

チェックアンドレビューに向けたアクションプランの進捗状況調査について(案)

資料1
第22回原型炉開発総合戦略タスクフォース
令和2年12月15日

課題名: 0. 炉設計

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回 C&Rまで の要完了 事項	実施期待機関	進捗状況
炉概念と建設計画	(15)特: 物理・工学 ガイドライン	19	※	特	原型炉のパラメータを決めるための基本となる物理・工学の基準値と設定理由を共有するためのガイドラインとして設計根拠集を整備。今後も設計検討結果を随時反映する。
	基本概念設計	19	※	特	既存技術からの飛躍を最小限に各主要コンポーネント(BLK、DIV、VV、SC等)及びプラント設備の仕様明確化を行い、プレス発表を実施。 トカマク核融合炉設計システムコードTPCの改良。
	燃料サイクル戦略	26		特/TF	特) 初期装荷T入手手法を検討中。燃料サイクルシステム設計についても検討中。 TF) 本フォローアップにて確認
	統合シミュレータ	26		Q/N/大/特	Q)平衡制御シミュレータMECSの開発を進め、3次元渦電流を考慮するように改良を実施。機械学習を用いたPID制御手法を開発中。DIV、ディスラプション関連も開発中。 N、大、特は上記に協力
	コスト評価	31		特/産	N/特)システムコードレベルのコスト評価モデルを改良。 物量コスト/製作コストの分離、ITERに無い発電所としての機器も含めたモデル構築を実施。 産)プラントモデルの構築に寄与
	概念設計	26		特/産	2020年から実施中

機器設計	SC概念の基本設計	19	※	特/Q	特)ITER方式に基づき、低温構造材の設計耐力の向上を前提とした基本概念を検討を実施。コスト低減のためITER以外の方式(ラジアルプレートを使わない方式)の概念検討を実施Q)特と協力
	原型炉TBM目標	19	※	特/Q	特)共同研究にて、先進BLKの概念を検討中。
	BOPを含む機器構成案	19	※	特/産	特/産)主熱輸送系(1次系、タービン系)、電源系の概念素案を構築した。
安全確保指針	安全確保方針案	19	※	特/産	特/産) 深層防護の適用、多重障壁による防護、基本安全機能の達成の方針に沿って、安全解析による影響度分析や影響緩和・防止方策案の評価を実施。
	安全要求・解析・評価	31		特	2020年から実施中
	原型炉プラントの安全上の特徴整理	26		特/産	特)安全解析による影響度分析、事故事象の防止と緩和方策案の評価に着手した。
	安全規制法令予備検討	26		TF/特	特)国内外の原子力規制等を参考に、核融合建設にあたってどのような法規制が適切かについて検討を進めている。我が国ではITER誘致時に国内建設に向けた基準の検討を行っており、これと現行の原子力規制基準との中間的な規制基準の策定を目指す方向性を確認した。
物理・工学・材料DB	原型炉物理DB 工学・材料DB	26		Q/大/F/特	Q) 様々なトカマクの物理DBにJT-60SA及びITERのデータを加えることで対応予定。 材料DBについては、300、400、550°Cの疲労データ及び板材衝撃特性の異方性に関するデータを拡充。 今後特性の確率関数を与えうるだけのデータ整備を進める。 大)共同研究で材料DBに参加 F)とくになし 特)とりまとめを予定

課題名: 1. 超伝導コイル

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回 C&Rまで の要完了事項	実施期待機関	進捗状況
SC設計	SC概念基本設計	19	※	特/Q/産	ITERからの技術的飛躍を最小とすることを基本方針とし、WG活動により国内の専門家の意見を集約。ITER同様のNb3Snケーブルインコンジット導体を用いたラジアルプレート(RP)方式を基本概念として立案。 産業界からの要望に沿い、製作簡略化(コスト低減)に向けた検討も並行実施、以下の見通しを得た。 ①誤差磁場補正コイルを使用し、TFコイルの製作精度をITERの2-4倍に緩和可能。 ②矩形導体方式に長方形ジャケットを採用することにより、導体絶縁材の剪断応力を大幅に低減可能。
	SC概念設計	26		特/Q/産	コスト低減に向けたオプション検討の更なる深掘りとして、'20年度は、矩形導体レイヤー巻き方式の検討とRP方式を基準としたコスト評価を開始。
	超伝導線材検討・ 主案選定	19	※	特/Q/N/ 物/大	主案であるNb3Sn素線は、導体内歪値によっては成立しない恐れがあったが、ITER-CSインサートコイル試験結果からの外挿により、ITER-CS導体並の短ピッチ燃線導体であれば成立する見通しを得た。
	超伝導導体概念設計	26		特/Q/N	20年度は、'19年度までの項目との連続性を持ちつつ、燃り線構造など導体設計の詳細化に着手。 ('21年度より、「導体電流劣化機構の解明」に関する共同研究テーマを実施予定)
	R&D計画の策定	19	※	特/Q/大/産	概念基本設計により立案した超伝導コイルに対し、下記のR&Dが必須であることを提案。 【超伝導導体の成立性検証のため】 ①短ピッチ燃線の施工性を、導体試作により確認 ②導体性能はあくまで外挿値を用いてのものであるため、試作した導体の実測が必要 【コイル仕様(磁場強度)実現のため】 ③極低温構造材料の高強度化

超伝導導体・コイル試験	超伝導導体試験設備検討	19	※	Q/N/特	既存試験設備は外部磁場12-13Tが上限であるため、使用条件である14T以上での超伝導特性評価のためには、新たな高磁場・大型超伝導試験設備の整備が必要であることを提案。
	超伝導導体試験設備	26		Q/N/特	'20年度は、「超伝導導体概念設計(20→26)」および「超伝導導体試験(20→33)」と合わせて、試験内容の詳細について検討を開始。
	超伝導導体試験	33		Q/N/産	'20年度は、「超伝導導体概念設計(20→26)」および「超伝導導体試験設備(20→26)」と合わせて、導体試作・試験内容の詳細について検討を開始。
高強度構造材料・耐放射線絶縁材料	高強度構造材料検討	19	※	Q/物/特	ITERより高強度(4K:0.2%耐力1,200MPa以上)の高強度構造材を'20年度以降に本格開発すべく、準備を実施。 ・開発目標設定と開発体制構築 ・開発に向けた既存材料の特性評価試験、新材料の試作開始 ・JSME規格化に向けた準備
	高強度構造材料試作・試験	33		Q/産/特	'20年度は、新材料の試作および特性評価試験を実施中
	耐放射線絶縁材検討	19	※	Q/特	国内専門家によるWG活動にて、特に矩形導体方式採用を念頭に置いた耐放射線絶縁材の高強度化の要求仕様と実現可能性を検討。
	耐放射線絶縁材試作・試験	33		Q/産/特	'20年度より共同研究にて「原型炉に向けた絶縁材の設計基準策定」の検討を開始
関連BOP (冷却系、コイル電源)	冷却系、コイル電源概念基本設計	19	※	特/Q	ITERの設計・知見をベースに下記の概念基本設計を実施。 ・冷却系:冷凍能力と必要消費電力を試算 ・コイル電源系:プラントシステム設計の一環で、パルス運転の対応も考慮した電源構成を検討。
	冷却系、コイル電源概念設計	26		Q/特	'20年度は、'19年度までの項目との連続性を持ちつつ、概念設計としてITERをベースに次段階の検討を開始。

課題名

2. ブランケット

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回 C&Rまで の要完了事項	実施期待機関	進捗状況
固体増殖・水冷却 BLK	基礎・標準データベースの構築	35		Q/特	ITER-TBM冷却水中のTと放射化腐食生成物濃度の評価報告書をITER機構に提出。構造材、機能材のデータベース作業実施中。
					BA活動およびITER-TBM開発において、設計に必要な材料特性データベースの蓄積、及び標準化に向けた作業を実施中。
	原型炉BLKシステムの概念基本設計	19	※	特/Q/産	箱形リブ付きBLKと円筒型BLKを平行して検討中。耐圧性に有利な円筒形状を採用した筐体について遮蔽性能、T増殖性能の評価に着手。
					ハニカムリブ付き箱型BLKにおいて、一通りの概念基本設計を完了。
	原型炉BLKシステムの概念設計	26		特/Q/産	原型炉BLKの簡素化を目指し、耐圧性、製作性に有利な円筒形状を採用した筐体案の検討を開始。T増殖性能の最適化、熱輸送解析の評価に着手
	ITER-TBM製作実績	35		Q	(18スタート)
					F82Hを部材とする製作性検討については、溶接性検討も含めた予備的検討が進んでいる。本格的な製作性設計検討については2020年度に予算措置がされ、2021年度から具体的に着手する予定。
	TBSと補完試験装置の設計と試験計画、及びコールド試験施設によるデータ取得	21		Q	熱負荷試験装置、高温高圧水噴出試験装置の概念設計に着手。
					量研六ヶ所核融合研究所においてBLK工学試験棟建設が開始され、2021年3月に竣工予定。導入される安全性評価試験装置群についても設計はほぼ完了し、2022年前半には整備が完了する予定。
	T工学試験の計画と設備設計	21		Q	ITER-T除去系(DS:安全系)の設計は、ITER機構と実施中。T工学試験計画は未着手。
				ITER-T除去系の設計は順調に進捗しており、2025年度までに最終設計が完了する予定。特別チーム T諸課題検討WGにおいて、大型T取扱施設設計検討に着手	

