

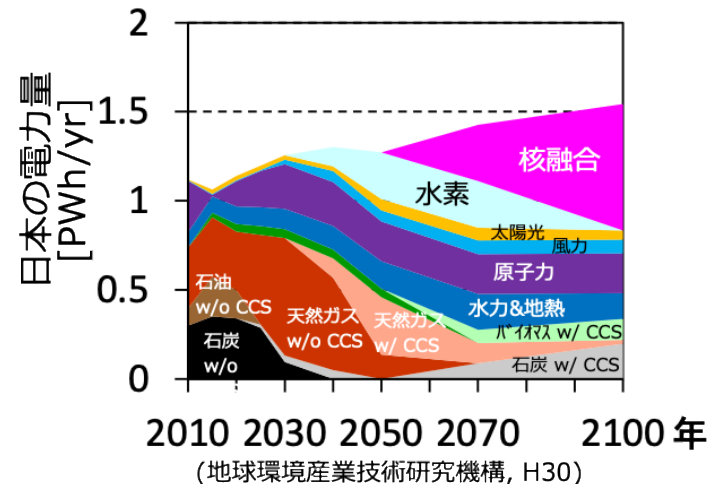
概念設計の基本設計の完了

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。
- 物理的/技術的に飛躍の大きかった従来の原型炉概念 (SlimCS) から、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

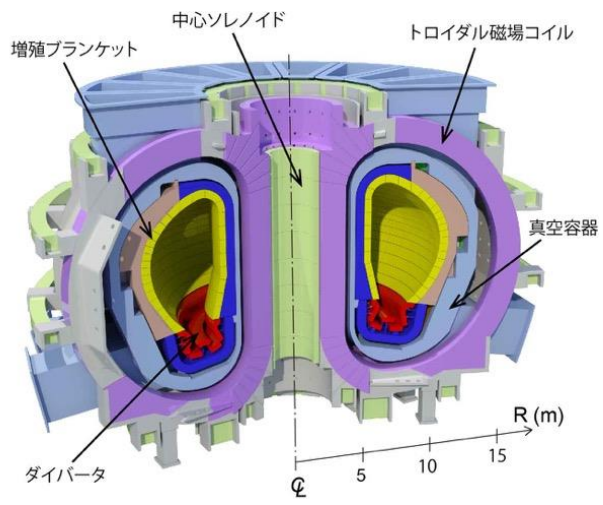
- 今回の原型炉概念に基づき、高出力・小型化した商用炉を想定し、核融合エネルギーの導入シナリオを評価
- 21世紀後半に温室効果ガス排出の実質ゼロを目指すパリ協定の実現に、重要な役割を果たし得る。



検討の方針と基本仕様

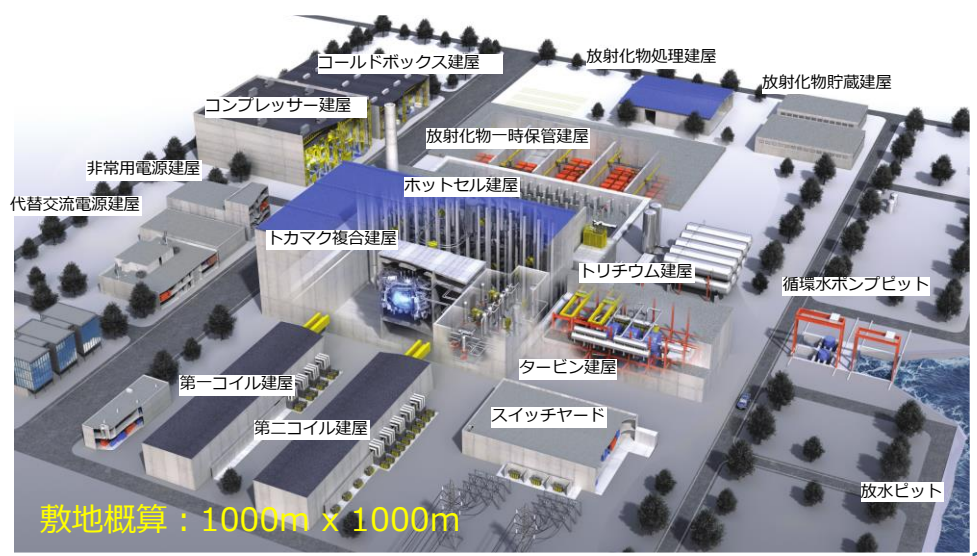
- 主要機器であるトロイダル磁場コイル、増殖ブランケット、ダイバータについては、ITER技術基盤の延長に概念を構築
- ITERにない技術については、産業界の発電プラント技術及び運転経験並びに大学等による未踏技術の解決方策を取り入れた概念を構築
- 炉心プラズマについては、ITER及びJT-60SAの想定成果に基づいた概念を構築

