

「Q-DEMO の概念設計」報告書（概要）

量子科学技術研究開発機構

1. はじめに

QST では、これまで文部科学省核融合科学技術委員会の方針に沿って、今世紀中葉の発電実証を目指し、2015 年 6 月に六ヶ所研（当時 JAEA）に設置した産学連携の原型炉設計合同特別チームを中心に原型炉の概念設計活動を続けてきた。一方で、2020 年頃から、カーボンニュートラルの要請やエネルギー安全保障等への懸念、実験炉 ITER 建設等の技術進展を背景に、フュージョンエネルギーを取り巻く世界情勢が大きく変化している。我が国においては、2023 年 4 月にフュージョンエネルギーに関する初の国家戦略「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略」が策定された。さらに、2024 年 6 月に閣議決定された統合イノベーション戦略 2024 において「世界に先駆けて 2030 年代に発電実証を目指す」とされ、2025 年 6 月に改定された戦略にも記載された。

今世紀中葉の発電実証を目指していた原型炉計画では、100 万 kW 級の正味電力を定常に発生できる商用炉の実用化を念頭に設定された原型炉の目標（①数十万 kW を超える定常かつ安定した電気出力、②実用に供し得る稼働率、③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）に見通しを得る基本概念として、ITER よりも大型・高出力の原型炉（プラズマ主半径 8.5m、核融合出力 1.5GW）の概念を構築したが、2030 年代に加速するためには核融合関連技術の粋を尽くした ITER からの技術ギャップを小さくして早期に建設できる原型炉概念が必要である。Q-DEMO は、ITER の物理・技術基盤に立脚し、ITER サイズにて 2030 年代に社会実装へ向けた科学的・技術的意義のある発電を実証し、炉心プラズマ性能や炉内機器を段階的に改良することで、原型炉の目標として 100MW クラスの正味電気出力、燃料の自己充足性、定常運転を目指し、ワンステップで核融合エネルギーの実用化に備える装置（ITER サイズの原型炉）である。参考に現状の技術成熟度の評価と個別機器のマイルストーンを別添 1 に示す。

本報告書は、その概要を取りまとめたものである。

2. Q-DEMO の基本仕様

【Q-DEMO の基本概念】

- 低リスクで着実に 2030 年代発電実証を目指すため、超伝導コイルや真空容器など ITER と同等の炉心機器を採用し、設計、R&D、試作等を大幅簡略化して建設に最短で着手する。我が国が ITER 調達で獲得した主要機器の製作実績と JT-60SA 建設の統合化技術に基づいて、産業界の力を結集することで機器製作・建設期間を短くする。
- 科学的・技術的に意義のある発電実証として、自己加熱割合が高い燃焼プラズマ（エネルギー増倍率 ≥ 10 ）を発生させ、発電のために消費する電力を賄う／上回る発電端出力（正味電力 ≥ 0 ）を実証する。
- 多段階の運転開発目標を設定し、炉心プラズマと主要機器の性能を段階的に向上することで、発電実証、燃料増殖実証、定常運転実証を目指す。

【多段階の運転開発目標と装置仕様】

多段階の運転開発目標と装置仕様を図1に示す。

- 第1期では発電に特化したブランケットを装着してITER程度のプラズマ体積を確保し、数分の短パルス運転で正味電力ゼロ規模の発電を実証する。
- 第2期では燃料増殖も行うブランケットに交換し、30分以上の長パルス運転にて正味電力ゼロ規模の発電とともに燃料増殖を実証する。
- 第3期では建設と並行して実施する研究開発の成果を反映し、加熱・電流駆動装置の高効率化やプラズマ性能向上、改良型ブランケットの導入により、定常運転にて正味電力～100MW規模の発電実証を目指す。

	第1期 システム統合運転期 発電実証	第2期 ブランケット機能試験期 発電+燃料増殖実証	第3期 拡張運転期 発電+燃料増殖+定常運転実証
目 標	- 短パルス運転（数分） - 発電端出力 ～ 200MW - 正味電力 ≥ 0	- 長パルス運転（30分以上） - 正味電力 ≥ 0 - トリチウム自己充足性の実証（増殖比 TBR=1.05）	- 定常運転 - 正味電力 ～ 100MW - トリチウム自己充足性の実証 - 保守シナリオの確認
	 発電ブランケット (厚さ：0.45m) ITERと同じプラズマ (～835m³)	 増殖ブランケット (厚さ：0.85m) 第1期よりも小さい プラズマ(～570m³)	 増殖ブランケット (厚さ：<0.85m) 第2期よりも大きい プラズマ(～715m³)
装 置 仕 様	発電実証： - ITERベースの運転シナリオ - 核融合出力：～500MW - Q値：10 - パルス幅：～400秒 - 加熱・電流駆動装置 - 電子サイクロトロン加熱のみ 発電ブランケット - 発電に特化したブランケット - ITERと同サイズ - 蓄熱システム（オプション）	発電実証： - 高圧カプラズマ運転シナリオ - 核融合出力：～500MW - Q値：～10 - 加熱・電流駆動装置 - 電子サイクロトロン加熱／中性粒子ビーム加熱 - 蓄熱システム（オプション） 燃料増殖実証： 増殖ブランケット	発電実証： - JT-60SAの成果を反映した高性能プラズマ運転シナリオ - 核融合出力：>500MW(第2期を上回る出力) - 加熱・電流駆動装置の高効率化 燃料増殖実証： 改良型増殖ブランケット 保守シナリオの確認： - 多段階運転期の移行時に遠隔操作でのブランケット交換手順・時間の確認

図1 運転開発目標と装置仕様

【炉心プラズマ性能】

各段階の目標を達成するために設定した炉心プラズマの主要パラメータを表1に示す。2030年代に発電実証を行う第1期は、ITER 標準運転シナリオと同等であり着実に達成できる炉心プラズマ性能を設定している。

表1 Q-DEMO の主要パラメータ

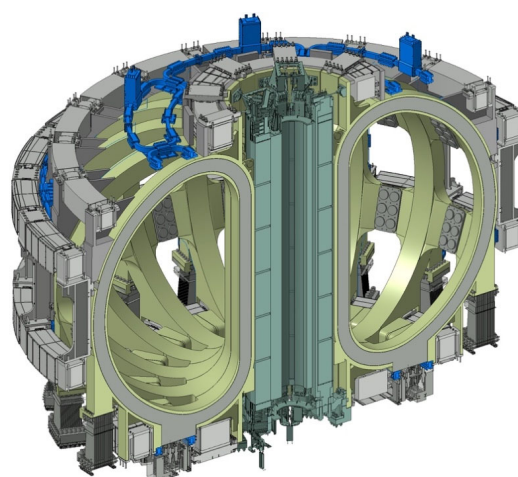
パラメータ	第1期	第2期	第3期
主半径 R_p / 小半径 a_p (m)	6.2 / 2.0	6.2 / 1.65	6.2 / 1.85
アスペクト比 A	3.1	3.76	3.35
楕円度 κ_{95}	1.7	1.7	1.7
安全係数 q_{95}	3.0	3.20	4.29
プラズマ電流 I_p (MA)	14.96	9.21	9.64
トロイダル磁場 B_t (T)	5.29	5.29	5.79
燃焼時間 t_{burn}	347 s	0.55 h	定常
核融合出力 P_{fus} (MW)	532	434	908
核融合エネルギー増倍率 Q	10	10	15.3
正味電気出力 P_{net} (MW)	10.7	2.91	101
発電端電気出力 P_{gross} (MW)	203	166	339
外部加熱パワー P_{aux} (MW)	53.2	43.4	59.3
ブートストラップ電流割合 f_{BS} (%)	21.7	36.5	68.1
体積平均電子密度 n_e (10^{19} m^{-3})	9.95	9.93	9.33
閉じ込め改善度 H_{98y2}	0.95	1.15	1.50
規格化ベータ β_N	1.8	2.5	3.62
Greenwald 密度比 f_{GW}	0.85	1.00	1.20
炉心プラズマ損失パワー P_{sep} (MW)	105	89.8	150
Ar 密度割合 n_{Ar} / n_e (%)	0.23	0.23	0.5

