

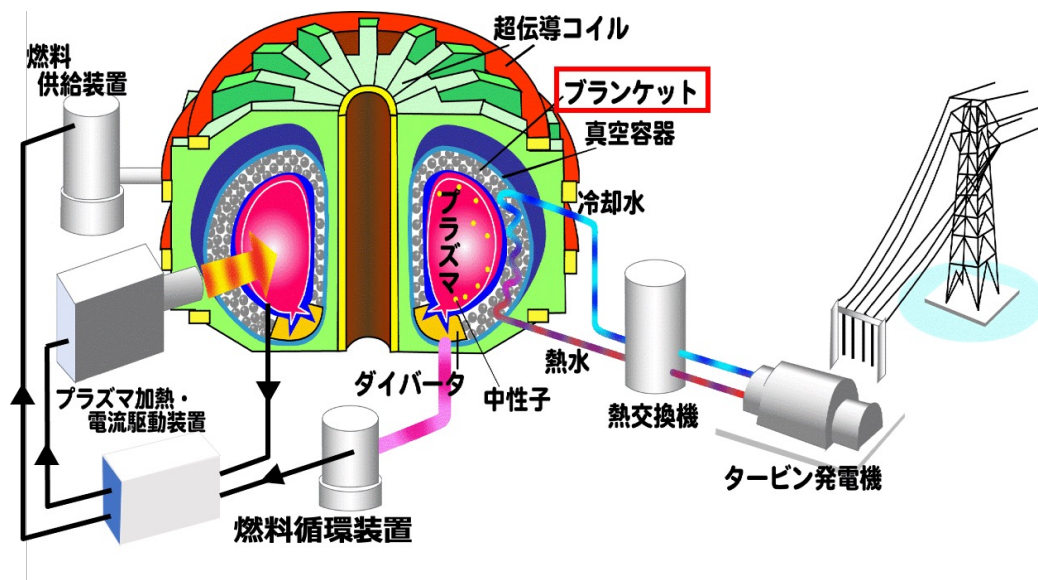
核融合分野に貢献する加速器の仕様と実現可能性ワークショップ
(ムーンショット目標10奥野プロジェクトキックオフワークショップ)
2025年4月17日、JST東京本部別館 (K's五番街) 1階ホール

核融合炉用のNBI及び燃料トリチウム調達 からの要望

量子科学技術研究開発機構
六ヶ所フュージョンエネルギー研究所
核融合炉システム研究グループ

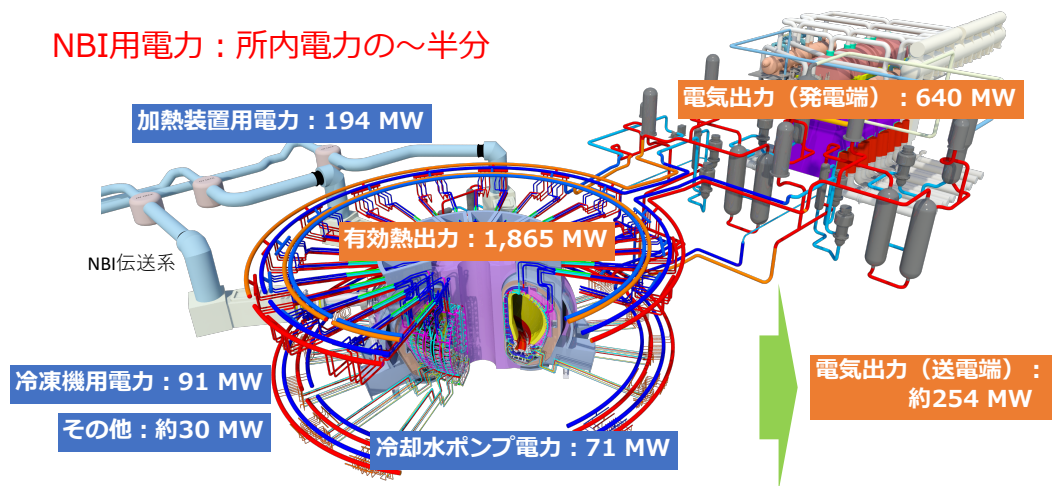
坂 本 宜 照

核融合炉：運転に必要な電力と燃料を自ら生産するシステム²

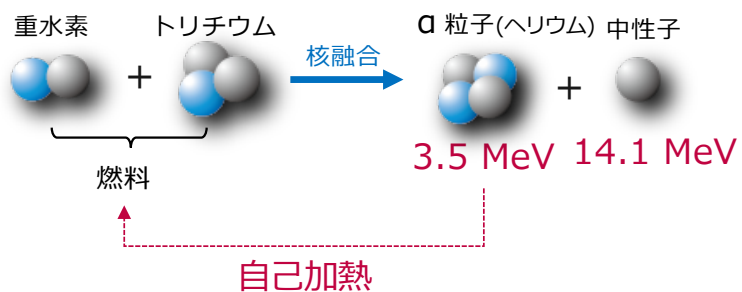


正味電気出力 $P_{\text{net}} = P_{\text{gross}} - P_{\text{BoP}} = 640\text{MW} - 386\text{MW} = 254\text{MW}$

