



原型炉設計合同特別チームの活動について

－ 原型炉「概念設計の基本設計」の完了－

原型炉設計合同特別チーム

原型炉「概念設計の基本設計」の概要

検討の方針

- 主要機器であるトロイダル磁場コイル、増殖ブランケット、ダイバータについては、ITER技術基盤の延長に概念を構築
- ITERにない技術については、産業界の発電プラント技術及び運転経験並びに大学等による未踏技術の解決方策を取り入れた概念を構築
- 炉心プラズマについては、ITER及びJT-60SAの想定成果に基づいた概念を構築

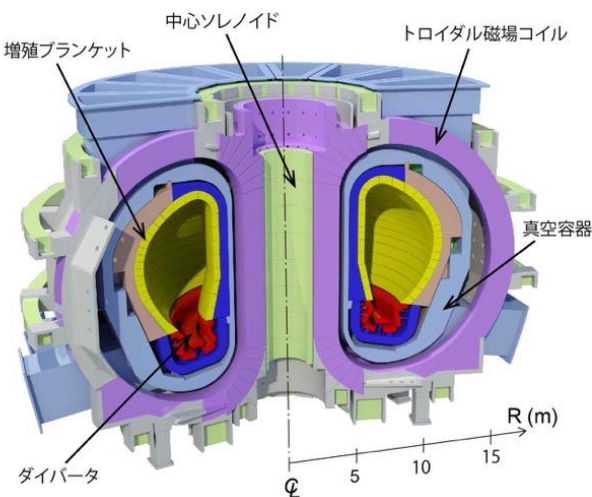
→ 原型炉の目標（①数十万kWの電気出力、②実用に供し得る稼働率、③燃料の自己充足性）に見通しを得る基本概念を構築

基本パラメータ

主半径：8.5m
 小半径：2.42m
 核融合出力：1.5GW
 発電端出力：0.64GW
 中心トロイダル磁場：6T
 プラズマ電流：12.3MA
 加熱入力：< 100MW
 規格化ベータ値：3.4
 規格化密度： $n_e/n_{GW}=1.2$
 閉じ込め改善度：1.3
 冷却水：PWR条件
 稼働率：～70%
 運転方式：定常運転
 三重水素増殖率：1.05

概念の特徴

- 誘導電流駆動による I_p 立ち上げ： $R_p=8.5m$
- ダイバータ熱負荷低減： $P_{fus}=1.5GW$
- 運転柔軟性：**定常運転&パルス運転**
 - ✓ 高密度・非接触プラズマとの整合性の観点から、定格の I_p でパルス運転
→十分なCS磁束を確保
 - ✓ プラズマ性能要求（ベータ値、閉じ込め改善度）を緩和したパルス運転
→初期の調整運転
→早期の発電実証



超伝導コイル

超伝導コイルの基本概念

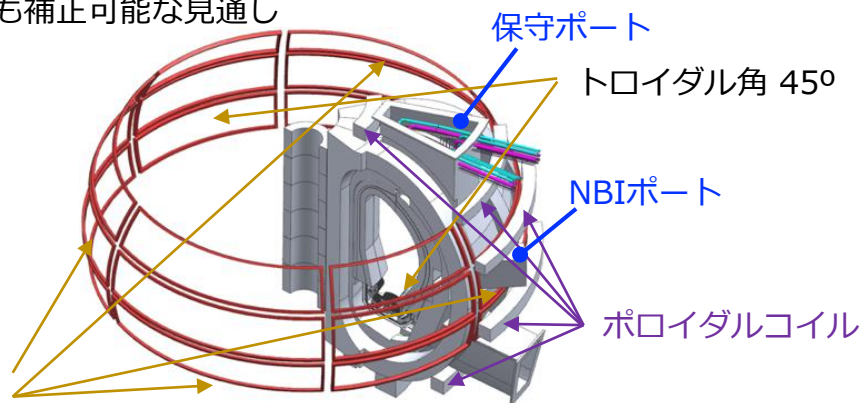
- 国内の専門家の意見を集約しベースラインを策定
- ITERでの実績を重視し基本的にITER方式を採用
- 補正磁場コイルによるTFコイル製作精度の緩和
- 製作簡略化（コスト低減）に向けた検討

ITER技術基盤に基づく設計

- ✓ 超伝導線材：Nb₃Sn
- ✓ 導体構造：ケーブルインコンジット
- ✓ 巻線方式：ラジアルプレート、ダブルパンケーキ

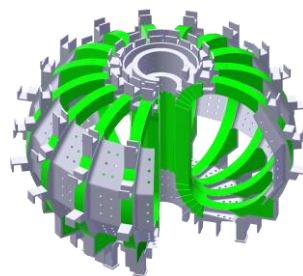
補正磁場コイル

- ✓ 補正磁場コイルの採用により、JT-60SA並(ITERの2-4倍)に緩和可能な見通し
- ✓ 保守ポート、NBIポートを避けた補正磁場コイル配置の場合でも補正可能な見通し



トロイダル角67.5°

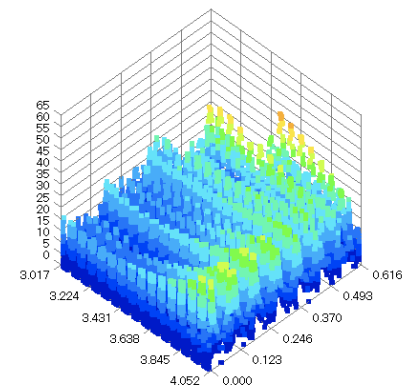
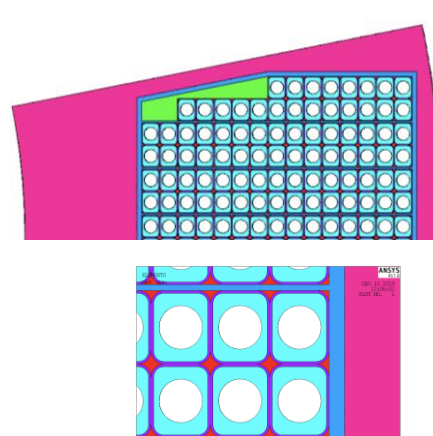
超伝導コイル設計のベースライン



	TF coil
超伝導線材	Nb ₃ Sn
コイル本数	16
最大生成磁場強度	~ 13 T
導体電流値 (導体構造)	<100 kA (CICC)
最大設計応力 (想定材料)	800 MPa (新高強度低温鋼)

製作簡略化に向けて矩形導体方式の検討

- コイルケース最適化、長方形ジャケットの採用により、従来の概念から導体絶縁材の剪断応力を大幅に低減可能



絶縁材の剪断応力分布

増殖ブランケット

DEMO DESIGN
JOINT SPECIAL TEAM

増殖ブランケットの基本概念

- ITER-TBMと同じ固体増殖・水冷却方式を採用
- 補強リブ構造による筐体の耐圧構造化
- パージガスによる三重水素の回収
- 第一壁への熱負荷低減

増殖ブランケットの基本仕様

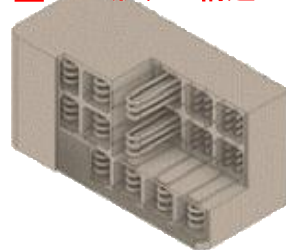
- 構造材：低放射化フェライト鋼(F82H)
- 充填領域：混合充填方式（充填率：80%）
 - ✓ 中性子増倍材： Be_{12}V or Be_{12}Ti
 - ✓ 三重水素増殖材： Li_2TiO_3 (^6Li :90%)
- 加圧冷却水（290~325℃、15.5 MPa）
- プラズマ対向面：Wコーティング（500μm）

筐体構造と三重水素増殖比

In-box LOCAによる事象進展抑制のため、リブ導入による筐体の耐圧構造化（15.5 MPa）

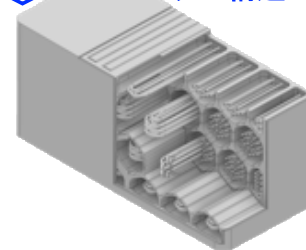
- 応力解析により筐体の耐圧性を確認
- ハニカムリブ構造として三重水素増殖比を確保