3. 主要機器・システムの概念

【超伝導マグネット】

超伝導コイルシステムは、18 機のトロイダル磁場 (TF) コイル (重力支持脚・プリコンプレッションリングを含む)、6 モジュールの中心ソレノイド (CS)、6 機のポロイダル磁場 (PF) コイル、補正磁場コイル (CC)、及びフィーダ等から構成されており、プラズマの生成、閉じ込め、形状制御を行うための磁場を生成する。ITER とほぼ同様の構成及び仕様を有しているが、炉内機器の交換作業に対応するため、真空容器の上部に大開口の保守ポートを設置しており、それに伴い PF2 コイルの位置が ITER とは異なっている。また、第 3 期において 100 MW 級の正味電気出力を得るため、TF コイルの最大磁場は ITER の 11.8 T から 13 T 程度まで増加させることを想定している。

超伝導導体は ITER で用いられた撚線構造と同様のものを用いる。TF コイル及び CS には高磁場での運転が求められるため Nb_3Sn 超伝導素線を採用し、PF コイル及び CC には NbTi 超伝



超伝導マグネットシステム

導素線を採用する。TF コイル、CS 及び PF コイルの超伝導導体はケーブル・イン・コンジット型 (CIC) 導体とし、円形多段ケーブル構造を有し、多数の超伝導素線がステンレス製の中心スパイラルの周囲に撚り合わされた構造となる。CC は PF コイル導体の縮小サイズの導体を用い、中心スパイラルを持たない構造とする。すべての超伝導導体は超臨界ヘリウムにより冷却される。

ITER では CS 撚線に短撚りピッチが採用され、繰り返し電磁力に対する導体性能の劣化対策が施されたことを踏まえ、原型炉では、CS だけでなく全コイルに製作性を考慮した短撚りピッチを採用する方針とする。加えて、最新の高性能 Nb₃Sn 超伝導線を用いることで、TF コイルの高磁場化に対応する。なお、ITER の導体とは仕様が一部異なるため、導体を実際に製作し、試験により性能を検証する必要がある。さらに、TF コイルの高磁場化による電磁力に耐えるため、0.2% 耐力で 1200 MPa を有する高強度ステンレス鋼を採用する方針とする。

ITER 計画で開発された技術を基盤技術としており、可能な限り ITER 超伝導マグネットシステムの設計を採用している。日本が製作した機器で設計変更していない要素については追加の R&D は不要であるが、ITER の研究開発により有効性が確認された短撚りピッチの最適化などの技術は積極的に採用しつつ、検証試験により性能を実証する。また、日本が製作を担当していない重要機器や最新技術については、試作試験により性能の実証や有効性の確認をした上で積極的に採用する方針とする。

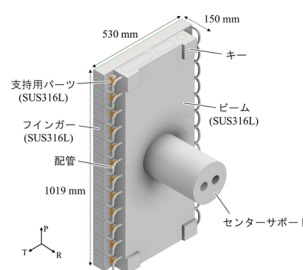
超伝導マグネットシステムの主要パラメータ

	第 1 期・第 2 期	第 3 期
TF コイルの数	18	
TF コイルの磁気エネルギー	~ 41 GJ	~ 50 GJ
TF コイルの最大磁場	11.8 T	~ 13.0 T
TF コイルの最大電流	68 kA	~ 75 kA
CS の最大磁場	13.0 T	
CS の定格電流	40 kA at 13 T / 45 kA at 12.7 T	
PF コイルの最大磁場	~ 6.4 T	
PF コイルの定格電流	~ 52 kA	
運転温度	4.5 K	
重量	≈ 10,000 t	

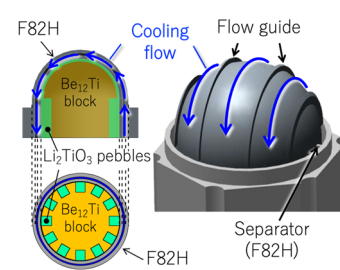
【ブランケット】

増殖ブランケットは、燃料であるトリチウムの生産、発電のための熱の取り出し、真空容器や超伝導コイルなどへの放射線を遮蔽する重要な役割を担う炉内機器である。第 1 期では、発電に特化した発電ブランケットを装荷し、短パルス運転 (400 秒) での正味電力 ≥ 0 規模の発電実証を行う。第 2 期では、燃料であるトリチウムの

生産が可能な増殖ブランケットに交換し、長パルス運転 (30 分以上) によって生産したトリチウムを回収しトリチウム増殖比 TBR=1.05 を実証する。第 3 期では、トリチウムを外部から追加で



発電ブランケット (第 1 期)



増殖ブランケット (第 2 期)

ブランケットの概念

供給せずに正味電力 100MW 規模の連続運転を行うことで燃料の自己充足性を実証するため、トリチウムの生産や遮蔽機能の性能を向上させた改良型増殖ブランケットを導入する予定である。

発電ブランケットは、ITER の第一壁部分の設計（入口温度 70℃、運転圧力 4MPa）を発電用に高温高压水（入口温度 290℃、運転圧力 15.5MPa）を用いた設計に改良している。

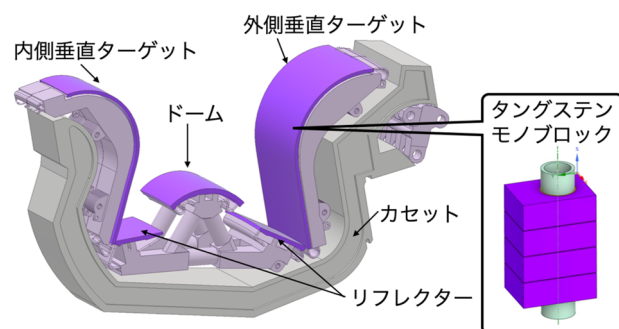
増殖ブランケットは、ブランケット内冷却配管破断事象時の耐圧性に優れた円筒形状の筐体を採用した。筐体内部に装荷する中性子増倍材であるベリリウムについては、中性子照射環境下においてスエリング（体積が膨張する現象）が小さいベリライドをブロック形状で使用する。これにより従来の混合ペブル充填体の概念から熱伝導率が 20 倍程度増加し、増殖領域内の冷却配管を取り除くことで中性子増倍材であるベリリウム密度を増加し、トリチウムの生産性を向上させている。増殖材であるリチウムは、ベリライドブロック周辺を歯車形状に加工して 16 個の凹み部分に Li_2TiO_3 をペブルとして充填する。発電のための熱の取り出しは、ベリライドブロックとブランケット筐体内面との接触熱伝達を介して筐体表面を流れる冷却水で除熱する。解析の結果から、材料の適正温度域（F82H 構造材 $\leq 550^\circ\text{C}$ 、 Li_2TiO_3 増殖材 $\leq 900^\circ\text{C}$ 、 Be_{12}Ti 増倍材 $\leq 1000^\circ\text{C}$ ）での冷却設計、耐圧性を含む構造健全性を確認した。

