

第19回 若手科学者によるプラズマ研究会

オールジャパン体制による 核融合原型炉設計

3月14日(月) JAEA 那珂研

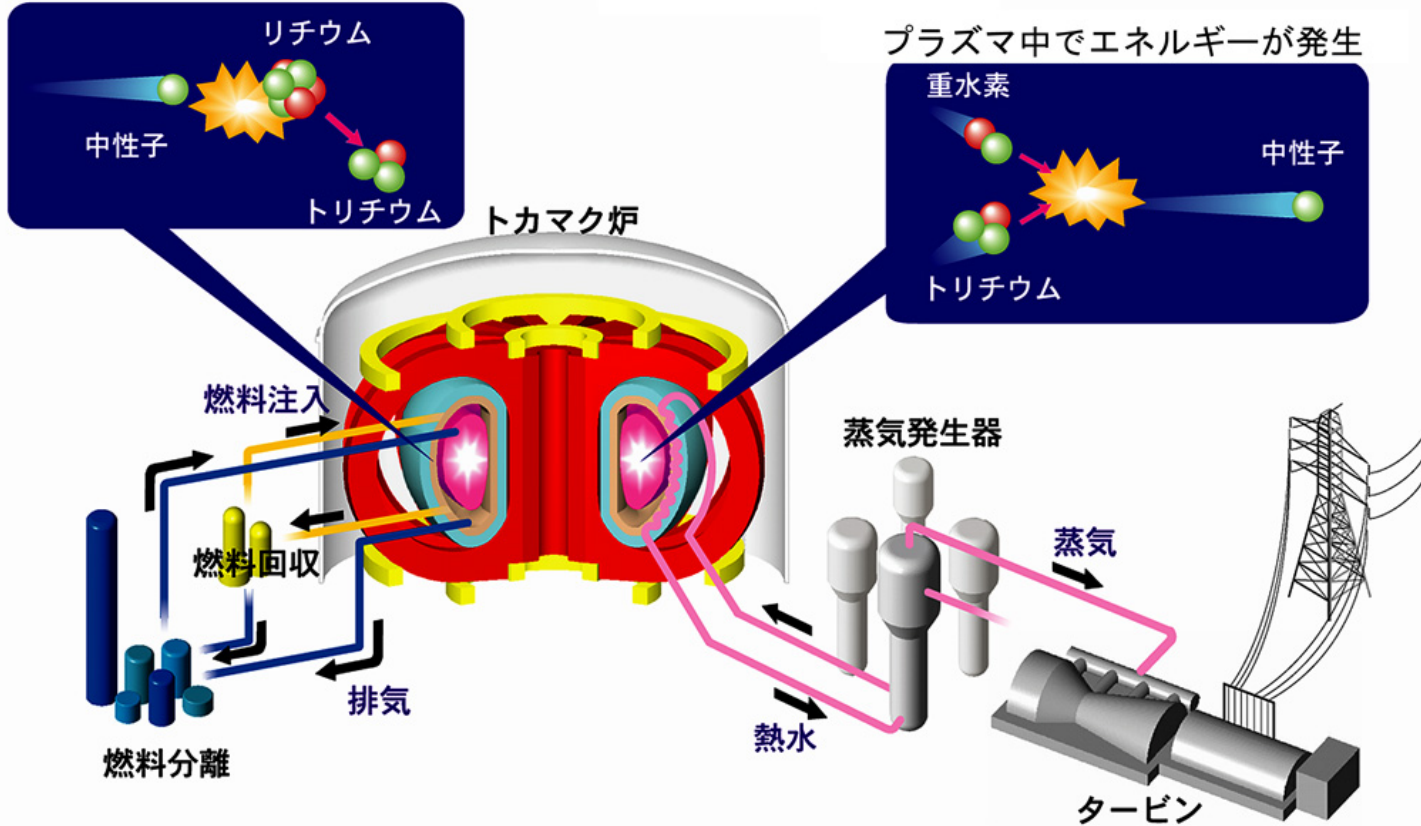
JAEA、原型炉設計合同特別チーム
日渡 良爾、染谷 洋二

1. 原型炉とは？
2. 何故，今，原型炉なのか？
3. 原型炉設計合同特別チームの設立
4. 現在検討中の原型炉概念概要と技術課題
5. 原型炉開発の今後の課題

1. 原型炉とは

核融合発電の仕組み

ブランケットでエネルギーを熱に変換
燃料のトリチウムも生産





国際熱核融合実験炉計画 (ITER計画)

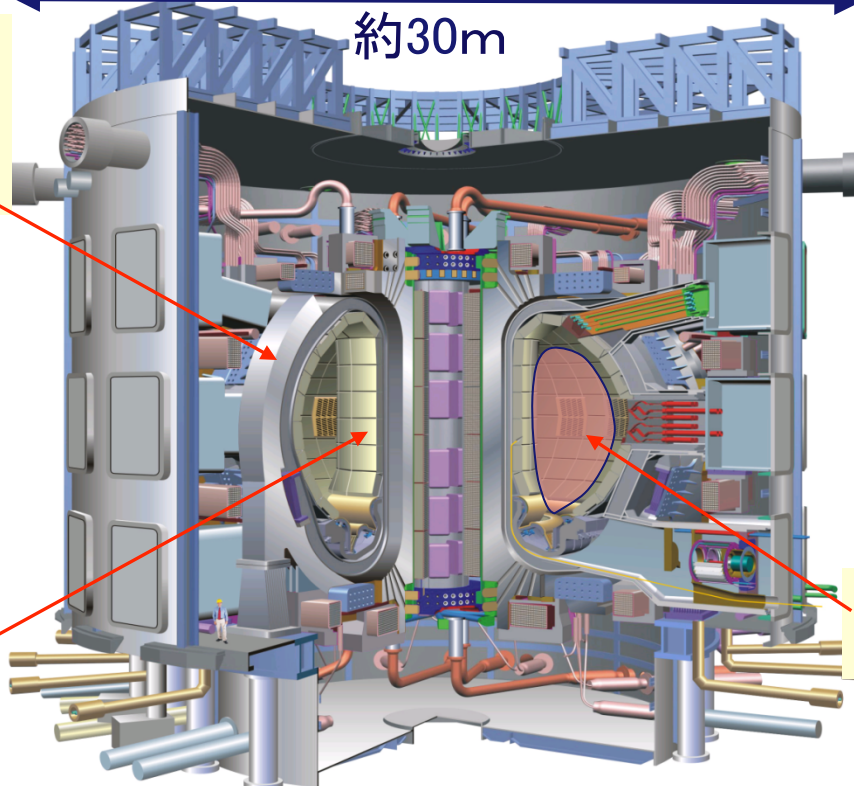
Joint Special Design Team for Fusion DEMO

- ◆ 核融合燃焼の実証：核融合による長時間燃焼(熱出力50万kW)を実証
- ◆ 炉工学技術の実証：核融合による燃焼に必要な工学技術を実証
- ◆ エネルギー取り出し試験：核融合反応で得られたエネルギーから熱を取り出す試験と燃料であるトリチウムを取り出す試験



約30m

トロイダル磁場コイル
高温のプラズマを閉じ込めるための磁場を発生する超伝導コイル



ブランケット
核融合で発生する中性子を遮蔽し、熱を取り出す機器

炉心プラズマ
核融合反応を発生させる領域

図. ITER装置断面



開発ステップの中での原型炉の位置付け

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

核融合発電炉の開発路線

Economic Break-even条件

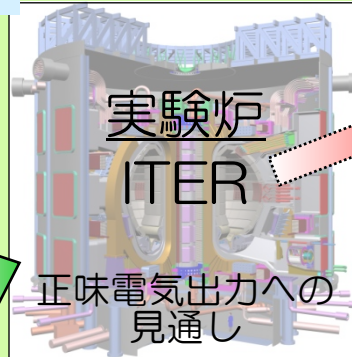
発電コスト ≤ 他のエネルギーコスト

Electric Break-even条件

総発電量 ≥ 所内電力消費

Break-even条件
核融合出力 ≥ 加熱パワー
(達成済み)