□ 四角形リブ構造

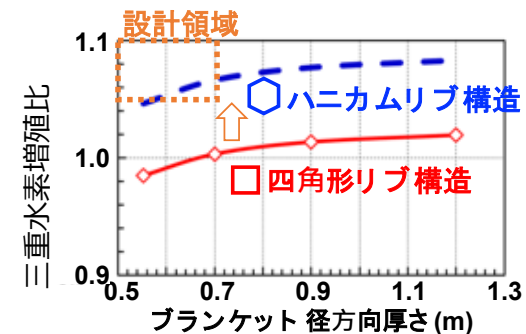


増殖領域割合: 68%

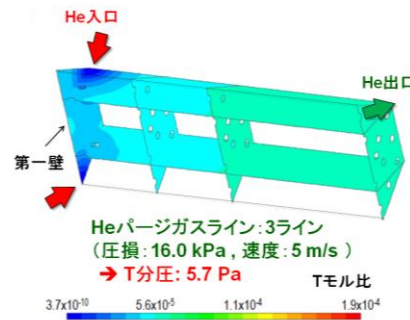
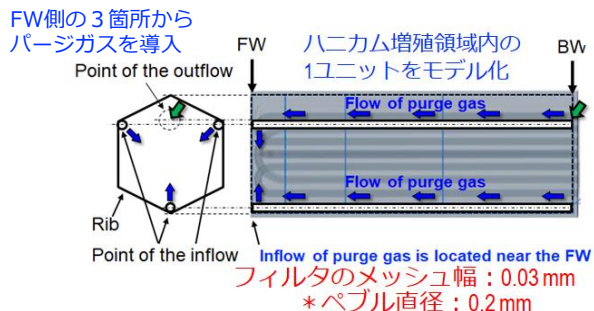
○ ハニカムリブ構造



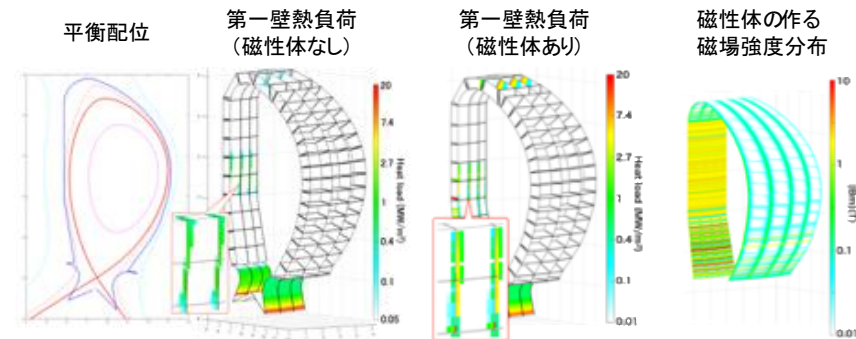
増殖領域割合: 77%



パージガスによる三重水素の回収評価



第一壁へのプラズマ熱負荷評価



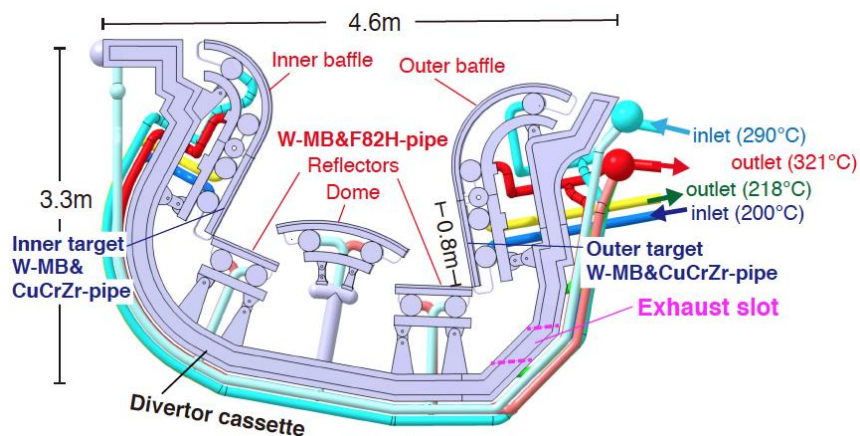
ダイバータ

ダイバータの基本概念

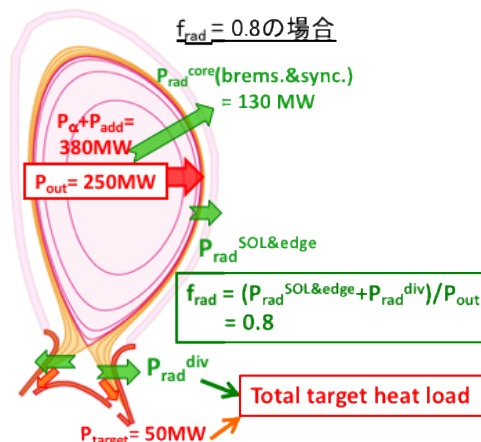
- ITER技術基盤に基づく設計
 - ✓ W型ダイバータ・カセット構造
 - ✓ タングステン・モノブロック構造
 - ✓ 水冷却方式
- 放射冷却によるダイバータ熱負荷低減

ダイバータ構造概念

- 2系統冷却系
 - 高熱負荷部：Cu合金配管、低熱負荷部：F82H配管
- 遮蔽機能を保つカセット構造
 - 基板内部の水溜
- 高熱負荷ユニットを独立に交換
 - ← 冷却配管をトロイダル側面付近に設置

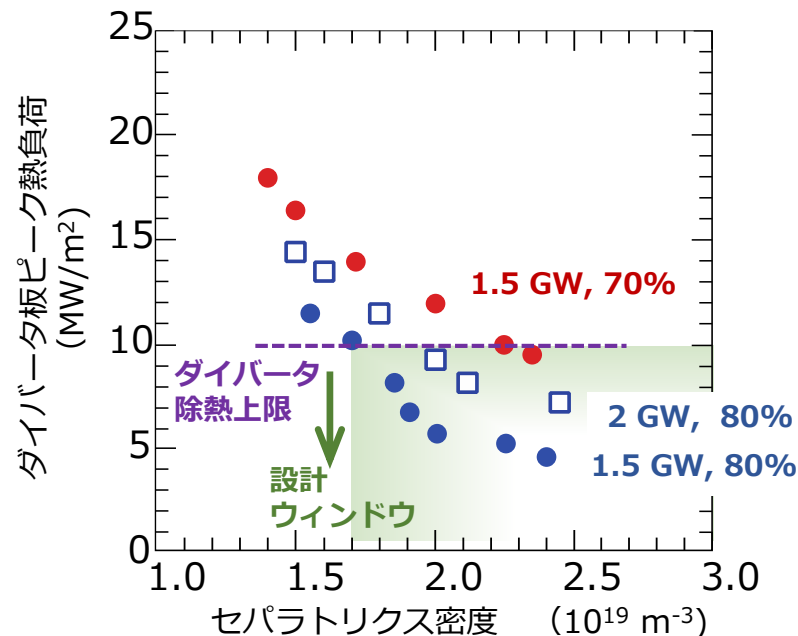


ダイバータ熱負荷低減シナリオ



- コアプラズマの放射損失割合をITERよりも若干増加 → 排出パワーはITERの~2倍
 $P_{sep}/R \sim 25-30 \text{ MW/m}$
 (ITER: 16 MW/m)
- ITERよりも長いダイバータ (1m → 1.6m) で非接触プラズマを生成
 $\rightarrow f_{rad} = 0.8$ ではピーク熱負荷を 5 MW/m^2 程度に低減

ダイバータ設計ウィンドウ



加熱・電流駆動システム

加熱・電流駆動システムの基本概念

- 中性粒子ビーム入射 (NBI)
 - 電子サイクロトロン波 (ECRF)
- を併用

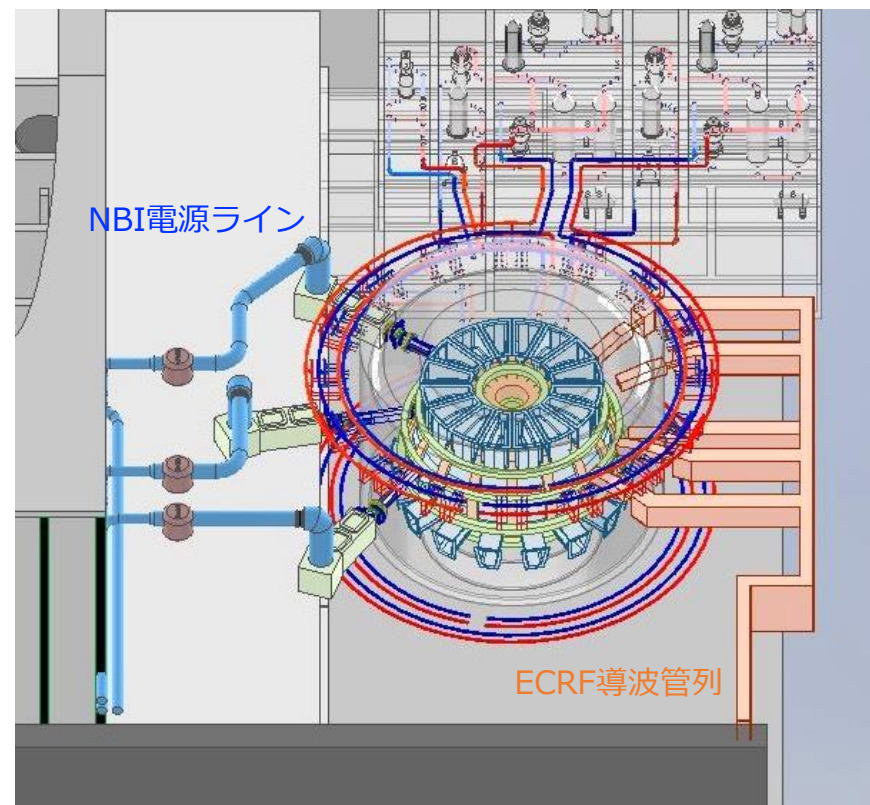
システム効率 (目標)