NBI用電力：所内電力の～半分

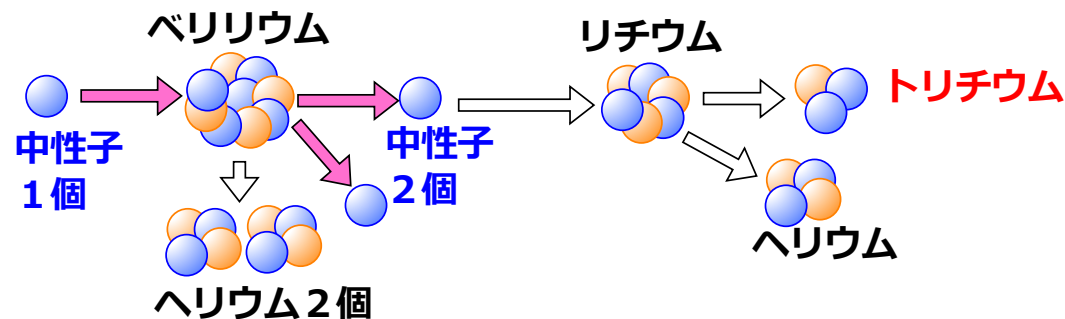


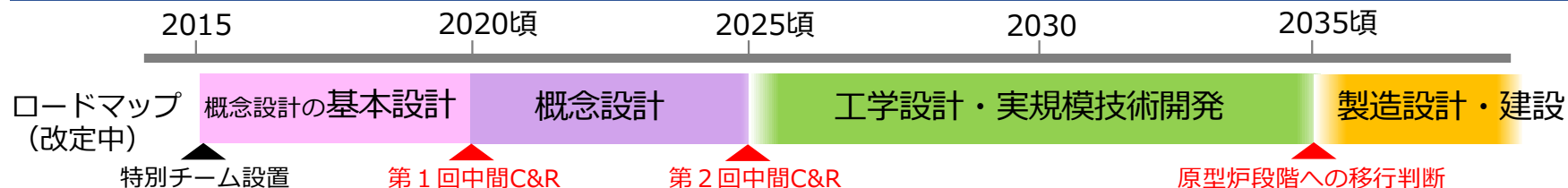
燃焼プラズマ



トリチウム生産

$P_{\text{fus}} = 1.5\text{GW}$: 83.6kg/year





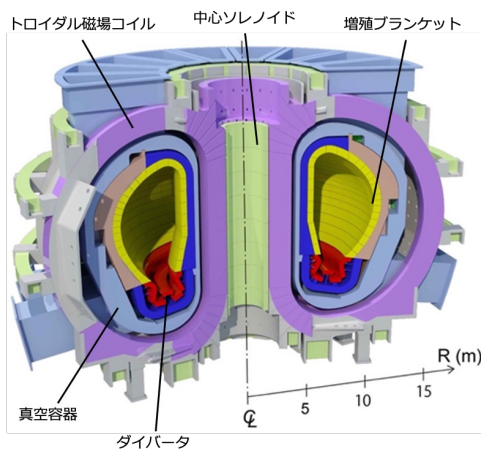
設計方針：技術的に見通しうる原型炉概念

- 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

核融合科学技術委員会の提示した原型炉の目標

- 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
三重水素増殖比：1.05

概念の特徴

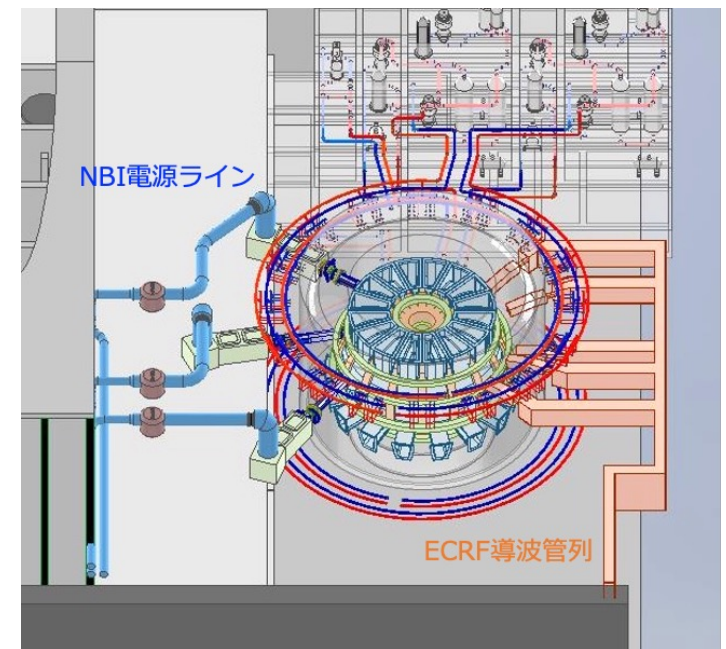
- 誘導電流駆動による I_p 立ち上げ： $R_p=8.5m$
- ダイバータ熱負荷低減： $P_{fus}=1.5GW$
- 運転柔軟性：定常運転 & パルス運転
 - ✓ 高密度・非接触プラズマとの整合性の観点から、定格の I_p でパルス運転
→ 十分なCS磁束を確保
 - ✓ プラズマ性能要求を緩和（ベータ値、閉じ込め改善度）したパルス運転
→ 初期の調整運転
→ 早期の発電実証