臨界プラズマ試験装置
JT-60U等
核燃焼プラズマへの見通し



原型炉
2030年代
改造を含め1台の
中核装置

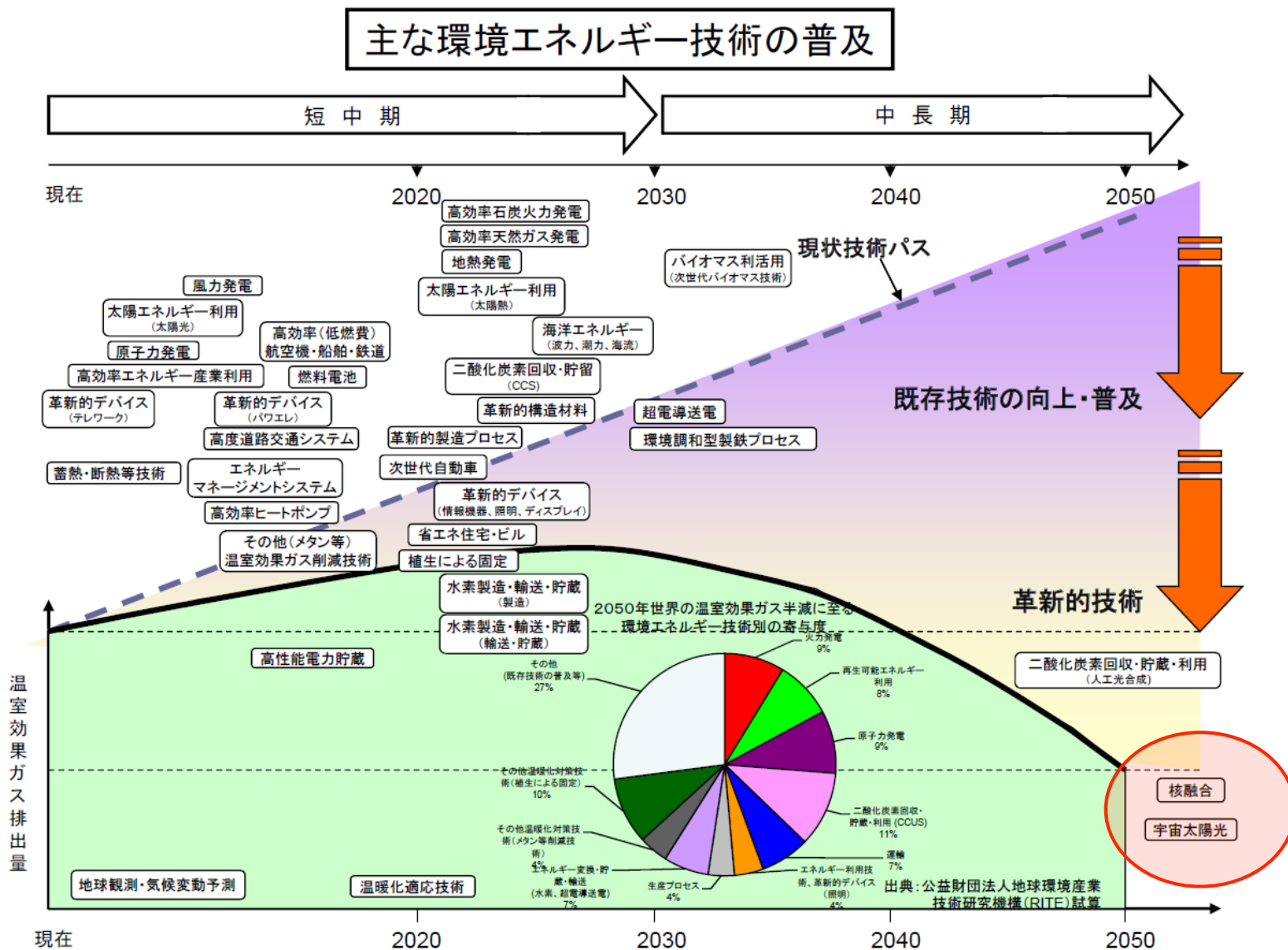
実用炉
2050年代
市場への導入

原型炉では両方の条件を達成する必要がある

原型炉概念構築 = 核融合開発戦略

2. 何故, 今, 原型炉なのか

CO₂削減に向けた環境技術戦略

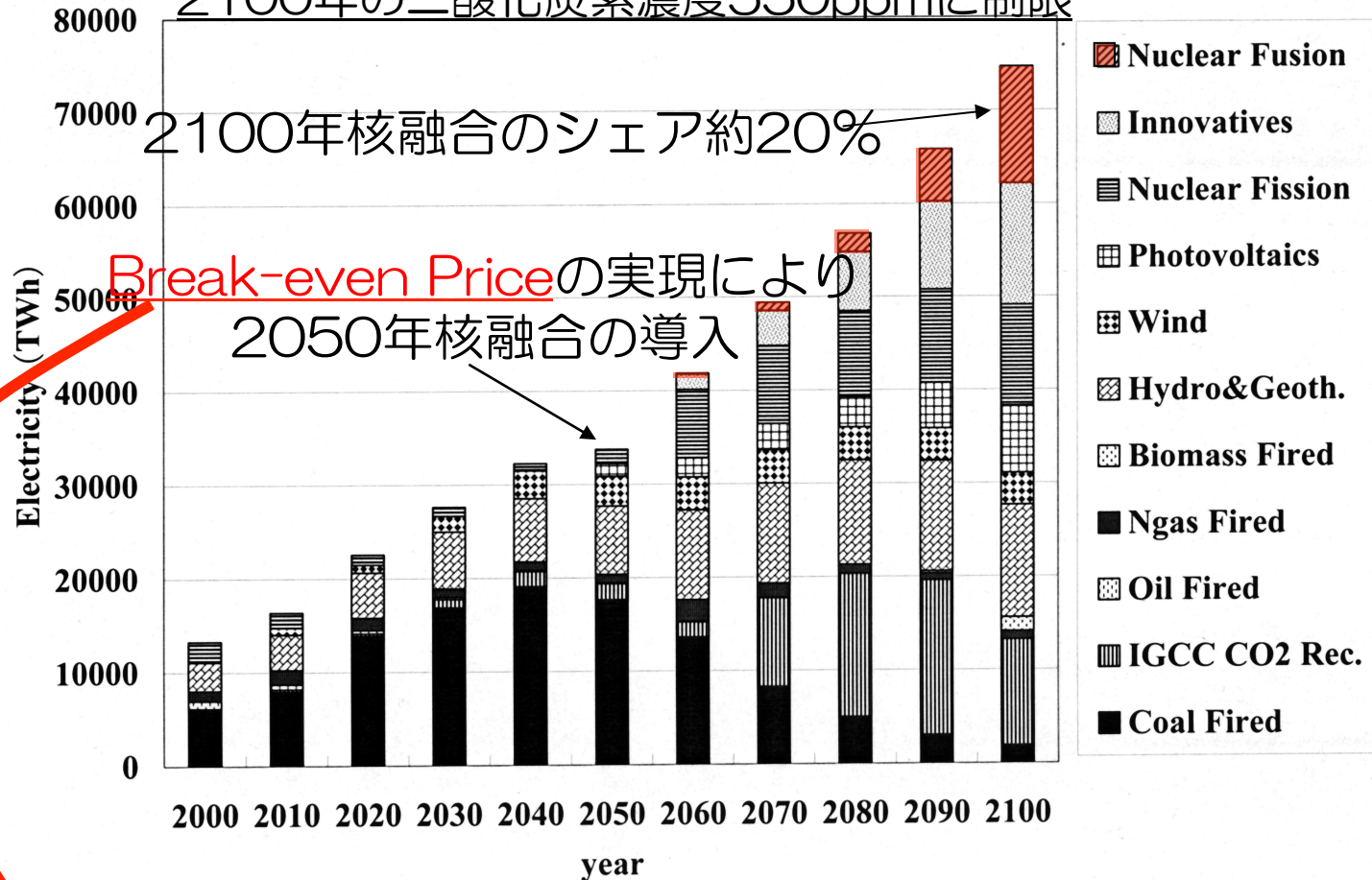




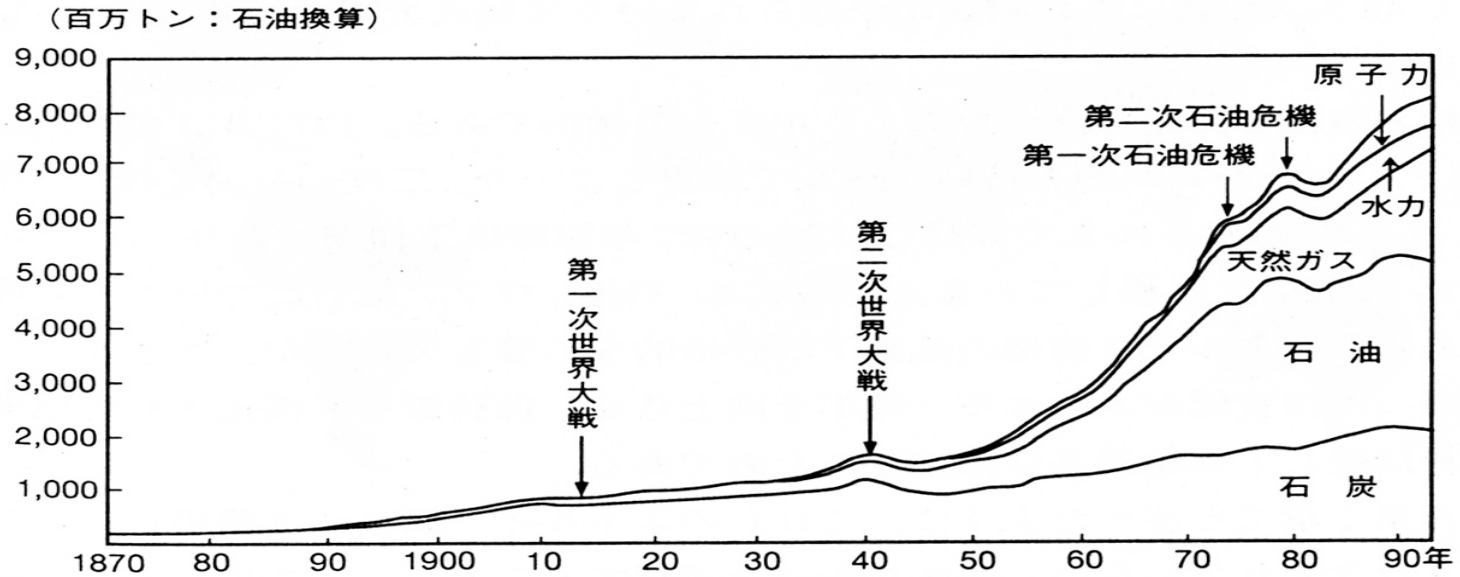
核融合がエネルギーシナリオに入る条件

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

核融合へのLinearized DNE21 (Dynamic New Earth 21) modelの適用例
2100年の二酸化炭素濃度550ppmに制限

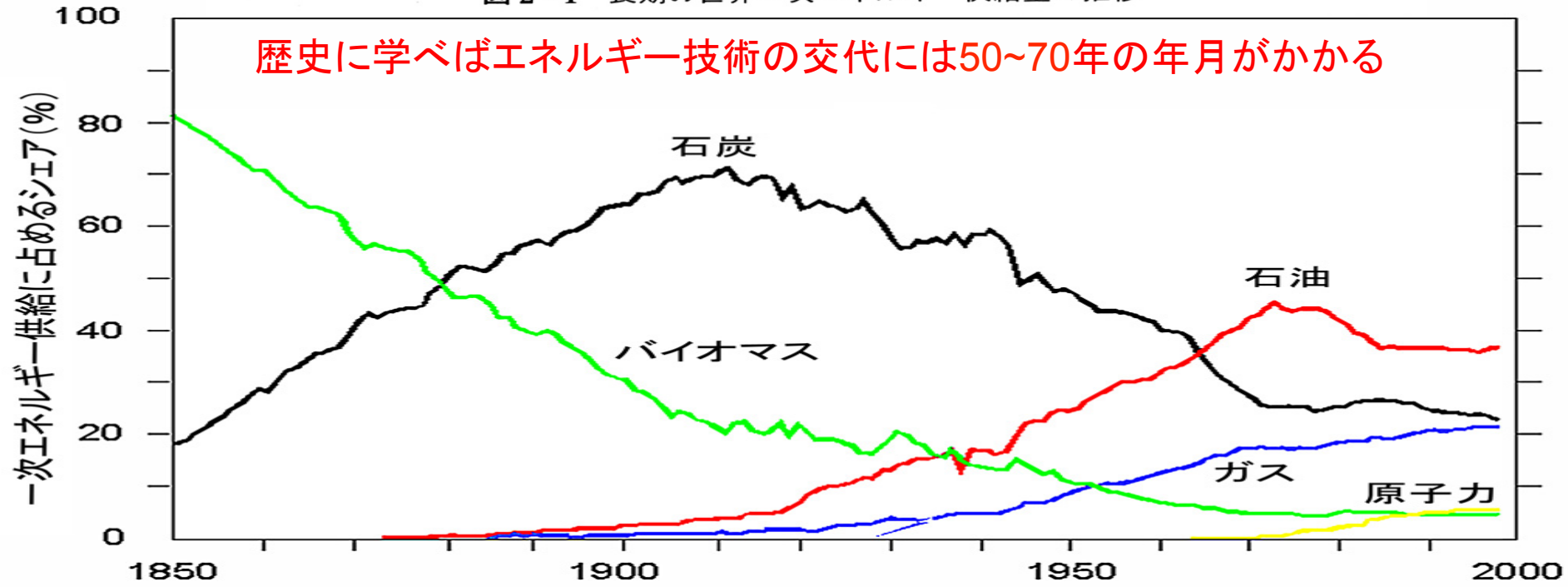


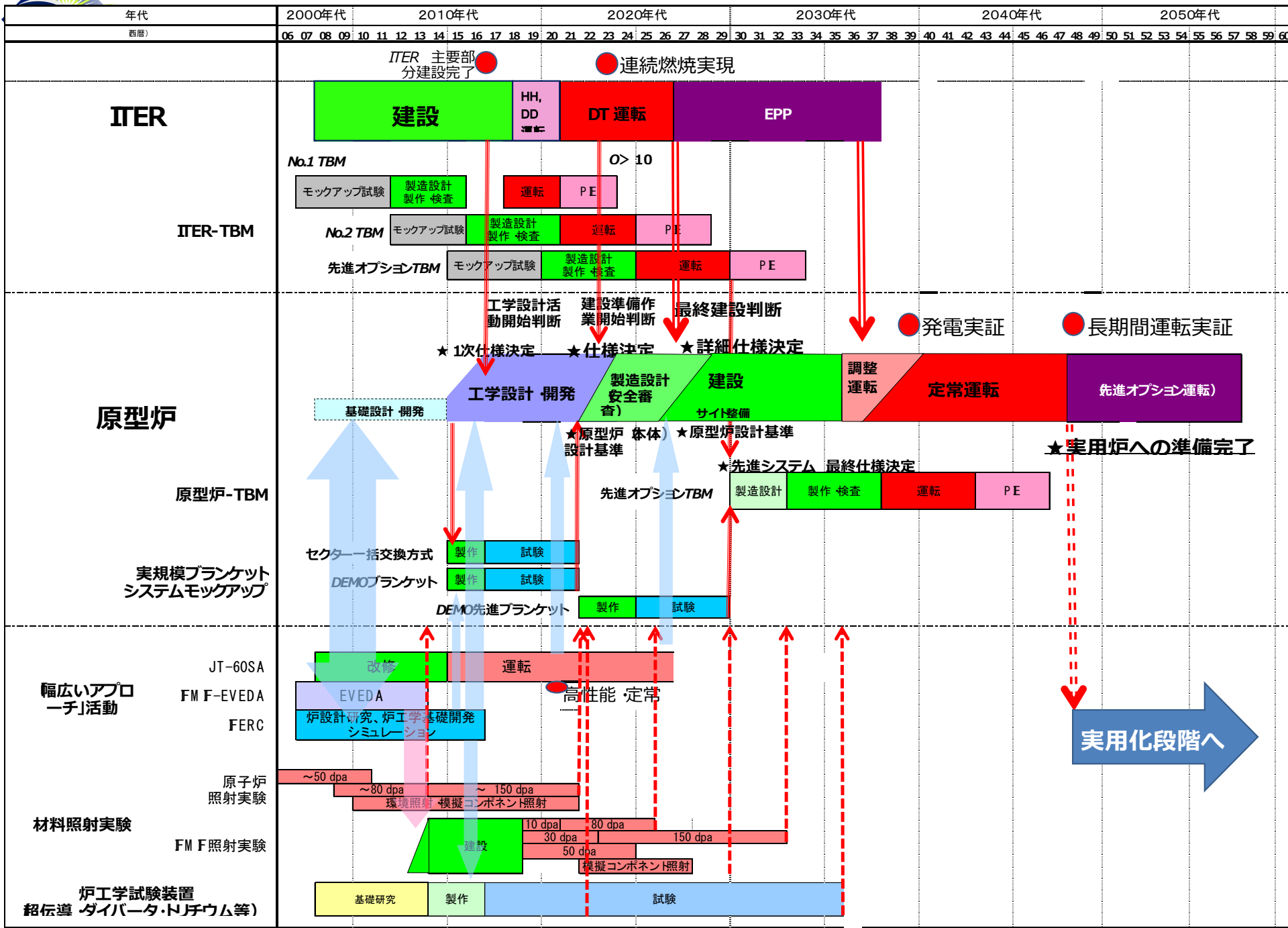
2050年のBreak-even Priceは65mill/kWh~135mill/kWhと予測