→ 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



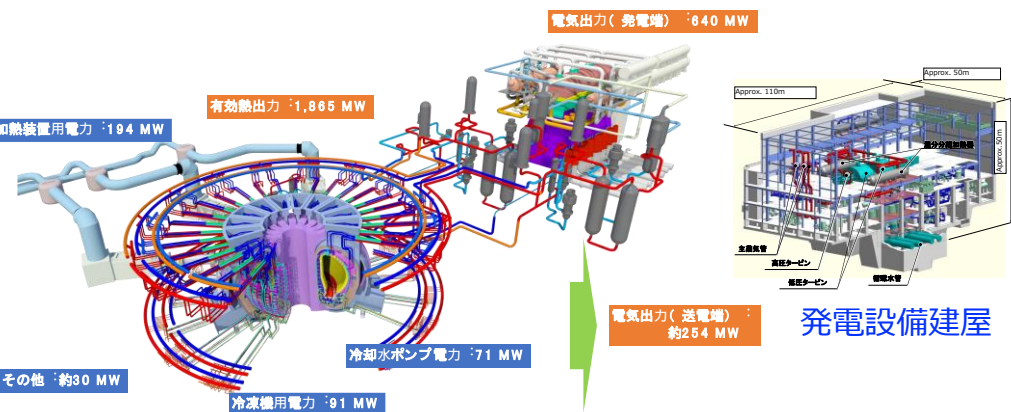
主半径：8.5m
 小半径：2.42m
 核融合出力：1.5GW
 発電端出力：0.64GW
 中心トロイダル磁場：6T
 プラズマ電流：12.3MA
 加熱入力：< 100MW
 規格化ベータ値：3.4
 規格化密度： $n_e/n_{GW}=1.2$
 閉じ込め改善度：1.3
 冷却水：PWR条件
 稼働率：～70%
 運転方式：定常運転
 トリチウム増殖率：1.05