先進BLK	特/N/大: 原型炉TBMのための先進BLK概念検討と素案提示	26		特/N/大	共同研究にて、先進BLKの概念の整理/詳細化に着手。
					QST共同研究にて、原型炉内条件の整理を行い、液体金属自己冷却BLKの磁場下熱流動計算に着手。
	小型試験体製作、機能・特性試験	26		N/大	未着手
					NIFS共同研究にて、MHD圧力損低減技術、配管異材接合部の材料共存性、液体増殖/冷却材の純化技術についての試験を開始。
	実環境相当の統合循環ループ試験	31		N/大	中性子以外の環境を模擬する液体金属/溶融塩統合循環ループ装置Oroshhi-2を用い、磁場下熱流動試験、腐食試験(磁場印加可能)、水素同位体回収・透過抑制試験を立ち上げ、もしくは、立ち上げ準備中。
					核融合研・液体金属/溶融塩統合循環ループ装置Oroshhi-2を用い、磁場下熱流動特性評価、水素同位体回収技術試験等が進行中。

課題名: 3. ダイバータ

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回C&Rまでの要完了事項	実施期待機関	進捗状況
DIV開発目標の整合性確認と炉設計への適用	W水冷却DIV機器の原型炉適用性の判断	18-26		特/Q/N/大	(特) ITERベースによるDIV概念の構築を実施中(原型炉DIV設計の現状を特別チーム原型炉設計報告書に記載) (Q) BA原型炉設計活動において共通課題の比較検討を実施中(BA・DDA最終報告書に記載)
	先進DIVの評価と開発推進の判断	15-19		特/Q/N/大	(特) 先進磁場DIV設計に関する物理・工学課題の検討は完了。プラズマ平衡形状制御およびTFC & PFCの強化設計・設置に影響が及ぶ。また、物理実験ベース(利点)の外挿性は現状では不十分。 (Q) 先進磁場DIV設計に関する物理・工学課題の検討をBA原型炉設計活動において実施(BA・DDA最終報告書に記載) (大/N) 日米科学技術協力事業核融合分野プロジェクト研究PHENIX計画のもと、ジョージア工科大学の高温高圧Heループを用いた熱伝達試験を行い、Heガス衝突噴流冷却による熱伝達メカニズムと課題を明らかにした。
	中性子照射材料・機器の熱負荷試験装置の開発とコールド試験	16-26		Q/N/大/特	(Q) コールド試験装置: 現在使用可能なJEBIS(那珂研)は主にITERのDIV開発に使用(予算枠で実施)。原型炉のターゲット(W・銅合金配管, W・フェライト鋼配管)の製作・試験R&Dは未着手(予算と人手なし)。 (Q) ホットラボでの高熱負荷試験装置: A-FNS照射(六ヶ所研)後の熱負荷試験用として未着手。 (大) 日米共同研究で中性子照射W中のT挙動を評価。高温中性子照射についても進捗中

プラズマ運転シナリオ	DIVプラズマシミュレーション開発	16-26		Q/特/N/大	<p>(Q/特)理論シミュレーションWGにて、開発計画と提案を策定。原型炉プラズマ設計の熱排出シナリオを設定し、SONICによる定常運転時のDIV運転条件(領域)を検討中(原型炉DIV設計の現状を特別チーム原型炉設計報告書に記載)。DIV物理検討WGを設定して優先研究課題を検討し、その提案に基づき非接触DIVモデルの改善を検討中。SONICの多種不純物化は完了し、JT-60SAの結果を利用した検証と改善を予定。SONIC-SOLPSコード間のベンチマークを準備中(JT-60SAおよび原型炉)。JT-60Uでのベンチマークは過去に実施(各種モデルの改善後に再度実施する)。</p> <p>(大)ディスラプション等の非定常熱負荷印加時の蒸気遮蔽効果について、PICシミュレーションの開発と、SONICとの結合を実施中</p> <p>(大)流体コード(LINDA)、衝突輻射コード、中性粒子輸送コードを結合したプラズマデタッチメントシミュレーションの高精密化と実験との比較研究を実施中。</p> <p>(大/N/Q)3次元流体コード(EMC3-EIRENE)を用いてJT-60SAのDIVプラズマの摂動磁場による3次元構造変化の解析を実施中。</p>
	DIV級定常高密度プラズマ実験装置の開発と実験	16-26		Q/N/大/C3	<p>(特)DIV物理検討グループを設置して位置付けと目標を検討。共同研究などによる設計や実験への寄与は可能。</p> <p>(Q)未検討、施設設置の予算要求は難しい。</p> <p>(C3)原型炉DIV級定常高密度プラズマ装置の実現に向けて必要となる外挿性の高いデータベースを得ることを目標として、新たな装置(パイロット装置:Pilot GAMMA PDX-SC)の建設に着手した。</p> <p>(C3)GAMMA10/PDXの開放端磁場配位を活用したDIV模擬実験において、高温プラズマを用いた非接触プラズマ生成・制御実験とモデル(LINDA, B2-EIRENE, 中性粒子輸送)検証・開発を進めることにより、パイロット装置設計に資するプラズマ加熱手法や高密度プラズマ生成に関わる予備的な実験を引続き行っている。</p>
	デタッチメントプラズマの実時間制御法の開発	16-26		Q/N/大	<p>(Q)時間発展対応のSONICを開発中(JT-60SAのDIVでの接触・非接触遷移を計算開始)。開発を進めると共にプラズマと不純物輸送プロセスを検証中。JT-60Uでの検討は未着手(人不足)。JT-60SAの実際のプラズマと不純物で検証予定。</p> <p>(N/大)直線型装置を用いた熱パルスに対するデタッチメントプラズマの動的応答過程の実験研究とモデリングを実施中。</p>

材料・機器開発	DIV機器構成材料の中性子照射影響	15-35		Q/N/大	<p>(Q)構造材F82Hの疲労データ及び板材衝撃特性の異方性に関するデータを拡充。今後、特性の確率関数を得るに十分なデータ整備を進めている。</p> <p>対向材タングステンのうち、ベースライン純タングステンの材料特性ハンドブック整備に着手。また、摩擦攪拌プロセスを用いた被覆・表面改質技術の開発に着手(中性子照射試験を予定)。</p> <p>ヒートシंक銅合金(CuCrZr)材料の5pda(照射温度100~350℃)までの照射試験を完了、照射後試験の準備を開始。</p> <p>原型炉炉用のターゲット(W・銅合金配管, W・フェライト鋼配管)の製作・試験R&Dは未着手(予算と人手なし)。</p> <p>ホットラボでの高熱負荷試験装置(A-FNS照射後)として計画や設計は未着手。</p> <p>(大/N)日米科学技術協力事業核融合分野プロジェクト研究PHENIX計画のもと、米国研究炉HFIRを用いたタングステンおよびタングステン合金の大規模な中性子照射(500, 800, 1100℃, 1 dpa, 熱中性子遮蔽)を完了し、照射後試験を開始した。今後、熱伝導度, 耐熱負荷特性, 機械的特性, 微細組織, 水素同位体蓄積などに関するデータベースを取得する。</p> <p>(大/N)東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター共同研究および核融合科学研究所ネットワーク型共同研究(直線型プラズマ照射装置CDPSの整備)により、ベルギーの研究炉BR2炉を用いてタングステンおよびタングステン合金の中性子照射を行い、照射後の重水素の拡散および捕獲を実験的に明らかにするとともに、水素同位体挙動を予測するモデルの精度向上をはかった。</p> <p>(大)低放射化フェライト鋼, CuCrZr合金, 酸化物分散強化Cu合金について重イオン照射試験を行い、水素同位体捕獲に及ぼす照射欠陥の影響を系統的に明らかにした。</p> <p>(大)日米共同研究, 東北大共同研究で実施中。米国HFIRやベルギーBR2炉で中性子照射を実施中。</p>
	DIV機器の保全や補修技術の評価と開発	16-26		特/Q/大/産	<p>(特・Q)原型炉DIVおよびカセットの遠隔保守方式, 冷却手法と構造を検討中(原型炉DIV設計の現状を特別チーム原型炉設計報告書に記載)。</p> <p>原型炉での検査及び補修方法の検討は未着手。ITERでの検査及び補修方法の情報の入手から開始予定。</p> <p>(大)レーザー誘起超音波による表面損傷のその場観察法を開発中</p>
粒子制御	炉内粒子挙動シミュレーションコード	16-35		Q/N/大/特	<p>(特・Q)共同研究と委託研究で、実験装置の容器内での水素同位体の挙動モデル検討と対向材の蓄積特性の研究を実施中。PWI物理過程シミュレーションは未着手(コードの決定や人手なし)。2次元の時間発展シミュレーションは長期目標であり未着手(7.燃料システム:7.燃料インベントリーの評価→18で着手予定であったとのこと)。</p>
	原型炉で使用可能な排気システムの検討	16-26		特/Q/N/産	<p>(特)原型炉DIVにおけるTMPIによる排気設計評価を候補例として検討(サブDIVで2Pa以上, 各ポート外に5.5m³/s程度ポンプが1-2台程度必要)。他種ポンプ(クライオポンプが候補)での設計とともに、安全性や全体TBR等の観点での比較は未着手。先進排気技術の情報はBA-DDAIにより入手予定。</p>