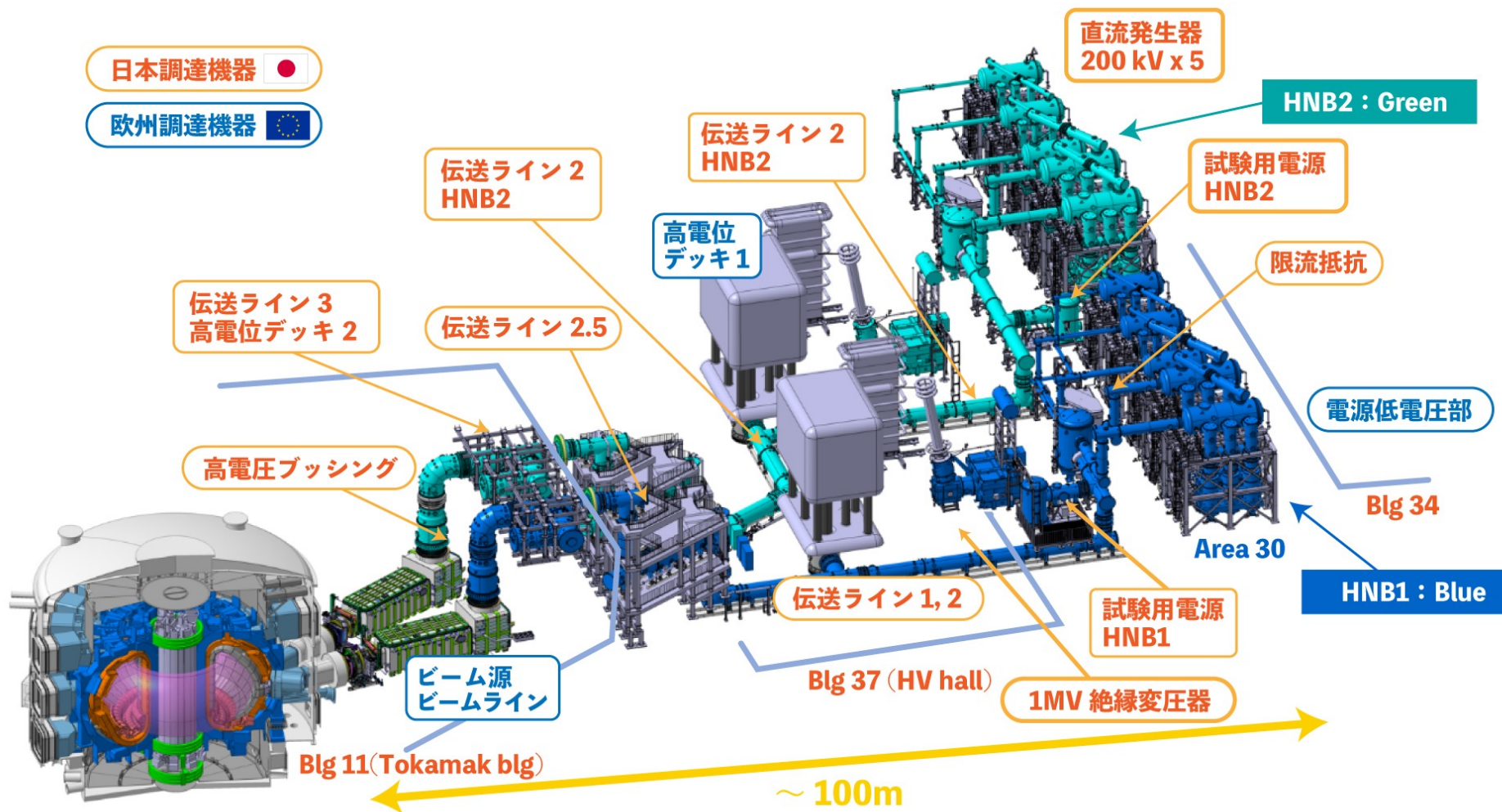
	パラメータ	定常	パルス
Size & Configuration	R_p (m) / a_p (m)	8.5 / 2.42	
	A	3.5	
	k_{95}	1.65	
	q_{95}	4.1	
	I_p (MA)	12.3	
	B_T (T)	5.94	
Absolute Performance	P_{fus} (GW)	~1.5	~1.0
	P_{gross} (GWe)	~0.5	~0.3
	Q	17.5	13
	P_{ADD} (MW)	~83.7	
Normalized Performance	n_e ($10^{19}m^{-3}$)	6.6	
	HH _{98y2}	1.31	1.13
	β_N	3.4	2.6
	f_{BS}	0.61	0.46
	f_{CD}	0.39	0.32
	n_e/n_{GW}	1.2	