NBI	効率	
	ITER	原型炉(目標)
電源	90 - 95%	←
イオン源	66%	←
中性化セル	56% (ガス)	90-95% (光)
システム効率	33 - 41%	53 - 60%

ECRF	効率	
	ITER評価	原型炉(目標)
電源	90 - 95%	←
ジャイロトロン	50%	70-80%
伝送系	90%	←
ランチャー	98%	←
システム効率	40 - 42%	55 - 67%

NBI及びECRFの配置案

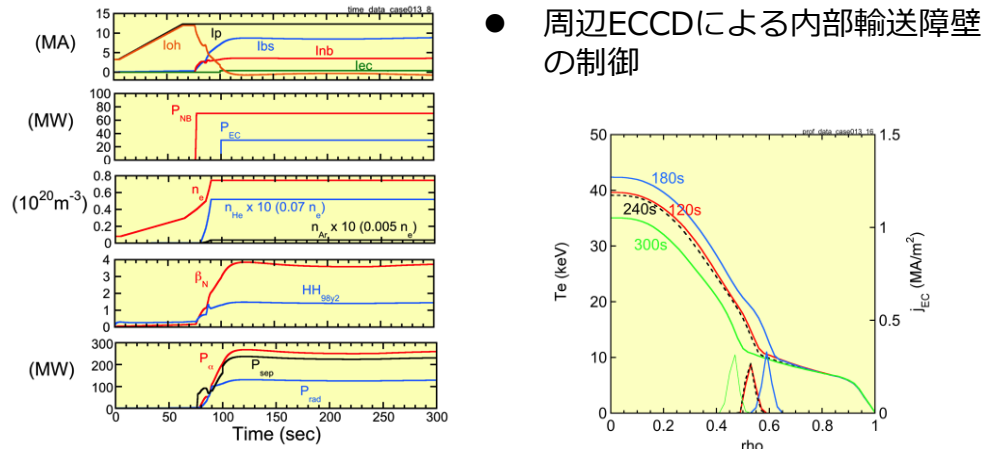
- NBI：イオン源の保守を考慮してホットセル側に配置
- ECRFアンテナ：NBIの対面に配置



炉心プラズマの基本概念

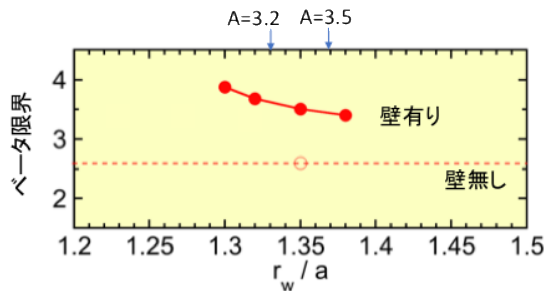
- ITER及びJT-60SAの想定成果に基づいた概念
- 高自発電流割合プラズマに基づく定常運転
- 導体シェルによるプラズマ安定化
- 内部&周辺輸送障壁による高閉じ込め

プラズマ運転シナリオ構築



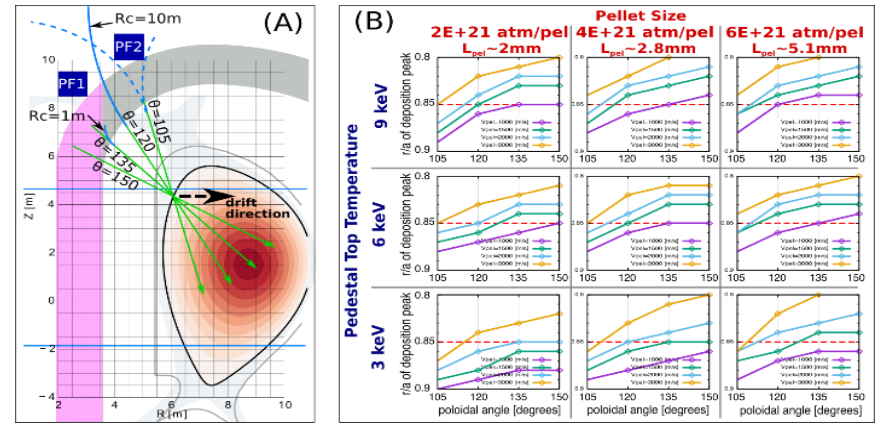
導体シェルによるMHD安定性評価

- 導体壁による高ベータ化効果を確認



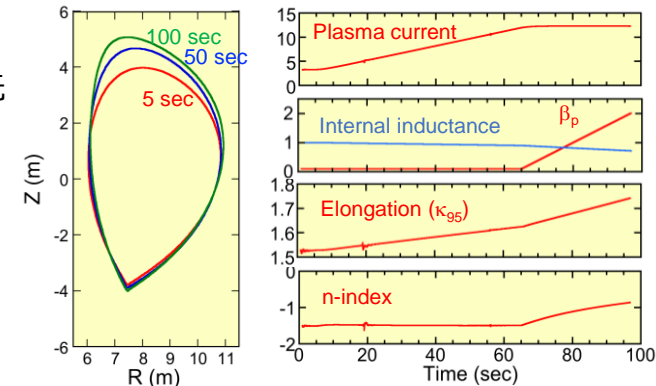
燃料供給シナリオ

- ペレット入射系への要求性能評価のため、プラズマ輸送コードおよびペレット溶発・ドリフトコードを開発
- 粒子供給位置 $r/a=0.85$ とした場合
 - ✓ サイズ 4×10^{21} atm/pel, 入射周波数 2.5Hz, 速度 2km/s



設計楕円度の評価

- プラズマ平衡制御シミュレーターに3次元渦電流モデルを導入
- 立ち上げシナリオの検討を実施
- ✓ 楕円度1.75まで安定に立ち上げられる見通し

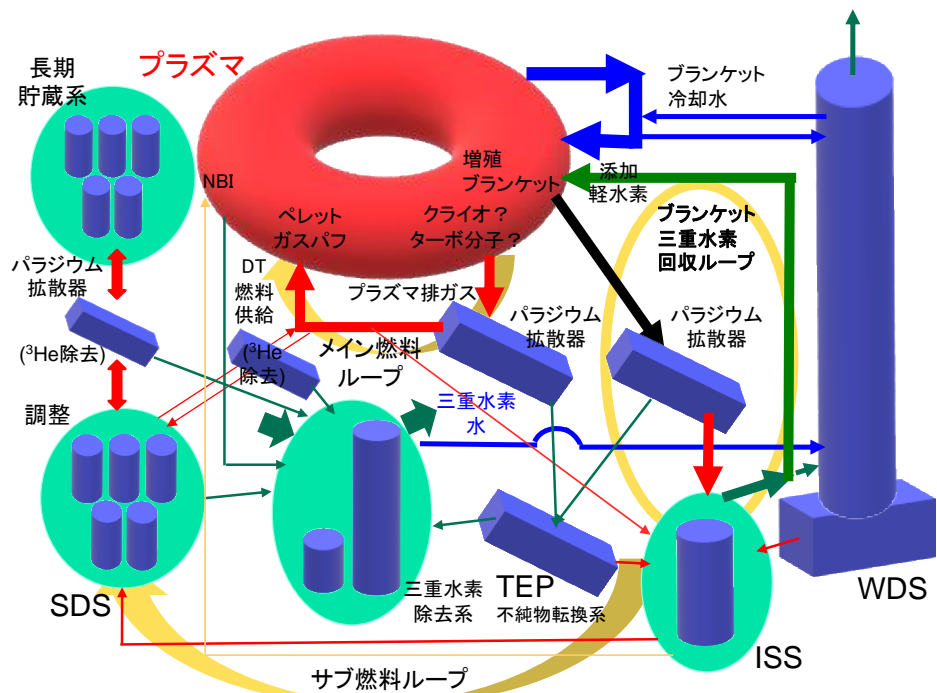


燃料システム

燃料システムの基本概念

- 三重水素インベントリ低減を考慮した概念を構築中
 - ✓ メイン燃料ループ (ダイレトリサイクル)
 - ✓ サブ燃料ループ
 - ✓ ブランケット三重水素回収ループ