課題名

4. 加熱・電流駆動システム

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回C&Rまでの要完了事項	実施期待機関	進捗状況
技術仕様の決定	ECH/NBI技術仕様の決定	26		特/Q	NBIについては、基本仕様(ビームエネルギー、入射パワー、効率、等)に加え、ビーム偏向入射、真空排気系等の検討が進められている。 ECHについては、EC入射位置最適化、電流駆動効率改善、プラズマ着火・立ち上げアシスト、ランチャー概念の検討に加え、発振源プラントの検討に着手している。
高出力・定常化	ITER用ECHシステムにおける高出力化・長パルス化	26		Q	ITERジャイロトロン実機1~4号機にて、1MW/300秒の性能確認を実証。引き続き、残りの4機について、高出力・長パルス試験を進める。
	ITER用NBIシステムにおける高出力化・長パルス化	26		Q	ITER NB試験施設(NBTF)でITERフルサイズ(16.5MW)のビームを試験する装置(MITICA)では、1MV高電圧電源のサイト受け入れ試験のうち、最終段階となる直流1MV電圧発生試験(日本と欧州調達機器の統合試験)を進めている。コロナ禍で一時サイトが閉鎖したが、再開後、日本は遠隔体制で試験に参加し、2021年2月までに試験完了予定。その後、最近の課題である負イオン源周辺の1MV真空耐電圧を実証する実規模耐電圧試験を実施し、2024年からビーム加速試験を開始する。 QSTの試験装置(MeV級イオン源試験装置、耐電圧試験装置)では、1MeV負イオン加速器設計最終化に必要な開発試験を進めており、NBTFへ成果を反映する。 JT-60SAの大型負イオン源(5MW)は、2023年からフルパワービーム、その後、DIV改良後に100秒連続試験を実施する計画である。2019年までに、試験装置の制限で小型負イオン源を用い、JT-60SAの要求達成に必要な技術である、負イオン生成安定化、異常放電時保護、高耐電圧改造を試験し、要求(0.5MeV、130A/m ² 、100秒)を超える0.5 MeV、154 A/m ² 、118 秒を達成。2020年から実機大型負イオン源にこれらの技術を適用した試験進行中。 ITERで採用されたRF負イオン源は、「高信頼性」の項に記載するように大電流化は進捗しているが、「高出力・長パルス」の観点で課題が発生。QSTとNIFSのフィラメントアーク(FA)負イオン源と比べ、RF負イオン源のビーム発散角は2倍以上大きく、ITERの要求を満足していない。この場合、ビームがNBIビームライン内機器への熱負荷となり、入射パワーの低下、パルスの制限が懸念される。これを解決するため、FA、RF負イオン源を同じ加速器に乗せて直接比較し、問題解決を図る試みが探られた結果、NIFSがIPPの共同研究下で、NIFSにおいて、FA・RF両放電形式を切替可能な負イオン源を構築し、両負イオン源のビーム発散を調査する試験計画が進んでいる。

高信頼性	高信頼性ECHの概念設計 (ミラーレス、周波数高速可 変、保守)	26		Q/N	<ul style="list-style-type: none"> ・原型炉特別チームにて、アンテナのミラーレス化のための概念設計検討(リモートステアリング位相アレイアンテナ)に着手 ・QSTにて、ITERジャイロトロンにおいて、104GHz、138GHz、170GHz、203 GHzの4つの周波数で1MW発振を実証。 ・QSTにて、200GHzを超える周波数での1MW以上出力が可能な概念設計検討を進めた。例：236 GHz: 1.2 MW出力(空洞での発振出力は1.35MW) ・アンテナ保守方法検討については未着手 ・その他必要な機器・技術開発(先進的モード変換器、ブリュースター窓、マグネット、エネルギー回収機構、発振安定化のための運転制御機構)に用いる予算措置がなく、実施担当機関も定まっていない
	高信頼性NBIの概念設計(メン テナンスレス負イオン源、 遠隔保守)	26		Q/N/大	<p>メンテナンスレス負イオン源の一つでITERに採用されているRF負イオン源開発では、IPPガルヒ ンクのITER ハーフサイズ負イオン源(ELISE)の試験が進み、長パルス(400秒以上)時の負イ オン電流値は、要求値に対し、水素で約90%、重水素で約70%まで到達。重水素時に電流が低い 原因は、負イオン引き出しに随伴する電子電流の増加に伴い、電極熱負荷が増大することによ り放電パワーの投入が妨げられているためであり、同じく重水素運転をしているNIFSと協力 して解決を図ろうとしている。またNIFSでは、負イオン引出部に畝状構造物を設置することで随 伴電子電流の抑止に成功している。</p> <p>NBTFのフルサイズRF負イオン源試験装置(SPIDER)が2018年から試験開始したが、ELISEの改 良が十分反映されておらず、初期的な不具合から脱却できない状態である。2021年、改造期間 を設けてこれらを解決する方向で調整が進んでいる。その後本格運転の見込み。</p> <p>国内では、NIFS共同研究の一環である負イオン研究会で情報交換を実施。NIFSではNBI高信 頼性の基礎となる、負イオン源内プラズマとビーム引出と形成を対象とした計測システムを構築 し、学術研究を推進している。</p> <p>セシウムフリー負イオン源研究においては、NIFSと大学の協力研究として、(1) 同志社大学、東 京工業大学が中心となって、C12A7エレクトライドを用いた負イオン生成の基礎研究を進めてい る。また、(2) 山口大学では極薄酸化膜を有するアルミニウム表面を用いた非セシウム型負イ オン生成の基礎研究を進めている。さらに、(3) 東海大学ではシート状水素プラズマからの負イ オン引き出しについての研究を科研費やLHD計画共同研究の枠組みで進めている。</p> <p>NIFS、東北大学、京都大学の共同研究として、次世代NBIのオプションとして、2MeV級のビーム を生成し得る空洞加速器を用いたNBIのビームシミュレーションによる設計を開始している。</p> <p>遠隔保守については、ITER用遠隔保守についてITER機構で設計中。</p>
高効率化	第1回C&R後のアクション： NBI高効率化概念設計	26		Q/N/大	<p>光中性化セルについては、原型炉特別チームの共同研究で大学と連携した、原理実証の試験 計画が検討されている。</p> <p>DT混合ビームについては、設計のみで特に進捗なし。</p> <p>コンパクト化技術については、特に巨大な電源について、NBTFからITER実機への設計にあた り、コンパクト化要因があるか洗い出しを検討中。</p>

課題名	5. 理論・シミュレーション
-----	----------------

小課題名	アクション	期限	第1回C&Rまでの要完了事項	実施期待機関	進捗状況
炉心プラズマ第1原理系SMC群	プラズマエッジ第1原理系SMCの重点開発・利用	19	※	Q/N/大/特	特別チーム理論シミュレーションWGにて具体的開発・利用計画を策定。この計画に基づき、(Q) 周辺ペDESTAL領域における線形MHD安定性解析のための数値コードの高度化を進め、日米欧の実験装置のデータを用いたELM発生条件やQH-mode観測条件に係る妥当性検証を進めた。また、輸送コードにペDESTAL分布予測モデルを組み込み、炉心から周辺までの定常プラズマ分布予測を実現した。さらに、非線形MHDコードの高度化に着手し、ELM発生によるペDESTAL崩壊やエネルギー放出量に係る物理機構の解析を進めた。 (N/Q) MHD平衡とELMへの3次元外部摂動磁場の影響の解析を進めた。
炉心プラズマ第1原理系SMC群	ディスラプション・核燃焼プラズマ・乱流輸送第1原理系SMCの重点開発・利用	*		Q/N/大/特	特別チーム理論シミュレーションWGにて具体的開発・利用計画を策定。この計画に基づき、(Q)ディスラプション統合コードの開発を継続。(N) 高エネルギー粒子・運動論的熱イオン・MHDハイブリッドシミュレーションコードを開発。(Q/N/大) トカマクおよびヘリカルプラズマにおける高エネルギー粒子駆動MHD不安定性に対する妥当性検証を継続するとともに、核燃焼プラズマの予測研究に着手。 (N/大) 乱流輸送第1原理系「局所」SMC、及び(大) 乱流輸送第1原理系「大域」SMCを開発。(Q/大) 局所コードによるJT-60等の実験解析を進めるとともに、(大) 大域コードによる内部輸送障壁形成のシミュレーション研究、(Q) 実平衡を用いたコード間ベンチマークに着手。(N/大) 多粒子種プラズマを扱う乱流輸送SMC開発を推進。
DIV-SMC	DIV-SMCの重点開発・利用	19	※	Q/N/大/特	特別チーム理論シミュレーションWGにて具体的開発・利用計画を策定。この計画に基づき、(Q/大) SONICの非定常化改良を行い、不純物輸送や非接触DIVプラズマ形成等の過渡的解析・制御手法検討を可能とした。SOL上流側の低衝突度領域の不純物に適用可能な拡張熱力モデルを高度化し、SONICへ導入した。今後、既存実験やJT-60SA実験で検証予定。輻射輸送と中性粒子弾性散乱のモデルを開発してSONICへ導入し、原型炉での非接触プラズマへの影響を評価した。 (大/N/Q) SONICとEMC3-EIRENEコードとの軸対称磁場での検証を行い、EMC3-EIRENEで3次元外部摂動磁場の影響の解析を進めた。
炉心プラズマ統合SMC	炉心プラズマ統合SMCの開発・利用	19	※	Q/N/大/特	特別チーム理論シミュレーションWGにて具体的開発・利用計画を策定。この計画に基づき、(Q) 非定常の統合コードTOPICSと相補的に使える高速な定常輸送コードGOTRESS、それに基づく統合コードGOTRESS+を開発し、高度な乱流輸送モデルを用いた定常プラズマ分布予測を実現し、JT-60SA予測に利用した。TOPICS, GOTRESSに導入する粒子・熱輸送モデルを開発し、JT-60U実験で検証した。今後、JT-60SA実験で検証予定。 (Q/N/大) 第1原理局所乱流コードに基づく大域的輸送コードTRESS+GKVの開発を進めた。 (大) 統合コードTOTALで原型炉での不純物蓄積とプラズマ性能への影響評価を進めた。

