ブランケットセグメント、ダイバータ交換技術、②主要機器の保守・状態監視技術（健全性確認）、③電気計装品他照射環境機器の保守技術、④保守用機器の耐用期間データ取得、⑤ホットセル内取扱技術 2. 保守環境技術の確認 ①放射化ダスト、トリチウム飛散防止及び除去技術、②保守対象機器の切り離し、再接合、検査技術（溶接）、③保守機器の非常用対応技術（レスキュー）	①検証済みの保守技術もコールド/ホットの実環境で確認する。但し、リスク/メリット評価を加味して必要性を検討。 ②実施期間を算定するための概略の実施内容を具体化必要。この間に次を考慮。 i. 保守期間の策定、ii. 従事者のトレーニング期間の考慮、iii. 保守作業前のトリチウム除去時間の評価 ③放射性ダスト、トリチウム拡散の評価と管理方法を安全性と合わせて検討必要。	①保守項目と必要性までの詳細検討が未了のため。 ②WGでは重要度分類に従い実施項目の抽出作業に留まったため。 ③保守環境及び安全影響検討は未了のため。	①保守対象と実機環境での確認内容を実施時期、リスク評価も踏まえ具体化し、実施時期、期間を検討する。 ②保守確認対象を議論して、主要な項目に絞って実施内容を具体化を行い、時期、期間の想定を行う。 ③安全要求と必要性、方法論を決めて保守プロセスの具体化、管理要件を検討する。	①主要な保守作業（ブランケット他）に絞り込んで実施すれば、現在までの検討をベースに展開できるので中規模。 ②同上。 ③保守対象箇所を絞り込み、安全分科会と検討すれば中規模。	①主要な保守作業（ブランケット他）に絞り込んで 2ndWGで実施 。 ②同上。 ③保守対象箇所を絞り込み、安全分科会と 2ndWGで検討 する。	【重要項目】 ①、②主要な保守プロセスと期間 ③保守と安全機能のインターフェイス…環境対策

別添 3

運転計画 WG メンバー（順不同）

【事務局】

日渡 良爾（量研機構、主査）、 青木 晃（量研機構）、
渡邊 和仁（量研機構）

【炉心制御・プラント運転技術】

日渡 良爾（量研機構、リーダ）、 井手 俊介（量研機構）、
坂本 宜照（量研機構）、 三善 悠矢（量研機構）

【ダイバータ】

増崎 貴（核融合研、リーダ）、 上田 良夫（阪大）、 野上 修平（東北大）、
福田 誠（東北大）、 横峯 健彦（京大）、 朝倉 伸幸（量研機構）、
工藤 広信（量研機構）、 星野 一生（量研機構）

【ブランケット】

河村 繕範（量研機構、リーダ）、 磯部 兼嗣（量研機構）、
宇藤 裕康（量研機構）、 染谷 洋二（量研機構）、 谷川 尚（量研機構）、
谷川 博康（量研機構）、 宮澤 健（量研機構）、 渡邊 和仁（量研機構）

【トリチウムサイクル・取扱技術】

片山 一成（九大、リーダ）、 小西 哲之（京大）、 鳥養 祐二（茨城大）、
波多野 雄治（富山大）、 柳原 敏（福井大）、 磯部 兼嗣（量研機構）、
宇藤 裕康（量研機構）、 染谷 洋二（量研機構）、 中村 誠（量研機構）、
林 巧（量研機構）

【安全技術】

染谷 洋二（量研機構、リーダ）、 功刀 資彰（京大）、
与能本 泰介（原子力機構）、 青木 晃（量研機構）、 中村 誠（量研機構）

【廃棄物処理技術】

柳原 敏（福井大、リーダ）、 鳥養 祐二（茨城大）、 染谷 洋二（量研機構）、

【プラント保守技術】

宇藤 裕康（量研機構、リーダー）、近藤 正聡（東工大）、田中 照也（核融合研）、
浅野 史朗（東芝）、坂 成人（三菱重工）、村田 幸弘（日立）、
青木 晃（量研機構）、角舘 聡（量研機構）、染谷 洋二（量研機構）

【その他会合参加者】

川崎 大介（福井大）、西村 新（核融合研）、山田 弘司（核融合研）、
荒木 隆夫（東芝）、尾崎 章（東芝）、金岡 武志（三菱電機）、
木戸 修一（日立）、清水 克祐（三菱重工）、飛田 健次（量研機構）、
林 伸彦（量研機構）