発電プラント全体像



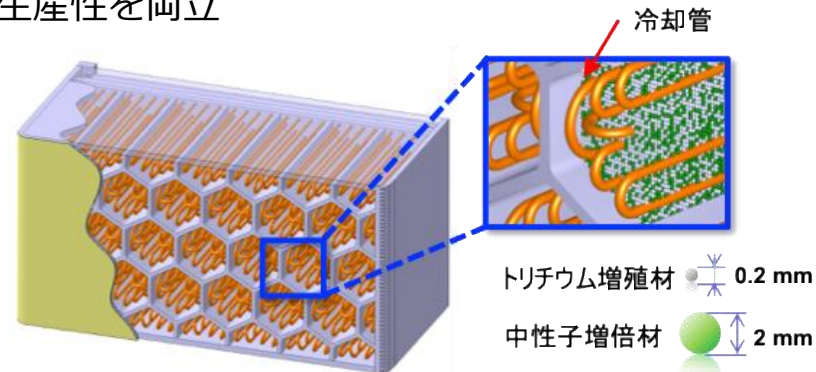
主熱輸送系の基本概念

- 加圧水型軽水炉の主熱輸送系・発電システムを適用
- 所内消費電力の一次評価：送電端電気出力~250MW



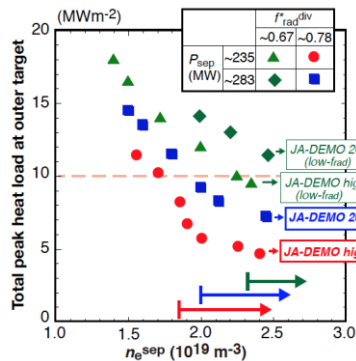
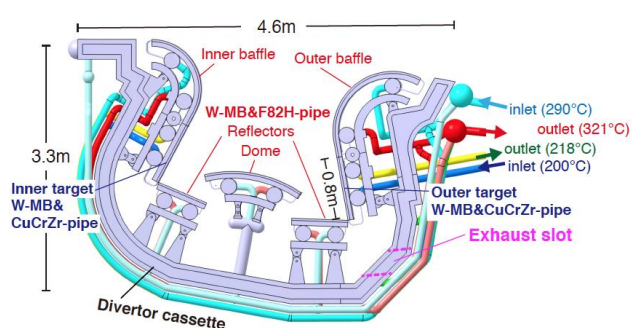
増殖ブランケットの基本概念

- 固体増殖・水冷却方式を採用 (ITER-TBM戦略と整合)
- ハニカムリブ構造により、耐圧性の向上と高いトリチウム生産性を両立



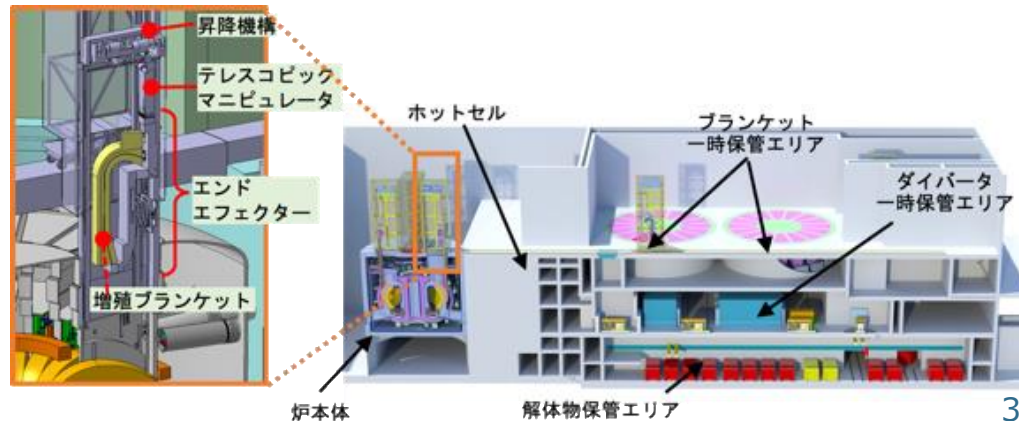
ダイバータの基本概念

- ITERでの実績を重視し基本的にITER方式を採用
- 2系統冷却管 (高熱負荷：銅合金、低熱負荷：F82H)
- ダイバータプラズマの設計ウィンドウを同定



遠隔保守の基本概念

- キャスク4台の平行作業より、原型炉運転後期に稼働率~70%を実証できる見通し (産業界の試算)



「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。

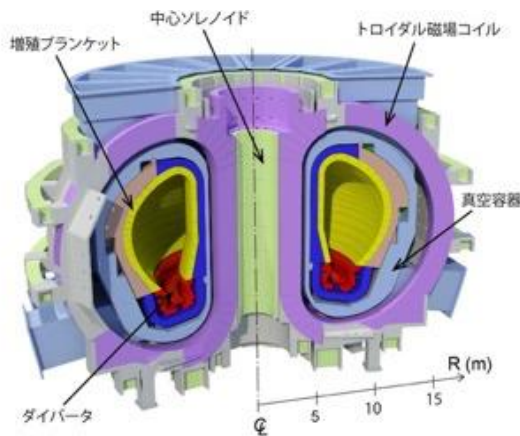
核融合科学技術委員会の示す原型炉の目標は、①数十万 kW の電気出力、②実用に供し得る稼働率、③燃料の自己充足性である。特別チームでは、技術的実現性のある原型炉概念設計の基本設計を実施するにあたり、「フランスに建設中の ITER で採用された技術を最大限に活かすこと」、「ITERでは実証されない技術は産業界がこれまで培ってきた発電プラント技術や運転経験を取り入れること」、「ITER や JT-60SA から見通し得る炉心プラズマを想定すること」を方針とした。特別チームは、この活動により、2019年に原型炉の目標に見通しを得る基本概念を構築した。