核融合炉材料SMC	材料シミュレーション要素コードの開発・利用	26		Q/N/大/特	<p>特別チーム理論シミュレーションWGにて具体的開発・利用計画を策定。この計画に基づき、下記事項が進展した。</p> <p>●BLK構造材料:(Q) 照射スエリング評価コードの要素モデルの構築、(大/Q)析出物中の水素挙動の電子論解析、及び(大/Q) 各種照射場の定量化に向けた照射欠陥形成挙動の統計解析に着手。</p> <p>●DIV材料:(N/大) 壁材料を含めた中性粒子輸送コードにより、水素原子分子のポピュレーション評価手法確立。また、DIV材料についてアクションプランの詳細化に着手。</p>
原型炉システム統合SMC	工学基礎コード群の開発・利用	20		Q/N/大/特	<p>(特/Q) BLK熱核解析コード、誤差磁場評価コード、BLK筐体用の構造解析汎用コード、熱流体汎用コード、T燃料システムコード、T透過コード等を開発・整備中。Tインベントリ評価コードのBLK熱核解析コードへの統合化作業を実施中。また、第一壁へのプラズマ熱負荷解析コードを開発し、第一壁形状の最適化や保護リミターの検討を実施中。</p>
原型炉制御シミュレータ	プラズマ応答特性・制御系モデリング	19	※	Q/N/大/特	<p>(Q) 原型炉制御シミュレータのベースになる平衡制御シミュレータ-MECSの高度化を進め、JT-60SAでの検証に向けて磁気センサー等の計測制御系及びコイル電源制御系を用いた運転シナリオの検討を実施中。</p> <p>(特)3次元渦電流効果を考慮した平衡制御シミュレータ-MECS_3D及び初期励磁解析コードOH_3Dを開発し、高楕円度プラズマ立ち上げシナリオや着火シナリオの検討を実施中。</p> <p>(Q) 機械学習を用いたイオン温度勾配制御手法の開発を進め、JT-60Uの実験データを用いた検証を実施中。</p>

課題名: 6. 炉心プラズマ

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回C&Rまでの要完了事項	実施期待機関	進捗状況
プラズマ設計	物理設計と炉心プラズマパラメータ設定	19	※	特	必要なコードを開発して進めた物理設計活動を基に、原型炉の炉心プラズマパラメータを設定。
	炉心プラズマパラメータ最適化			特	2020年より開始。
	プラズマ設計DB構築	19	※	特	国内外の既存装置での実験結果に基づくプラズマ設計データベース(DB)を構築済。
	プラズマ設計DB改訂			特	2020年より開始。
ITER	ITER研究計画の改定	24		Q/N/大/Ij	(Q/N/大/Ij) 2025年FP、2035年DTとするベースラインに基づいて運転計画の詳細化を進め、2018年にITER研究計画を改訂。
JT-60SA	JT-60SA研究計画の改定	19	※	Q/N/大	(Q/N/大) 最終版であるJT-60SAリサーチプランVer.4.0は、2018年に完成。
	ファーストプラズマ	20	※	Q/N/大	(Q/N/大) 2020年より開始。
	プラズマ制御手法確立	21		Q/N/大	(Q/N/大) 2020年より開始。
LHD、ヘリオトロンJ	トーラス系物理の理解	25		N/C2	(N) 乱流が閉じ込め性能に与える影響を調べるため、実験及び理論シミュレーションを密接にリンクさせた解析を展開し、トカマクプラズマの3次元磁場効果の物理機構解明に寄与。 (C2) 局所プラズマ計測器の整備を精力的に進め、異常輸送の解明や輸送障壁の成立条件の解明などの研究を通して、トーラス系プラズマの3次元磁場構造の役割について理解がさらに進展。
	重水素実験	25		N	イオン温度10keVの達成とともに、同位体効果の存在及び高エネルギー粒子の良好な閉じ込めを確認。
	粒子制御技術(D,He,不純物)の実証	19	※	N	低温・炭素壁での1時間程度の放電実験では、共堆積効果による壁の粒子吸蔵は飽和しないことを明らかにした。He挙動を調べる実験は、現在準備中。

プラズマ壁相互作用研究	W材のPWI基礎データの獲得	26		大/C3/C4	(阪大)水素同位体と不純物(ヘリウム、窒素、希ガス等)同時照射時のW中の水素同位体挙動、非定常熱負荷による溶融W層挙動の研究を継続。 (名大)中性子照射損傷W材料及びW堆積層の水素同位体及びヘリウムの吸蔵特性を評価。吸蔵量はバルク材に比べ大きく増加することを確認。 (C3)小型PWI模擬実験装置APSEDASにて、タングステン表面のヘリウムバブル形成と水素同位体吸蔵の関係や照射損傷Wの水素同位体吸蔵特性について評価を継続。 (C4)W再堆積層とW母材の水素吸蔵能を評価するなど、W材の基礎研究を継続。
	W材DIV長時間特性での課題の明確化	26		大/C3/C4	(阪大)水素同位体/不純物同時照射時の水素蓄積・透過挙動のモデリングと評価を継続。 (名大)ヘリウムプラズマ照射による材料構造変化を評価。照射により大きな構造ができ、アーキング点弧に寄与することを確認。 (C3)GAMMA10/PDX-DIV模擬実験では、W-V字ターゲットに対する複数ガス入射の効果を評価しているなど、非接触プラズマ生成に関する研究が進展。 (C4)QUESTでは、プラズマに曝される時間や壁温度の違いによるW材の水素吸蔵及び水素リサイクリングの相関データを取得し、その原因が損耗・堆積挙動によるものであることを明らかにするなど、W材の長時間特性データの蓄積が進んでいる。
モデリング/シミュレーション研究	物理モデル構築と性能予測コード高度化	19	※	Q/N/大	(Q)乱流輸送モデル、ペDESTAL分布モデルを組み込んだ非定常統合コード改良と定常輸送コード開発、これらを組み合わせて炉心から周辺なまでの定常プラズマ分布予測を実現。DIVコードの多種不純物化及び非定常化に対応。線形MHD安定性解析コードの高度化、非線形MHDコードの高度化とこれと高エネルギー粒子コードのハイブリットコードの高度化、ディスラプション統合コードを開発するなど、モデリングとシミュレーションの統合化も進んだ。また、これらはJT-60SAやITERの各種評価に適用された。 (N/大)トラスプラズマに対する物理モデル構築と性能予測コード高度化を実施。詳しくは、課題「5. 理論・シミュレーション」を参照。
	制御シミュレータ開発 (ITER、JT-60SA等への適用含む)			Q/N/大	(Q/N/大)2020年より開始。

課題名: 7. 燃料システム

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回C&Rまでの要完了事項	実施期待機関	進捗状況
燃料循環システム設計	燃料供給シナリオの策定	18	※	特/Q/大	(特/Q) 中心プラズマ輸送コードを用いてペレットの仕様(入射速度、入射ペレットサイズ、入射位置等)の同定を行うとともに、DIV輸送コードを用いて粒子供給量(コア用ペレット・周辺用ガスバブ)と粒子排気量の同定(粒子バランスの解析)を行い、燃料供給シナリオを策定。
	燃料供給シナリオの実証	26		Q/N/C5/大	(Q/N/C5/大) 2020年より開始。
	燃料インベントリーの評価	18	※	特/Q/大	(特/Q/大) 既存の実験データの解析を基に整備したデータベースにより原型炉でのインベントリーを評価。さらに、原型炉の第一壁温度におけるTインベントリーの実験データを拡充中。
	燃料循環システム仕様の決定	19	※	特/Q/大	(特/Q/大) 上記アクション「燃料インベントリーの評価」を踏まえ、燃料循環システムの仕様を決定。
燃料循環システム要素技術(不純物除去、同位体分離など)の開発		26		Q/C5/大	(Q) Tインベントリーの低減を考慮した原型炉向け燃料循環システム構成概念の提示やTを効率的に回収する触媒を開発する等、要素技術の開発は着実に進展。 (C5) 2018年の時点で、要素技術は開発済。
	T除去系、計量管理の確証試験	24		Q/C5/大	(Q) ITER-DSの共同調達で実施しているT除去系の要素開発・確証試験が進展するとともに、付随する計量管理技術も開発が着実に進んでいる。 (C5) β 線誘起X線計測、液体シンチレーションカウンターの高度化を進め、これらを用いてLHDのタイル分析を進めるなど、着実に進展。 (静岡大) BA、NIFS共同研究にて、引き続き実施。