別添 4

運転計画 WG 実績と議事録

【第 1 回会合】

開催日 2016 年 1 月 20 日

場所 航空会館 貸会議室

議題 WG 設立の経緯と活動計画
実証項目の抽出と優先度マトリックスの策定
今後の進め方

【第 2 回会合】

開催日 2016 年 3 月 17 日

場所 航空会館 貸会議室

議題 運転計画素案の協議（炉心制御、プラント運転技術）
運転計画素案の協議（ダイバータ）
各分科会の進捗報告

【第 3 回会合】

開催日 2016 年 5 月 11 日

場所 京都大学 産官学連携本部 東京日本橋サテライトオフィス

議題 運転計画素案の協議（トリチウムサイクル・取扱技術）
運転計画素案の協議（ブランケット）
現時点での運転計画全体の確認・協議
各分科会進捗報告

【第 4 回会合】

開催日 2016 年 6 月 16 日

場所 京都大学 産官学連携本部 東京日本橋サテライトオフィス

議題 運転計画素案の協議（安全技術）
運転計画素案の協議（廃棄物処理技術）
運転計画素案の協議（プラント保守技術）
各分科会進捗報告
現時点での運転計画全体の確認・協議

WG 報告書作成方針の確認

【第 5 回会合】

開催日 2016 年 7 月 20 日

場所 京都大学 産官学連携本部 東京日本橋サテライトオフィス

議題 運転計画素案の検討結果要旨

全体運転計画および稼働率の協議

次期運転計画 WG の方針協議

文書番号	作成日	担当 Gr
M-D-P900-0000-2015-0165-00	2016/1/25	システム設計 Gr
名称		添付／参考資料
運転計画 WG 第 1 回会合（ 1 / 20）		1. T-D-P900-0000-2015-0061-00 「運転計画ワーキンググループ活動計画」 2. （議事録に添付） 「実証項目の抽出と優先度マトリックス： ダイバータ関係」 3. （議事録に添付） 「今後の課題とアクションプラン（ドラフト）」
開催日時・場所		
日時 2016/1/20 10:00-16:30 場所：航空会館 201 会議室		
参加者(敬称略)		
(NIFS) 山田、増崎、西村、（九州大）片山、（京都大）小西、（東北大）野上 (三菱電機) 金岡、（三菱重工業）坂、（日立製作所）村田、（東芝）尾崎、浅野(PM のみ)、 荒木(PM のみ) (JAEA) 飛田、青木、朝倉、河村、坂本、染谷、林（伸）、日渡、与能本(AM のみ)、渡邊		
議題		
1. WG 設立の経緯と活動計画 2. 実証項目の抽出と優先度マトリックスの策定 3. 今後の進め方 4. その他		
決定事項		
議題 1 （資料 No. 1） (1-1) 運転計画 WG の進め方について資料に記載の方針で合意した。 (1-2) 「実証」の定義は明確にする。 (1-3) 優先度分類においては、ランク A, C、1, 3 の定義を明確にし、いずれにも属さないものをランク B, 2 に分類する方針で進めることで合意した。 議題 2 （資料 No. 1, 2）		

① 炉心制御・プラント運転技術

(2-1) シミュレータの立上げには時間を要するため、実証項目に追加する。

(2-2) 原型炉のプラズマは ITER をベースにするため、ITER での実証項目も WG で協議する。

② ダイバータ

(2-3) 炉心制御・プラント運転技術と関連性が高いため、整合のとれた運転計画となるよう、互いに連携をとることで合意した。

③ ブランケット

(2-4) 試運転サイクルにおける低負荷条件でのブランケット運転条件を運転計画と合わせて協議することとした。

④ トリチウムサイクル・取扱技術

(2-5) 真空容器から排気されるトリチウムや重水素等の取扱技術を項目に追加する。

⑤ 安全技術

(2-6) ダストの除去についても実証項目に追加する。

(2-7) 実証環境（ホット or コールド）についても今後の検討の際には留意する。

⑥ 廃棄物処理技術

(2-8) 概要について参加者の合意を得た。今後他メンバーも含めて内容を詳細化する。

⑦ プラント保守技術

(2-9) コールド試験について、実機とモックアップのどちらが適切かは WG にて協議することとした。

(2-10) 炉内機器の寿命評価や関連する保全技術を項目に追加する。

議題 3 （資料 No. 1, 2）

(3-1) 担当について協議した。結果を添付資料 No. 3 に示す。

(3-2) 今後は個別課題単位（①炉心技術・プラント運転技術～⑦プラント保守技術）で活動を進め

る。

(3-3) 個別課題単位で適宜打合せ等を実施し、以下を決める。

- ・ 実証項目の抽出（今回の素案を元にメンバーで協議し、内容をブラッシュアップする）
- ・ 抽出した実証項目の優先度マトリックス策定（今回の素案を元に協議）
- ・ 優先度の高い項目（A1, A2, B1, B2）に対して実証時期を定義（運転サイクル表に実証項目を反映）

