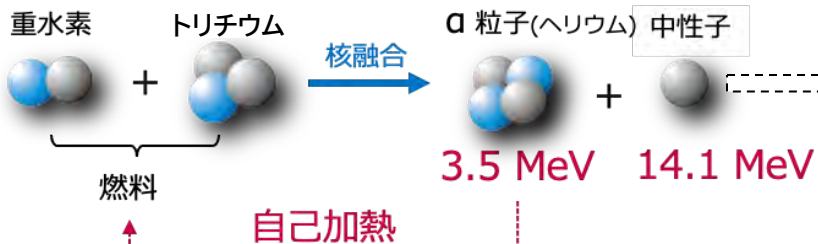


原型炉（Q-DEMO）計画について



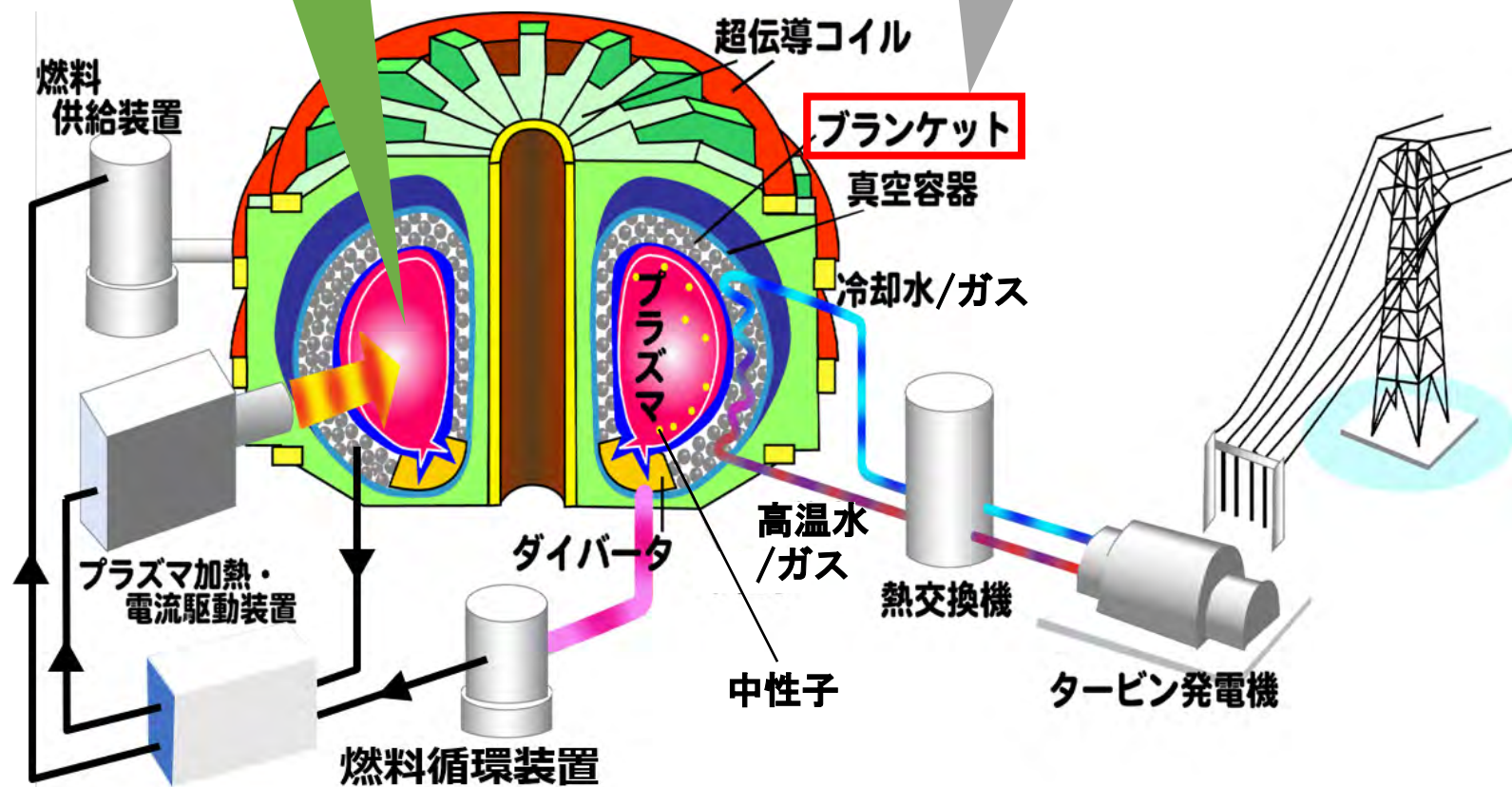
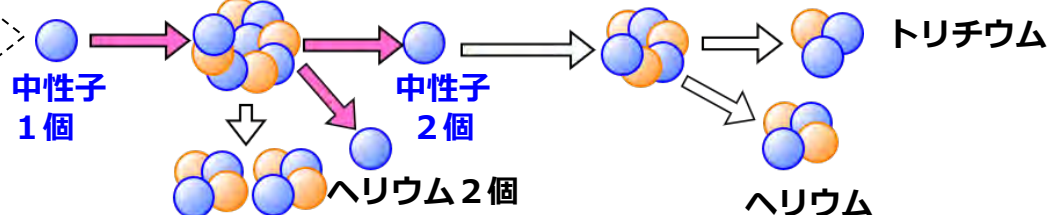
燃焼プラズマ：自己加熱が支配的