燃料システムの構成



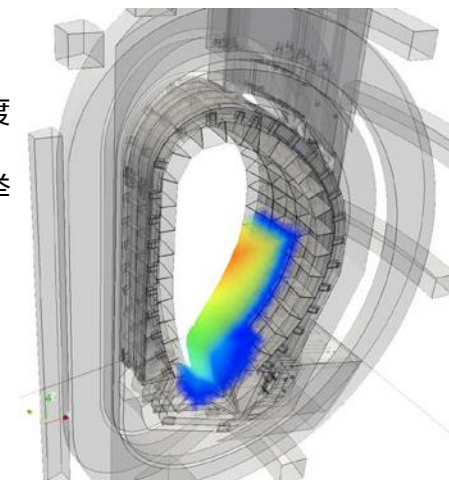
- 燃料バランス評価コードによる最適化を実施中

炉内の三重水素インベントリ評価

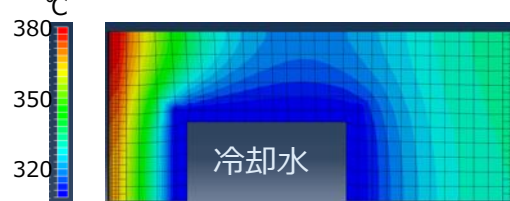
- 炉内の三重水素インベントリ評価コードを開発
 - ✓ 2次元温度分布を考慮した過渡解析
 - ✓ プラズマ実験による三重水素挙動データ (更新中※)

- 第一壁やダイバータ領域の温度分布に基づいたプラズマ対向材中の三重水素濃度を評価中

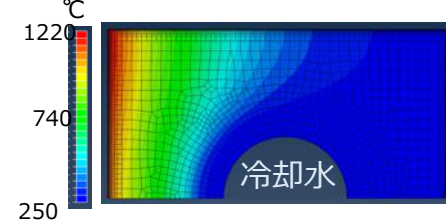
炉内三重水素分布イメージ図



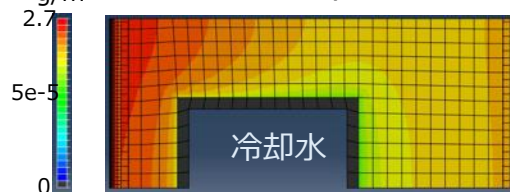
第一壁温度分布



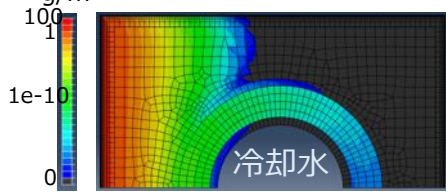
ダイバータ温度分布



g/m³ 三重水素濃度分布(10000s後)



g/m³ 三重水素濃度分布(10000s後)



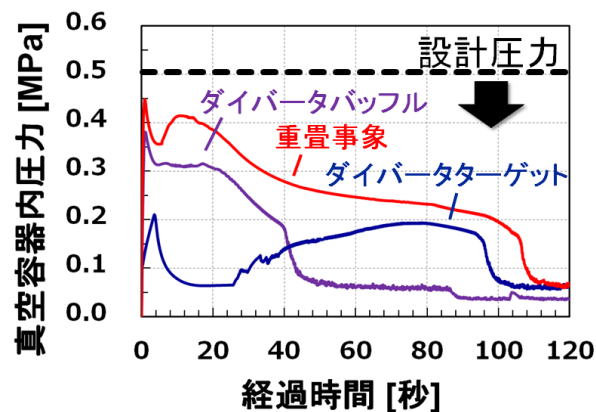
※委託研究「原型炉対向壁での三重水素インベントリへの核変換生成物の影響分析」を実施予定(R3年度)

安全確保の考え方

- 公衆及び従事者に放射線障害を及ぼす恐れがないように措置を講ずることを目標
 - ✓ 公衆の実効線量を法的限度以下とともに、合理的に達成できる限り低減 (ALARA)
 - ✓ 公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがないよう適切な設備により影響を緩和

圧力緩衝システムによる影響緩和

- 熱クエンチによるダイバータターゲット部（冷却水圧力5MPa）の損傷後、垂直位置移動現象によるダイバータバッフル部（冷却水圧力15.5MPa）が損傷する事象解析（MELCORコード）

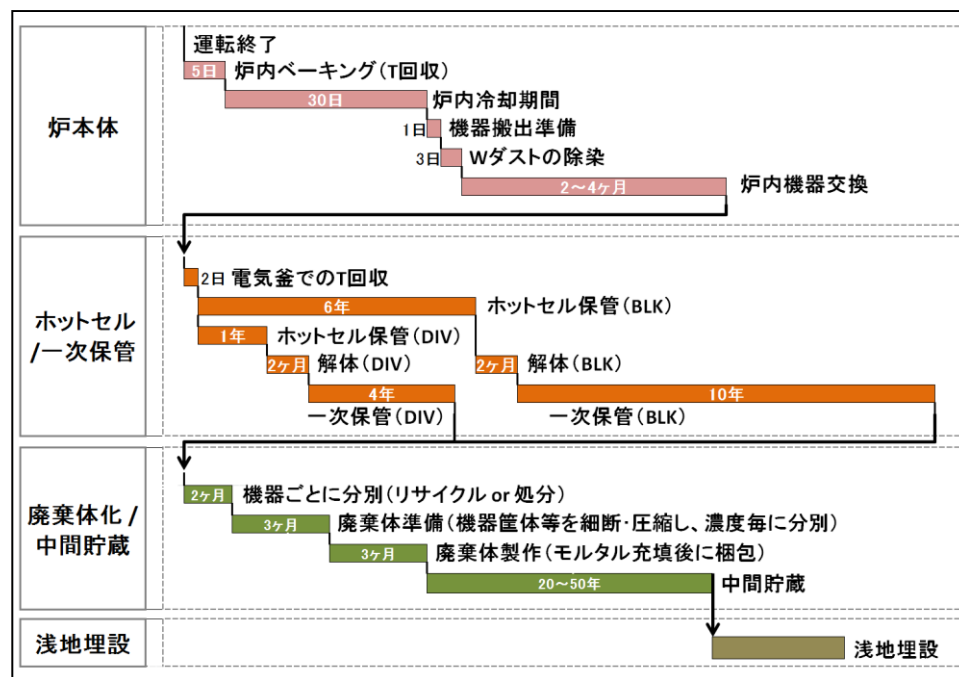


- 圧力緩衝システムの導入により、真空容器内の圧力は設計値(<0.5MPa)以内

※委託研究「TRACEコードを用いた圧力緩衝システムによる影響緩和評価」を実施予定(R3年度)

放射化物の管理シナリオ

- 炉内機器であるブランケット及びダイバータは、運転数年後に保守交換
- 放射化物の特性に基づいて、運転終了までの管理処分シナリオを構築
- 生成される約1200核種から管理区分に該当しうる核種を分析
 - 全ての放射化物は、低レベル放射性廃棄物として、浅地中処分できる見通し