(3-4) 取りまとめは各個別課題の主担当が実施するが、打合せの調整等は特別チームの常勤メンバーがサポートする。

(3-5) 個別課題ごとの打合せについては場所等の指定はない（都合の良い場所で可）。

(3-6) 個別課題の進捗を全体で確認するための会合実施時期を協議した。結果を添付資料 No. 3 に示す。この会合までにある程度の作業を個別課題単位で進める。

(3-7) 今回の協議事項および今後の進め方をまとめたアクションリストを作成し、メンバーに配布する。そのドラフト版を添付資料 No. 3 に示す。

議題 4

(4-1) 核融合原型炉は他の炉の原型炉と比較して実用化とのギャップが大きいのが現状である。このギャップを埋めるために、運転計画策定時には電力会社等への売り込みまで考えて戦略的に進める。

アクションリスト	担当	期日
議題 3 (3-A) 課題まとめおよび今後のアクションリスト作成	渡邊（和）	1/29
改訂履歴	承認	作成
	2016/01/27 日渡良爾	2016/1/25 渡邊（和）

原型炉設計合同特別チーム

文書番号	作成日	担当 Gr
M-D-P900-0000-2015-0196-00	2016/3/23	システム設計 Gr
名称		添付／参考資料
運転計画 WG 第 2 回会合 (3/17)		1. T-P-P900-0000-2015-0085-00 「運転計画 WG 第 2 回会合 資料一式」 2. (議事録に添付) 「運転計画 WG 課題とアクション一覧 (第 2 回会合結果反映)」
開催日時・場所		
日時 2016/3/17 10:00-16:45 場所：航空会館 703 会議室		
参加者(敬称略)		
(NIFS) 増崎、西村、 (九州大) 片山、 (大阪大) 上田 (三菱電機) 金岡、 (三菱重工業) 坂、 (東芝) 尾崎(PM のみ)、浅野(AM のみ) (JAEA) 飛田、青木、朝倉、井手、宇藤、坂本、染谷、日渡、渡邊		
議題		
1. WG 全体の進め方確認 2. 運転計画素案の協議 (炉心制御、プラント運転技術) 3. 運転計画素案の協議 (ダイバータ) 4. 各分科会進捗報告 5. その他		
決定事項		
議題 1 (資料 No. 1-1) (1-1) 優先度分類の定義は資料 No. 1-1 に記載のものをベースとするが、各分科会で変更可能であることを確認した。 議題 2 (資料 No. 1-2, 1-3, 1-4) (2-1) 試運転サイクルの期間が現在の案では長いため、1 年から 2 年を目標として実施項目を必要最小限となるよう修正することとした。その際に必要な運転フェーズ (H 放電、D-He 運転など) についても ITER と原型炉の違いを考慮して必要最小限とするよう再検討する。 (2-2) 資料 No. 1-4 に記載の運転サイクル表において、H パルス放電におけるプラズマ電流・コイル磁場の定格運転までは運転開始前の準備段階と位置づけることで合意。それ以降を運転期間と定義して運転計画を策定する。 (2-3) 本 WG においては、本格運転段階に移行するまでのトリチウムは確保されていると仮定するこ		

とで合意。ただし実際に確保可能かは不透明であるため、初期装荷トリチウムの確保については別途検討する。

(2-4) パルス運転については定常運転に移行するまでの準備フェーズの位置づけとすることで合意。必要なパルス運転時間は機器・システムの試験に必要な時間をもとに決めることとした。

(2-5) 運転員のシミュレータ訓練も含めた系統接続のライセンス手続きを考慮し、パルス運転段階では発電した電気を外部系統へは接続しない方針とすることで合意。

(2-6) 今回の結果を反映してサイクル表を修正する。修正した表をメンバーに配布し、各分科会における実証時期策定のベースとする。

議題3 (資料 No. 1-5)

(3-1) プラズマ運転の観点でのダイバータ実証項目は基本的に試運転サイクルで完了させる。本格運転段階では機器の観点からの実証項目を主とする。

(3-2) ダイバータに部分試験体を使用した場合、冷却系が複雑になる等の問題が生じるため、試験体の挿入は考えない方針とした。そのため、使用後試験は保守交換で取り出したダイバータを用いて実施する。

(3-3) 炉内から取り出したダイバータは5年程度保管した後でないと材料観察などの試験が不可能であるため、それを考慮した運転計画とする。

(3-4) 後期サイクルにおいて改良したダイバータを設置する計画の場合、許認可に相当する手続きが必要となり、2年以上の期間を要するため、それを考慮した運転計画とする。ただし、運転期間中に設計変更した機器を設置すること自体のハードルが高いため、改良ダイバータの設置を原型炉で実施するかについても別途検討する。

(3-5) その他内容については分科会以外のメンバーにも確認してもらい、コメントがあればそれらを反映する。

(3-6) 今回の結果をもとに運転サイクル表を作成する。

議題4 (資料 No. 1-6, 1-7)