出典：国連エネルギー統計、BP 統計等より作成

図 2・1 長期の世界一次エネルギー供給量の推移





3. 原型炉設計合同特別チームの設立

背景及び設置の経緯

- ◆ 「核融合研究の推進方策」 (H19年)
 - 原型炉の実現に向け、我が国として確保、維持・発展すべき技術を明確にしたロードマップを策定し、それを産官学で共有してオールジャパン体制での取組を推進
- ◆ 「第37回文科省核融合作業部会」 (H25年7月)
 - 大型プロジェクトの実施主体である原子力機構と核融合研が中心となり、原型炉開発の技術基盤構築の中核的役割担うチーム 「**合同コアチーム**」の設置
- ◆ **合同コアチーム報告書**
 - 炉設計活動に相当規模の資源を投入して体制を拡充し、早急に強化する必要
 - 複合的な視点を持った多彩な人材からなる設計チームの強化が必要
- ◆ 「**原型炉設計合同特別チーム**」を設置
 - 文科省、原子力機構、核融合研の打合せにより、その基本構造を決定



文科省研究計画・評価分科会のもとに

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

- ◆ 核融合科学技術委員会
 - 日本の核融合科学技術分野に関する諮問委員会
- ◆ 原型炉開発総合戦略タスクフォース
 - 原型炉開発ロードマップ、アクションプランの策定
 - ITER BA活動以後の研究開発構想
 - 共同利用、共同研究体制の強化
 - 原型炉開発環境の整備
- ◆ 原型炉設計合同特別チーム
 - 全日本の研究機関による設計活動の実施。「産官学の共創の場の構築」
 - 原型炉開発の概念設計の基本設計。 - 中間チェック&レビューの準備
 - 総合調整グループ
 - 原型炉開発総合戦略タスクフォースに原型炉設計活動の状況報告を行う。
 - TFからなされる方針提示に対して、対応する作業、活動を行う。
 - 原型炉開発技術基盤構築を進める活動を行う。
 - 設計グループ
 - システム設計グループ、物理設計グループ、安全設計グループ

原型炉開発の技術基盤構築を進めるための体制(案)

平成27年3月26日(木)
核融合科学技術委員会 資料4-2

商用炉=発電



原型炉

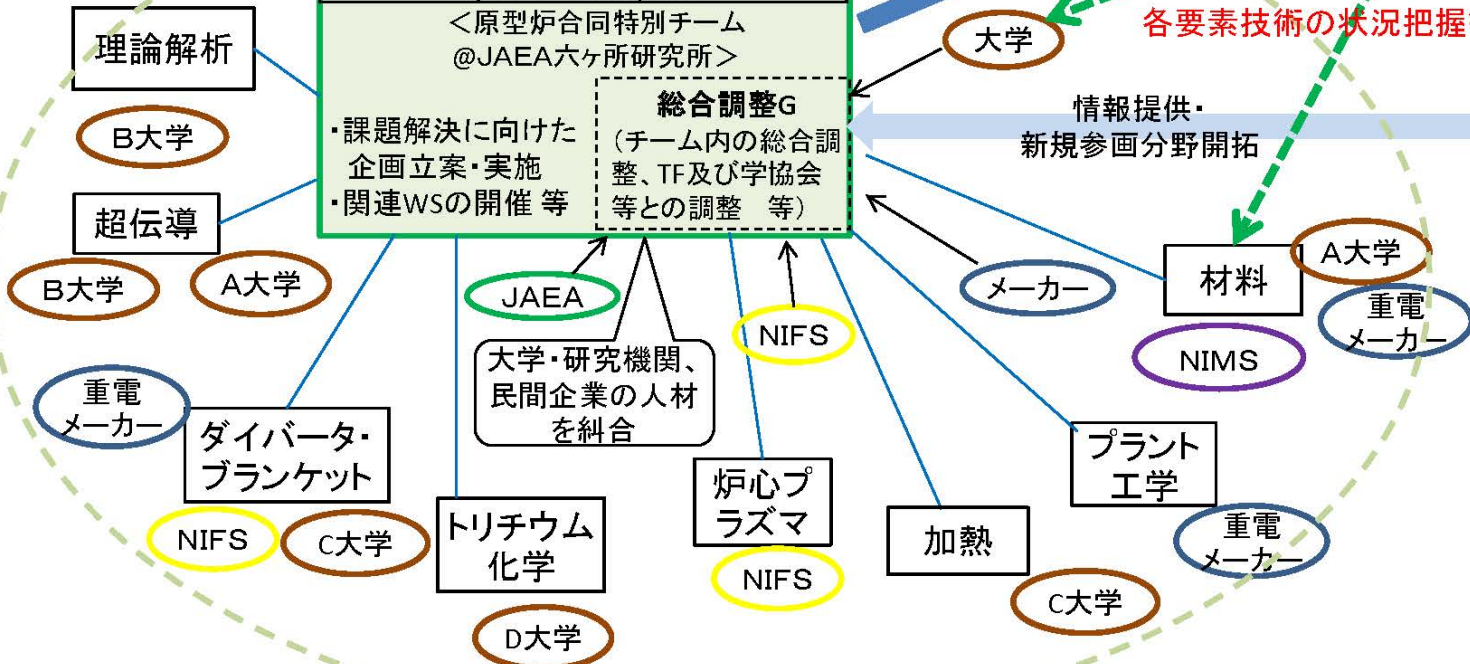


<核融合科学技術委員会>
核融合研究推進政策の議論・決定、ロードマップの策定

<原型炉開発総合戦略TF>
・要素技術の俯瞰的把握・調整、
・全体戦略の最適化(アクションプラン案の策定等)