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。



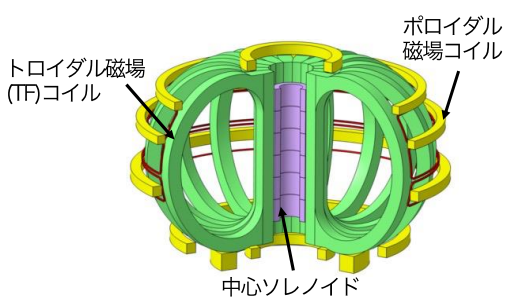
主半径：8.5m
 小半径：2.42m
 核融合出力：1.5GW
 発電端出力：0.64GW
 中心トロイダル磁場：6T
 プラズマ電流：12.3MA
 加熱・電流駆動パワー：< 100MW
 規格化ベータ値：3.4
 規格化密度： $n_e/n_{GW}=1.2$
 閉じ込め改善度：1.3
 冷却水：加圧水（15MPa, 300℃）
 稼働率：～70%（4セクター並列保守）
 運転方式：定常運転
 三重水素増殖比：1.05

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)。

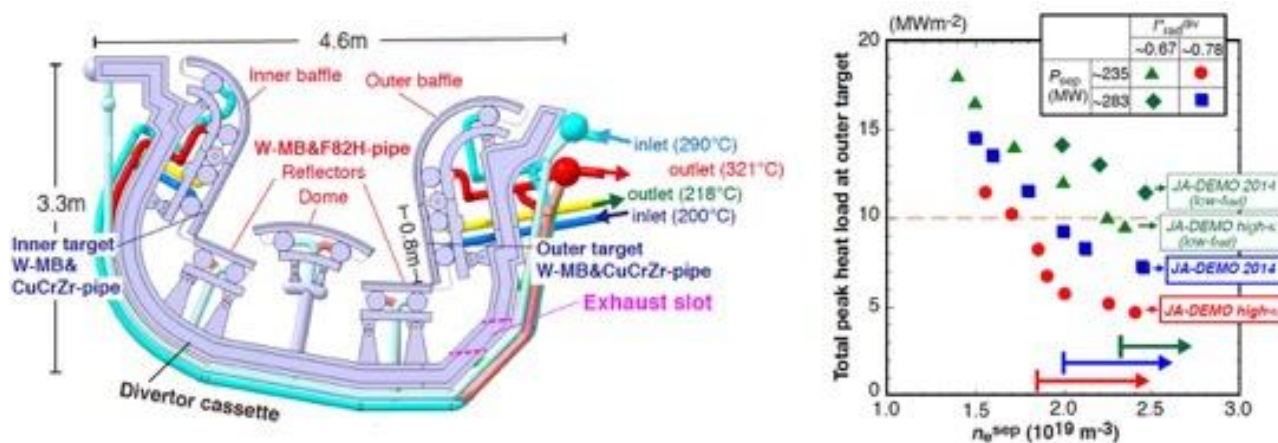


図3 ダイバータ・カセット構造(左図)、ダイバータプラズマの設計ウィンドウ(右図)