(4-1) ダストの取扱は安全上重要だと考えられるため、安全技術における優先度を上げることを検討する。

(4-2) 廃棄物については廃棄物管理シナリオを運転サイクル表に反映させる。

(4-3) 保守技術における保守に要する期間については保守設計検討で得られた期間を暫定的に使用するものとし、運転計画策定では詳細を改めて検討はしない方針とした。

議題 5 (5-1) 次回会合は 5 月 11 日（水）とする。場所は別途調整（東京を予定）。議題は以下のとおり。 ・ブランケット 運転計画 ・トリチウムサイクル・取扱技術 運転計画 ・安全技術 運転計画 ・各分科会進捗報告		
アクションリスト	担当	期日
議題 2 (2-A) 会合結果を反映した運転サイクル表を WG メンバーに送付	日渡	4/1
議題 4 (4-A) 炉心制御・プラント運転技術の運転サイクル表をベースとした運転計画の作成	各分科会	適宜実施
改訂履歴	承認	作成
	2016/03/28 日渡良爾	2016/3/28 渡邊（和）

文書番号	作成日	担当 Gr
M-D-P900-0000-2016-0023-00	2016/5/13	システム設計 Gr
名称		添付／参考資料
運転計画 WG 第 3 回会合（5/11）		1. T-D-P900-0000-2016-0008-00 「運転計画 WG 第 3 回会合 資料一式」
開催日時・場所		
日時 2016/5/11 10:00-16:40 場所：京都大学 産官学連携本部 東京日本橋サテライトオフィス 913 会議室		
参加者(敬称略)		
(NIFS) 増崎、田中、西村、（九州大）片山、（京都大）小西、（東工大）近藤、（茨城大）鳥養 (三菱電機) 金岡、（三菱重工）清水、（東芝）尾崎、浅野 (量研機構) 飛田、青木、朝倉、磯部、井手、宇藤、河村、坂本、染谷、日渡、渡邊		
議題		
1. これまでの論点の確認 2. 運転計画素案の協議（トリチウムサイクル・取扱技術） 3. 運転計画素案の協議（ブランクセット） 4. 現時点での運転計画全体の確認・協議 5. 各分科会進捗報告 6. その他		
決定事項		
議題 1 （資料 No. 1-1） (1-1) 検討の前提条件や合意事項を再確認した。全体の運転計画については主要な項目を抜粋したものをまとめることとし、その裏付けとなるブレイクダウンした運転計画を各分科会で作成することとした。 議題 2 （資料 No. 1-2） (2-1) トリチウムに関する「定常」は出力の「定常」とは異なるため、定義を記載することとした。具体的には出力が定常になった際にもトリチウム挙動は過渡状態であり、時間の経過後に挙動が定常になった状態を意味している。 (2-2) トリチウムシミュレータは制御のために使用するわけではなく、動的挙動の把握等のサポートとしての位置づけとする。		

- (2-3) JET でのバッチ処理におけるトリチウムシミュレータの開発実績を踏まえると、連続処理をする原型炉でのトリチウムシミュレータの確立にはかなりの時間を要する。それを考慮して早期にトリチウムプラントを原型炉運転開始前に稼働させる必要がある点について合意した。
- (2-4) トリチウムサイクル・取扱技術の観点から原型炉運転へ特別な要求はないことを合意した。基本的には D-D 運転開始前にトリチウムプラント技術は確立されている必要があるため、その後に試験等のための原型炉運転への要求は不要である。
- (2-5) 機器に滞留するトリチウムインベントリ量の評価についてはトリチウムの自己充足性を示すために原型炉設計時までには明らかにしておく必要がある点を合意した。
- (2-6) 機器（固体）からの焼き出しなど、固体からのトリチウム回収技術を項目に追加することとした。
- (2-7) 運転（サイクル）停止後には遠隔保守のため容器やポート内のトリチウムクリーニングが必要であり、特にダイバータの遠隔保守のため崩壊熱冷却期間（約 1 ヶ月）で適正值まで除去可能かが運転計画に大きく関係する。遠隔保守と関連して手法や期間の評価検討が必要。
- (2-8) トリチウムサイクルの最適化については別の装置で実施し商用炉に繋がれば良いため、原型炉では必須ではない点を合意した。
- (2-9) ブランケットで増殖したトリチウム量の評価については循環するトリチウム量に対する割合が小さいため個別に評価が必要だが、他系統から切り離して評価することは困難であり、シミュレータとの比較による評価など、どのようにすべきかについては今後の課題とした。

議題 3 （資料 No. 1-3）

- (3-1) ブランケットでのトリチウム増殖比の評価に関しては計測精度などに課題があり、連続計量技術も成熟していないため、原型炉運転開始前にどこまで実証しておくべきかを検討する。
- (3-2) トリチウムの正味の増殖比（ネット TBR）は本議事録の決定事項(2-6) あるいは(2-7)のような時間積分を含め期間積分でも評価できるようにすべきとの意見が出された。
- (3-3) 増殖・増倍材の劣化等の特性変化による TBR 低下の影響を実証項目に入れるべきか検討する。
- (3-4) モジュール内の増殖・増倍材の温度計測は運転中に本当に可能か別途検討する。
- (3-5) ブランケットは発電のための動力装置であり、プラズマからの受熱量や核発熱量検証のための計測もブランケットとして評価することとした。定常運転時だけでなく、立上げ、立