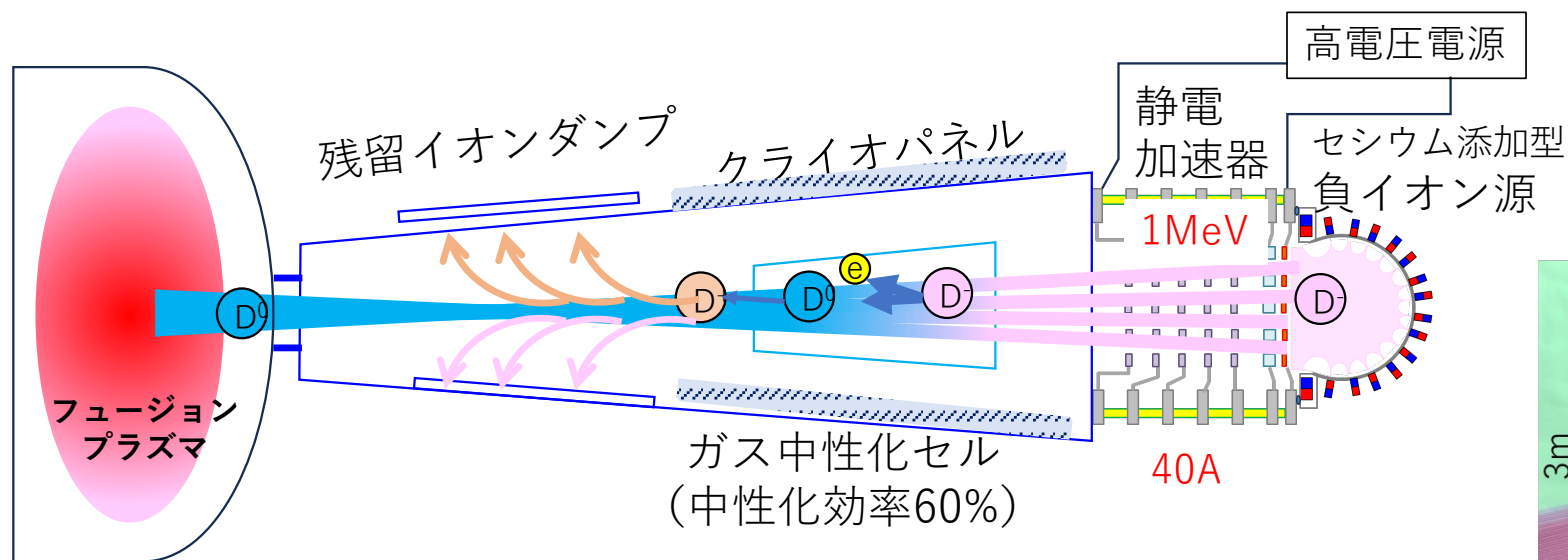
核融合炉用のNBI

JA DEMOの加熱・電流駆動システム

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

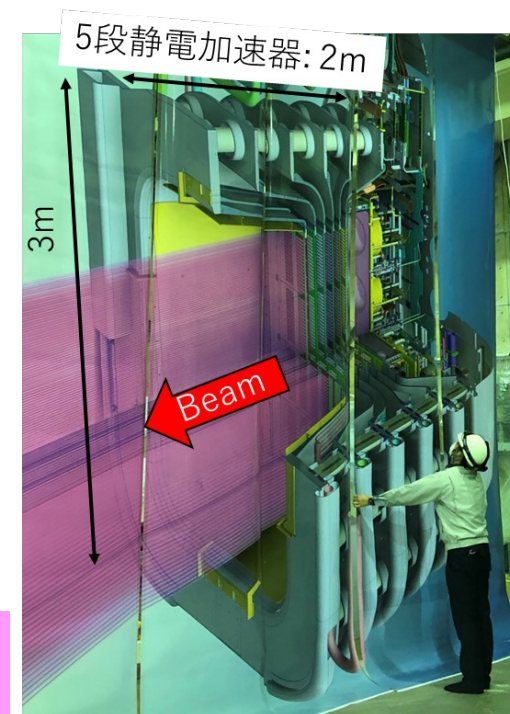






システム効率：26%

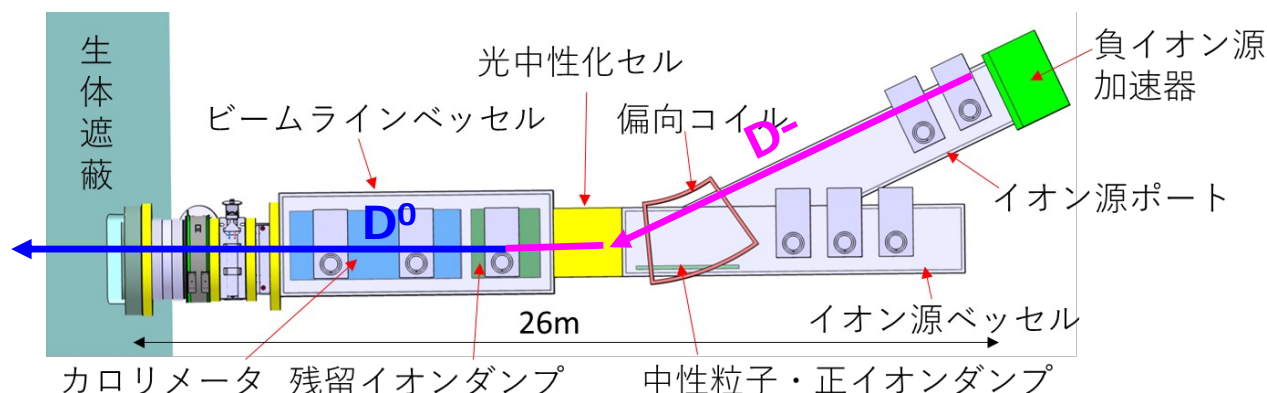
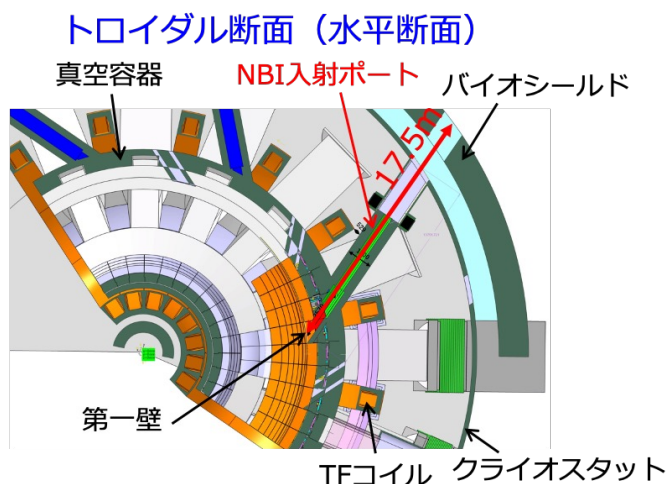
ペンシルビームが
1280本