原型炉概念設計
<原型炉合同特別チーム @JAEA六ヶ所研究所>
・課題解決に向けた企画立案・実施
・関連WSの開催等

総合調整G
(チーム内の総合調整、TF及び学協会等との調整等)



評価

方針提示

情報共有・要請等

各要素技術の状況把握等

情報提供・新規参画分野開拓

アクションプラン案の策定・承認

関連学協会

特別チーム編成上の留意点

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

「原型炉開発総合戦略TF」が方針提示
「核融合科学技術委員会」が評価
→ 国の組織が直轄するプロジェクト


日本の原型炉概念案
(JAEAの概念案ではない)

炉設計の下に多くの技術が連結

炉概念確定のためのR&Dの
マネージメントを含む

産学官連携により実施

核融合界の総力を挙げた取組み

- 
- 所属機関の代表としてご参画頂く（原子力機構からは委嘱という形で）
 - 地域バランス（オールジャパン体制とするため）
 - 分野バランス（概念確定のためのR&D活動の観点から）
第4段階移行判断までの活動を担うため、中堅・若手を中心とした布陣で
 - 産業界のポテンシャルの活用（継続的に検討中）



原型炉設計の流れと概略計画案

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

2015

2020

2025

2030



BA原型炉設計

予備概念検討

“critical design issues”,
“engineering feasibility”

▲ BA終了
(2017.5月)

軸足を国内活動へ

特別チーム

基本設計 概念詳細化

合同コアチーム報告書

- 数十万kWを超える定常且つ安定な電気出力
- 実用に供しうる稼働率
- 自己充足性を満たすトリチウム増殖、など

TFの方針提示に沿って

▲ 設置

▲ 中間C&R

▲ 第4段階移行判断

暦年

2015

2016

2017

2018

2019

2020

▲ 設置

● 報告書

● 報告書

● 報告書

● 報告書

● 報告書

▲ 中間C&R

BA原型炉設計レビュー

運転計画

★ 炉概念(一次案)

★ 炉概念(二次)

中間C&Rまでに検討すべき個別課題(上位requirementsから)



今後の核融合開発におけるC&R項目(案)

項目	中間段階での C&R までの達成目標 *	原型炉段階への移行判断
① 実験炉による自己加熱領域での燃焼制御の実証	<ul style="list-style-type: none"> ITER 実機を踏まえた実験炉の技術目標の達成計画の作成。 	<ul style="list-style-type: none"> ITER による $Q=20$ 程度以上の (数 100 秒程度以上) 維持と燃焼制御の実証。
② 実験炉による $Q=5$ 以上の非誘導定常運転の実現	<ul style="list-style-type: none"> ITER 実機を踏まえた達成計画の作成。 	<ul style="list-style-type: none"> ITER による $Q=5$ 以上の非誘導電流駆動プラズマの長時間維持 (1000 秒程度以上) の実証。
③ 実験炉による統合化技術の確立	<ul style="list-style-type: none"> ITER 施設の完成。 機器製作・据付・調整に関わる統合化技術の取得。 	<ul style="list-style-type: none"> ITER の運転・保守を通じた統合化技術の確立。安全技術の確認。
④ 経済性見通しを得るための高ベータ定常運転法の確立	<ul style="list-style-type: none"> ITER 支援研究と定常高ベータ化準備研究の遂行とトカマク国内重点化装置による研究の開始。 	<ul style="list-style-type: none"> トカマク国内重点化装置等による無衝突領域での高ベータ ($\beta_N=3.5-5.5$) 定常運転維持の達成。
⑤ 原型炉に関わる材料・炉工学技術開発	<ul style="list-style-type: none"> 発電ブランケットの技術基盤の整備の完了。ITER での機能試験に供する試験体の製作を完了。 低放射化フェライト鋼の原子炉照射データを 80 dpa レベルまで取得し、核融合と類似の中性子照射環境における試験に供する材料を確定。 	<ul style="list-style-type: none"> ITER での低フルエンス DT 実験により、発電ブランケットのトリチウム増殖・回収機能や除熱・発電機能を実証。 80 dpa レベルまでの低放射化フェライト鋼の重照射データの検証を完了。
⑥ 原型炉の概念設計	<ul style="list-style-type: none"> 原型炉の全体目標の策定。 原型炉概念設計の基本設計。 炉心、炉工学への開発要請の提示。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心、炉工学技術の開発と整合をとった、原型炉概念設計の完了。

* ITER機構発足後, 10年程度を想定

出展:「今後の核融合研究開発の推進方策について」

平成17年10月26日 原子力委員会 核融合専門部会

4. 現在検討中の原型炉概念



核融合炉概念設計とは

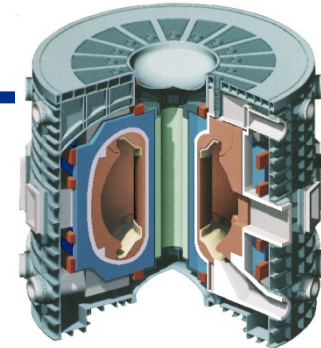
Joint Special Design Team for Fusion DEMO

- 発電プラントの各構成要素の相互関係を考慮しつつ、整合性を取りながら、統合された発電システムの具体像(設計パラメータ)を構築する事
- 核融合炉の場合、主に(1)炉心プラズマ設計と(2)炉工学設計の2項目から成り立つ
- 各開発段階におけるシステム設計
 - 概念設計：設計活動の最初に行われ、発電プラントの基本パラメータ(装置サイズ、発電出力)や主な開発課題を明らかにする
⇒原型炉設計はこの段階
 - 工学設計：実機建設に向けた機器の試作・モックアップ試験を行うための主要機器の詳細設計
 - 製造設計：実機建設に必要なすべての構成機器の詳細な設計図面の作成・組み立て手順・工期管理まで考慮した最終設計活動
⇒ITERはこの段階

設計の種類

◆ 概念設計

製造しようとしている物の具現化

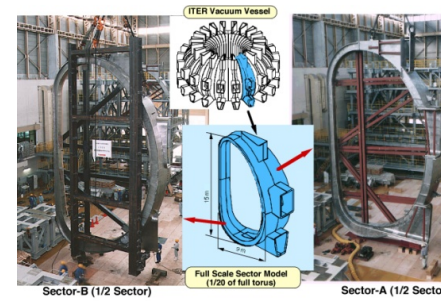


Team for Fusion DEMO

初期のITER概念図

◆ 工学設計

主要機器の詳細設計・製造可能性の確認



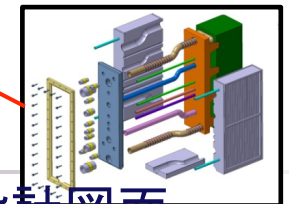
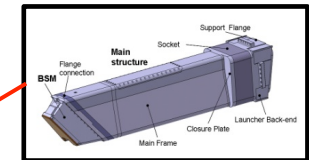
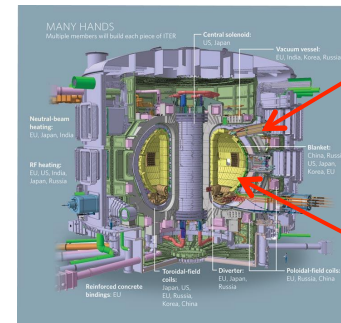
View of full-scale sector model of ITER vacuum vessel complete in September 1997 with dimensional accuracy of ± 3 mm
真空容器1/20scale