下げ時の挙動についても実証すべき項目を検討する。

- (3-6) 健全性評価において、設置されているブランケットの変位や変形の確認も必要かどうか検討する。
- (3-7) ダイバータと同様、商用炉に向けた段階的な改良がブランケットに必要か検討する。
- (3-8) 商用炉に向けた先進ブランケットの位置づけおよびその計画について今後検討する。

議題 4 （資料 No. 1-4）

- (4-1) 資料に記載の運転計画表をもとに主要項目を抜粋した全体運転計画表を作成する。
- (4-2) ブランケット健全性評価に関して、取り出してから評価するまでに間が空いているため、その理由（線量低下まで待つ）を追記する。
- (4-3) 全体運転計画表をもとに、運転期間を定量的に評価する。

議題 5 （資料 No. 1-5～1-8）

・ダイバータ

- (5-1) 現状では法令ではなく、ダイバータの交換期間からサイクルの最大長さを決定する（現在、銅合金のおおよその使用限界と対向材の損耗について、条件付きで概要を評価している）。
- (5-2) 寿命や交換サイクル評価には、炉心制御・プラント運転技術分科会からサイクルでのおおよその放電数（パルス長や連続運転時間）と中性子発生（照射）量のインプットが必要。最初の案でも良いので本 WG 会合活動期間での検討をダイバータ分科会から要望した。
- (5-3) 初期のサイクルでは毎回新しいターゲットを使用するため、いわゆる不純物等のクリーニング運転とリモートでの点検期間が必要との指摘があった。
- (5-4) ダイバータを含めた炉内機器の照射量については炉外での計測の外挿で評価する。

・安全性

- (5-5) ディスラプションを原型炉で発生させる試験はできないため、別の装置等で実証することを検討する。
- (5-6) ディスラプション緩和手法の確立については原型炉で実証するのかその前に実証するのか検討する。
- (5-7) コイルクエンチなど、コイルに関する項目も追加する。

・廃棄物

(5-8) 2次廃棄物量を保守技術分科会からインプットとして提供してもらい、それをもとに廃棄処理シナリオを検討する。 ・保守 (5-9) ITER よりも線量の高い箇所での保守となり、初期段階ではハードルの高い技術であるため、それを考慮した保守期間を検討する。 議題 6 (6-1) 次回会合は6月16日（木）とする（当初予定の6/15から変更）。場所は別途調整（東京を予定）。議題は以下のとおり。 ・安全技術 運転計画 ・廃棄物 運転計画 ・保守 運転計画 ・各分科会進捗報告		
アクションリスト	担当	期日
議題 4 (4-A) 主要項目を抜粋した全体運転計画表の作成 (4-B) 運転計画の作成・修正	日渡 各分科会	5/18 適宜実施
改訂履歴	承認	作成
	2016/05/17 日渡良爾	2016/5/17 渡邊（和）

文書番号	作成日	担当 Gr
M-D-P900-0000-2016-0047-00	2016/6/21	システム設計 Gr
名称		添付／参考資料
運転計画 WG 第 4 回会合（6/16）		1. T-D-P900-0000-2016-0014-00 「運転計画 WG 第 4 回会合 資料一式」
開催日時・場所		
日時 2016/6/16 10:00-16:30 場所：京都大学 産官学連携本部 東京日本橋サテライトオフィス 913 会議室		
参加者(敬称略)		
(NIFS) 増崎、田中、西村、（九州大）片山、（京都大）小西、（茨城大）鳥養、 (福井大) 柳原(AM のみ)、川崎(AM のみ) (三菱電機) 金岡、（三菱重工）坂、（東芝）尾崎、浅野(PM のみ)、（日立）木戸 (量研機構) 飛田、青木、朝倉、井手、宇藤、坂本、染谷、日渡、渡邊		
議題		
1. 運転計画素案の協議（安全技術） 2. 運転計画素案の協議（廃棄物処理技術） 3. 運転計画素案の協議（プラント保守技術） 4. 各分科会進捗報告 5. 現時点での運転計画全体の確認・協議 6. WG報告書作成方針の確認 7. その他		
決定事項		
議題 1 （資料 No. 1-1） (1-1) 従事者被ばくの観点からのトリチウム等放射性物質の安全上の管理について、計画と実績の比較や実績の改善を運転計画の項目としてクローズアップさせる。 (1-2) 資料の P3 の区画のイメージ図について、トリチウム回収系を含めたゾーニングがわかるような図に修正する。 (1-3) トリチウムのモニタリングはトリチウム取扱施設が完成した段階では必須であり、バックデータをとるためにはさらにその前から必要であるので、時期をそれに合わせて修正する。 (1-4) 環境放射線モニタリングに関して、トリチウムの放出に 10 年以上の時間遅れが生じると考えられる。過去の実績では施設の運転が終了した後にも放出量が上昇し続けた例もあるた		