ブランケット：熱の取り出し&燃料生産

中性子増倍材
(ベリリウム)トリチウム増殖材
(リチウム-6)

燃料生産



共通基盤技術（１）

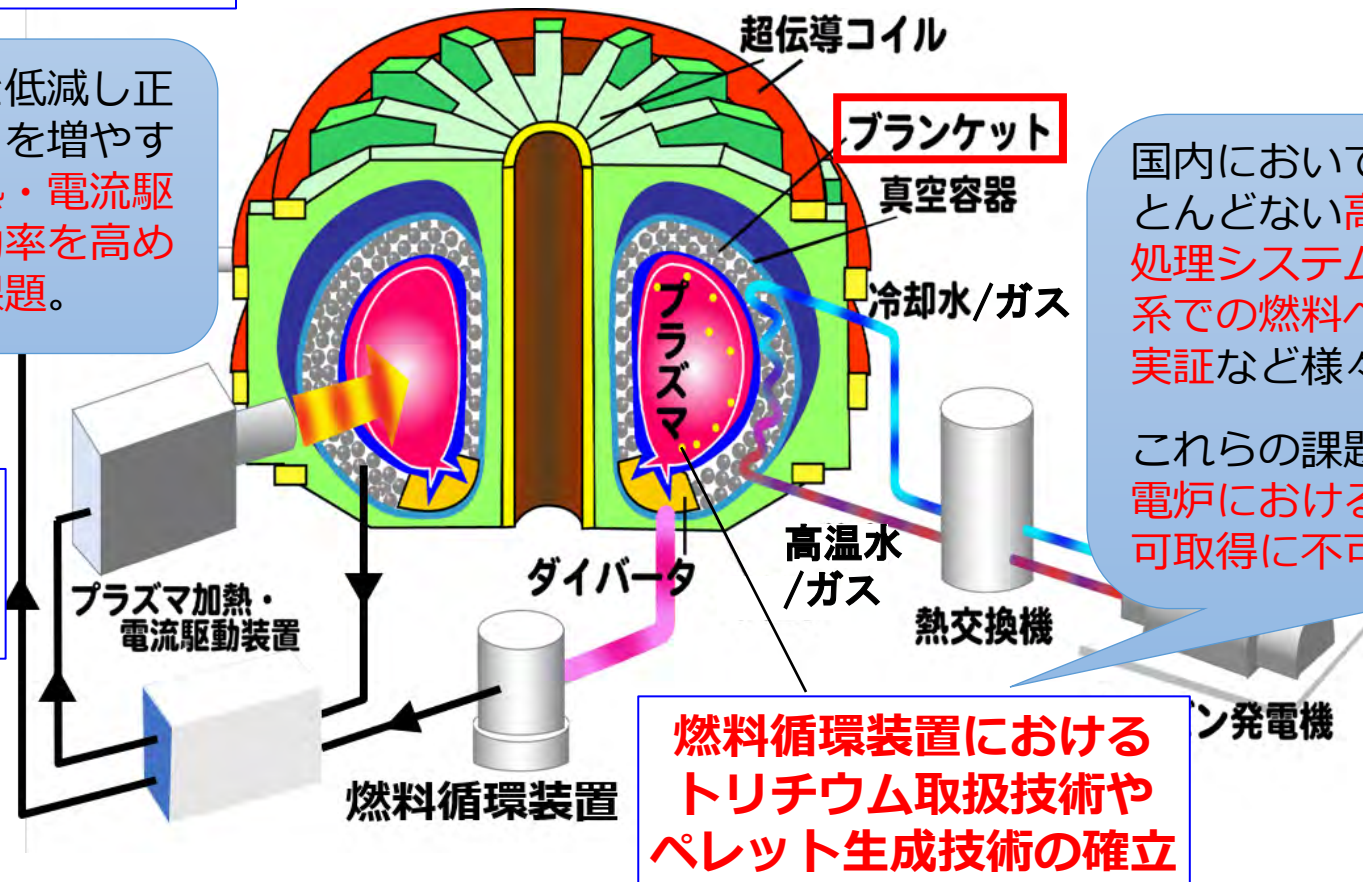
- ・ ITERは発電炉ではなく、燃焼プラズマを炉条件で達成・維持できることを初めて実証する実験炉。
- ・ ITERと商用炉には技術ギャップが残り、それを埋めるための技術開発が必要。