【ダイバータ】

ダイバータは真空容器内でプラズマ磁力線の開放端に位置するプラズマ対向機器（PFC）であり、炉心プラズマから排出されるプラズマ熱・粒子束から真空容器を保護することに加え、炉心プラズマへの不純物の混入を低減する（排気）役割を担う重要な炉内機器である。

第 1 期及び第 2 期では、ITER ダイバータと基本的に同じ構成とし、ITER からの技術ギャップのない設計とした。第 3 期では、核融合出力の増大と定常運転による強い中性子照射環境に対応するため、低放射化フェライト鋼 F82H を構造材材料に導入する設計とした。

Q-DEMO のダイバータの設計は、ITER ダイバータを踏襲し、カセットボディと呼ばれる筐体に、内側垂直ターゲット、ドーム、外側垂直ターゲット、リフレクターと呼ばれる冷却ユニットを設置した構造である。冷却ユニットのプラズマ対向面はタングステンモノブロックおよびハイパーベータロンといった高い除熱性を持つ設計で構成されており、カセットボディはこれら冷却ユニットへの給水および中性子を遮蔽する機能を担っている。カセットボディと冷却ユニットの組み合わせ（カセット構造）はトロイダル方向 1 周で 54 体が配置され、真空容器下部のアウトボード側のポートより保守交換作業を行う。



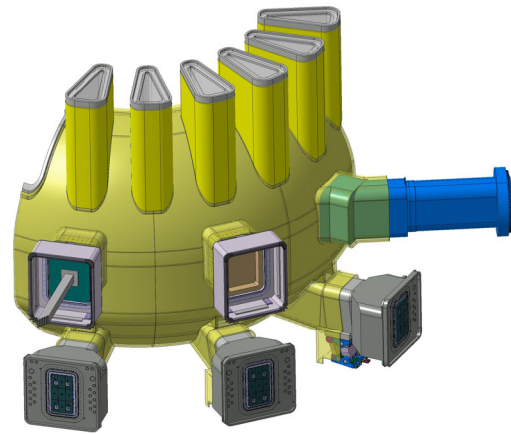
ダイバータの構造

【真空容器】

真空容器は、プラズマ生成・維持のための高真空を維持し、放射性物質であるトリチウムを閉じ込める第一障壁であるため、構造健全性を確保する構造規格基準の整備と並行して概念設計を進めた。真空容器は ITER と同サイズとし、外径半径 9.70 m、高さ 11.34 m、幅 6.47 m の D 型断

面トラス形状である。炉内機器の交換保守に必要な炉内アクセスを確保するため、上部・水平・下部に大型断面ポートを配置している。

真空容器の基本構造は ITER を踏襲し内側と外側の 2 つの隔壁と内外壁間の補強リブによって構成される 2 重壁構造で、全ての板材が溶接によって接合される溶接構造であり、2 重壁間の空間には、超伝導コイルへの放射線遮蔽のために遮蔽体を配置し、真空容器に発生する核発熱除去のための冷却水が遮蔽体の隙間を流れる構造とした。



真空容器の構造

真空容器の構造健全確保のための構造規格基準は整備中であるため、ASME Code に準拠して予備的構造解析を実施した。Q-DEMO の真空容器は ITER と異なり、ブランケットの上部引き抜き保守方式の採用により上部に大きな開口が存在する。この開口は構造不連続部となるため、運転時で最も圧力負荷が高いベーキング条件（200℃、2.4 MPa）に対して管台周辺の応力を評価した。その結果、管台付近の最大一次応力（膜＋曲げ）は約 170 MPa であり、許容値（設計応力強さ $S_m \times 1.5 = 205 \text{ MPa}$ ）以下であることから、大口径保守ポートの基本配置が妥当であることを確認した。今後、構造規格の整備に合わせて、運転シナリオに基づく荷重組合せや共用状態（service levels）に応じた S_m の割増係数（リミットセット）を定義し、2 重壁からなる溶接構造の設計妥当性を確認する。

真空容器は現地での最終組立時間を最小化し、溶接の品質や機械加工の精度を高めるために、ITER 真空容器の製作組立手順と同様に、工場、40 度ごとの 9 つのセクターに分けて製作する。そのため、真空容器セクターの最終加工には現地溶接開先部の精度確保のため大型工作機械が必要となることも考慮に入れた製作手順とした。

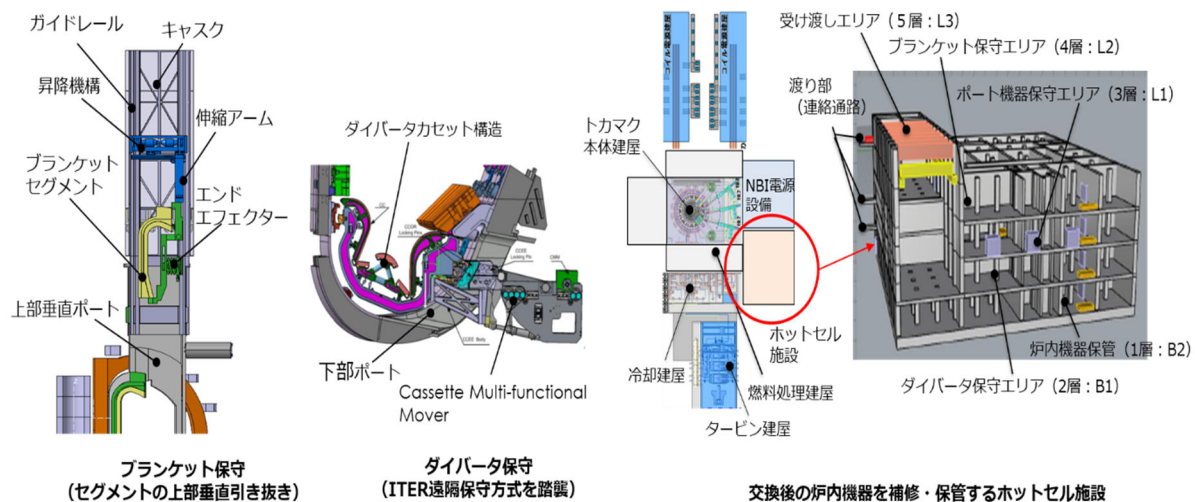
隔壁となる真空容器の構造健全性を確保するため構造規格基準の整備は原型炉アクションプランおよび Bridge プログラムに基づき加速的に進めている。本規格基準は、一般事項（品質管理）、材料、設計、製作、検査、維持（保守・保全）に関する全ライフサイクルを一つのパッケージとして統合的に規定するものであり、これにより真空容器の全ライフにわたる構造健全性を確保・維持する方針である。

【遠隔保守】

Q-DEMO ではブランケットやダイバータなどの炉内機器は段階的改良により運転性能を上げるため、各段階で炉内機器の全交換が予定されている。ブランケットは第 2 期移行時に第 1 期の発電ブランケットから増殖機能を有する増殖ブランケットへ、ダイバータは第 3 期移行時に中性子負荷による材料劣化寿命を考慮した耐放射線ダイバータへ交換する。これらの炉内機器の全交換作業は放射線（ガンマ線）環境の中で遠隔保守機器（保守ロボット）により行う必要がある。また、将来の商用炉を見据えた実用に供する稼働率（約 70%目標）を見通すことも要求される。これらの保守要件を満足するために、保守時間を最小化する保守方式（冷却配管の溶接切断箇所を最小化する構造）として、ダイバータは ITER を踏襲したカセット構造とし下部ポートから交