モデルコイル

◆ 製造設計

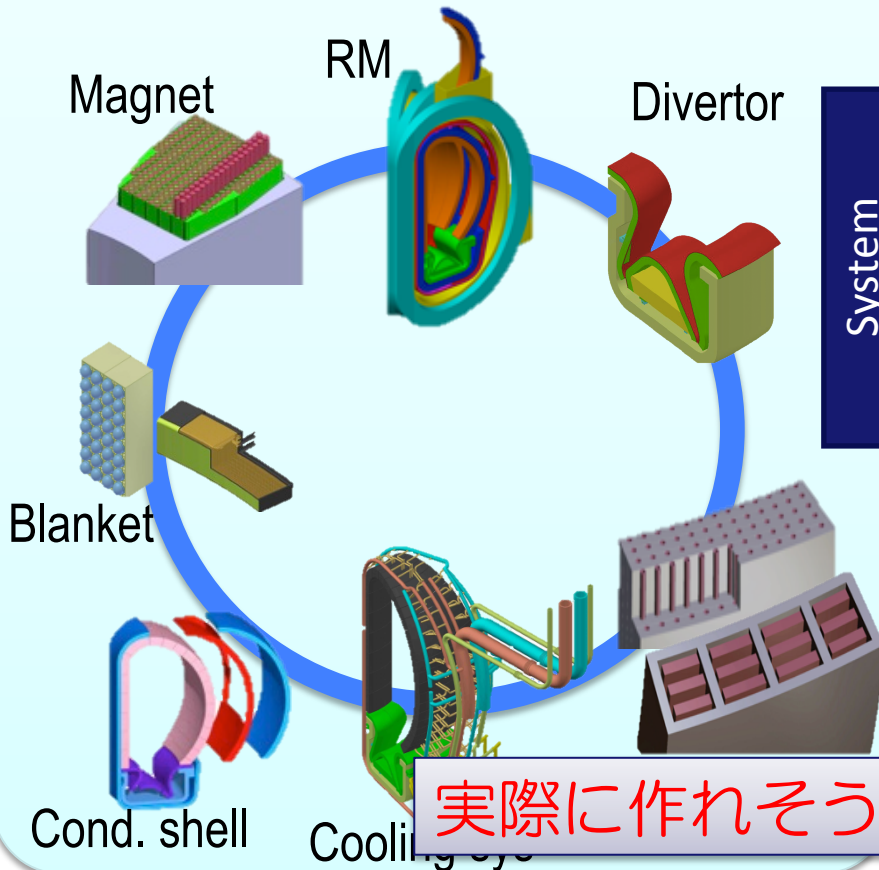
全システムの設計、製造工程、組み立て工程



全システム設計図面

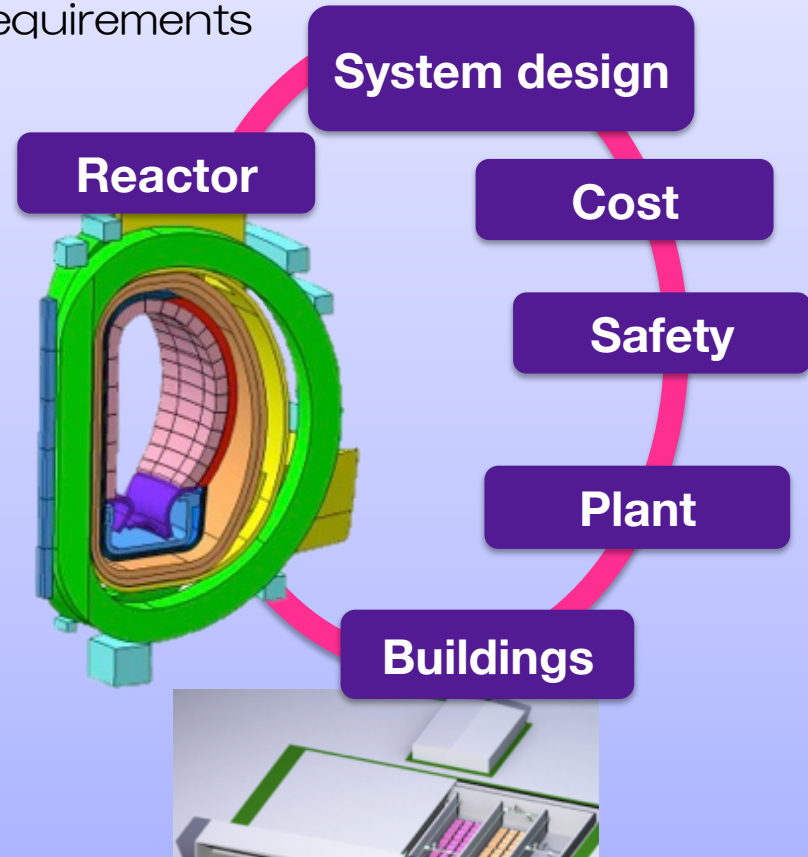
Component approach

Access options of each component and narrow them down



Systematic approach

Rational design meeting requirements



実際に作れそうな概念構築を目指している最中

いつまでたっても夢のエネルギー？

- ◆ IEEE Spectrum 2004 No.1
- ◆ 編集者等による、エネルギー分野のWinner、Loser、Holy Grail
- ◆ Holy Grailとして核融合エネルギーが挙げられていた。
- ◆ Holy Grail(聖杯) : 1. The cup or bowl believed to have been used by Jesus Christ before he died, that became a holy thing that people wanted to find 2. a thing that you try very hard to find or achieve, but never will. (オックスフォード現代英英辞典より)

SELF-SUSTAINING FUSION

A reactor is on the horizon—but will it always be on the horizon? By William Sweet

HOLY GRAIL

Thermonuclear fusion is, in principle, a hugely attractive energy source. It relies on a fuel, hydrogen, that abounds everywhere in the world, and on processes that release no greenhouse gases. In contrast to nuclear fission, it yields only short-lived radioactive waste that is relatively easily handled and cannot be made into raw material for nuclear weaponry.

If a fusion reactor could be made to work economically, the payoff would truly be a Holy Grail. The rub: enormous amounts of pressure and heat are required to make fusion happen, and even if the technical feat of creating self-sustaining fusion reactions can be accomplished in principle, there remain the challenges of achieving a net energy gain and, even tougher, a net economic gain.

So great are those challenges, in fact, that the prospect of building a commercially viable reactor has come to resemble an ever-receding mirage—a promise that is somehow always just 25–50 years ahead.

In fusion, hydrogen isotopes are made to combine to form helium, bringing an enormous energy yield with the release of neutrons and alpha particles. One way of doing this, called inertial confinement fusion, is to train giant lasers on pellets of hydrogen fuel. That's what's being done at Lawrence Livermore National Laboratory's National Ignition Facility in California, mainly to test and evaluate some of the processes that take place in thermonuclear weapons.