T安全取扱技術・ 機器開発	Tと材料の相互作用な ど基礎データ取得	19	※	Q/C5/大	(Q)イオン照射したタングステンに対するT保持量及び放出に関する知見、低放射化フェライト鋼及びタングステンにおける照射損傷が水素同位体保持に与える影響、先進タングステン材料での水素同位体挙動、Tを含む核融合炉材料の除染法の実用化研究、T透過防止膜に関する研究、JETタングステンコーティングカーボンタイル及びダストのTインベントリ等に関する研究が進展し、必要な基礎データは取得できた。 (C5)タングステン及びその合金、低放射化フェライト鋼、Cu合金中のTを含む水素同位体の溶解・拡散・捕獲挙動及び同位体効果に関するデータについて蓄積。また、JETタングステンコーティングカーボンタイル及びダストのTインベントリ等のデータを取得。 (九大)プラズマ対向壁、特にWへのT保持インベントリ研究に進展。固体・液体各増殖材料についても基礎研究を実施。 (静岡大)日米共同研究、BA共同研究、NIFS共同研究などでデータを蓄積。中性子照射WIについても基礎的な知見を取得。 (茨城大)BA共同研究及びDEMO共同研究において、核融合炉材料の基礎物性データを取得。 (京大)SiC系材料のT透過拡散データについて取得。
	T含有ガス・水を取り扱 う機器(燃料系)の要 素試験	26		Q/C5	2020年より開始。
T大量取扱施設	T大量取扱施設設計 検討	26		Q	2020年より開始。
Li確保	⁶ Liの確保方策の検討	17	※	Q	イオン伝導体膜による海水からのLi回収、 ⁶ Li濃縮技術開発の基礎研究が進められ、特許も取得。多くの産業界及び公的機関との連携も進展し、完了。
	パイロットプラント規模 でのLi確保技術確立	26		Q/産	(Q)選択した ⁶ Li製造プロセスについて、その基盤技術となるイオン伝導体膜によるLi回収技術におけるパイロットプラント概念の構築に着手。 (Q/産)イオン伝導体膜によるLi回収技術について、QSTと企業が協力して開発中。
	⁶ Li濃縮基盤技術開発	26		Q	要素技術開発に着手。
初期装荷T	T製造プロセスの検討	19	※	特/大	(特)ITER運転開始以降に重水炉からTを入手することは、現時点で十分に想定可能。 (京大)初期装荷Tが不要な起動方法の検討が進み、60日～100日程度で定格運転に到達すると予測。 (九大)高温ガス炉での製造量を評価。
	初期装荷Tの確保方 策の検討	23		特/Q/大	2020年より開始。

課題名 8. 核融合炉材料と規格・基準(1)
ブランケット構造材料

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回 C&Rまで の要完了事項	実施期待機関	進捗状況
	原型炉に要求される材料スペックの明確化、技術仕様の提示	26		Q/特/大	これまでの低放射化フェライト鋼F82Hの板材製作実績を整理し、現状での許容値及び熱処理条件を設定。今後管材・鍛造材等の他形状の技術仕様の明確化を進める。
					これまでの低放射化フェライト鋼F82Hの板材製作実績を整理し、現状での許容値及び熱処理条件を設定し、材料調達仕様案としてまとめた。管材・鍛造材等の他形状については試作に着手し、今後結果を反映することで技術仕様の確定を進める。
	大量製造技術の確立	26		Q/産	欠陥除去のための再溶解工程における組成制御性の課題を検討した。20t級溶解を実施し、適用製造技術の確立を進める。
					欠陥除去のための再溶解工程における組成制御性の課題を検討した。20t級溶解の実績をもとに材料調達仕様案を定め、新たに5t級溶解を計画し、再現性確認のための検証に着手した。
	BLK構造体製作技術の確立	26		Q/産	HIP接合及び鍛造によるBLK構造製作技術の適用可能性を検討した。BLK設計検討と連動して、製作技術の確立を進める。F82Hを用いたTBM構造部材の試作を実施。
					HIP接合及び鍛造によるBLK構造製作技術の適用可能性を検討した。BLK設計検討と連動して、製作技術の確立を進めることとし、具体的にはF82Hを用いたTBM構造部材の製作性確認試験に着手した。また、大学との共同研究により、摩擦攪拌接合、線形摩擦接合などの新しい技術導入を検討するなどして、同種材・異材接合技術の開発が進展した。

低放射化フェライト鋼

微小試験片技術の信頼性評価・規格化	26		Q/産/学	主要な微小試験片技術についてQST/大学の共同研究で信頼性評価を進めるとともに、微小試験片技術に関するIAEA-CRP活動に参加してガイドライン整備活動を開始。今後さらに日欧、日米協力を通して規格化を進める。
				主要な微小試験片技術についてQST/大学の共同研究で信頼性評価を進めるとともに、微小試験片技術に関するIAEA-CRP活動に参加してガイドライン整備活動が進展し、ガイドラインの初案が2020年度内に完成する見通し。今後さらに日欧、日米協力を通して規格化を進める。
コールド試験による接合被覆部・環境影響データ取得	22		Q	溶加材を用いたレーザー接合技術の適合性検討を実施。強度特性も含めた技術適合性を検討する。また、高温高圧水腐食に関するデータ蓄積を進め、水化学管理指針の検討に着手。
				溶加材を用いたレーザー接合技術の適合性検討を実施。強度特性も含めた技術適合性の評価を継続した。特に、溶接性確認試験を仏国規制対応の一環として実施し、第三者機関による妥当性が確認された。また、高温高圧水腐食に関するデータ蓄積を進め、水化学管理指針案を提示した。
原子炉による80dpa照射データの取得	19	※	Q	70~80dpa/300~350°Cの引張・靱性評価を実施した。今後は微細組織の評価を進めるとともに、より信頼度の高い80dpa/300~500°Cデータ取得を目標とする照射実験を進める。
				70~80dpa/300~350°Cの引張・靱性・微細組織評価を実施した。
原子炉による80dpa照射データの検証	26		Q	より信頼度の高い80dpa/300~500°Cデータ取得を目標とする照射実験を進める。具体的には、照射データ検証のための異なるヒートを用いた新規照射試験計画を確定し、照射キャプセルの組立てを開始した。

接合被覆部・環境影響に関する照射データ取得	31		Q	TIB、EB接合部に対する20dpaまでの照射を終了した。今後データ取得を進めるとともに、設計に対応したデータ取得及び照射環境下腐食試験を進める。
				TIB、EB接合部に対する20dpaまでの照射を終了した。今後データ取得を進めるとともに、設計に対応したデータ取得及び照射環境下腐食試験を進める。
He影響の理解の進展、核融合中性子照射影響の解明、照射劣化モデルの構築	35		Q/N/大	照射材料劣化因子であるHeキャビティの形成動モデルを構築し、形成挙動の照射場影響評価に着手。
				照射材料劣化因子であるHeキャビティの形成動モデルを構築し、形成挙動の照射場影響評価を継続した。特に、設計基盤データである体積スウェリング評価に向けた活動をBAフェーズII活動において開始した。
照射効果を踏まえた構造設計基準の在り方を提示	26		Q/産/学	確率論設計による炉内構造機器の構造設計基準の検討を開始。今後日欧協力での設計基準の検討、日米協力でのこれに対応したDB整備を進める。
				確率論設計を含む炉内構造機器の構造設計基準の検討をBAフェーズII活動の重要課題として日欧共同活動を立ち上げた。また日米協力において、基盤となる統計解析を目的とした新たな照射試験の準備に着手した。今後設計基準の検討の深化、DB整備の加速を進める。
材料規格化に向けた学協会活動	35		Q/産/学	米国ASTM-A01(鉄鋼材料)会合に参加しF82HIについての説明を実施した。国内外の規格での活動を順次進めていく。
				ITER-TBM計画を中心に、仏国規制への対応として、構造設計規格RCC-MRxに準じた書類整理をしつつ、材料特認に向けた第三者機関との議論についても開始した。米国ASTM-A01(鉄鋼材料)会合に参加しF82HIについての説明を実施した。