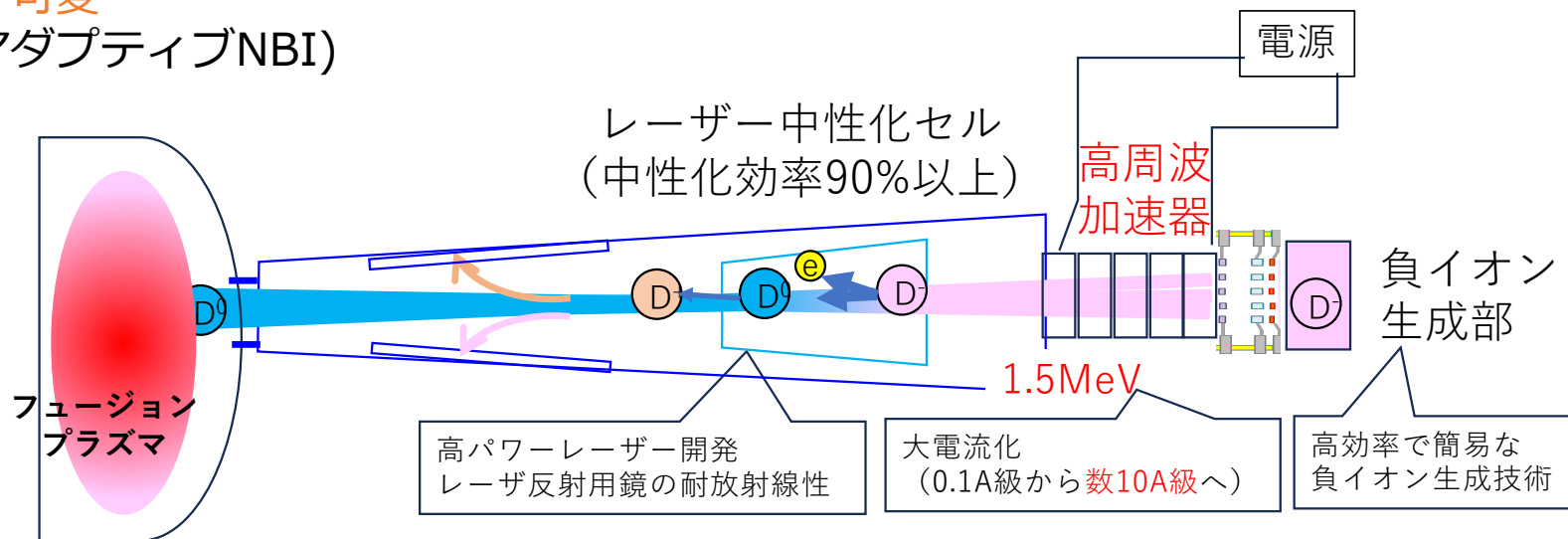
ITERの加速器 (40A)

- ビームエネルギー：1.5MeV (ITER: 1.0MeV)
- ビームパワー：33MW/port (ITER: 16.5MW)
- 重水素負イオン電流：28A (ITER:40A)
- RF負イオン源 (ITERと同じ)
- 8段静電加速 (ITER：5段)
- 光中性化セル
- 磁場コイルで負イオンビーム偏向

各種効率・損失	目標
加速器内での中性化損失	< 20%
加速器出口～偏向コイル間での中性化損失 (低ガス圧)	< 10%
中性化効率 (光中性化セル)	> 95%
幾何学的損失 (低発散ビーム)	< 5%
再電離損失 (低ガス圧)	< 3%
電源効率	> 85%
システム効率	50%以上



- ITER用NBI (1MeV, 40A, 1hr) 開発により原型炉用NBI技術基盤を確立
 - 定常高出力NBI運転に見通し
- 原型炉用NBI に向けては、
 - ✓ 高効率化：光中性化セル、ビーム加速効率の向上（イオン源低ガス圧化、ビーム収束化などによるビーム損失低減）
 - ✓ 高信頼化：セシウムフリー大電流負イオン生成技術
- 商用炉用NBIに向けては、
 - ✓ NBIシステムの小型化
 - ✓ ビームエネルギー可変
 - ✓ 入射位置可変（アダプティブNBI）