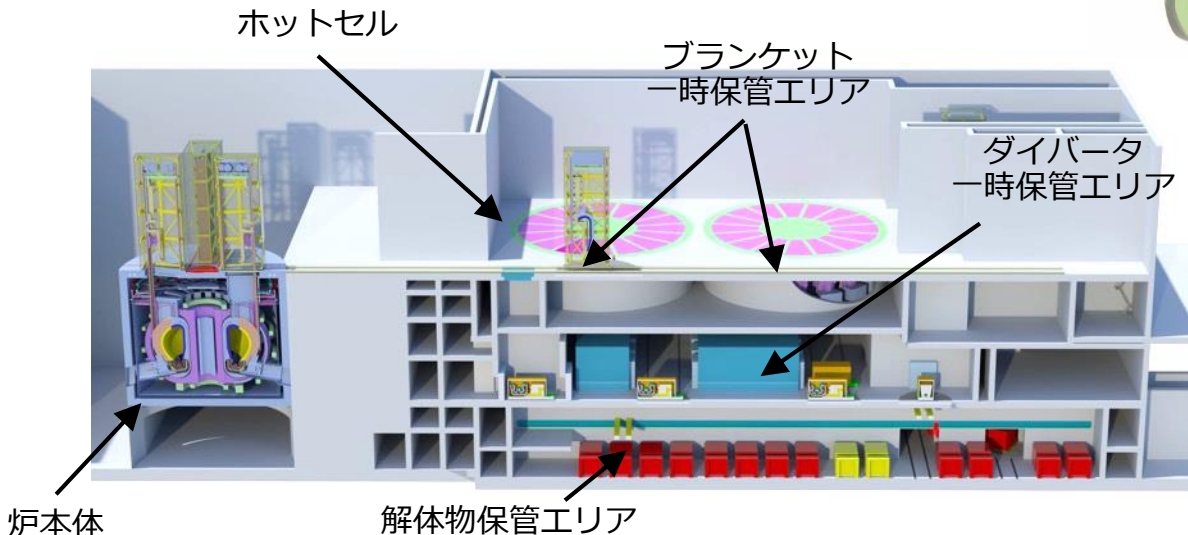
遠隔保守方式

遠隔保守方式の基本概念

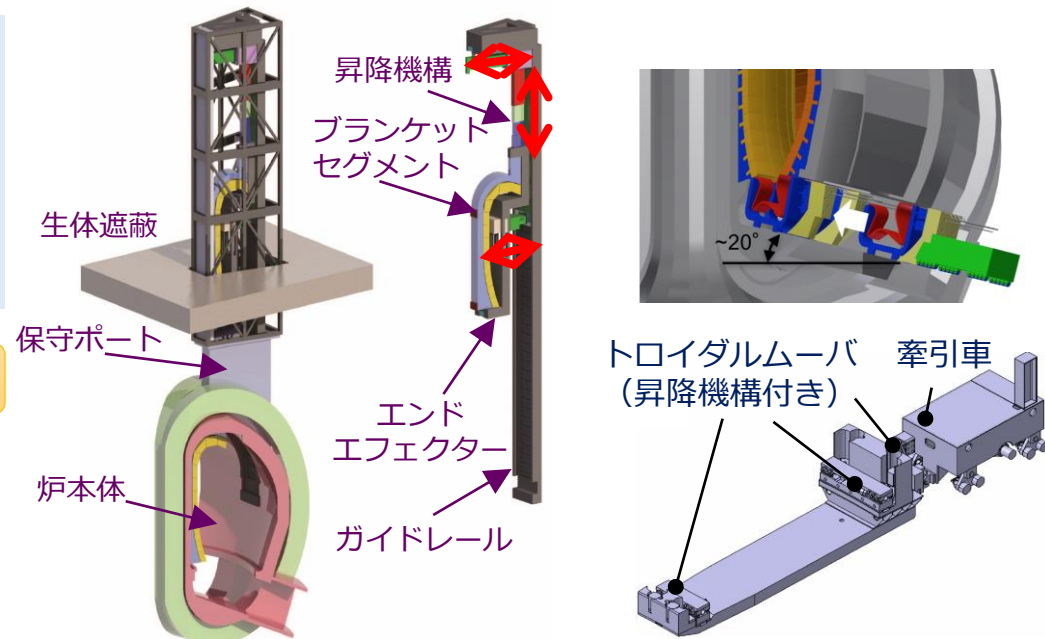
- 炉内機器は炉内から搬出してホットセルで保守する方式
- ブランケットとダイバータを独立に交換
- ブランケットモジュールの集合体（セグメント）として交換

保守設備関連のレイアウト

- 保守の作業動線に留意し、保守関連設備の配置を検討



遠隔保守機器概念



保守手順・時間の見積もり

- メーカーの評価（セクターあたり）
 - ✓ ブランケット：～60日
 - ✓ ダイバータ：～30日
- 並行作業による全16セクターの保守期間短縮を検討

稼働率～70%

(運転2年間、保守準備2ヵ月、保守8ヵ月)

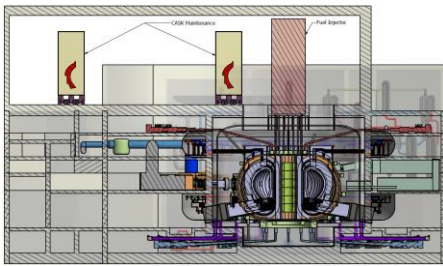
プラント設備

プラント設備の基本概念

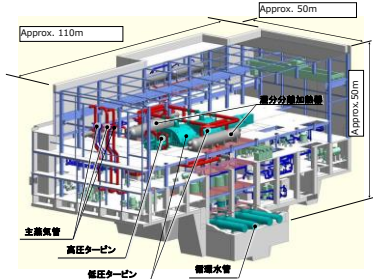
- 産業界の発電プラント技術を取り込んだ技術的実現性のあるプラント設備
- 軽水炉の技術基盤を活用
 - ✓ 加圧冷却水 (290~325°C、15.5 MPa) を発電に利用

主要建屋の構成

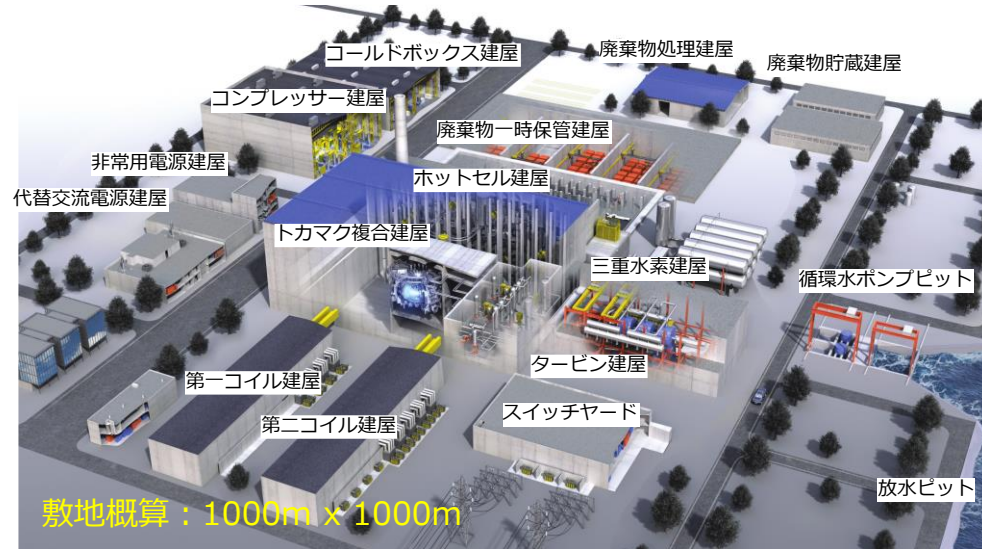
トカマク複合建屋



発電設備建屋



発電プラント全体像



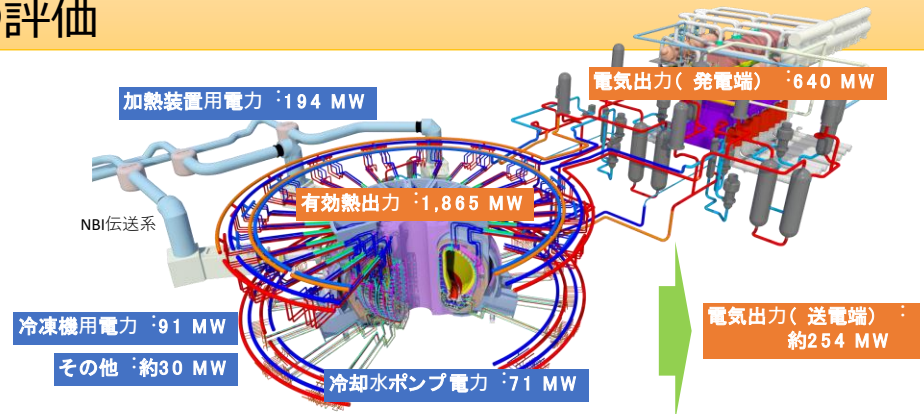
電気出力の評価

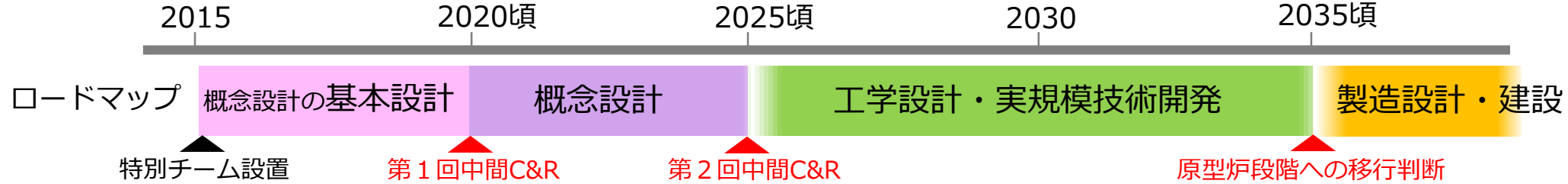
- 主冷却系の熱収支と設備所要電力を一次評価

核融合出力	1,500 MW
有効熱出力	1,865 MW
発電端出力	640 MW
循環・所内電力	約386 MW
正味 (送電端) 出力	約254 MW

内訳

- ポンプ動力 71 MW
- 冷凍電力 91 MW
- 加熱電流駆動 194 MW
- その他 約30 MW





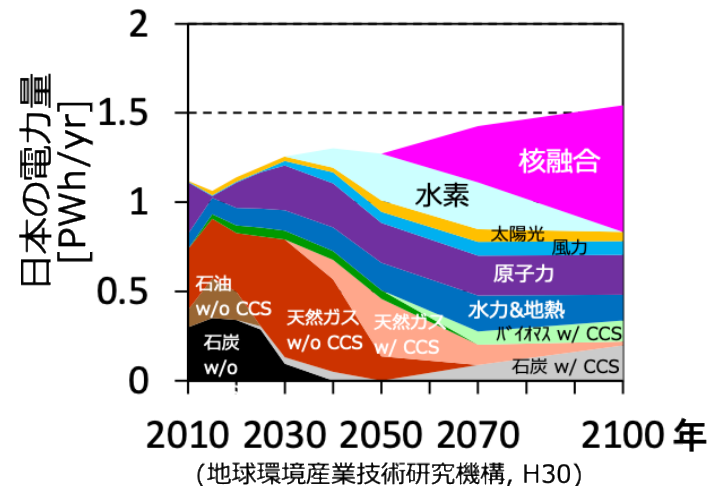
概念設計の基本設計の完了

プレス発表@2019.11.26

- オールジャパン体制の原型炉設計合同特別チームの設計活動により、核融合発電の実証を21世紀中ごろへ加速させる日本独自の原型炉の基本概念を明確化。
- ITERとJT-60SAの技術基盤に産業界の発電プラント技術や運転経験等を取り込んだ技術的実現性のある基本概念を検討し、核融合発電プラントの全体像を提示。