換する方式とした。他方、ブランケットは複数のモジュールを一体化したセグメント構造とすることによって冷却配管溶接切断箇所を低減し、上部垂直ポートから交換する方式を暫定案とした。今後、ITER を参考に全ライフ期間の保守分類（局所損傷による交換や定期交換など）を定義し、損傷頻度や損傷範囲に応じた稼働率と炉内機器のスペア数を再評価し、目標稼働率を達成するための保守方式を最終決定する。真空容器から取り出した炉内機器は、放射化ダストによる建屋内の汚染を防止するためキャスクによってトカマク本体施設からホットセルへ搬送する。ホットセルでは、i) 放射化ダストなどの除染、ii) 線量低減・崩壊熱冷却のための保管、iii) 交換・補修、iv) 再利用しない部品（ブランケットモジュールやダイバータ冷却ユニット）の減容・一時保管、v) 事前組立・検査の工程を経て、再び真空容器に据え付けられる。これらの工程に対応したホットセル内配置を第1次案とした。ホットセル施設は5層構造とし、第2～4層にブランケット、ダイバータ、ポート機器の補修エリアを、最下層に重量物保管エリアを配置した。トカマク本体との渡り部（連絡通路）はポート配置に応じて3か所とし、汚染低減のため除染設備を出入りに配置した。また、ホットセル施設での補修ロボットは ITER 技術を最大限流用し、故障対応、除染技術、低レベル放射性廃棄物の減容については継続して設計検討する。

概念設計で抽出された技術課題のうち、耐放射線要素機器（AC サーボモータ、潤滑剤、絶縁材など）、故障時レスキュー技術、ロボット制御技術は、ITER で蓄積した遠隔技術を活用できる。一方、原型炉特有の大型重量ブランケットセグメント（約 8m・約 30 トン）交換では、最終設置精度を満たす構造設計、冷却配管溶接・検査に適した配管の配置設計、さらに、目標稼働率を保証する遠隔保守設計などの炉構造・遠隔保守の統括的な設計の妥当性を実規模遠隔保守ロボットで検証する必要がある。



【放射化物管理】

発生する放射化物の取り扱いについては、原型炉を運転する事業者が責任をもって安全に処理・処分すると共に放射化物の発生を抑制し、適切な区分毎に、安全性を確保した上で効率性、経済性に配慮し、合理的な処理・処分が可能な放射化物管理シナリオを策定することが求められる。増殖ブランケットやダイバータ等の炉内機器は核融合反応で発生する 14 MeV 中性子による重照射を受けることから数年おきに交換するため、運転開始早期から金属放射化物が発生する。

Q-DEMO の第 3 期の運転（核融合出力~900 MW）を想定した核特性（誘導放射能に起因する線量率と崩壊熱の経時変化）に基づき、放射化物の管理方針、埋設区分評価及び減容化方策案などの放射化物管理処分方針について検討した。

定期保守時に発生する金属放射化物の管理・処分については、崩壊熱量と表面線量率に基づいてシナリオを構築した。真空容器から搬出する放射化した機器は、

運転停止直後は崩壊熱が大きいので真空容器内に 1 ヶ月程度設置した状態で冷却し、自然対流で十分に冷却できる崩壊熱量に低下してから搬出する。搬出後に放射化機器が解体可能な表面線量率（100 Sv/hr 以下と仮定）に減衰するまでホットセルにて保管・管理する。この線量率は、ITER での遮蔽ブランケットの交換時に求められる遠隔操作装置への要求値（250 Gy/hr）に基づき設定した。次に解体した部品（ブランケットモジュールとダイバータ冷却ユニット）は細かな作業である分別等に向けて表面線量率が 10 Sv/hr に減衰するまで保管・管理する。なお、比較的照射量が低いバックプレートとダイバータカセットは再利用し、増殖材と増倍材（リチウムとベリリウム）はリサイクルする方針である。最後に処分対象の構造材を細かく細断し、減容化のため圧縮後にモルタル充填で固定して廃棄体化する。

放射化物の埋設区分については、最も誘導放射能が高いブランケットモジュールの第一壁部分を対象に求めた生成核種（1500 核種程度）に対し、コンクリートピット（L2 相当）の埋設手法を模擬した計算体系での核種移行解析による生物圏での被ばく量を評価した。その結果、生物圏での線量率は $3.4 \mu\text{Sv/y}$ と評価され、埋設判断に用いる目安線量率（ $10 \mu\text{Sv/y}$ ）以下であることから、原型炉で発生する放射性廃棄物は L2 廃棄物として浅地中処分が可能である。

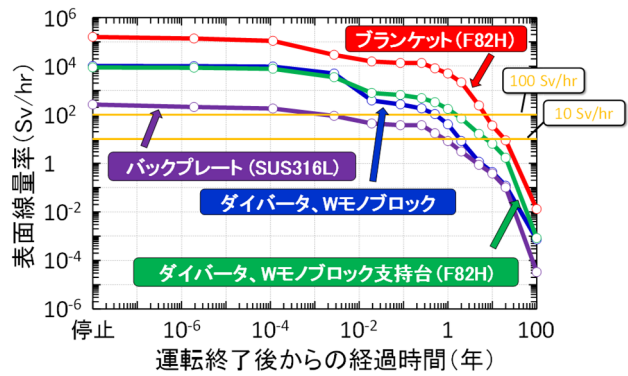
金属放射化物の減容化に向けては、中性子照射量が少ないバックプレートやダイバータカセットを再利用し、増殖・増倍材をリサイクルすることにより、発生する放射性廃棄物量が 63%削減できることが分かった。廃止措置を含めて発生する全ての金属放射化物は 3.4 万トン程度と見積もっている。

なお、濃縮ウランを用いる中性子計測用フィッションチェンバーを利用するため少量核燃料施設に該当する。

【加熱・電流駆動装置】

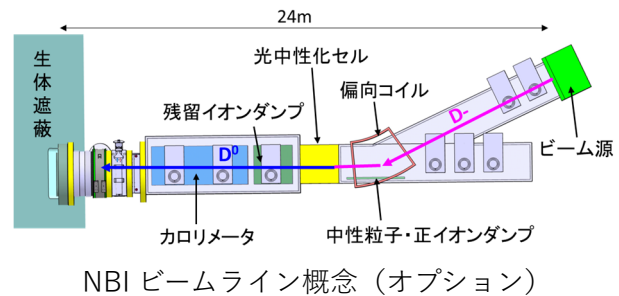
Q-DEMO の加熱・電流駆動装置は中性粒子ビーム入射（NBI）システムと電子サイクロトロン波（EC）システムで構成され、i) H モード遷移、ii) プラズマ加熱と密度増加、iii) 定常運転での電流駆動、iv) MHD と圧力駆動型不安定性の抑制、そして v) 炉停止の制御、等を行う。第 1 期では EC システムのみを使用し、第 2 期および第 3 期では NBI システムと EC システムを併用する。

NBI システムは負イオン源・加速器で大電流・高エネルギーのイオンビーム（1 MeV）を生成し、それを中性化セルで電氣的に中性なビームに変換し、プラズマに入射するものである。基本的に