先進BLK材料	特/Q/N/大:先進材料の利用方法を明確化	26		特/Q/N/大	<p>先進BLKに関して、共同研究の枠内にて検討開始。SiC材料の液体増殖BLK流路インサート応用に係る主要な機能データの取得を進め、特に電気特性の照射効果、水素透過、リチウム鉛腐食に関する挙動理解が進展。</p> <p>バナジウム合金については液体リチウム増殖BLKへの適用が明確化されている。</p> <p>耐環境性、耐照射性向上が期待される酸化物分散強化(ODS)鋼の利用可能性について調査を開始。</p>
					<p>先進BLKに関して、共同研究の枠内にて検討を進めている。SiC材料の液体増殖BLK流路インサート応用に係る主要な機能データの取得を進め、特に電気特性の照射効果、水素透過、リチウム鉛腐食に関する挙動理解が進展。また、宇宙航空産業分野での開発の進展を参照している。</p> <p>バナジウム合金は液体リチウム増殖BLKでの利用が最も現実的であるが、酸素制御技術、耐酸化素材開発により熔融塩、リチウム鉛BLKでの使用可能性も検討されている。</p> <p>耐環境性、耐照射性向上が期待されるAl添加型酸化物分散強化(ODS)鋼の利用可能性についてLHD計画共同研究が立ち上がった。</p>
	先進材料のデータベースの充実	35		Q/N/大	<p>SiC/SiC複合材料の機械的・物理的・化学的データの蓄積とともに、複合材料特性ハンドブックの整備に着手。</p> <p>バナジウム合金については、接合法、低放射化性の向上、高温強度特性データの充実が進められている。</p> <p>酸化物分散強化(ODS)鋼については、先進原子力システムや事故耐性燃料開発のデータを参照している。</p>
					<p>SiC/SiC複合材料の機械的・物理的・化学的データの蓄積とともに、複合材料特性ハンドブックの整備に着手。</p> <p>バナジウム合金については、接合法、低放射化性の向上、高温強度特性データの充実が進められている。</p> <p>酸化物分散強化(ODS)鋼については、先進原子力システムや事故耐性燃料開発のデータを参照している。</p>

課題名 8. 核融合炉材料と規格・基準(2)
その他の材料

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回 C&Rまで の要完 了事項	実施期待機関	進捗状況
増殖機能材料(中性 子増倍材料及びT増 殖材料)	増殖機能材料の製造 及び再使用技術の最 適化	22		Q	BAにおいて増殖機能材料の製造及び再使用技術の開発を進め、実施した成果をBA- DEMO-R&Dの最終報告書として纏めた(2017)。材料ハンドブックの整理に向け、継続中。
					再使用技術への適用可能な新たなBe低温精製基盤技術の開発に成功し、Be資源安定確 保のための当該技術の実用化及び事業化に向けた研究開発及び体制構築を開始してい る。
	増殖機能材料充填体 の機械特性評価／製 作技術確立	30		Q	(18スタート)
					BA活動において確立した造粒技術に基づき造粒試験を実施し、微小球充填体の熱機械特 性評価を開始している。また、先進中性子増倍材として、ペリライドブロックを用いた新設計 案に基づく製作性試験及び機械的特性評価を開始している。
	Li確保技術開発	35		Q	(18スタート)
					イオン伝導体膜による海水からのLi回収、 ⁶ Li濃縮技術開発の基礎研究を開始している。Li 回収技術に関しては、多くの産業界及び公的機関との連携が進展中。まずは、基盤技術と なるイオン伝導体膜によるLi回収技術におけるパイロットプラント概念の構築を開始してい る。 ⁶ Li濃縮基盤技術の開発として、要素技術開発に着手したところである。

DIV材料	原子炉照射影響評価	26		特/Q/N/大	ITERグレードに準拠したCuCrZr合金の板材を製作し、ITER実規模プロトタイプ冷却管用CuCrZrと共に諸特性評価を実施。微小引張試験片の製作が完了し、HFIR炉を用いた照射試験を開始する予定。摩擦攪拌強化(FSP強化)溶射Wの繰返し熱負荷試験後の欠陥評価を実施。今後は耐酸化性を含めた高性能化を進める。
					ITERグレードに準拠したCuCrZr合金の板材を製作し、ITER実規模プロトタイプ冷却管用CuCrZrと共に諸特性評価を実施。微小引張試験片の製作が完了し、HFIR炉を用いた照射試験が完了し、照射後試験を開始する予定。摩擦攪拌強化(FSP強化)溶射Wの繰返し熱負荷試験後の欠陥評価を継続。引き続き、耐酸化性を含めた高性能化を進める。
	耐照射性材料開発と評価	35		Q/N/大	ヒートシンク材料については、大学、NIFSを中心にODS-Cuの開発に着手も基礎的検討段階である。Wについても、大学、NIFSを中心に開発が進められているものの素材研究段階である。
					ヒートシンク材料については、大学、NIFSを中心にODS-Cuの開発に着手も基礎的検討段階である。Wについても、大学、NIFSを中心に新たな素材開発や複合材料の開発が進められているものの素材研究段階である。
計測・制御機器材料	照射劣化データベースの整理	19	※	Q/特	未着手。NIFS研究会で整理したものが報告書になっている。それ以上の整理は、原型炉工学フェーズと考える。
					未着手。NIFS研究会で整理したものが報告書になっている。それ以上の整理は、原型炉工学フェーズと考える。
その他	Q/N/大:核融合材料ハンドブックの策定	19	※	Q/N/大	低放射化フェライト鋼の物理特性・引張特性を中心としたハンドブックを整備。今後は靱性・疲労・クリープ等の特性について順次策定を進める。また、他の材料についても整備に着手する。
					低放射化フェライト鋼の物理特性・引張特性を中心としたハンドブックの整備を継続。今後は靱性・疲労・クリープ等の特性について順次策定を進める。ベースライン純タンゲステンの材料特性ハンドブック整備に着手。また、他の材料についても整備に着手する。

課題名 8. 核融合炉材料と規格・基準(3)
核融合中性子源

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回 C&Rまで の要完了事項	実施期待機関	進捗状況
核融合中性子源	核融合中性子源の設計・建設	30		Q	2025年頃の建設を目標に中性子源設計活動を進めている。本年度は中性子源用リチウムターゲットの機器検討、材料片照射用のテストモジュール設計並びにターゲットアッセンブリー交換に係る遠隔設計実施し、それらの設計仕様要求を明確にした。また、設計に関連するリチウムターゲット機器の分解並びにニュートロニクス実験を実施した。今後も引き続き試験施設内の機器設計を中心に中性子源の全体設計のための要求仕様検討を進める。
					A-FNSの必要性、施設・設備ならびに機器等の要求仕様、A-FNS照射試験計画を明確にすることを目的とし「施設全体設計」と「サブシステム」を中心に核融合中性子源A-FNSの概念設計書(図表を含め500ページ)を作成し、さらに「A-FNS概念設計書」の製本化に向け校正と英文化を実施中である。年度内には「A-FNS概念設計書」とマネジメントをまとめた「A-FNS工学設計活動計画書」を提出予定

課題名 9. 安全性

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回C&R までの要完 了事項	実施期待機関	進捗状況
安全法令規制	(15)原型炉プラントの安全上の特徴整理 [既存コードでの評価]	16	※	特/産	Q, 特) BA活動の一環として、欧州の技術者と協力し安全評価が実施された。結果は報告書にまとめられている。
	(17)原型炉プラントの安全上の特徴整理 [安全確保方針案策定]	19	※	特/産	特, 産) 安全確保方針案として、深層防護の適用、多重障壁防護、基本安全機能の達成を目指すこととし、検討すべき項目として想定起因事象の同定、ソースタームの同定、事故の防止・緩和方策、安全重要度分類等を設定した。
	(20)原型炉プラントの安全上の特徴整理 [方針に基づく解析評価]	26		特/産	特, 産) 安全解析による影響度分析、事故事象の防止と緩和方策案の評価に着手した。
	(20)TF/特: 安全規制法令予備検討	26		TF/特	特) 国内外の原子力規制等を参考に、核融合建設にあたってどのような法規制が適切かについて検討を進めている。我が国ではITER誘致時に国内建設に向けた基準の検討を行っており、これと現行の原子力規制基準との中間的な規制基準の策定を目指す方向性を確認した。
工学安全課題の整理	(15)機器故障のシナリオ確立	26		特/Q/Ij/N/大/産	特) 機器故障のシナリオ検討に着手し、オブジェクトツリーを展開し、事故の起因事象の影響度分析を実施中である。

安全性解析・評価	(15)特/Q/産:安全性評価コードの開発(31)	31		特	特)特別チームは、T、ダストの環境挙動、熱水力解析など基本的なコードを整備済み。 Q)ITERの安全要件を満足する必要のあるTBMは、特別チームと独立して実施中。初期的な安全解析はTRACコードで実施。MELCOR=fusionやTRACEコードを入手し解析評価に活用している。
	(20)V&V実験 [化学反応、ダスト挙動評価等]	26		Q/大/特	原型炉建設にあたって、新たにどのようなV&Vが必要となるか有識者の意見を踏まえつつ検討を進めている。(例:真空用容器の高圧水吹き出し、水-Be化学反応等)
	(27)V&V実験 [安全評価への反映]	31		Q/大/特	— (27年度より開始予定)
	(20)原型炉プラントの安全性評価	31		特/産	基本安全機能に関する安全評価を実施しており、TRACE等、新たに取得したコードを利用して継続して実施中。
	(20)安全性確保の方針と整合する設計条件の策定 [概念設計]	26		特/産	安全性確保の目標と健全性確保の設計基準の策定に着手。
環境Tの挙動評価	(15)環境Tの規制目標の調査・検討	19	※	特/Q/N/大	特)「T諸課題検討WG」を設置し、タスクチーム1の活動として自主規制の考え方を検討しており、検討結果を今年度中に報告書に記載予定。
	(20)定常・異常時の環境への放出量評価と制御	34		特/大/N/産	特)定常運転時に放出されるTの拡散に伴う環境への影響評価に着手した。