【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。

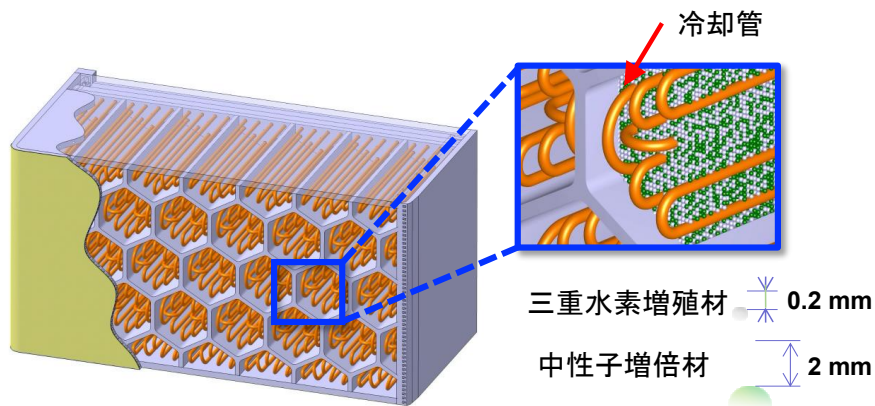


図4 増殖ブランケット・モジュール構造

【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。

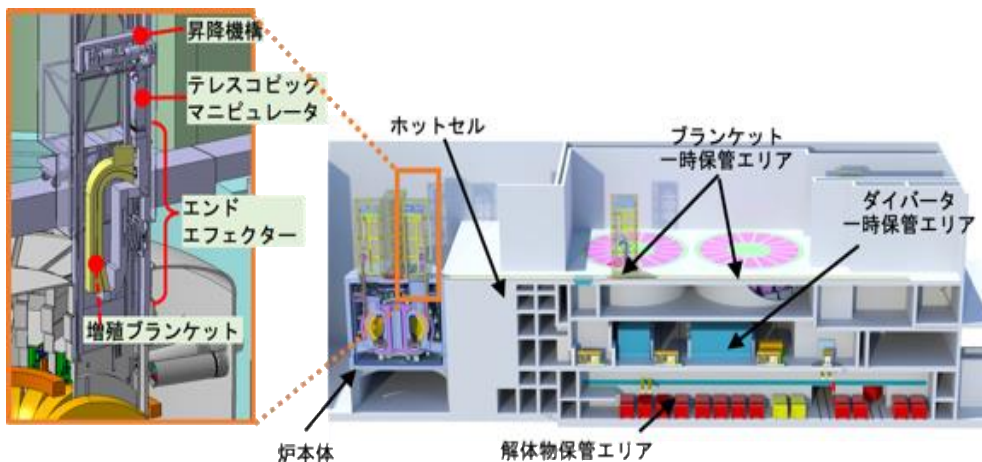


図5 炉内機器の遠隔保守方式

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。

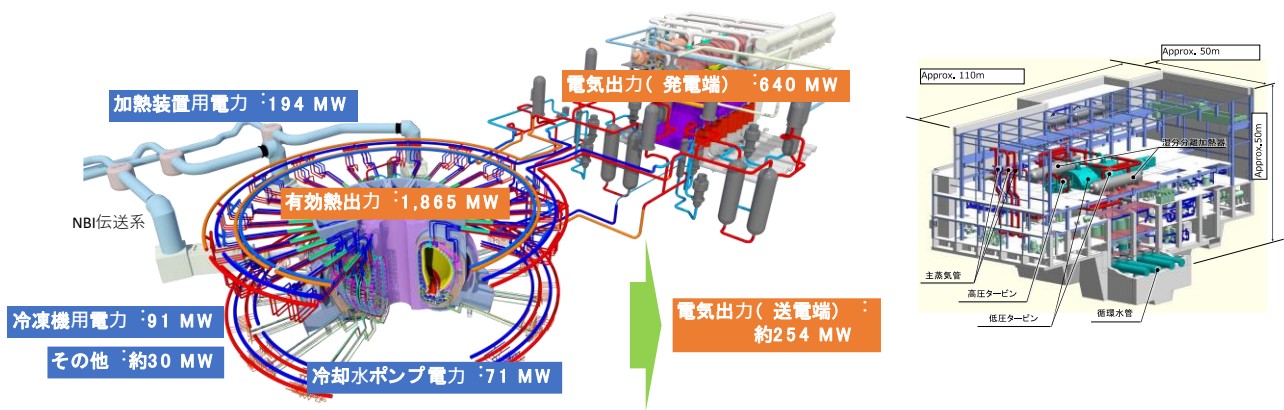


図6 主熱輸送系の構成(左図)と発電設備建屋(右図)