核融合炉用の燃料トリチウム調達

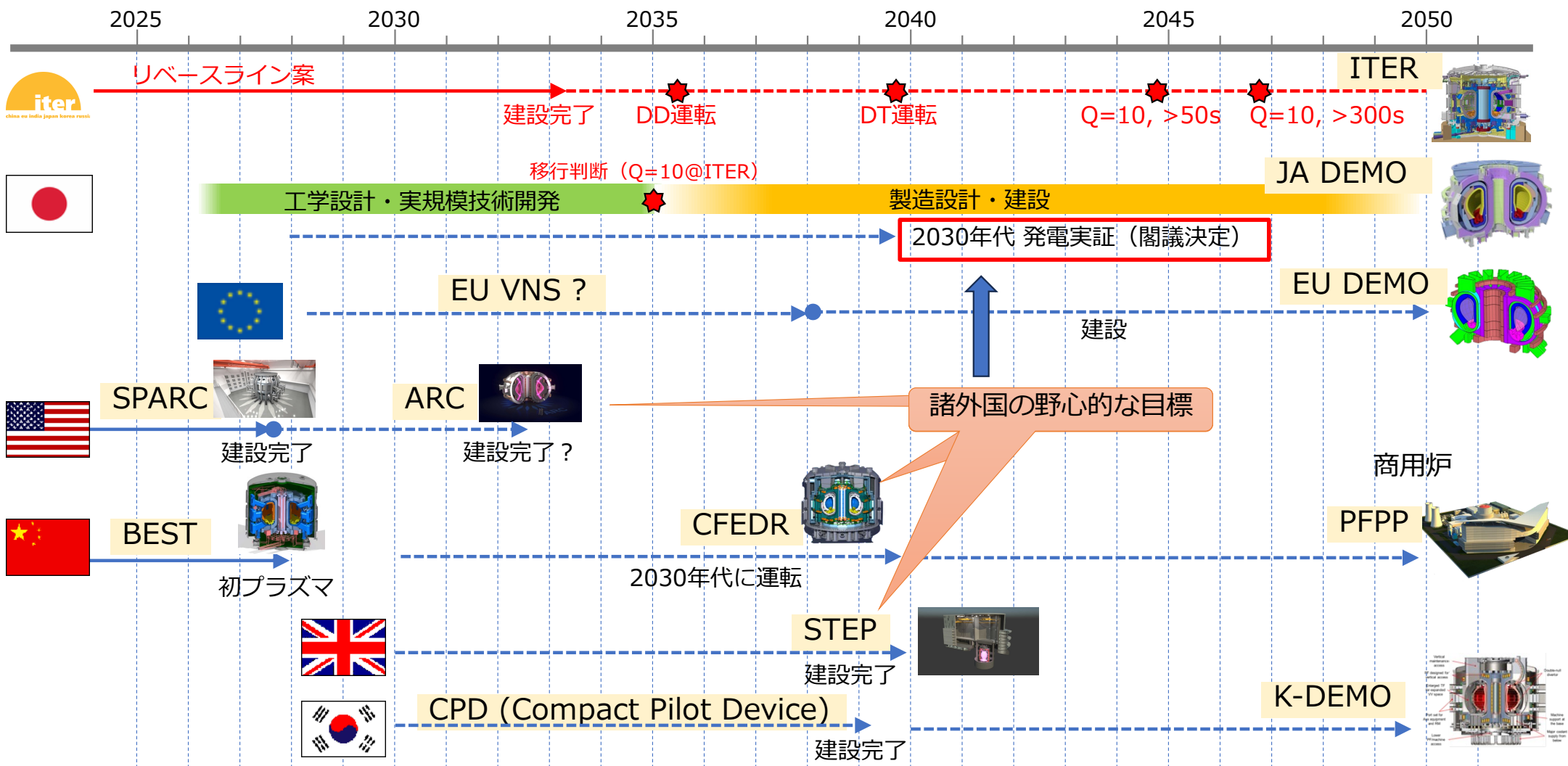
Half life of tritium: 12.32 years

Tritium decay rate: 5.47%/year

トリチウム消費

$P_{\text{fus}} = 1.5\text{GW}$: 83.6kg/year (229g/day, 9.54g/hour)

- 1.5 GW熱出力のDT核融合炉では、1日あたり229gのトリチウムを核燃焼させる必要がある。**燃焼トリチウム分は、増殖ブランケットで生産する（トリチウム増殖比TBR=1）。**
- TBRを1よりも十分大きくすることは困難なため、**炉内構造材料中や燃料システム中に滞留するトリチウム分は初期運転開始時に保有しておく必要がある。**
- これまで、カナダを中心とした重水減速重水冷却(CANDU)炉でトリチウムが製造されているが、1GWの電気出力に対し1年間に0.17~0.23kg程度。
- 過去50年にCANDU 炉で蓄えられたトリチウム(~30kg)の多くはITERでの使用(~18kg)や自然崩壊によって失われる。一方で、世界各国の2030年代に発電実証する原型炉計画に加えて、数多くの核融合スタートアップがDT装置建設を目指している。
- **トリチウム調達が核融合導入制約になりうる。。。**