The favored approach for electricity generation, dubbed magnetic confinement, is to achieve compression and heating of the isotopes by means of powerful fields, usually in toroidal machines. It got its first big tests at the Joint European Torus, Abingdon, UK, and at the Princeton Plasma Physics Laboratory in New

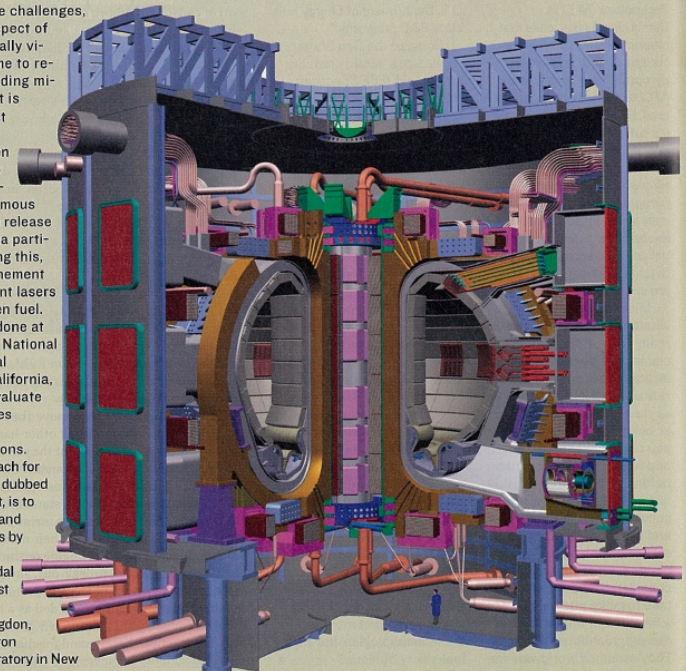
Jersey, where reactors momentarily demonstrated sustained reactions in the mid-1990s.

The next main event is to be the design and completion of ITER, the International Thermonuclear Experimental Reactor, an international collaboration in a US \$5 billion plant to generate continuous self-sustaining reactions in a so-called burning plasma. ITER has suffered many vicissitudes since its conception more than a decade ago, including decisions by the U.S. government to drop out of and then rejoin the group. The U.S. Department of Energy has now declared ITER its highest priority

among major new facilities and upgrades, but the project still awaits a final design and selection of a site.

No project of this scale gets adopted without a lot of politics. U.S. President George W. Bush decided to get back into ITER under considerable pressure from Britain's leader, Tony Blair, and evidently he backed a proposed site near Barcelona in return for Spain's support in the Iraq war. The European Union, meanwhile, has thrown its support to a site in southern France, at the Cadarache nuclear complex; the choice between that site and one in Japan was to have been made on 20 December in Washington, D.C.

POWER SQUEEZE: In the gourd-shaped toroidal cavity of the proposed tokamak reactor, a plasma is heated and compressed by magnetic fields set up by the surrounding coils to generate self-sustaining fusion reactions.



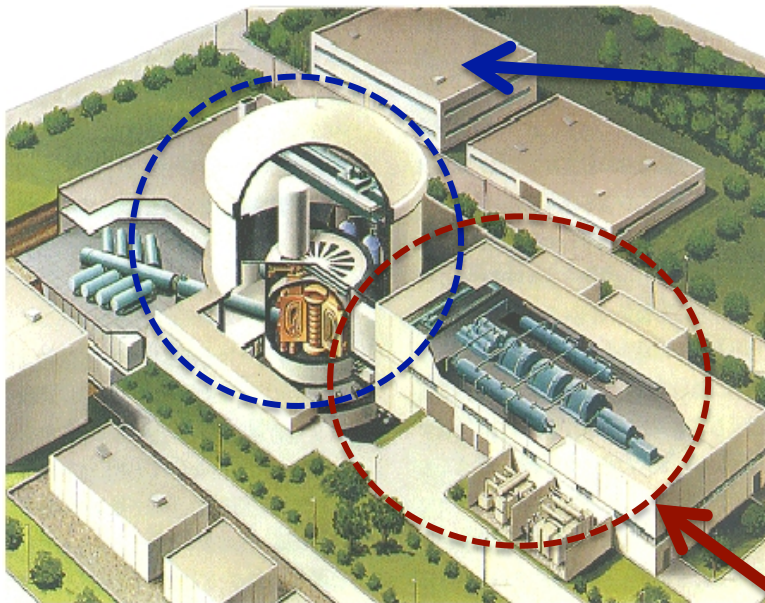
合同コアチーム報告書における原型炉に求められる基本概念

- 核融合エネルギーの実用化に備え、
 - 数十万kWを超える定常かつ安定な電気出力
 - 実用に供し得る稼働率
 - 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を目標

- 目標達成に至るまでの運転開発期を
 - 調整運転（コミッショニング）段階
 - 発電実証段階
 - 経済性実証段階に分け、それぞれの段階においてマイルストーンを定義

◆ Basic principle

- Minimum technological gap from ITER to DEMO
⇒ application of ITER technology
- Feasible concept based on the present understanding
⇒ Fusion power compatible with divertor heat load
⇒ full-current ramp-up by CS coil



Reactor core

- Fusion power : ~ 1.5 GW
- Core size : ~ 8 m
- Continuous operation
- Tritium self-sufficiency

BoP (Balance of plant)

- Pressurized water condition
 15.5 MPa, $290-325^\circ\text{C}$
- Thermal output: $1.6 - 1.7$ GW
- Net elec. output: $200-300$ MW
(gross elec. output $400-500$ MW)

BOP is based on the existing technology and minimize development issue.



Major parameters (2014 version)

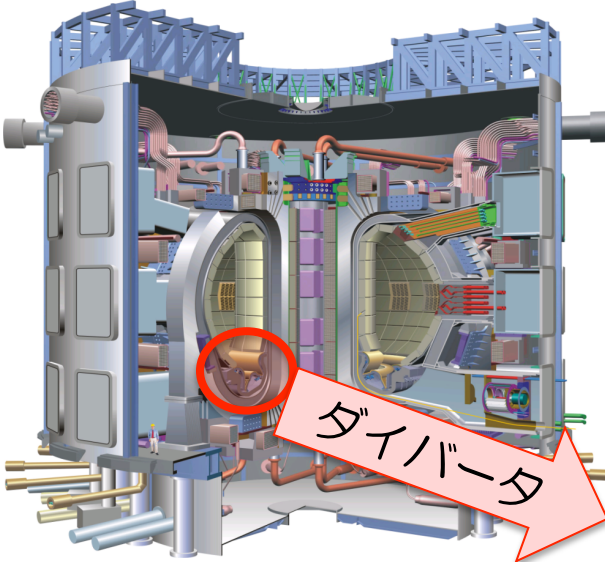
Joint Special Design Team for Fusion DEMO

- ◆ Based on the assessment of technologies, possible design parameter set is analyzed by systems code (TPC).
- ◆ Steady-state and pulse operation in the same device design including CD power.
- ◆ $R_p=8.5m$ for 2hrs pulse by expanding CS size
- ◆ $P_{fus} < 1.5GW$ and $P_{net} 0.2-0.3GWe$ to demonstrate electric generation and to reduce
 - heat flux on DIV due to heat removal capability
 - neutron flux on BLK for enhancement of TBR
- ◆ $\kappa_{95}=1.65$ due to vertical stability
- ◆ TF coil is designed using Nb_3Sn , $S_m=800MPa$
- ◆ Moderate plasma performance for the pulse operation, while advanced for steady-state