め、それらに留意した計画にする。

- (1-5) ディスラプションに関しては解析や ITER の実績からの外挿だけでなく、原型炉での確認もできることが望ましい。ただし、定格出力でのディスラプション発生は不可能であるため、低出力時のデータとシミュレータとの比較など、具体的な方法を検討して運転計画に反映させる。
- (1-6) ディスラプションの発生確率については原型炉で実績を積まないと判断できないため、原型炉の安全審査段階における安全上の位置づけについては今後別途検討が必要。これと合わせて確率論的リスク評価(PRA)を核融合に適用するかについても別途検討する。

議題 2 (資料 No. 1-2)

- (2-1) 対象となる機器において、廃棄するものと再利用するものは前提条件として明確に記載する。
- (2-2) 一連の処理がサイト内で可能であることが核融合のメリットの一つであるため、その廃棄シナリオの計画と実績との比較や実績の改善を運転計画の項目としてクローズアップさせる。
- (2-3) 国内では低レベル放射性廃棄物において、比較的放射能濃度が低い廃棄物(L2)やきわめて放射能濃度が低い廃棄物(L3)であっても新規の処分場の建設は難しいため、建設ができない際のオプションを別途検討しておく。
- (2-4) 現状の運転計画では運転中に発生した廃棄物のみを対象としているが、最近の軽水炉等では廃炉時の廃棄物まで考慮した設計が求められている。ITER でも廃炉の考慮をしているため、プラント設計において、過去の知見をもとに廃炉後のプラント敷地の位置づけ（更地にするのか、管理区域を維持するのか等）を含めた廃炉時の廃棄物処分方策を検討する必要がある。なお、これらを運転計画にどう反映すべきかについては別途協議する。
- (2-5) 軽水炉等では発電と廃棄物はそれぞれ別に許認可を取得しており、核融合においても同様のプロセスが想定されるため、発電に関する安全性と廃棄物に関する安全性は同一の規定である必要はない。廃棄物に対する規制をどのようにすべきかについては今後の課題であるが、どのような規制であっても廃棄物のレベルや量の見積りは必要であるため、現状ではそれらを設計として引き続き検討する。

議題 3 (資料 No. 1-3)

- (3-1) 保守作業の同時並行などで時間短縮を図ることが必須である場合はコールド状態でその確認作業を実施する。

- (3-2) 組立時にも保守機器を用いることが合理的であるが、運転前と運転後では加熱による熱影響等の違いがあるため、その観点から組立時とは別にコールド状態での運転後の保守試験も実施する。
- (3-3) コールド試験において、水素放電後の状態のみでよいのか、少量でもトリチウムが存在する環境下でも実施すべきかについては別途ダイバータやブランケット関係者と協議した上で決める。
- (3-4) 保守等による各サイクル間のプラント停止期間が運転期間や稼働率を見積る上で重要となるため、今後検討が必要。
- (3-5) 初期段階における従事者のトレーニング期間についても検討が必要。この際に実機を用いるのとフルスケールモックアップを用いるのとどちらが合理的かも検討が必要。
- (3-6) ダストの飛散防止のためのクリーニングに要する時間の見積りは現状では困難であるため、ITER における見積りがあればそれを参考とする。なお、クリーニング方法については設計として別途検討が必要。
- (3-7) メンテナンス前のトリチウム除去に要する期間の目安評価が必要。JET 等での例をもとに別途関係者で協議して必要期間の素案を作成し、次回会合で協議する。
- (3-8) 保守時の増殖材からのトリチウム漏洩防止方法が未検討のため、別途設計として今後検討する。

議題 4 (資料 No. 1-4、No. 1-5)

・ダイバータ

- (4-1) ダイバータ寿命の定量的な評価は現状では困難なため、本 WG においてはどのような基準で寿命を決めるべきかという項目をまとめることとする。なお、運転計画表については暫定的に寿命を仮定した上で策定する。
- (4-2) 核融合材料の観点から常陽等の照射装置の活用が必須である。本 WG の結果をもとに核融合コミュニティとして、どのような方法でそれらを働きかけるか検討する。

・ブランケット

- (4-3) ブランケットへの熱負荷の計測に関して、局所的な熱負荷集中を計測し、設計通りとなることの確認が必要か検討する。
- (4-4) 先進ブランケットを用いた試験については後期サイクルで実施する。本 WG では具体的な試験項目とその計画は今後の課題とし、大枠の計画を運転計画表に反映させる。

・トリチウムサイクル・取扱技術

- (4-5) 前回の会合の結果をもとに内容を修正した。今後これをベースに関係者で協議し、報告書に反映させる。

議題 5 (資料 No. 1-6)