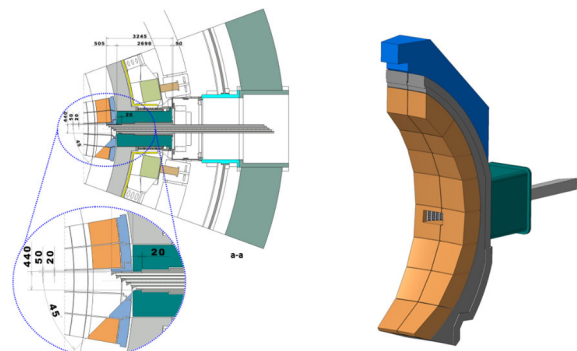


交換機器の表面線量率推移

ITER NBI システムを踏襲するが、大きな違いは年オーダーの連続運転と高いシステム効率が要求されることである。システム効率を上げるために中性化効率が 95% の光中性化セルを想定しているが、実規模サイズの光中性化セルはまだ実証されていないため、今後 R&D が必要である。また、原型炉の定常運転では放射線照射量が多くなるため、特に負イオン源まわりの機能性材料によって NBI の運転期間が制限される可能性がある。そのため、負イオン源を炉心プラズマから直接見込まないように配置する設計もオプションとして検討している。

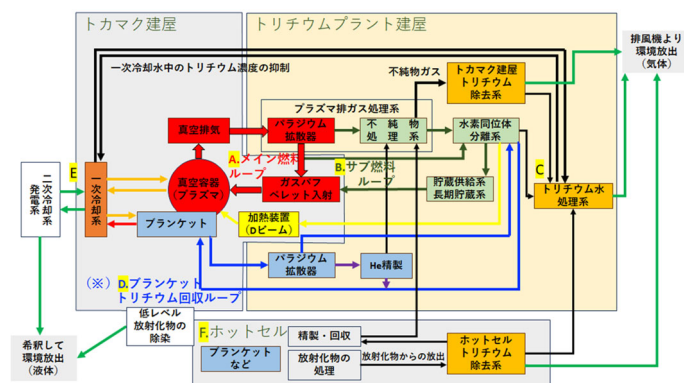


EC システムは高周波源ジャイロトロンで 170GHz マイクロ波を、伝送系で 100m 程度を伝送して、結合系によりトカマク低磁場側の水平ポートから入射する。第 3 期の定常運転では中性粒子照射量が多くなるため、方形導波管でのリモートステアリング方式あるいはフェイズドアレイ方式といった炉内に可動機構を持たないシステムを採用した。検討している入射装置を原型炉本体の水平ポートに設置した場合、入射ポートから大きくトロイダル方向にビームを出力するため、隣接するブランケットの形状を変えて傾きを持った入射口を確保する。入射装置本体は、ポート方向に引き抜きが可能にすることで、ブランケット遠隔保守に適合した構造とした。リモートステアリングのための入射装置の導波管直線部は 10m を超える長さとなるため、入射装置のクロージャープレート背面に出る導波管、およびステアリング機構は、入射装置構造からは切り離された構造となるため、その支持構造・メンテナンス方式については、今後の検討課題である。



【燃料循環システム】

燃料循環システムでは、トリチウムインベントリの削減を目的に Direct Internal Recycle (DIR) システム構成を採用した。これは、真空容器から排気された未燃焼の燃料ガスを水素同位体分離系で同位体分離せずに、直接真空容器へ再供給する概念である。これにより、水素同位体分離系に滞留するトリチウムを大幅に低減することができる。燃料ガスの循環ループとして、メイン燃料ループ、サブ燃料ループ、ブランケット燃料回収ループがあり、主要なシステムとして真空排気・プラズマ排ガス処理系・水素同位体分離系・貯蔵・供給系、トリチウム水処理系・トリチウム除去系、増殖トリチウム回収系で構成される。



炉心プラズマへの燃料供給条件・ダイバータ排気条件、不純物排気条件、DIR の割合、冷却水中へのトリチウム透過条件、閉じ込め区画の容積等を踏まえた設計要件に基づいて燃料システム化学組成フローを作成し、燃料システムの各サブシステム仕様を検討した。真空排気系については、排気性能約 $12.5 \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{sec}$ で磁場強度 0.1T 以下の耐磁場性能をもつターボ分子ポンプ 2 台と粗挽きポンプ系を真空容器の 18 箇所の下部ポート領域に設置する。炉心プラズマへの燃料供給の役割を担うペレット入射システムについては、燃料粒子量 $1.0\times 10^{22}/\text{sec}$ を実現する概念を構築した。水素同位体分離システムについては、深冷蒸留塔 4 塔方式にて構成する。また、燃料システム全体の概念を構築するために、各サブシステムのブロックダイアグラムを検討し、原型炉の要求性能を満たすための機器リストを作成した上で、燃料循環システムの建屋概念を構築した。

原型炉の起動には 数 kg の初期装荷トリチウムが必要と見積もられ、CANDU 炉由来のトリチウム調達を第一候補としている。一方で、限られた民間供給量と近年の国際需要増加から供給不確実性の課題があり、「高温ガス炉による $\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ 反応を利用した自主製造 (1~2 kg/年規模の潜在能力)」、「DD 核融合反応による炉内生成を活用した起動シナリオ」の 2 方式を検討した。これらを組み合わせることで初期装荷トリチウム入手の信頼性向上が期待される。

【プラズマ物理検討】

システム解析により、多段階運転開発戦略に基づく Q-DEMO の主要パラメータを決定した。第 1 期として ITER の 15 MA シナリオと同程度の炉心性能を設定することで、10 MW 程度の正味電気出力で発電実証が達成できることを示した。電流立ち上げ時の外部加熱及び電流駆動を想定すると、10 分程度の燃焼時間が十分に得られる見込みである。第 2 期で発電と TBR を同時に実証するためには、ITER よりも小さい体積のプラズマを、高いプラズマ圧力で長時間運転することが要求される。この要求を満たしつつ十分に現実的な炉心性能 ($\beta_N=2.5$, $H_{98y2}=1.15$) で、TBR 評価の精度を高めるために 30 分以上の燃焼時間及び数 MW の正味電気出力を達成する見通しが得られた。第 3 期で原型炉目標 (100 MW 以上の正味電気出力、燃料自己充足及び定常運転) を達成するには、炉心プラズマ、炉内機器、及び超伝導コイルの高性能化が前提となる。ブランケット及びバ

ックプレートの厚みを合計 20 cm 減少させプラズマ体積を稼ぎ、中心トロイダル磁場を 0.5 T 増加させられる場合、規格化ベータ 3.6 程度、閉じ込め改善度 1.5 程度で 100 MW の正味電気出力が定常運転で実現可能である見通しを得た。ここでは、プラズマ小半径が大きくなるとともに、プラズマ表面とブランケット背面の導体壁の距離が小さくなることから、壁による安定効果を期待している。平衡解析を行い、小半径の異なる第 1 期から第 3 期までのプラズマ形状を、同じ PF

	第1期 (発電実証)	システム コード	統合コード
サイズ、配位	R_p / a_p (m)	6.2 / 2.0	←
	κ_{95}	1.7	1.71
	q_{95}	3.0	3.3
	I_p (MA)	14.96	15.0
	B_T (T)	5.29	5.3
核融合性能	P_{fus} (MW)	492	532
	Q	10	10.6
	P_{ADD} (MW)	49.2	50
プラズマ性能	f_{BS} (%)	21.7	22.8
	n_e (10^{19}m^{-3})	9.95	10.13
	HH_{98y2}	0.95	1.01
	β_N	1.8	1.99
	n_e/n_{GW}	0.85	0.85