核融合エネルギーの導入ポテンシャル

- 今回の原型炉概念に基づき、高出力・小型化した商用炉を想定し、核融合エネルギーの導入シナリオを評価
- 21世紀後半に温室効果ガス排出の実質ゼロを目指すパリ協定の実現に、重要な役割を果たし得る。



「原型炉概念設計の基本設計」報告書

1. はじめに

核融合科学技術委員会の審議に基づく、核融合原型炉開発の技術基盤構築を進めるため、2015年に設置された原型炉設計合同特別チーム(以下、特別チーム)は、21世紀中ごろに核融合エネルギーによる発電実証を目的とする原型炉の基本概念を検討する活動を続けてきた。

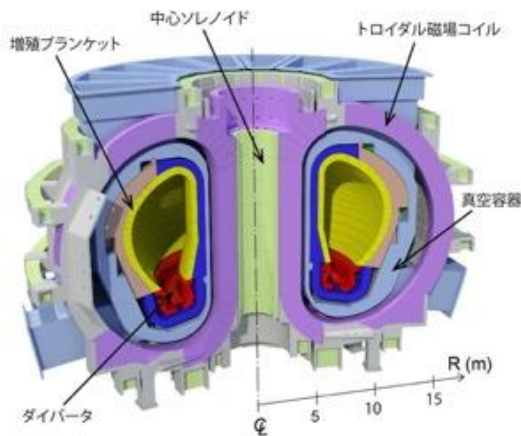
核融合科学技術委員会の示す原型炉の目標は、①数十万 kW の電気出力、②実用に供し得る稼働率、③燃料の自己充足性である。特別チームでは、技術的実現性のある原型炉概念設計の基本設計を実施するにあたり、「フランスに建設中の ITER で採用された技術を最大限に活かすこと」、「ITERでは実証されない技術は産業界がこれまで培ってきた発電プラント技術や運転経験を取り入れること」、「ITER や JT-60SA から見通し得る炉心プラズマを想定すること」を方針とした。特別チームは、この活動により、2019年に原型炉の目標に見通しを得る基本概念を構築した。

本報告書はその概要を取りまとめたものであり、2. 原型炉の基本仕様、超伝導コイルなどの3. 主要機器の概念、主熱輸送系や発電設備などの4. プラント設備の概念、今回構築した原型炉概念に基づき高出力・小型化した商用炉を想定して評価した、核融合エネルギーの導入シナリオなどを示す5. おわりに、で構成される。

2. 原型炉の基本仕様

従来の原型炉概念は小型・高出力の商用炉と同レベルの基本仕様を目指していたため、ITER や JT-60SA からの物理的/技術的な飛躍が大きく、核融合エネルギーによる発電実証を21世紀中ごろへ加速させることは困難であった。例えば、低アスペクト比のトカマク原型炉概念 SlimCS では、主半径 5.5m で百万 kW 級の電気出力が得られるものの、プラズマ閉じ込めに必須のプラズマ電流が定格値の 20%しか中心ソレノイドによる供給磁束で安定に立ち上げられない他、ITER の 1.5~2 倍程度の高い規格化ベータ値 4.3 や高い中性子壁負荷 $3\text{MW}/\text{m}^2$ を仮定していた。

特別チームでは早期に技術的実現性のある原型炉の基本仕様を検討し、核融合出力は、ダイバータ除熱性能と数十万 kW の電気出力の両立が見込める 1.5GW に設定した。主半径は、中心ソレノイドによる供給磁束でプラズマ電流を安定に立ち上げられるようにするため、ITER よりも大きい 8.5m とした。これにより、定格運転に向けた調整運転の段階においても核融合出力 1GW で2時間程度のパルス運転が可能な運転柔軟性を確保している。図1に原型炉本体図と基本仕様を示す。また、炉本体の設計にあたっては、ITER 建設において獲得した技術基盤、具体的には、仕様の決定手法、材料や機器の製作技術、製作時のトラブルで得られた知見も考慮して最適化された設計製作などの技術基盤を可能な限り最大限に活用し、特に最も不確実性が懸念される規模の外挿性については、メーカ、大学などとの協力により、リスクの最小化を図ることを想定した。トロイダル磁場は 6T 程度で、定常運転に必要な外部加熱電流駆動パワーを抑制するために、プラズマ電流の約 60%を自発電流で賄うため安全係数を 4.1 に設定した。また、プラズマ電流の定格値 12.3MA、規格化ベータ値 3.4、中性子壁負荷 $1\text{MW}/\text{m}^2$ にそれぞれ設定した。増殖ブランケットは ITER-TBM 試験で予定している固体増殖・水冷却方式、ダイバータは ITER と同様の W型ダイバータ・カセット構造、タングステン・モノブロック・水冷却方式を採用した。プラント設備については、新たな技術開発課題を増やさないため加圧水型原子炉の冷却水条件を採用し、既存技術を流用できるようにした。各システムの基本概念については、以降に述べる。



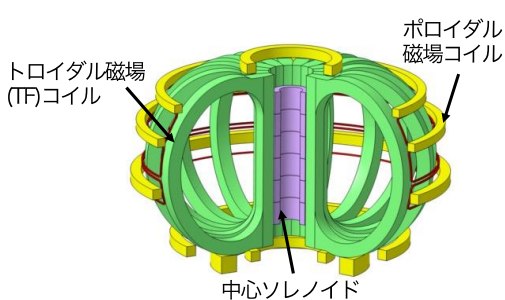
主半径：8.5m
 小半径：2.42m
 核融合出力：1.5GW
 発電端出力：0.64GW
 中心トロイダル磁場：6T
 プラズマ電流：12.3MA
 加熱・電流駆動パワー：< 100MW
 規格化ベータ値：3.4
 規格化密度： $n_e/n_{GW}=1.2$
 閉じ込め改善度：1.3
 冷却水：加圧水（15MPa, 300℃）
 稼働率：～70%（4セクター並列保守）
 運転方式：定常運転
 三重水素増殖比：1.05

図1 原型炉本体図と基本仕様

3. 主要機器の概念

【超伝導コイル】

原型炉に必要な超伝導コイルは、トロイダル磁場コイル(TF コイル)、中心ソレノイド(CS)とポロイダル磁場コイル(PF コイル)の3種類である。特別チームでは、国内の専門家で構成された超伝導コイルワーキンググループで検討を重ね、超伝導コイル設計のベースライン仕様を策定した(図2)。特に、TF コイルは最も大きな構造物の1つで、高さ 20 m、幅 14 m の D 型形状の超伝導コイル 16 本をドーナツ状に配置し高温プラズマを閉じ込めるためのトロイダル磁場(最大経験磁場 13T 程度)を発生し、総磁気エネルギーは 150 GJ である。TF コイルの本数については、トロイダル磁場リップルと保守に必要なポートサイズを踏まえて決定した。TF コイルは ITER 技術基盤に基づく設計として、Nb₃Sn 線材、ケーブルインコンジット導体構造、ラジアルプレート導体支持構造、ダブルパンケーキ巻線とし、電磁力支持構造も ITER と同様の方式である。一方、設計応力は ITER の 667MPa を超える 800MPa が必要である。現在、新しい高強度低温鋼の開発・試験を進めており、今後の重要な研究開発項目の1つである。



	TFコイル	CSコイル	PFコイル
超伝導線材	Nb ₃ Sn	Nb ₃ Sn	NbTi
コイル本数	16	6	6~7
最大磁場	<14T	~13T	~13T
導体電流値 (導体構造)	< 100 kA (CICC)	> 40 kA (CICC)	> 40 MPa (CICC)
設計応力 (想定材料)	800 MPa (新高強度低温鋼)	500MPa (FM316LNH)	500MPa (FM316LNH)
巻線方法	ダブルパンケーキ型・ラジアルプレート方式	パンケーキ型・矩形導体	パンケーキ型・矩形導体

図2 超伝導コイル設計のベースライン仕様

【ダイバータ】

原型炉のダイバータの基本的な設計は ITER 技術基盤に基づく設計で、W型ダイバータ・カセット構造、タングステン・モノブロック構造、水冷却方式を採用しているが、ダイバータ部への熱負荷分布と中性子照射分布を考慮し、高熱負荷・低中性子照射部には銅合金(CuCrZr)の冷却配管、低熱負荷・高中性子照射部には F82H の冷却配管を使用した冷却ユニットを配置する設計とした(図3)。銅合金を使用した冷却ユニットは、中性子照射による材料強度の劣化のため(使用