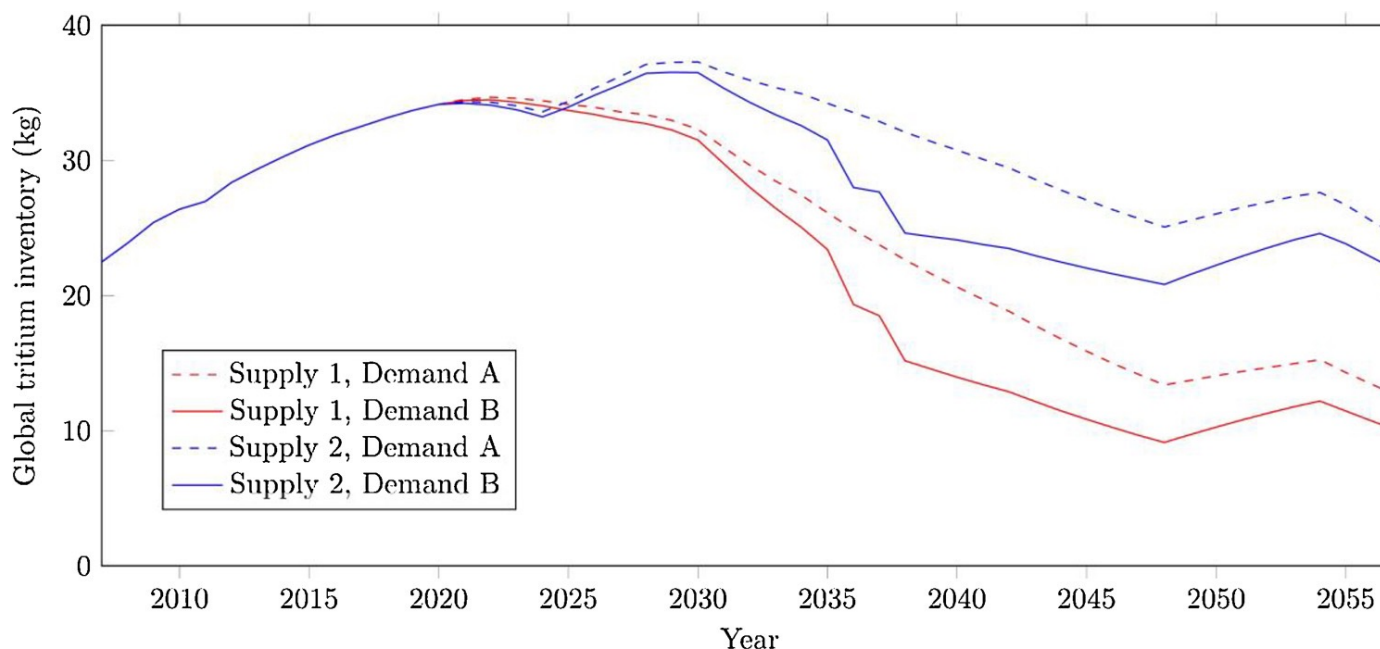


Supply scenario 1 : カナダのダーリントンTRFの寿命中（2055）の生産、2032年までの韓国生産（韓国CANDU原子炉は2030年までに運転を停止）。

Supply scenario 2 : カナダのダーリントンTRFの寿命中（2055）の生産、韓国での生産はモデル期間の終わりまで、ルーマニアの生産は2024年から。

Demand scenario A : 2035年から完全なDT運転のITER需要のみ（ただし、2027年からトリチウムシステムの試運転用のトリチウムの需要もあり）。

Demand scenario B : 需要シナリオAと同じITER需要に加えて、民間セクターの新興核融合プロジェクトからの需要、および政府の核融合プロジェクトからの需要。