高圧力燃焼プラズマ 運転実証

Q=10を超える高圧力燃焼プラズマを実現し、長時間安定に維持するための制御技術の確立が課題。

所内電力を低減し正味電気出力を増やすため、加熱・電流駆動装置の効率を高めることが課題。

加熱装置の 高効率化・ 高出力化



国内においてこれまで経験がほとんどない高濃度トリチウム水処理システムの実証や燃料循環系での燃料ペレット製造技術の実証など様々な技術検証が課題。

これらの課題解決は、核融合発電炉における安全性確保と許認可取得に不可欠。

燃料循環装置におけるトリチウム取扱技術やペレット生成技術の確立

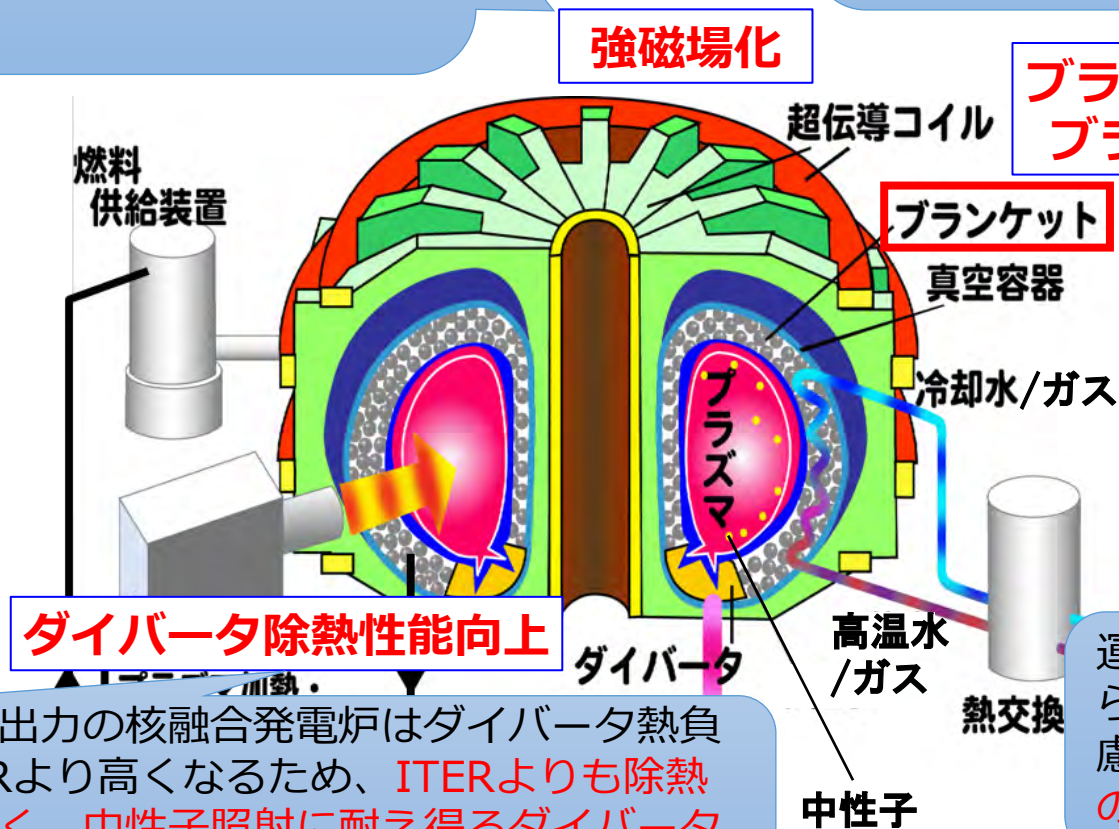
共通基盤技術（2）

超伝導導体の高性能化や構造材料の高強度化、耐放射線性絶縁材料の性能向上が課題。

小型化に向けては高温超伝導によるコイル化技術の開発が課題。

熱の取り出しと燃料増殖($TBR > 1$)の効率化が課題。
実用に供し得る稼働率を実現するため、信頼性確保と遠隔保守技術の開発が課題。

構造材料である低放射化フェライト鋼の寿命確認のため、中性子照射データの蓄積が課題。



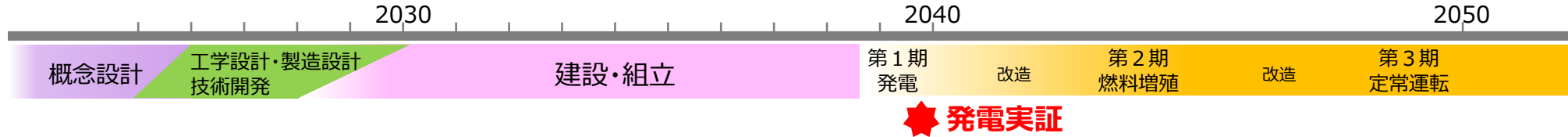
ダイバータ除熱性能向上