上限 2dpa を仮定)、独立して交換できるような構造としている。冷却水の条件は、銅合金配管及び F82H 配管で、それぞれ圧力 5MPa、温度 200°C 程度、最大流速 15m/s、及び圧力 15MPa、温度 300°C 程度、最大流速 8m/s である。また、F82H 製ダイバータ・カセットの基板部分(厚さ 0.2m)の内部には、中性子及びガンマ線を効率良く遮蔽するため、冷却水と F82H の割合がほぼ 3:7 になるように円筒形の水溜を配置し真空容器の中性子損傷を十分低く(0.1dpa/y)する工夫をしている。また、核融合出力とダイバータ除熱能力との両立性について、高温プラズマからダイバータに排出される熱を不純物ガスによる放射で散逸させる計算シミュレーションを積み重ね、ITER と同レベルの除熱能力で運転できる設計ウィンドウを明らかにした(図3)。

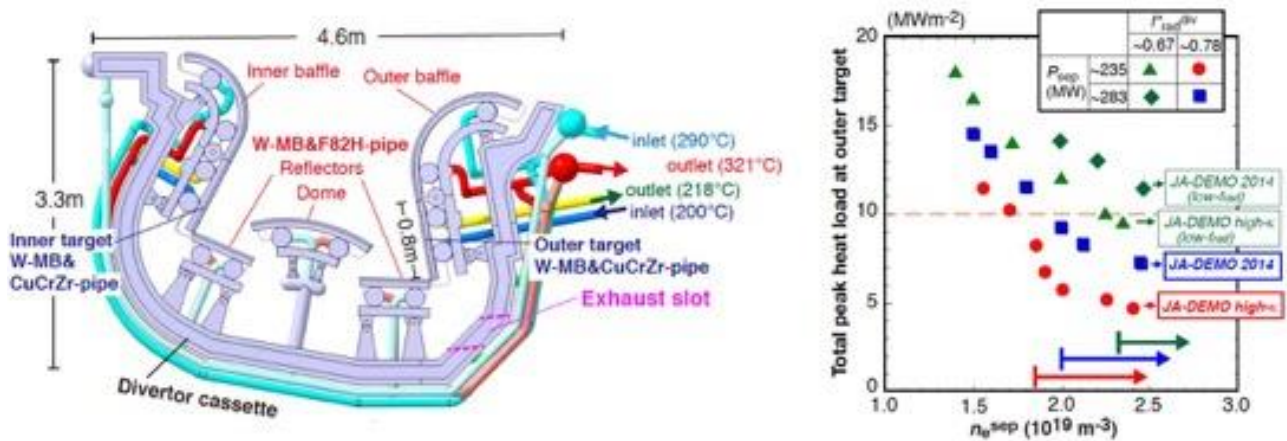


図3 ダイバータ・カセット構造(左図)、ダイバータプラズマの設計ウィンドウ(右図)

【増殖ブランケット】

増殖ブランケットは、(i)三重水素の生産、(ii)発電のための熱の取り出し、(iii)中性子遮蔽の3つの重要な機能を担う炉内機器である。原型炉の増殖ブランケットは、日本の戦略として ITER-TBM 試験で予定されている固体増殖・水冷却方式を採用した。増殖ブランケット設計では、筐体の堅牢性を高くすると構造材料の占有する領域が増えて燃料を生産する領域が少なくなるため、堅牢性と三重水素の生産性を両立することが難しい。そこで、構造材が占有する体積を抑えつつ堅牢性を改善できるハニカム構造に着目し、発電のために熱を取り出す冷却管から仮に漏水した場合にも増殖ブランケット筐体の堅牢性を確保し、燃料生産性を向上できる設計を考案した。増殖ブランケット・モジュールの概念図を図4に示す。原型炉内部には、このようなモジュール約 15 個を配置したブランケットセグメント 80 体が高温プラズマを取り囲むように設置される。モジュールのサイズは、設置位置により異なるが、おおよそ幅 1.4m、高さ 0.7m、奥行き 0.65m である。モジュール筐体は厳しい中性子照射環境に曝されるため、低放射化フェライト鋼(F82H)で製作し、筐体内部には中性子増倍材(Be 材)と三重水素増殖材(Li 材)のペブルを装填し、熱の取り出しのために冷却水配管(圧力 15MPa、温度 300°C 程度、最大流速 8m/s)を張り巡らせている。このような固体増殖・水冷却方式の増殖ブランケット概念は、日本のテストブランケットモジュールとして ITER で試験される予定である。

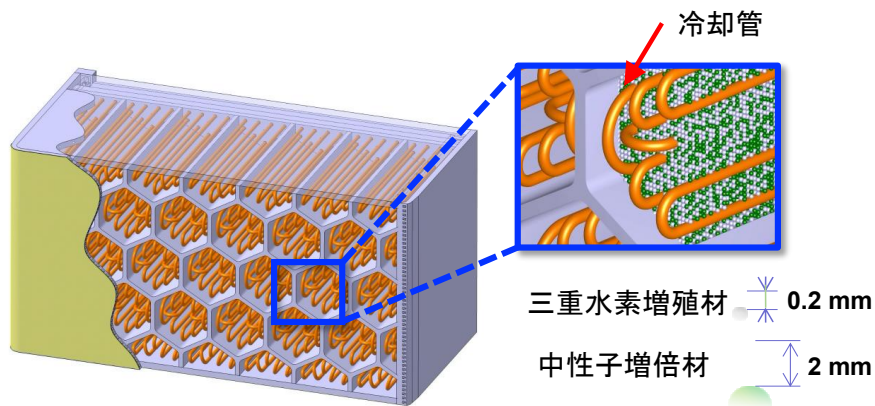


図4 増殖ブランケット・モジュール構造

【遠隔保守方式】

原型炉では、炉内に設置した増殖ブランケットとダイバータが厳しい中性子照射環境にさらされるため、構造材料の中性子照射劣化の観点から定期的に交換する必要がある。特に、運転を停止して1ヶ月後の炉内線量率 1000Gy/h、搬出ポート部で 100Gy/h になり、ITER と原型炉との構成機器などの違いを十分に考慮して、ITER 遠隔保守技術の活用は勿論、外挿性の最大化を図るよう検討を進めた。また、新たな技術の創出を要する部分については、R&D を通してリスクの最小化を図ることを想定した。保守交換に必要な時間を短くするため、1セクター当たりの増殖ブランケットを5分割(セグメント)して重量を軽減するとともに、ポロイダル磁場コイル配置を最適化して原型炉本体の上側から搬出する方式を採用した。ブランケットセグメント(高さ約 10m、重さ約 100トン)の上部を掴んで炉内から搬出する場合、不安定な「片持ち」にならないように、①ブランケットセグメントの上下両端をしっかりと掴む機構を備えたエンドエフェクタ、②腕の長さを変えて集合体を上下動させるテレスコピックマニピュレータ、③トーラス方向に回転する機能を備えた台車、④水平方向の位置を調節するパンタグラフから構成される遠隔機器の概念を構築した(図5)。また、保守の作業動線に留意した関連設備の配置検討を進めた上、定期交換に要する時間(配管の切断・溶接など)を産業界の経験に基づいて算出した結果、原型炉運転後期には4セクターの並行作業を行うことで約 70%の稼働率に見通しを得ている。

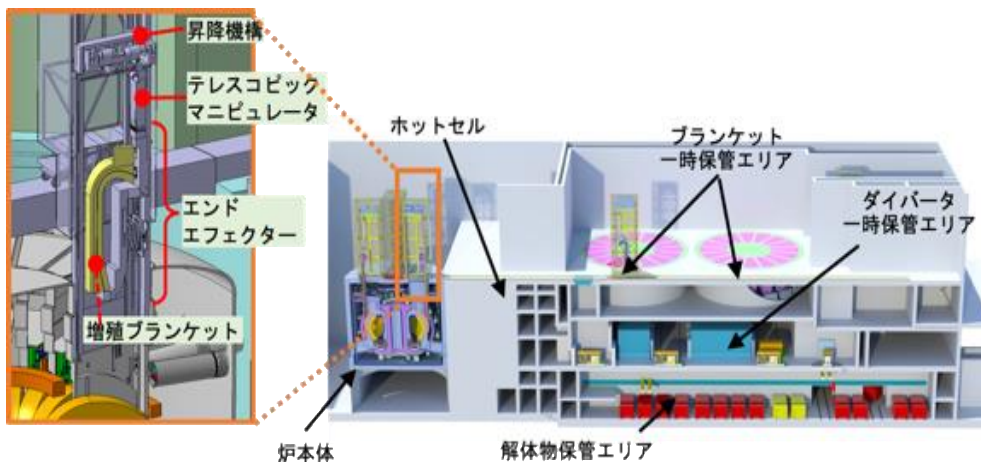


図5 炉内機器の遠隔保守方式

4. プラント設備の概念

【主熱輸送系、発電設備の基本概念】

原型炉の発電設備については、新たな技術開発課題を増やさないために加圧水型原子炉の冷却水条件を採用し、既存技術を流用できるようにした。主熱輸送系については、ブランケット冷却配管、リングヘッダー、蒸気発生装置、タービンに至るまでの機器配置検討した(図6)。また、有効熱出力 1,865MW、発電端電気出力 640MW が得られる。さらに、加熱電流駆動装置や冷却水ポンプ動力などの所内必要電力の一次評価を行い、送電端電気出力として約 250MW が得られた。発電に利用していないダイバータ銅合金冷却配管系の熱を有効利用することで約 40MW の電気出力の増大を見込んでいる。