装置・プラズマパラメータ (システムコード、統合コードの結果の比較

コイルを用いて、ダイバータの高さを変えずに得られることを確認した。

上記のシステム解析の結果を基に、Q-DEMO（第1期）について、ITER と異なる想定条件（Ar 不純物・EC のみ加熱）を用いた定常プラズマ性能予測を、炉心統合コードを用いて実施した。その結果、ITER の炉心性能予測を再現できる輸送モデルを用いて、鋸歯状振動を除く理想電磁流体力学（MHD）不安定性の発生を回避しつつ核融合出力やエネルギー増倍率などと条件を満たす定常プラズマが得られることを示した。

Q-DEMO の第1期及び2期の炉心プラズマでは、総加熱パワー($P_{\text{heat}} \sim 150\text{MW}$)に対して不純物入射により主プラズマ放射損失割合を 1/3 に設定することで、SOL・ダイバータへの流出熱量を ITER と同様の $P_{\text{sep}} = 90 \sim 100\text{MW}$ に低減し、同時にダイバータでの放射損失も増加して最大熱負荷を 10MWm^{-2} 以下に低減する。第3期では核融合出力および総加熱パワーが増加するため ($P_{\text{fus}} \sim 900\text{MW}$, $P_{\text{heat}} \sim 240\text{MW}$)、不純物入射量を増加するとともに、これまでの設計経験からヌル点からストライク点までの距離（レッグ長）を延長（ITER の 1m から 1.3m 程度まで）するダイバータ形状とした。

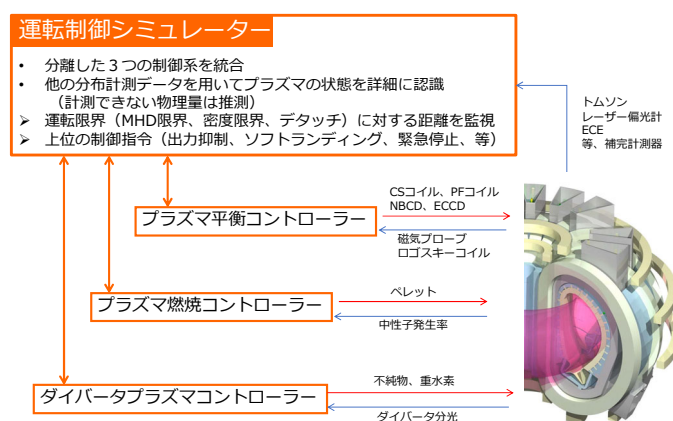
周辺部局在モード（ELM）制御について、ITER 規模の核融合炉では、高閉じ込め H-mode 運転に伴う大振幅 type-I ELM の抑制が、高 Q ($Q=10$) D-T 運転フェイズの成立に必須となる。ITER 高 Q 運転では RMP（共鳴摂動磁場）による ELM 完全抑制が第一候補とされ、Q-DEMO でも同方針を踏襲するため、真空容器内 RMP コイルの設置が不可欠である。これまでの検討では、非整数電流波形の最適化により低電流での ELM 抑制が可能であることが示されており、Q-DEMO でもこれを基盤として詳細設計を進める。小振幅 ELM や ELM フリー領域は現時点で ITER 高 Q 運転の主要選択肢とはされていないが、JT-60SA や ITER 低電流条件での実験は計画されており、これらの実験知見に基づき第2期以降の追加候補となり得る。

【プラズマ制御】

炉心プラズマの制御システム概念として、3つの制御対象プラズマ（プラズマ平衡、燃焼プラズマ、ダイバータプラズマ）を同時並行で制御する3つのコントローラーと、それらの上位システムとして制御システムを統括する運転制御シミュレーターの構成を検討した。

それぞれのコントローラーは必要な情報を計測機器で取得し、適切な制御アクチュエーターでプラズマに働

きかけて目標の状態（運転点）を実現する。しかし、これらの制御に対するプラズマの応答は独立していないため、全体の状態を把握して統合的な制御を行う役割を担うシステムとして、運転制御シミュレーターを設けている。運転制御シミュレーターは、プラズマの状態を計測結果や制御履歴と運転経験から推定し、どのような制御を行うとプラズマがどのように応答するかを予測できるシステムであり、多種多様な制御の中から、所望の状態を実現・維持するのに適した制御を



原型炉プラズマ制御の概念

選択し指示するものである。

原型炉では厳しい放射線環境や空間的制約のために設置できる計測機器が制限され十分な情報が得られない。そこで、試験運転期間を有効活用することとした。第1期から第2期初めにかけて、耐放射線性が優れていなくても詳細な物理量を測定できる高時間・高空間分解能を持つ計測器など有用なものを（設置）運用し、アクチュエーターに対するプラズマの応答特性等の詳細データを取得する。放射線等の影響により十分な測定ができなくなった計測器は撤去するか、運用を停止する。撤去あるいは運用を停止した計測器を設置していた水平ポート等の部分を増殖ブランケットに割り当てることも可能である。このようなものを試験運転期間用計測とし、この期間後も運用し続けるものを常時型計測とする。ITERでは、500 MW 核融合出力を積算して4600時間の運転が想定されており、Q-DEMOの第2期までの中性子フルエンスは、ITERと同オーダーと想定される。すなわち、ITER用に検討開発された計測機器は、そのまま、試験運転期間用計測として使用できると考えられる。この期間に、学習、経験を行い、AI技術も活用しつつ運転制御シミュレーターの検証を行うことができる。

【安全性】

安全確保の基本方針は、以下の通りとする。

1. 安全上の目標：

- 公衆及び作業者に放射線障害を及ぼす恐れがないこと

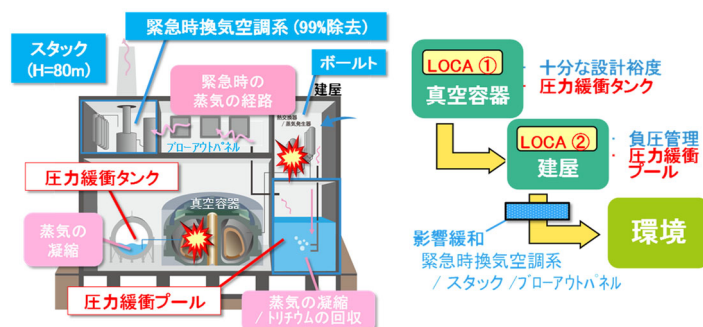
2. 安全確保の原則：

- ALARAに基づく平常時・異常時の被ばくを達成可能な限り合理的に低く抑えること

3. 安全設計の基本方針

- 平常時の放射線防護：公衆被ばくで1 mSv/年以下、従事者被ばくで50 mSv/年かつ100 mSv/5年以下
- 事故発生防止：適切な規格基準、免震装置を含む耐震性および供用期間中検査にて防ぐ
- 事故影響緩和：コンファインメント施設にてトリチウムを出来るだけ敷地内に閉じ込めるように設計する。