小型で高出力の核融合発電炉はダイバータ熱負荷がITERより高くなるため、ITERよりも除熱性能が高く、中性子照射に耐え得るダイバータの開発が課題。

ブランケットにおける燃料増殖技術と
ブランケットの遠隔保守技術の確立

発電システムの確立

運転早期で想定されるパルス運転時から、運転安定期の定常運転時までを考慮した核融合炉に適した発電システムの確立が課題。



フュージョンエネルギー・イノベーション戦略に沿って、2030年代の発電実証に向けた原型炉計画の加速案を検討

- 社会実装に向けて科学的・技術的に意義のある発電実証

自己加熱が支配的な $Q \geq 10$ の燃焼プラズマで正味電力 ≥ 0 を実証

- ITER計画/BA活動を技術基盤として着実な2030年代発電実証

超伝導コイルや真空容器など製作実績のあるITERと同等の炉心機器を採用し、設計・R&D・試作を大幅簡略化して最短で建設に着手

- 原型炉目標（発電、燃料増殖、定常運転）を段階的に達成

炉心プラズマと主要機器の性能を段階的に向上



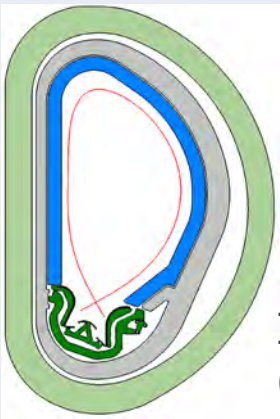
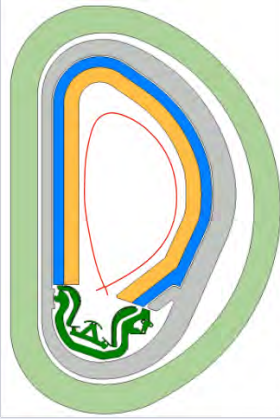
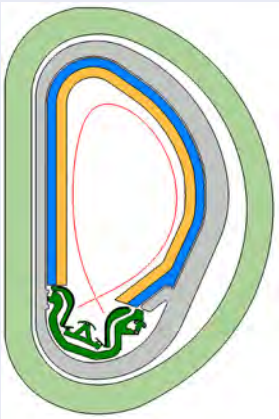
ITERで獲得できる技術と商用炉への技術ギャップを埋める共通基盤技術を統合