- (5-1) 先進ブランケットについては後期サイクルで実施するが、10 Cy 以降よりも少し前倒しした時期とする。
- (5-2) 今回協議した安全性、廃棄物、保守に関する項目を資料 No. 1-6 の表に追記し、全体の運転計画案とする。
- (5-3) 各項目の期間については記載が困難な箇所は記入しなくてもよい。
- (5-4) 運転計画表には保守期間も追記する。この際の炉内機器の交換頻度に関しては事務局で案を作成し、それを各分科会でレビューする。
- (5-5) 発電のための系統接続については起動前試験が必要であるため、それを表に追記する。
- (5-6) 発電前の段階での廃熱システムの検討は今後の設計課題とする。なお、復水器に直接接続するタービンバイパス方式では蒸気発生器に不安定な負荷が作用するため、中間熱交換器を用いた廃熱システムなどが候補として考えられる。
- (5-7) 核融合出力の制御は自由度が低いため、段階的な出力上昇が必要な場合、別途プラズマのシナリオ検討が必要。今後は各機器の観点からどのような出力上昇試験計画が必要かを明らかにし、その要求をプラズマ側に提示する方針とする。この際、出力だけでなくその必要維持時間も合わせて検討する。

議題 6 (資料 No. 1-7)

- (6-1) 次回 WG までに各分科会において、検討結果の要旨を作成する。
- (6-2) 各分科会の報告書担当分は 8 月末を締切りとする。各担当分 10 ページ程度を目安とし、主要な項目を簡潔にまとめることを主眼に置く。
- (6-3) 運転計画策定上で積み残し項目が発生した場合は今後の課題とすればよい。

議題 7

- (7-1) 次回会合は 7 月 20 日 (水) とする。場所は今回と同じとする (京都大学 産官学連携本部 東京日本橋サテライトオフィス)。議題は以下のとおり。
- ・各分科会の検討結果要旨の報告・協議
 - ・全体運転計画案の確認 (可能な範囲で期間の協議)

・その他課題（運転停止後のトリチウム放出に要する期間, 段階的出力上昇コンセプト, 稼働率等） ・今後の進め方について		
アクションリスト	担当	期日
議題 3 (3-A) メンテナンス前のトリチウム除去に要する時間の暫定評価	トリチウム分科 会他関係者	7/19
議題 6 (6-A) 各分科会の運転計画案要旨の作成	各分科会	7/19
改訂履歴	承認	作成
	2016/06/27 日 渡良爾	2016/6/24 渡邊（和）

文書番号	作成日	担当 Gr
M-D-P900-0000-2016-0367-00	2016/7/21	システム設計 Gr
名称		添付／参考資料
運転計画 WG 第 5 回会合（7/20）		1. T-D-P900-0000-2016-0368-00 「運転計画 WG 第 5 回会合 資料一式」
開催日時・場所		
日時 2016/7/20 10:00-17:15 場所：京都大学 産官学連携本部 東京日本橋サテライトオフィス 913 会議室		
参加者（敬称略）		
(NIFS) 増崎、西村、（九州大）片山、（京都大）小西 (PM)、 (三菱電機) 金岡、(東芝) 尾崎、浅野、 (量研機構) 青木、朝倉、井手、宇藤、河村、坂本、染谷、日渡、渡邊		
議題		
1. 運転計画素案の検討結果要旨 2. 全体運転計画および稼動率の協議 3. 次期運転計画WGの方針協議 4. その他		
決定事項		
議題 1 ・炉心制御、プラント運転技術（資料 No. 1-1） (1-1) 炉心性能の向上とダイバータ熱排出性能の向上を目指すように受け取られるため、高性能ダイバータという記述を現在検討している後期ダイバータの現状を反映するように修正する。 (1-2) パルス運転での発電に関しては所外へ電力を供給できる程度の発電量は得られないため、誤解を生じないように、「発電実証」という用語については「発電の達成」など、別の言葉に修正する。 (1-3) パルス運転で発電した電力の取扱方法は今後の課題であるため、その点を注記する。なお、出力が大きい場合、それを処理するシステムが大型化するため、電気を捨てることが難しくなる点にも留意する。 (1-4) 実用炉模擬運転については誤解を生じないように、定義を記載する。 (1-5) 段階的なパルス時間の延長において、工学的な観点からどのようなステップが必要かは今		

後の課題とする。特にトリチウムプロセス系などの室温・低温部でのトリチウム漏洩・再放出や冷却水以外にも排気系に関するトリチウム分離・回収・再利用が定常になるまでには時間を要するため、その観点からも検討が必要。

・ダイバータ （資料 No. 1-2）

- (1-6) 資料 P4 について、H-mode は He-H ではなく、He-D パルス運転で実施すると計画と考えられる。これを含め、実施項目とその時期については炉心プラズマとの整合を図る。
- (1-7) 初期ダイバータの寿命において、中性子照射の観点からはタングステンではなく銅合金の照射量で決まると思われるが、中性子照射量（フルエンス）と両者の DPA との関係がわかるよう追加する。
- (1-8) 後期ダイバータについて銅合金以外で設計と記述されているが、銅合金の開発も考えられ、候補となりうることも追記が必要。