課題名 10. 稼働率と保守

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回C&Rまでの要完了事項	実施期待機関	進捗状況
原型炉設計	保守方式暫定	17	※	特/産/Q	<p>垂直引き抜き方式を主案として、BLK・DIV双方の保守方式を詳細化中。BLKについては、保守シナリオ検討による保守条件の明確化、上部引き抜き方式の技術課題と対策設計、保守中の放射化ダストの拡散を防止する保守セルとキャスクの考え方を取り纏めた。DIVに関しては、ITER EDAの日本案であるラジアルムーバーとトロイダルムーバーで構成するDIV保守機器概念を提案。</p> <p>一方、DIVは、1～2年ごとに交換するため、放射性廃棄物低減の観点から、DIVボディなどを再利用することを最重要設計条件として位置付けて設計を進めているが、ターゲットとバップル部の機械的な接続構造に適切な解を見いだせず技術課題として残っている。また、NB加熱(NBダクトライナー含む)やRF加熱、計測の炉構造・遠隔保守の設計は未着手である。</p>
	炉構造・パラメータ決定	17	※	特/産/Q	<p>水平引き出しと垂直引き抜き方式、ITER方式であるモジュール方式を比較した。炉構造に与える影響の大きさ、および保守時の環境条件である線量率条件の観点から、垂直引き抜き方式を主案とした炉構造(真空容器、バックプレート、DIVカセット、保守セルなど)を暫定した。</p> <p>一方、暫定した真空容器(Tなどの閉じ込め境界)などの構造設計を進めるために、設計の拠り所となる構造設計基準案を整備し、構造健全性を確保する必要がある。</p>
	保守R&D対象の検討・選択	18	※	特/産/Q	<p>遠隔保守の設計に基づいてR&Dの必要範囲と開発目標を設定した。大重量をハンドリングする遠隔機器の要素技術として①耐放射線機器開発(減速機、潤滑剤、モータ、レゾルバなど)、②高精度な位置決めのための力制御技術開発、③操作性の向上ヒューマン・マシン・インターフェース(HMI)技術の開発、④高温高圧配管の溶接検査ツールの開発などを取りまとめた。</p>
	作業手順、炉停止期間の検討	24	※	特/産/Q	<p>(20)開始予定</p> <p>現段階の保守手順に基づいて、保守時間評価を行った結果、キャスク4台の並行作業で時間稼働率70%の見込みを得た。今後、遠隔保守機器の概念設計を進める過程で、追加される保守項目などを加味し保守時間の見直しを行う。加えて、遠隔機器自体の故障や故障確立、故障からのリカバリ-時間なども考慮するRAMI解析を取り入れて保守時間を再評価する。</p>

バックエンド検討	バックエンドシナリオ検討	19	※	特/大/産	<ul style="list-style-type: none"> 最大の放射化レベルであるBLKが発生する有害核種(1200核種程度)に関し、浅地中埋設後の核種移行解析を実施した結果、日本の規制に基づいた浅地埋設の可能性を示した。なお、BeIに含まれるウラン不純物は、QSTが考案した製造方法により浅地埋設処分で求められる濃度(0.7 wppm)以下とすることが可能である。 定期交換機器であるBLKとDIVの線量率と残留熱の減衰特性に基づき、保管期間、解体条件、廃棄体化条件を考慮した放射化物の管理・処分シナリオ案を策定した。 当該シナリオ案に基づき、ホットセルなどの放射化物取り扱い施設の概念を検討した。また、定期交換時に発生する放射化物に軽水炉で適用される廃棄体化手法を適応し、廃棄体の総量を同定すると共に、減容化のための充填方法や埋設区分の低減に向けた濃度調整などを検討した。 3つの廃止措置方針(即時解体、安全貯蔵、埋設処分)に基づいて、原型炉における合理的な廃止措置について、コストや安全性の観点で分析中。
	放射性廃棄物の処分・再利用基準の検討	22	※	Q/大/産	(20)開始予定 廃棄物の処理、再利用のためのホットセル施設では、一時保管(線量率と崩壊熱低減)、交換(溶断、溶接)・検査、減容(溶断)、廃棄物の一次保管などの処理が行われる。各処理工程におけるTを含んだ炉内機器の放射線管理を行うため、炉内機器のTインベントリを予測するコード開発に着手した。加えて、各処理工程で必要な遠隔機器の機能検討、遠隔機器による交換容易な炉内機器(BLKセグメントとBLKモジュールの取り合い構造)検討を進めている
	放射性廃棄物の処理・再利用基準の策定(法規制整備)	26		Q/産/学	(23)開始予定
保守技術開発・蓄積	原子力施設機器取扱、検査	19	※	産	放射化ダストの拡散を防止するためのキャスク、遠隔機器の保守保全のための除染、耐放射線機器の開発情報、炉内観察技術、トラブル時に状況確認のための移動ロボット技術などを調査し、核融合で必要になるR&Dを取りまとめた。
		24	※	産	(22)開始予定
	遠隔作業、検査・保守技術の調査	21	※	特/Q/産	(20)開始予定 検査、保守技術の調査の一環として、構造側(真空容器、BLKセグメント、DIVなど)の健全性維持のための技術について検討中である。例えば、真空容器については、特殊な接手の取り扱い、非破壊検査(最新の溶接手法、検査手法の取り入れ)、維持検査不可能な箇所へのLBBの適用性などについて検討している。

課題名: 11. 計測・制御

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回C&Rまでの要 完了事項	実施期待機関	進捗状況
理論、既存・海外実験による予測、実験による検証	(15) 安定限界の理論特性の理解→(19)	19	※	Q/大/特	(Q・大・特)ベータ限界・ELM・VDE・Locked modeの理論特性を理解した。Greenwald密度限界については理論的に分かっておらず経験則としてそのまま採用している。
	(15) 被制御量の検討→(19)	19	※	Q/N/大/特	(Q/N/大)核融合研共同研究「環状核融合原型炉運転のため計装制御システム検討評価」(2012-2013年、代表者:松田慎三郎)にて、トカマク及びヘリカルそれぞれで測定すべきプラズマ諸量が定性的な観点から検討がなされ、報告書(NIFS-memo68)にまとめられた。
	(17) 遠隔位置磁気計測での平衡精度のシミュレーション→(19)	19	※	Q/大	(Q)ITER、JT-60SAを対象としてシミュレーションが完了している。
	安定限界、被制御量の検証	26		Q/N/大/IJ/特	アクションプランの記載にあるように、本アクションはITER・JT-60SAの実験を待つ。
	ITER/JT-60SA等での制御実績(手法、成功率等)と応答時間のDB構築	35		Q/大/IJ/特	アクションプランの記載にあるように、本件はITER・JT-60SAの実験を待つ。
	遠隔位置磁気計測での平衡精度の検証	26		Q/大	(Q)ITERが開発を進めているホールセンサーをJT-60SAで試験することを計画中

	ITER/JT-60SA等における計測運用保守実績DB構築	35		Q/大/J/特	2027年より開始
計測開発	(15) 炉設計と整合した候補計測分類と選定→(19)	19	※	Q/N/大/特	(Q/N/大)NIFS共同研究(発電実証原型炉の運転制御のためのシステムの検討)(2014-2016年、代表者:松田慎三郎)にて検討され、報告書(NIFS memo 80)にまとめられた。
	(16) 照射試験も含む計測開発体制の構築→(19)	19	※	Q/N/大/TF	(Q)核融合中性子源設計グループとITERプロジェクト部計測開発グループとの間でA-FNSの計測制御機器照射試験モジュールについて検討が行われている。
	候補計測器の決定と開発	26		Q/N/大/産/特	(特)計測・制御ワーキンググループを立ち上げ中
	計測器のプラズマ試験、照射試験、寿命評価	35		Q/N/大/産/特	先行アクション”候補計測器の決定と開発”の後に開始
	候補計測器の開発と評価	35		Q/N/大/産/特	2027年より開始
	計測器の仕様策定	35		Q/N/大/産/特	2030年より開始
	計測保守の開発、試行	35		Q/N/大/産/特	2030年より開始
運転点と裕度評価	(16) 運転基準点・運転許容範囲の仮設定	19	※	Q/N/大/特	(特)システムコードを用いて運転基準点を設定した。
	運転基準点・運転許容範囲の評価	26		Q/N/大/特	QST六ヶ所研核融合炉システム研究グループ(原型炉設計合同特別チーム)・プラズマ理論シミュレーショングループ、QST那珂研先進プラズマモデリンググループおよび共同研究(鳥取大学等)で検討を進めている。
	運転基準点・運転許容範囲の決定	35		J/N/大/特	2027年より開始
オフライン予測	(16) プラズマ運転制御シミュレータの開発→(19)	19	※	Q/大	(Q)MHD平衡制御シミュレータMECSや統合コードTOPICSを開発した