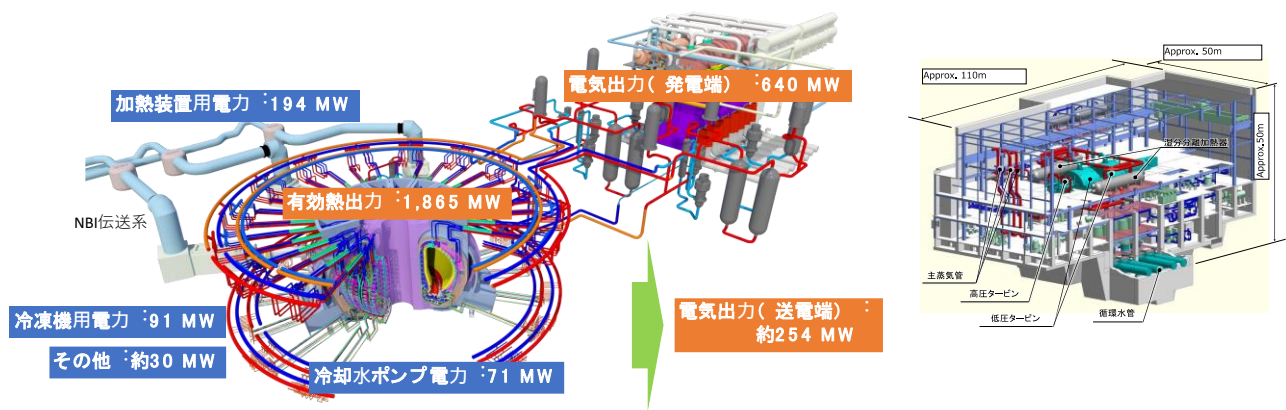


図6 主熱輸送系の構成(左図)と発電設備建屋(右図)

【燃料システムの基本概念】

燃料システムについては、三重水素インベントリ低減の観点から、真空容器より排気したガスから不純物ガスを取り除いた燃料ガス(三重水素と重水素)をガスパフやペレットにより真空容器へ入射(メイン燃料ループ)するダイレクトリサイクル方式を採用した。これにより、水素同位体分離系での三重水素インベントリを低減することが可能である。その他、ブランケット三重水素回収ループとサブ燃料ループ(不純物処理、同位体分離、貯蔵系など)で構成する。

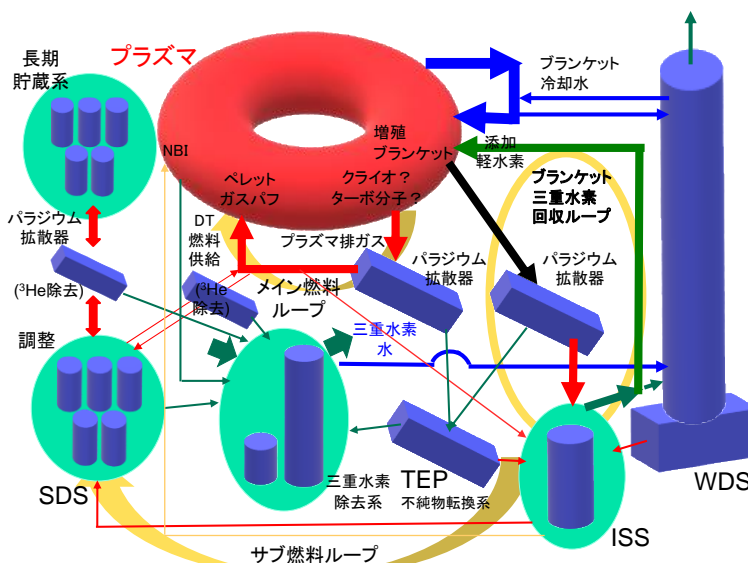


図7 燃料循環システムの概念図

【建屋と発電プラント全体像】

原型炉サイト全体イメージを構築するため、必要な建屋サイズや配置構成の検討を進めた(図8)。主要な建屋には原型炉本体棟、ホットセル・放射化物関連施設棟、発電設備を含むタービン棟、三重水素関連設備を配置する三重水素棟、電源設備棟などがあり、敷地面積はおおよそ1キロメートル四方である。

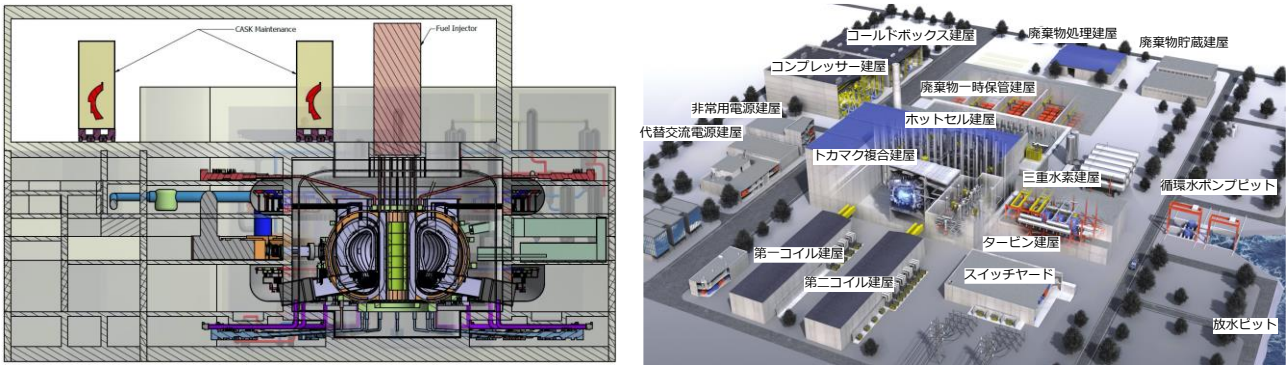


図8 トカマク複合建屋(左図)と発電プラント全体像(右図)

5. おわりに

実現性のある原型炉の基本概念を構築した。21世紀中ごろに核融合エネルギーの実用化を目指すことは、21世紀後半に温室効果ガスの人為的な排出を実質ゼロにすることを目指すパリ協定の実現に大きく貢献できるポテンシャルがある。図9は、今回構築した原型炉概念に基づき、高出力・小型化した商用炉を想定して評価した、核融合エネルギーの導入シナリオである。

特別チームでは、第1回中間C&R後に想定されている概念設計段階において、産学連携のオールジャパン体制による設計活動を一層推進し、第2回中間C&Rに向けて日本の原型炉概念設計の完了を目指す。並行して、初プラズマが近く見込まれるJT-60SAの研究成果を取り入れて原型炉の経済性向上を目指すための運転計画の策定、及び核融合中性子源を用いた材料特性データの取得などを通して魅力的な原型炉の技術基盤の構築を進める予定である。そのためには、大学及び研究機関との共同研究や、産業界及び関連する学会・協会との連携を促進するとともに、BA活動のフェーズ2を通して日欧共通課題についての共同作業を効果的に活用して、原型炉概念設計の完了後の大規模な工学設計及び実規模技術開発に向けた炉心プラズマ及び炉工学開発計画の作成する予定である。

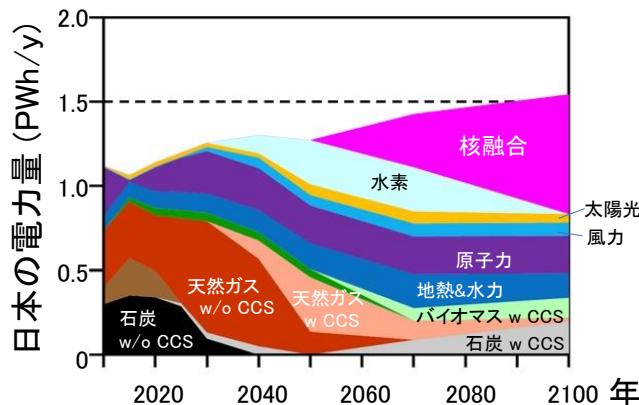


図9 核融合エネルギーの導入シナリオ評価(例)
(提供:公益財団法人地球環境産業技術研究機構)