⇒ Q-DEMO

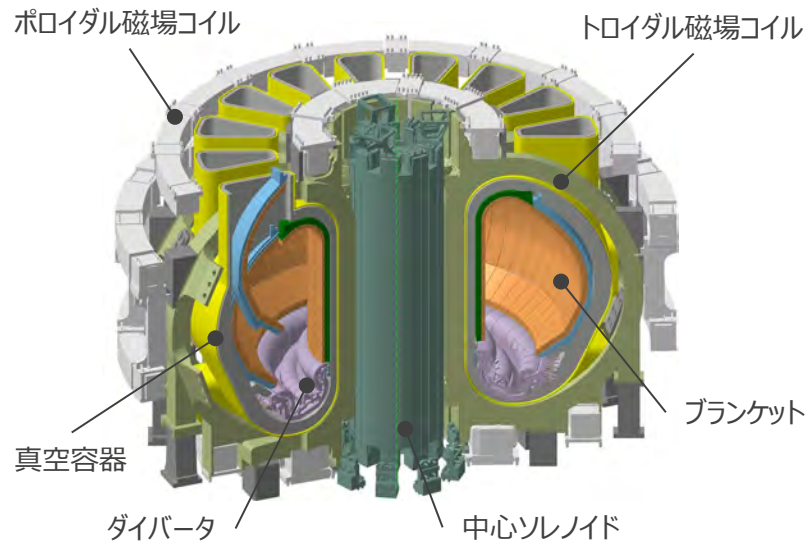
- 産学連携によるオールジャパン体制の原型炉設計合同特別チームの活動により構築した「JA DEMOの概念設計」と建設が進む「実験炉ITERの工学設計」を有機的に統合し、ITERサイズの原型炉である「Q-DEMO」の概念設計を完了

- 原型炉建設・運転に向けて開発すべき技術項目を明確化し、フュージョンテクノロジー・イノベーション拠点としての基盤整備案に反映

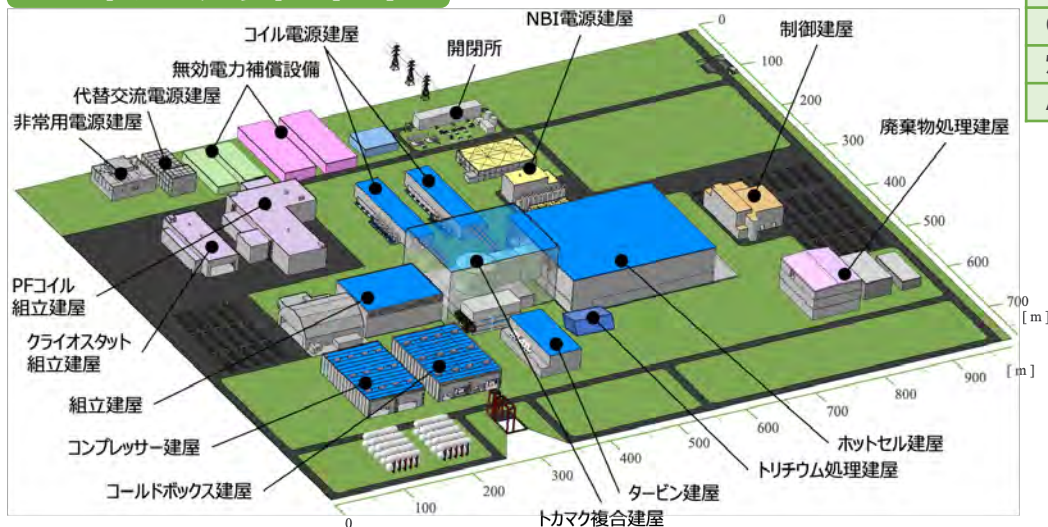
多段階の目標設定と装置仕様

	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 $\sim 200\text{MW}$ - 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 $\text{TBR}=1.05$）	- 定常運転 - 正味電力 $\sim 100\text{MW}$ - 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 ($\sim 835\text{m}^3$)	 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($\sim 570\text{m}^3$)	 増殖ブランケット (厚さ: $<0.85\text{m}$) 第 2 期よりも大きい プラズマ($\sim 715\text{m}^3$)
装 置 仕 様	発電実証: - ITERベースの運転シナリオ - 核融合出力: $\sim 500\text{MW}$ - 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: - 高圧力プラズマ運転シナリオ - 核融合出力: $\sim 500\text{MW}$ - 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: $>500\text{MW}$ (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