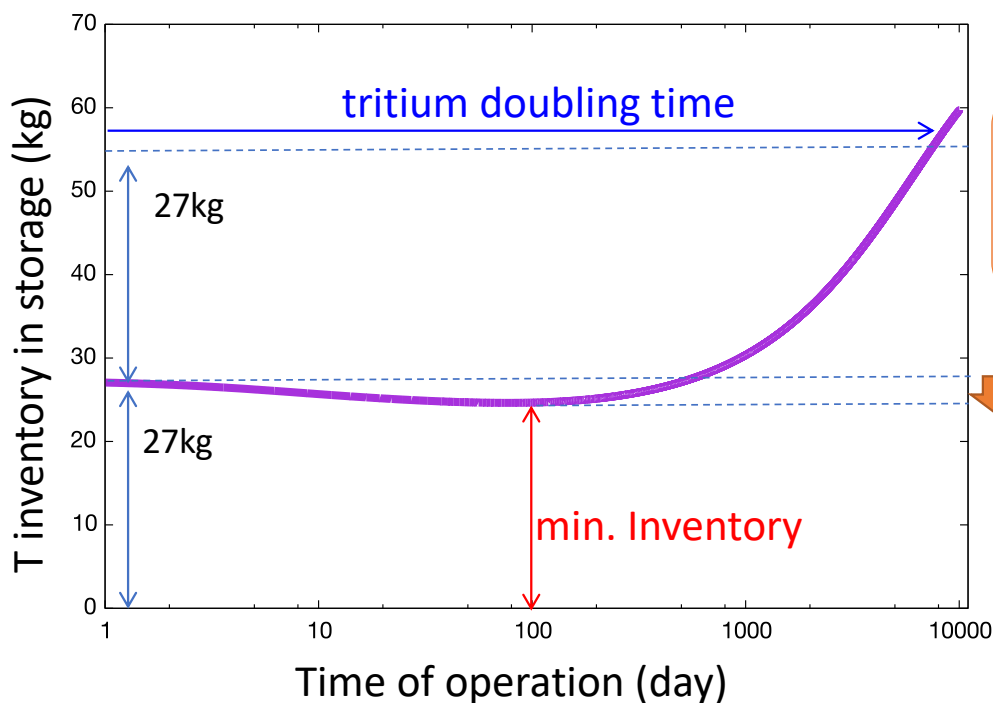


トリチウム調達が
核融合導入制約に
なりうる。。。

producing approximately 130 g tritium per year for a typical CANDU reactor

ITER is a research device and its operation will depend entirely on an external tritium supply of roughly 18 kg over the course of its operation

- 運転開始からのトリチウムインベントリーの時間発展
 - 入力値：核融合出力（1.5GW）、初期トリチウム装荷量（27kg）、TBR（1.06）
- 各サブシステム毎のトリチウムインベントリを評価
- トリチウム貯蔵量の最小量とその時間、初期装荷量の倍増する時間等がわかる



- ブランケットからの回収時間遅れ
- 炉内でのデットインベントリ

トリチウム
最大減少量（～3kg）

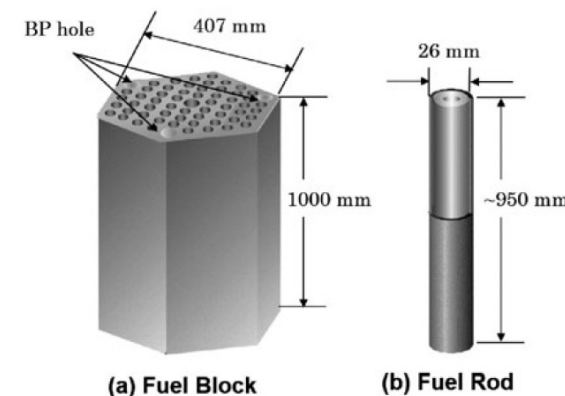
最低限必要な
初期装荷トリチウム量 : 数100g～kgオーダー

表1 各サブシステムの処理に関わる時定数

サブシステム		時定数
1: 炉心	t_1	1.5sec
2: 排気・排ガス処理システム	t_2	20min.
3: 同位体分離システム	t_3	60min.
5: 燃料入射システム	t_5	20min.
6: ブランケット T 回収システム	t_6	5days

高温ガス炉を用いたトリチウムの製造

高温ガス炉の概念設計商用炉GTHTR300（電気出力300 MW）
1基を導入した場合、最大性能として年間500～800 g程のトリチウム製造が見込まれている（CANDU炉の10倍の効率）。

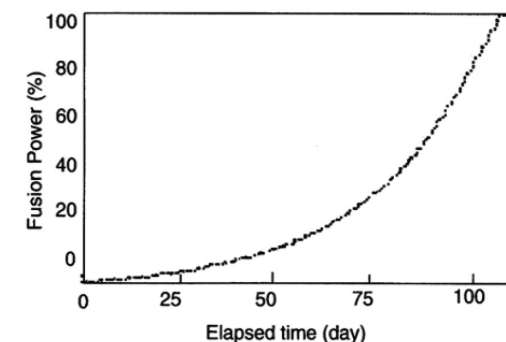


松浦秀明、プラズマ・核融合学会誌、93（2017）457-464.

DD核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオ



トリチウムの密度を徐々に増加させて定格運転まで到達させる。
これまでの検討では、60日～100日程度で定格運転に到達することが見込まれている。



S. Konishi, et al., Journal of plasma and fusion research
76, 1309-1312, 2000.

- トリチウムの確保は海外からの購入を基本とする。但し、原型炉は各国で建設することを想定しており、我が国がどの程度の価格でどの程度のトリチウムを確保できるかは、今後の国際情勢・供給国との交渉による。
- DD核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオに関しては、ブランケットからのトリチウム回収の時定数、トリチウムリテンション等による損失(回収できなくなる事又は不活性化)といった不確定性があるとともに、定格出力までの期間(約100日)は、プラズマを定常放電させるため外部電力を用いた加熱・電流駆動パワー(仮に100 MWのNBI電流駆動パワー(ビーム変換効率50%と仮定)が必要とすると、100日間の電気代は100億円のオーダー)が必要になる。
- 一方、例えば100 gの初期装荷トリチウムがあると、定格出力まで到達する期間が短縮されるという評価結果がある。この結果によると、高温ガス炉によるトリチウム製造とDD核融合反応を用いた核融合炉起動シナリオをうまく活用することで、原型炉では費用対効果に優れた核融合炉起動方法を効果的に検討できると考えられる。