これらの方針を具現化するために、放射性ソースタームの同定、想定起因事象に対する事故防止・緩和方策を構築するための安全設計を行った。燃料サイクルシステムでダイレクトリサイクル運転をしない場合のサイト内トリチウムインベントリは最大4.4kg（うち放散性トリチウムは最大2.3kg）であることから、核融合炉の安全設計は主要な放射性ソースタームであるトリチウムの閉じ込めに帰着される。従って、閉じ込め障壁に影響を与えうるリスクを安全解析に基づき分析し、これらリスクに対する防止・緩和系の安全設計を行った。発電実証を目的とする原型炉では、冷却水のエンタルピーがITERよりも数倍大きく、冷却配管破断時に発生する高温高压蒸気による閉じ込め障



冷却水漏洩時の閉じ込め方針と影響緩和の安全設計

壁への加圧影響が最も大きなリスクである。また、トリチウムインベントリが多い燃料循環システムからの漏洩にも留意する必要がある、機器・配管を1次閉じ込め障壁、グローブボックス等を2次閉じ込め障壁、建屋を最終閉じ込め障壁とする方針である。

真空容器内外での冷却水漏洩事象時の対策として、圧力緩衝システム（蒸気を凝縮して圧力を低減）により閉じ込め領域の加圧影響を緩和する方針とした。高温高压蒸気の凝縮が閉じ込め領域の加圧影響を緩和する効果を熱流動解析コード（TRACE）により評価した。真空容器内の冷却水破断漏洩事象時に破損するプラズマ対向壁エリアは保守的な条件として全周ギロチン破断を想定した。一方、真空容器外の冷却水破断漏洩事象では、2系統ある主冷却配管が同時にギロチン破断した場合を想定した。評価の結果、冷却配管破断後に真空容器や建屋内へトリチウムを含んだ水蒸気は拡散されるが、圧力緩衝システムでの蒸気凝縮効果により事象は収束することが分かった。

燃料循環システムにおける配管破断事象時のトリチウムの漏洩影響については、非常用電源によるグローブボックス等（2次障壁）内の負圧維持及びトリチウム除去機能により事象は収束可能と分かった。

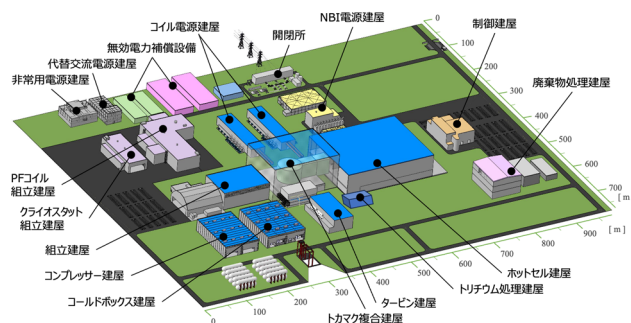
【プラントおよび建屋系】

核融合炉のプラントの特徴として以下が挙げられる。

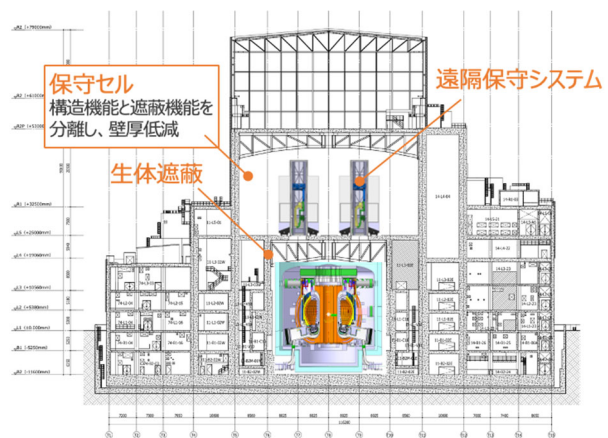
- 大型建屋を多数配置：
 - ✓ トカマク複合建屋
 - ✓ タービン建屋
 - ✓ トリチウムプラント建屋
 - ✓ 超伝導コイル電源建屋
 - ✓ 加熱電源建屋
 - ✓ ホットセル建屋
- 複数種の循環系が建屋間を接続：
 - ✓ 高温高压水（発電）
 - ✓ 液体ヘリウム（超伝導コイル）
 - ✓ トリチウム（燃料）
 - ✓ 電気系統（所内循環）
- 大型重量構造物の物流：
 - ✓ トカマク組立
 - ✓ 炉内構造物の定期交換
 - ✓ 放射化物の保管・解体・貯蔵

これらの特徴を踏まえて建屋設計とプラントレイアウトを検討した。

電源供給システムについては、大きくわけてパルス電源設備、定常電源設備、タービン発電設備に分けられる。パルス電源設備として 500kV の電力系統から受電し、2 台の受電変圧器で 66kV に降圧し、コイル電源、



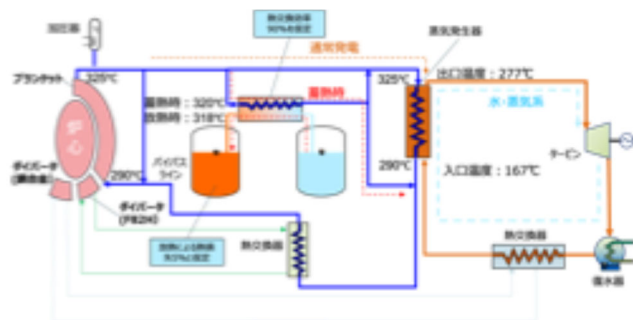
サイトレイアウト（例）



トカマク複合建屋（断面図）

加熱電源等のパルス電源設備に電力を供給する。また 66kV 母線には無効電力補償設備として STATCOM と高調波フィルタを設置する。第 1 期から第 3 期の運転のうちプラズマ電流が最大となる第 1 期の運転時に無効電力が最大となることから、第 1 期の無効電力の補償に必要な設備容量を設定した。さらに、加熱装置の ON/OFF 等での短時間での有効電力変動を抑制するため有効電力補償設備として可変速フライホイール電動発電機 (FWMG) を設置する。コイル電源システムとして、PF コイル電源および CS コイル電源については、プラズマ運転シナリオに基づくコイル電圧・電流波形に基づいて電源構成を検討している。コイル電源は、メイン電源、ブースター電源、スイッチングネットワークユニット (SNU)、高速放電回路 (FDU) から構成される。ITER では交直変換設備は開放型の設備であるが、充電部が露出しており、感電防止、埃対策、動物等の接触防止の観点では閉鎖型方式の方が望ましく、原型炉に向けて閉鎖型方式の検討も行った。