Q-DEMOの本体構成



サイトレイアウト (例)



Q-DEMOの主要パラメータ

主要パラメータ	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 K_{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

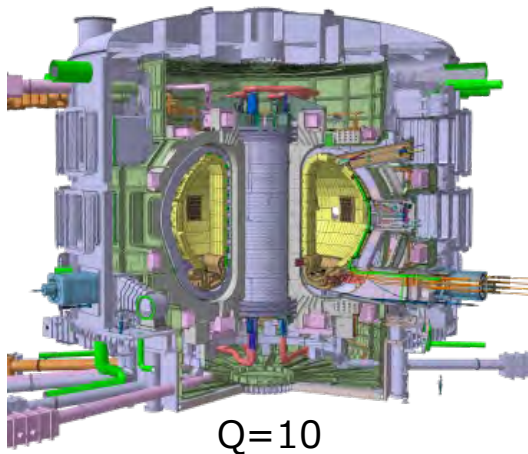
建設費 (第1期)

第1期の運転開始までの建設費用：～2兆円

- ✓ 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。
- ✓ 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。

Q-DEMOの工学設計・実規模技術開発により 社会実装に向けた技術課題解決に貢献

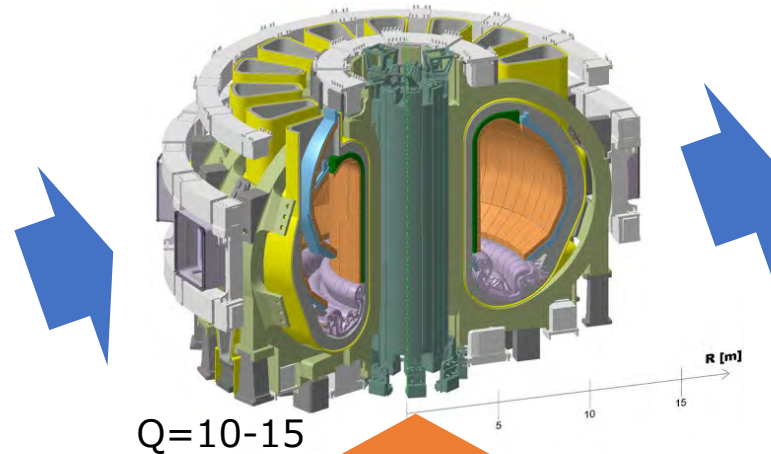
実験炉 ITER
(燃焼実証)



Q=10

BA活動
(ITERを支援・補完)

原型炉 Q-DEMO
(発電・燃料増殖、定常運転実証)



Q=10-15

原型炉建設・運転に必要な技術開発

- ✓ 燃料システム、ブランケット、遠隔・保守など
- ✓ イノベーション拠点整備・技術開発

商用炉
(社会実装)