	プラズマ運転制御シミュレータの検証	26		Q/大/特	アクションプランの記載にあるように、本件はJT-60SAの実験を待つ。
	プラズマ運転制御シミュレータの高度化	*		Q/大/産/特	2027年より開始
実時間制御システムの開発	(16) JT-60SA用実時間制御開発	19	※	Q/大	(Q)2020年からのJT-60SA実験用に、プラズマ電流、プラズマ位置形状、プラズマ平均密度の実時間制御を開発
	実時間制御の運用	35		Q/大	アクションプランの記載にあるように、本件はJT-60SAの実験を待つ。
	第一原理計算、シミュレータ、実時間制御の相互検証と高度化	26		Q/N/大/特	2020年以降に開始
	学習・推定ツールの開発	26		Q/N/大/特	2020年以降に開始
	実時間制御の運用	35		Q/大	アクションプランの記載にあるように、本件はJT-60SAの実験を待つ。
	統合コード、シミュレータ、実時間制御の性能(精度、成功率等)評価	35		Q/大/特	アクションプランの記載にあるように、本件はJT-60SAの実験を待つ。
	実時間制御の仕様作成	35		Q/大/特	2030年より開始

小課題名	アクション	期限	第1回C&Rまでの要完了事項	実施期待機関	進捗状況
アウトリーチ活動 ヘッドクォーター (HQ)設置による活動の推進	核融合OR活動HQの在り方の検討	19	※	TF/特/Q/N/F/学	APに示す期限(2019年度末まで)より早い平成31年2月にHQを立ち上げ活動を実施した。
	核融合アウトリーチ活動HQの設置	20	※	TF/特/Q/N/F/学	設置以降複数回会議を実施し、社会連携活動を実施した。
	核融合アウトリーチ活動推進計画の立案	20	※	TF/特/J/N/F/学	JAXA、JAMSTEC等のアウトリーチ状況調査を実施後、アウトリーチHQ内で活動戦略を立案した。
アウトリーチ人材育成	アウトリーチ教育体制及びプログラムの検討	19	※	TF/特/Q/N/F/学	アウトリーチHQ内においてアウトリーチ人材育成案が検討されている。
社会連携活動	核融合エネルギー開発ロードマップ/原型炉設計活動に関する社会連携活動の実施	19	※	TF/特	アウトリーチHQを中心に、各ステークホルダー(SH)に対する情報発信を活性化。

課題名 13. ヘリカル

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回C&Rまでの要完了事項	実施期待機関	進捗状況
ヘリカルプラズマ	DIV部の熱負荷低減と粒子制御	15-25		N/大	不純物ガスパフや共鳴磁場を用いたデタッチメント放電に関する研究を実施し、デタッチメントプラズマの特性評価や同プラズマの長時間安定保持実験を行っている。
	輸送特性と高エネルギー粒子の閉じ込め特性	15-25		N/大	NBIの損失イオンや、重水素放電で発生する高エネルギー粒子の計測により、高エネルギー粒子の閉じ込め特性の研究をシミュレーション研究と並行して進めている。
炉工学・炉設計	3次元解析によるヘリカル炉の成立性	15-19		N/大	小型強磁場化による早期実現炉概念の設計において、10万キロワット級発電炉を新たに対象としてシステムコードを用いた解析が進展。磁場配位の最適化を導入。
	大型高磁場超伝導ヘリカルマグネットの成立性	15-25		N/大	高温超伝導導体を用いたヘリカルコイル巻線の検討と要素開発が進展。大型高温超伝導導体の短尺サンプル試作と特性試験を実施。接続方式ヘリカルコイル巻線について接合技術の要素開発も進展。
	長寿命液体BLKの成立性	15-25		N/大	熔融塩BLK、および、液体金属BLKの設計検討と熱・物質流動試験装置を用いた要素試験が進展、特に、熔融塩中の高温磁場腐食試験、液体リチウム鉛のMHD圧力損失の特性試験で成果。
	低放射化構造材料開発研究	15-25		N/大	低放射化バナジウム合金を高純度化することにより、高温強度を維持しつつ接合性、加工性が格段に向上することを実証。異種金属との接合研究も進展。
	高熱流プラズマ対向機器・材料開発研究	15-25		N/大	タングステン・銅合金の先進的ろうづけ接合法の進展により、世界最高の熱除去性能を達成。機械的合金化法と高温静水圧プレス法の組み合わせによるナノ粒子分散銅合金の製作法も進展。並行して、易融金属やセラミックを用いたベブルDIVの流動基礎実験を遂行。
	ヘリカル炉概念設計	15-26		N/大	2018年度時点でまとまった100万キロワット級発電炉の概念設計もとに小型化・低コスト化を志向した検討を進め、10万キロワット級発電炉の概念設計活動を本格化。BLKとDIVの遠隔保守交換シナリオの検討が進展。

数値実験炉	物理素過程のシミュレーション	15-26		N/大	プラズマシミュレータ(スーパーコンピュータシステム)を有効活用して、LHD等ヘリカル系装置のコアプラズマから周辺プラズマ・プラズマ対向壁までを含む領域における平衡・安定性・輸送・加熱等の物理過程を扱うシミュレーションコード群や使用する物理モデル群の整備・拡張が進められ、シミュレーション結果とLHD等の実験装置の結果との比較によるモデルやコードの検証が行われている。
	複合物理結合・階層間結合シミュレーション	15-26		N/大	MHD・高エネルギー粒子・運動論的熱イオン・ハイブリッドシミュレーションコードが開発され、LHDやトカマクの高エネルギー粒子駆動不安定性の解析に応用されている。ヘリカル系プラズマの統合輸送コード(task3D)の開発が進められ、LHD実験の輸送解析や輸送モデルの検証に用いられている。統合輸送コードに組み込むため、ジャイロ運動論的シミュレーション結果に基づく乱流輸送モデルや最新の統計数理手法を応用した輸送モデルの開発が進められている。開発されたモデルやコード群を適用した磁場配位最適化研究が行われている。

課題名 14. レーザ方式

報告日: 令和2年12月15日

小課題名	アクション	期限	第1回C&R までの要 完了事項	実施期待機関	進捗状況
物質・プラズマ相互作用の総合的理解	プラズマによる物体損耗の数値モデル化	27		C1/大/N	レーザー核融合研究で培った、放射流体シミュレーション及びプラズマ粒子シミュレーションを活用した物体損耗の研究が進展している。新たに、ディスプレイ制御のために投入される氷状ペレットと逃走電子の相互作用によるプラズマ形成過程の理解に向けた、量研機構との共同研究が開始された。
	プラズマによる物体損耗のモデル実験	27		C1/大/N	大阪大学工学研究科では、磁場を印加した状態で、レーザー照射による表面溶融層を形成し、溶融層に現れる不安定構造の観測を行った。トカマク実装置での溶融層挙動観測データと比較することで、磁場環境下での溶融層挙動の総合的理解が進んでいる。また、レーザー生成の高Zプラズマを用いて、炉壁で発生する不純物粒子の挙動観測のための分光データの取得も行われた。
	材料試験装置部詳細設計	20		C1/大/N	大阪大学レーザー科学研究所において、熱負荷試験を主眼においた装置設計を行っている。現状の熱負荷試験装置(サブミリ秒パルスガラスレーザー)をベースに、より高繰り返し・高出力の材料試験装置を想定した設計を実施している。
液体金属壁開発	液体金属壁基礎実験装置詳細設計	20		C1/大/N	長岡技術科学大学にて、レーザー炉の排気システムとして液体金属拡散ポンプの検討が行われている。これとは別に、パルスパワー装置における電極への応用を目指して、液体金属流の制御実験が行われている。
ペレット製造・入射技術	ペレット製造法の詳細設計	19		C1/N/大/産	原型炉でのDTペレットの製造及び導入技術開発のため、固体DTの一様性の計測が、原型炉研究開発共同研究として開始された。このデータはペレット製造法の詳細設計に生かされる。
	ペレット入射装置の詳細設計	19		C1/N/大/産	原型炉でのDTペレットの製造及び導入技術開発のため、固体DTの一様性の計測が、原型炉研究開発共同研究として開始された。これらのデータはペレット入射装置の詳細設計に生かされる。
Tの貯蔵・ハンドリング技術	T貯蔵/供給系の詳細設計	18		C1/C5/N/大/Q	富山大学と大阪大学の共同研究として、Tをハンドリングし、レーザー実験用に供給する技術と装置の設計と開発が行われている。
	T回収系の概念設計	18		C1/C5/N/大/Q	高濃度Tを含む廃棄物から、水素状Tを精製回収する技術の開発を、企業と共同して進めている。
	T回収系の詳細設計	22		C1/N/大/Q	上記の通り、企業と水素状Tの精製回収の設計と開発が行われている。原型炉に向けたT回収装置の詳細設計には至っていない。

過酷環境下における計測技術	レーザー生成過酷環境の特性評価	18		C1/C5/N/大	超高強度レーザーをプラズマに照射することで発生する中性子、ガンマ線、X線、電磁パルス等、強烈なノイズ及びバックグラウンドが発生する環境下で動作するプラズマ計測技術の開発を行っている。モンテカルロコードを使った計算と計測結果の比較により、過酷環境の定量化が行われた。
	レーザー生成過酷環境の提供	35		C1/N/大	上述の過酷環境を克服するために開発した中性子検出技術を核融合科学研究所の重水素プラズマ実験の計測器に提供している。また、海外機関との共同研究で、過酷環境下で計測機器の動作確認を行う手法の研究が進んでいる。