・ブランケット （資料 No. 1-3）

- (1-9) トリチウムの回収量については燃料貯蔵系の量を計測するのが最も精度が高い。各システムにおけるトリチウム濃度の計測も実施するが、それら計測精度を TBR の評価が可能な程度まで向上させることは原型炉建設前までの課題となる。
- (1-10) 原型炉でやるべき商用炉に向けた改良方針に関して、どのような観点から改良するのかを今後明確にする必要がある（例：出力上昇に対応できるブランケット、TBR を向上させるブランケット、発電効率を向上させるブランケット、など）。
- (1-11) 立上げ、立ち下げ時のブランケットに関する運転制御についても原型炉で確認が必要なため、実施項目として含まれていることがわかるように記載する。

・トリチウムサイクル・取扱技術 （資料 No. 1-4）

- (1-12) 固体内のトリチウム回収に関してはベーキングを想定する。炉内機器に関しては取り出す前と取り出した後の両方でベーキングを実施することを考える。また、水素放電による同位体置換や酸素・ドライ空気による回収も考えられるため、具体的な方法については今後の課題とする。
- (1-13) 不純物ガスとのトリチウム分離回収について、トリチウム処理設備建設前までに想定されるガス種を明らかにする必要がある。大量に使用する不純物ガスについては処理設備設計時までを示す必要がある（特に水素と化学結合する場合）。
- (1-14) トリチウム取扱技術者の教育に必要な設備については処理設備とは別に必要となる。必要

なトリチウム量は数百 g と想定される。トリチウム処理設備自体を原型炉運転開始前に稼働させるため、この教育設備はそれよりもさらに前に建設する必要がある。具体的なスケジュールの検討は今後の課題とする。

・安全技術 （資料 No. 1-5）

- (1-15) ディスラプション緩和設備が動作することと共に、小規模ディスラプション緩和の試験を早期に実施することを想定する（規模や条件等については将来判断）。安全審査対応と共に、ITER の実績を反映したシミュレータと合わせ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。
- (1-16) ディスラプション以外にも安全性を脅かすハザードが存在するため、事故シナリオを含め、どのような試験が必要かを今後具体化する必要がある。

・廃棄物処理技術 （資料 No. 1-6）

- (1-17) 機器の再利用に関してはそれに要する期間を含め、今後シナリオを具体化する必要がある。その結果をもとに必要な炉内機器のセット数を別途評価する。

・プラント保守技術 （資料 No. 1-7）

- (1-18) 保守技術についてはモックアップで試験をした後にコールド環境で試験するという流れが基本だが、ある程度のホット放電後に行うリスクとメリットを考慮した上で、各保守作業に対してこれらの環境での試験の必要性有無を今後検討する必要がある。
- (1-19) トリチウムの拡散に関する計測手法はダストと同様と考えられるが、詳細については今後の検討課題とする。また、トリチウムの拡散について原型炉でどう管理するのが適切かについても安全性と合わせて今後の検討課題とする。

議題 2 （資料 No. 1-8）

- (2-1) 第 2 と第 3 サイクルでは半年の運転と仮定しているため、第 2 サイクル後のダイバータ全数交換は損傷がない場合は基本的に不要。
- (2-2) 第 1 サイクルでは不確定要素が多く、溶融以外にも熱疲労の観点などからダイバータとブランケット機器の健全性が懸念される。どのようにサイクル中に検査して継続使用の可否を判断するかは今後の課題となる。
- (2-3) 第 3 サイクルでは半年程度の連続運転を実証し、第 4 サイクルで年オーダの連続運転の実証を想定しているため、それがわかるような記載とする。

議題 3 (資料 No. 1-9)

- (3-1) 今回前提条件としたものについては、原型炉建設開始前までに解決が必要なため、その開発計画をタスクフォースのアクションプランに反映させるための検討が今後必要となる。
- (3-2) 運転期間の見積が運転計画の目的であるため、前提条件に関する開発計画については運転計画 WG 外での実施とするなど、運転計画で検討する範囲は別途明確にする。
- (3-3) 今回の WG では分科会の会合回数が多かったため、本年度の活動は今までに得られた課題の中で各分科会に共通のものなど、重要なものを明確にして項目を絞るべき。

議題 4

- (4-1) 今回までの協議結果をもとに各分科会で WG 報告書の担当箇所を 8 月末までに作成する。それをもとに WG 報告書を事務局にて取りまとめる。
- (4-2) 今後の活動内容について協議する場を別途設ける予定。時期は 9/30 (金) を第一候補とする。

アクションリスト	担当	期日
議題 4 (4-A) 運転計画 WG 報告書の担当分作成	各分科会	8/31
改訂履歴	承認	作成
	2016/07/26 日渡	2016/07/26 渡邊 (和)

以上