Q=20-30

社会実装に必要な技術開発

- ✓ 小型化・高度化等の独創的な新興技術
- ✓ イノベーション拠点の活用

フュージョンエネルギー・イノベーション戦略



JT-60SA
Q~1



IFMIF/EVEDA

IFERC



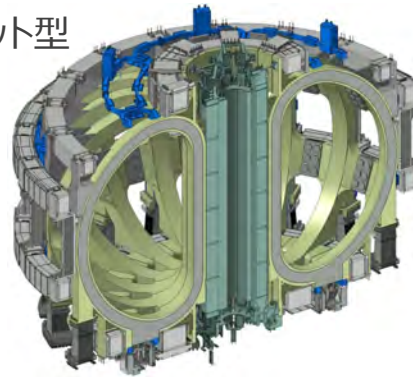
參考資料

超伝導マグネット：プラズマ閉じ込め磁場発生

ITERと同様の構成及び仕様

- TFコイル及びCS：Nb₃Sn超伝導素線
- PFコイル：NbTi超伝導素線
- 導体構造：ケーブル・イン・コンジット型

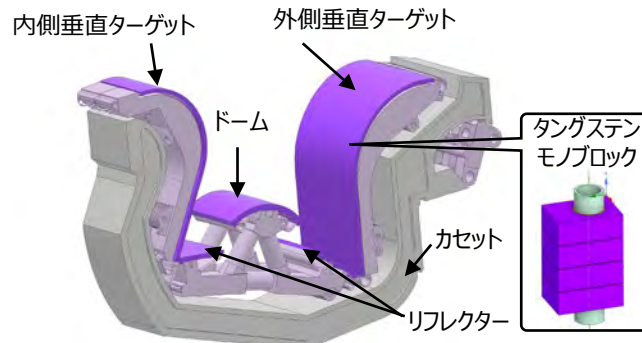
	第1期・第2期	第3期
TFコイルの数	18	
TFコイルの磁気エネルギー	~ 41 GJ	~ 50 GJ
TFコイルの最大磁場	11.8 T	~ 13.0 T
TFコイルの最大電流	68 kA	~ 75 kA
CSの最大磁場	13.0 T	
CSの定格電流	40 kA at 13 T / 45 kA at 12.7 T	
PFコイルの最大磁場	~ 6.4 T	
PFコイルの定格電流	~ 52 kA	
運転温度	4.5 K	
重量	~ 10,000 t	



ダイバータ：プラズマ熱・粒子束の排出

ITERと同様の構成及び仕様

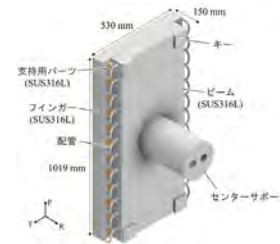
- W型ダイバータ・カセット構造(第1&2期:SUS316L, 第3期:F82H)
- タングステンモノブロック・銅合金配管冷却ユニット (第1&2期)
- タングステンモノブロック・F82H配管冷却ユニット (第3期)



ブランケット：発電用熱取り出し、トリチウム生産

発電ブランケット(第1期)

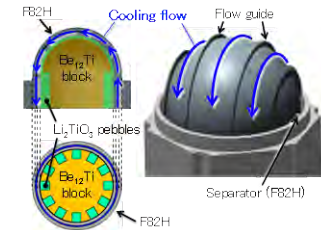
ITER遮蔽ブランケットに基づく設計 (トリチウム生産なし)



構造材	SUS316L
中性子増倍材	なし
トリチウム増殖材	なし
冷却水条件	~300℃, 15.5MPa

増殖ブランケット(第2期)

JA DEMO増殖ブランケットに基づく設計(TBR=1.05)



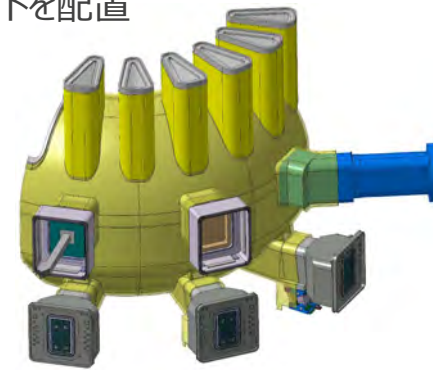
構造材	F82H(低放射化フェライト鋼)
中性子増倍材	Li ₂ TiO ₃
トリチウム増殖材	Be ₁₂ Ti
冷却水条件	~300℃, 15.5MPa

真空容器：高真空維持、トリチウム閉じ込め第一障壁

ITERと同様の構成及び仕様

- D型断面トラス形状
- 外径半径9.70 m、高さ11.34 m、幅6.47 m
- 内側と外側の隔壁と補強リブによって構成される2重壁構造
- 上部・水平・下部に大型断面ポートを配置