【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。

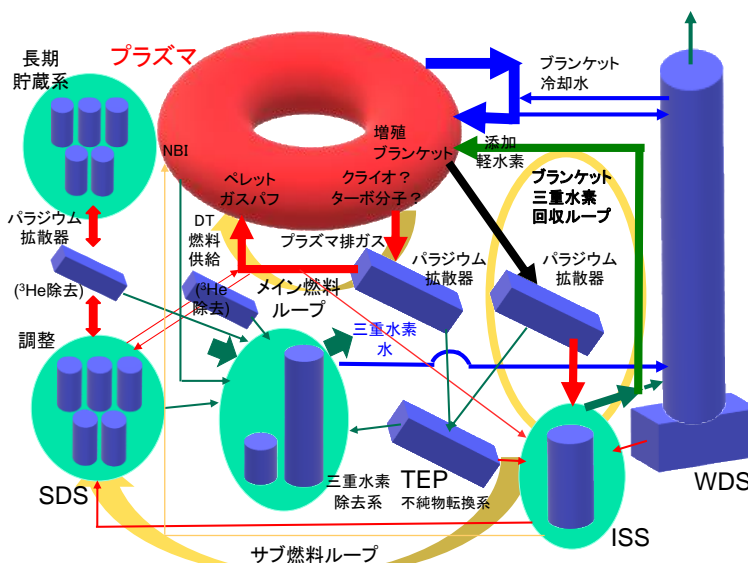


図7 燃料循環システムの概念図

【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。

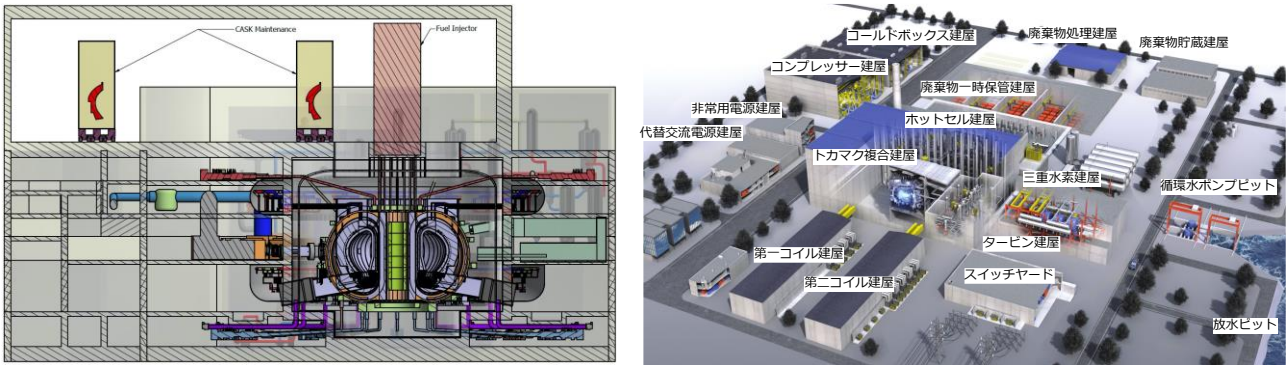


図8 トカマク複合建屋(左図)と発電プラント全体像(右図)

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。

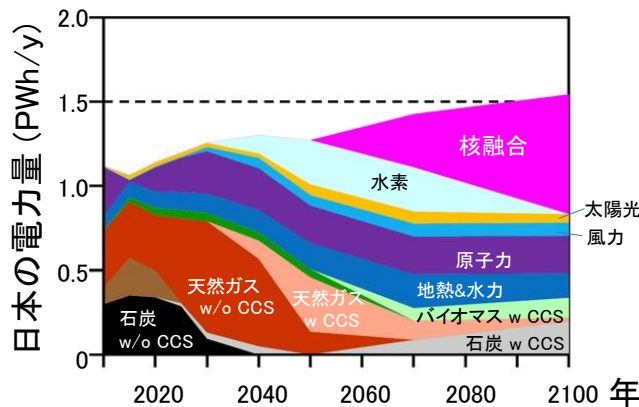


図9 核融合エネルギーの導入シナリオ評価(例)
(提供:公益財団法人地球環境産業技術研究機構)