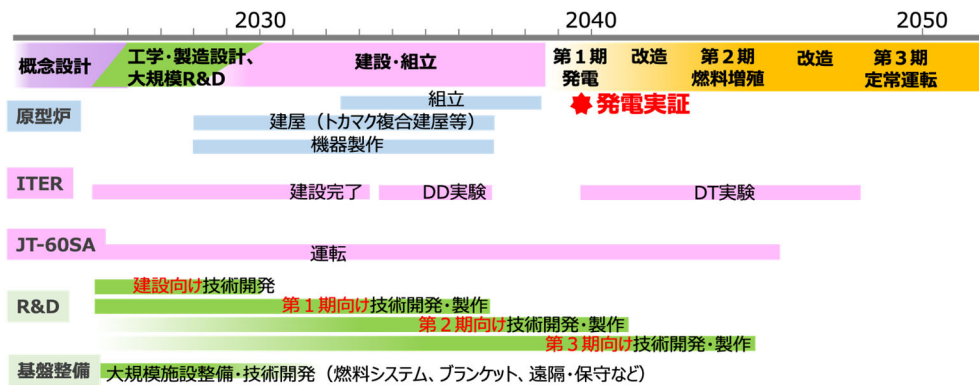
主熱輸送系のプラント設備は産業界の発電プラント技術を取り込んだ技術的実現性のあるプラント設備を基本概念としている。特に軽水炉の技術基盤を活用し、発電に利用するブランケットの一次冷却水に加圧水型原子炉と同じ 290~325℃、15.5MPa の高温高压水を利用する設計としている。第 1 期のパルス運転での発電実証では、タービンの運用方法が課題である。軽水炉でのタービン発電機はタービン昇速から定格発電まで数十時間を要する。そのため第 1 期の数分のパルス運転時間でタービン発電機を立ち上げて発電出力を上昇させることは困難である。そこで、第 1 期で発電実証をするために、蒸気発生器と並列に補助ボイラを設けてタービンに蒸気を供給することでタービンを立ち上げ、十分に定常状態になったのちにプラズマを立ち上げて熱出力を出し発電実証するシステムを検討した。また、ブランケットと蒸気発生器の間に溶融塩の蓄熱ループを設けて熱を貯めることでより安定した発電をする概念もオプションとして検討した。



蓄熱ループを用いた発電システム概念
(オプション)

【スケジュール】

2030 年代の発電実証を達成するため、Q-DEMO の建設・組立を完了し 2038 年に第 1 期の運転を開始するには、ITER と JT-60SA の建設・組立、運転の経験を最大限に活用するとともに、産業界の力を結集して原型炉の建設に取り組む必要がある。また、第 2 期及び第 3 期に向けて QST 等に整備される研究基盤施設を早期に整備・運用し、原型炉の建設と並行してムーンショット目標や産業界・大学と連携し、フュージョン機器産業、さらには商用炉に繋がる技術開発 R&D を推進する。原型炉の運転段階では、ITER とのリアルツインによって、プラズマ高性能運転を効率的に低リスクで開発することが可能となる。



Q-DEMO の建設・運転スケジュール

【建設サイト要件、建設費用】

Q-DEMO の建設サイト要件は、ITER 誘致交渉の際に検討されたものを参考に以下のように仮定する。

敷地面積：境界線で囲まれた面積が最大 100ha 程度

地質：一般建家区域では少なくとも 25t/m²、地下 25m 地点で 65t/m²

用水：200m³/日の新鮮水の供給、200m³/日の産業排水、1,000 人分の生活排水

除熱：最大 1,000MW（熱）のエネルギーを環境放出できること

電力：起動時に 425MW（暫定値）の連続的電力を送電系統から受電する能力を有すること。

輸送：最大 9m 幅、8m 高、15m 長の搬入、最大重量 600 トンの搬入

Q-DEMO の第 1 期の運転開始までの建設費用は、2001 年に実施した ITER のコスト評価をベースにしつつ、ITER 機器製作実績を考慮して評価した結果、約 2 兆円と見積もられる。今後、工学設計及び実規模技術開発の実施により建設費評価の精緻化を進める。

別添1：現状の技術成熟度の評価と個別機器のマイルストーン

	出力等	稼働率	建設コスト	超伝導コイル	ダイバータ熱負荷	加熱装置	燃料システム	ブランケット/発電システム	遠隔保守	構造材料	放射化物処理
TRL9 (商用炉)	Q=20-30 P _f =2.5-3GW P _E ~1GW	85%	1.5兆円程度を目標	(設計例) TF:16.4T, 100kA CS:13T, 50kA	高効率で保守しやすい先進ダイバータ	NBI:1.5MeV程度までの高エネルギー化		高効率で保守しやすい先進ブランケット		F82Hに代わる先進材料が使えるかどうか	リサイクル・リユースによる減容化技術の確立
TRL8 (商用炉)		70%									
TRL7 (原型炉第2, 3期)	Q=10-15 P _f =0.5-1GW P _E ~0.1GW	70%の稼働率に見通しを得る	2兆円程度(第1期まで)	第1期から変更なし	中性子負荷に耐えられる原型炉用ダイバータの開発と熱負荷を5MW/m ² 程度まで低減するプラズマ制御手法の確立(第3期運転開始10年前まで)	光中性化セルを用いたNBIの高効率化(第2期運転開始まで)	ダイレクトリサイクル方式の確立(第3期運転開始まで)	・TBR=1.05 ・中性子照射施設での増殖性能確認・ ⁶ Li濃縮(第2期運転開始10年前まで)	遠隔保守装置で第2期ブランケットに交換(第2期運転開始まで)	F82H:10dpaの核融合中性子照射データを確認(第2期運転開始まで)	・交換しない真空容器、超伝導コイルなど1.7万トン ・定期交換するブランケット、ダイバータなど1.8万トン ・合計3.5万トン(リサイクル・リユースなし)
TRL6 (原型炉第1期)	Q=10 P _f =0.5GW P _E ~0.01GW	パルス運転		ITERと同等のLTS導体で原型炉を製作するという判断	ITERと同じサイズ、同じプラズマ出力のため、ITERと同等のダイバータで運転可能	ECHのみを使用するため、ITERと同等の加熱装置で運転可能	高濃度三重水素水処理システムの実証や燃料ペレット製造技術の検証	・ITER用シールドブランケットで運転可能 ・パルス運転時でも発電できる発電システムの開発	ブランケット一括引抜方式の技術的成立性の実証	・市販のステンレス材を使用 ・F82Hも80dpaまでの原子炉照射データを取得済みであり、第1期の運転は可能	
TRL5 (ITER)	Q=10 P _f =0.4-0.5GW	パルス運転	—	TF:11.8T, 68kA 実機コイル低温試験予定(2026.4より) PF:6T, 45kA 実機コイル低温試験予定(2027.7より) CS:13.5T, 42kA	実機プロトタイプにおいて20MW/m ² 1000サイクル、10MW/m ² 5000サイクルの繰り返し試験に合格	ECH:1MW、効率50%、1000秒達成 NBI:1MV、16.5MW、3600秒(試験中)	直径3~5mmのペレットを最大500m/s、4~16Hzで入射	ITERのテストブランケットモジュールにて実環境下での機能試験	最大4.5tのブランケットモジュールを交換(2台の装置で440個交換に2年)	市販のステンレス材を使用	3万トン程度
TRL4 (JT-60/SA)	Q~1(JT-60のDD運転にてQ=1.25相当を達成済)	パルス運転	—	実機コイル動作確認 TF:5.7T, 25.7kA CS:8.9T, 20kA PF:6.2T, 20kA	15MW/m ² で10000サイクル、10MW/m ² で3000サイクル	ECH:1MW、100秒 NBI:500kV、10MW、100秒	直径2.4mmのペレットを最大500m/s、<100Hzで入射	—	JT-60SAの統合研究フェーズⅡに向けて検討中	市販のステンレス材を使用	JT-60の放射化物約5400トンを放射化物保管設備に保管
TRL3 (要素技術)	—	—	—	CSモデルコイル試験やサルタン試験に合格	銅合金管/タングステンブロック接合技術確立	直流1MV絶縁技術確立と電力回収型ジャイロトロン開発	TPLにおけるトリチウム取扱技術確立	FNSにおけるT増殖・回収実証	大重量物の高信頼搬送技術確立	F82Hの20t溶解成功	

発電実証に向けたマイルストーン：赤字（既に技術開発済み）、黄色（第1期運転開始12年前まで）、緑色（第1期運転開始10年前まで）