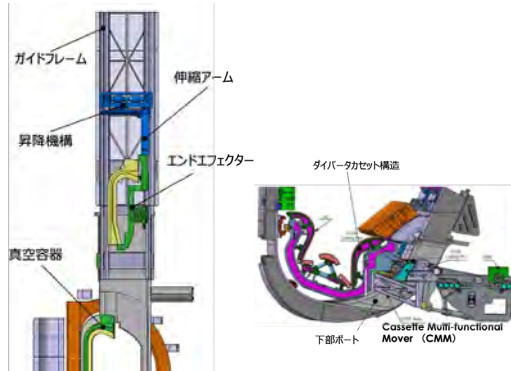
ポート配置	配置数	断面形状	内側断面サイズ (m)
上部垂直ポート	18	台形	0.38 to 1.47 (幅) x 3.2 (長さ)
水平ポート ・標準ポート ・NBポート	6 3	矩形 台形	1.78 (幅) x 2.2 (高さ) 0.4 (幅) x 0.438 (高さ)
下部ポート	18	台形	0.728 to 1.39 (幅) x 2.175 (高さ)



遠隔保守・建屋

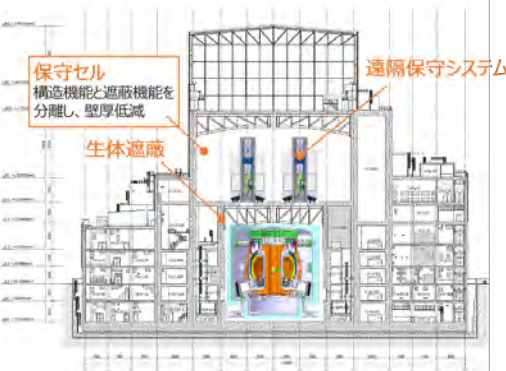
遠隔保守

ブランケット保守：垂直引き抜き方式
ダイバータ保守：ITER方式を踏襲



トカマク複合建屋

炉心周り配置をベースに階高の設定
冷却配管ルート、保守動線の設定



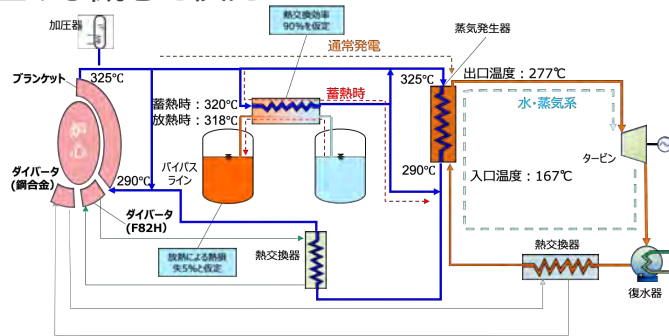
発電システム

加圧水型軽水炉の主熱輸送系・発電システムを適用

- 冷却水：入口 290℃、出口 325℃、圧力 15.5MPa

パルス運転での発電実証

- 補助ボイラーや蓄熱システム(溶融塩)を用いて蒸気タービンを立ち上げる概念を検討

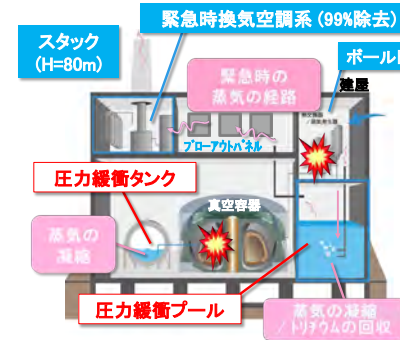


安全性、放射化物管理

安全設計

冷却水漏洩事象時の対策として、
圧力緩衝システムにより影響を緩和

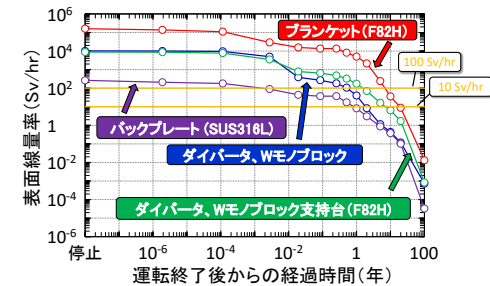
- トリチウムインベントリは最大4.4kg
(うち放散性トリチウムは最大2.3kg)



放射化物管理

線量率と崩壊熱の経時変化に基づき
管理シナリオを構築

- 廃止措置時まで発生する全金属放射化物は3.4万トン程度



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

燃料循環システム

ITER燃料システムをベースにメイン燃料ループ、サブ燃料ループ、
ブランケットトリチウム回収ループで構成

- 排気された未燃焼の燃料ガスを同位体分離せずに、直接真空容器へ再供給(ダイレクトリサイクル)することでインベントリの低減を目指す