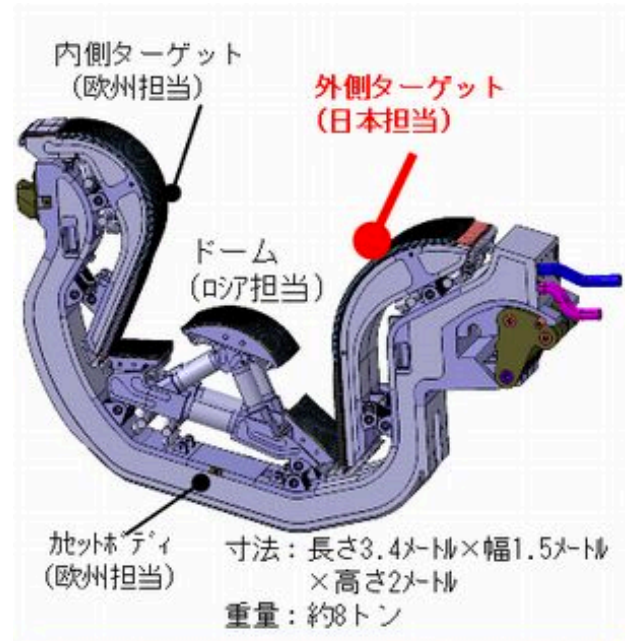
	Parameters	Steady State	Pulse 2 hrs	Ref. ITER
Size & Configuration	R_p (m)	8.5	←	6.35
	a_p (m)	2.42	←	1.85
	A	3.5	←	3.43
	κ_{95}	1.65	←	1.85
	q_{95}	4.1	←	5.3
	I_p (MA)	12.3	←	9.0
	B_T (T)	5.94	←	5.18
	B_T^{max} (T)	12.1	←	11.8
Absolute Performance	P_{fus} (MW)	1462	1085	356
	P_{net} (MWe)	303	185	-
	Q	17.5	13	6
	P_{ADD} (MW)	83.7	83.5	59
	n_e ($10^{19}m^{-3}$)	6.6	6.5	6.7
	NWL (MW/m ²)	1.0	0.74	0.35
Normalized Performance	HH_{98y2}	1.31	1.13	1.57
	β_N	3.4	2.6	2.95
	f_{BS}	0.61	0.46	0.48
	f_{CD}	0.39	0.32	0.52
	n_e/n_{GW}	1.2	1.2	0.82
	f_{He}	0.07	0.07	0.04

ダイバータの高熱負荷条件

Joint Special Design Team for Fusion DEMO



ダイバータ



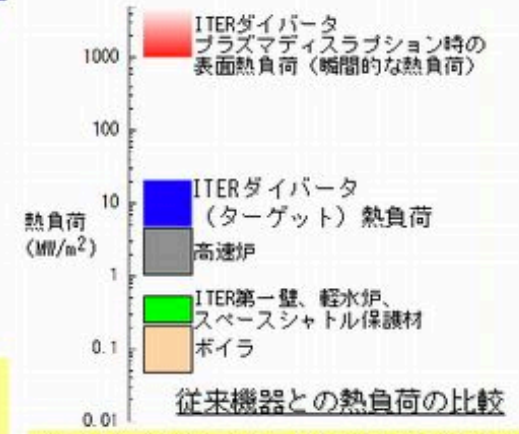
ITERではターゲットやドームと呼ばれる機器を各極で分担して製作し、それらを組み込んだカセットボディを真空容器内に54個設置してダイバータを構成します。

ダイバータに要求される機能

- 炉心プラズマ中の不純物の排気
- 高熱負荷・粒子負荷の除去

熱負荷の設計条件

- 一定常運転時：
5~10MW/m² × 定常・3000サイクル
- 非定常運転時：
20MW/m² × 10秒・300サイクル



ダイバータターゲットは従来機器の10倍以上高い熱負荷にさらされます。



Power exhaust study for DEMO

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

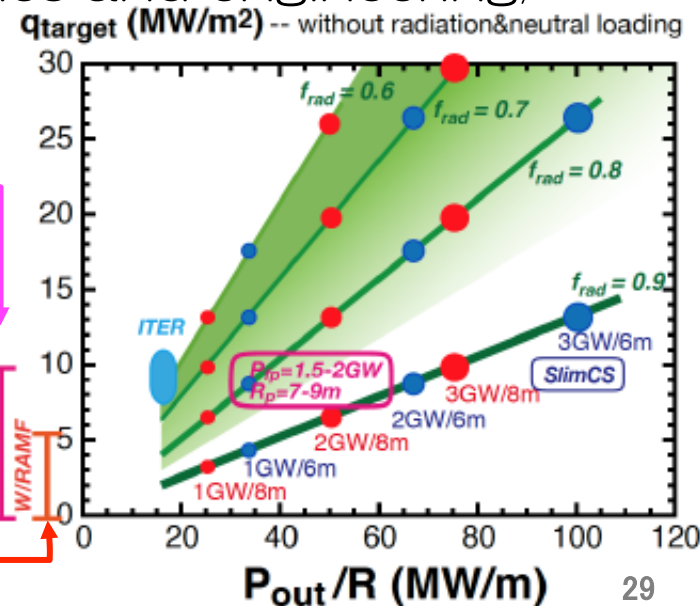
- ◆ Design parameters for power exhaust with $P_{out}/R = 30 - 60$: 2 - 4 times larger than ITER
 - $P_{fus} = 0.5 - 2$ GW level ($P_{out} = 300 - 400$ MW) and $R = 7 - 9$ m.
- ◆ Large $f_{rad} = 0.8 - 0.9$ and ITER divertor technology will be still required, while experiments with high H-factor and radiation loss are limited up to $f_{rad} = 0.7 - 0.8$
 - Developments of the divertor physics and engineering/technology are necessary.

Simple estimation of peak heat load:

$$q_{target} = \frac{P_{out}}{R} \frac{(1 - f_{rad}) \sin \theta_{div}}{4\pi \lambda_q^{mid} f_{exp_{div}}}$$

$n_e^{SOL\&div, Imp. seeding}$ (green arrow)
 P_{out} (blue arrow)
 R (blue arrow)
 f_{rad} (green arrow)
 $\sin \theta_{div}$ (green arrow)
 $4\pi \lambda_q^{mid}$ (red arrow)
 $f_{exp_{div}}$ (red arrow)
 Transport & Detachment (red arrow)
 Geometry design (red arrow)

- ITER divertor technology (W&Cu-alloy cooling pipe) can handle up to 10 MW/m²
- Lower heat load (<5 MW/m²) is required for W&F82H (RAFM)- cooling pipe design

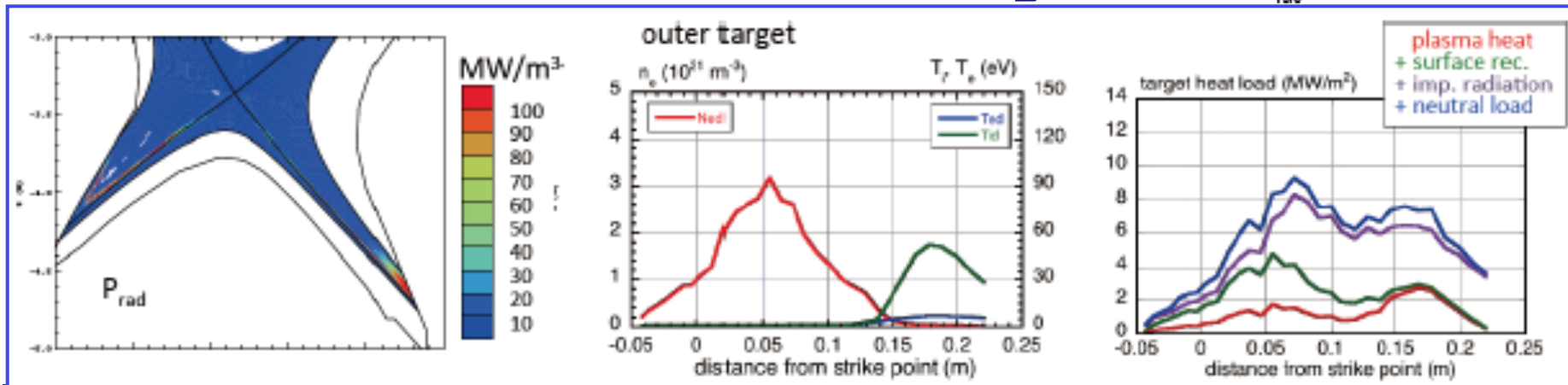
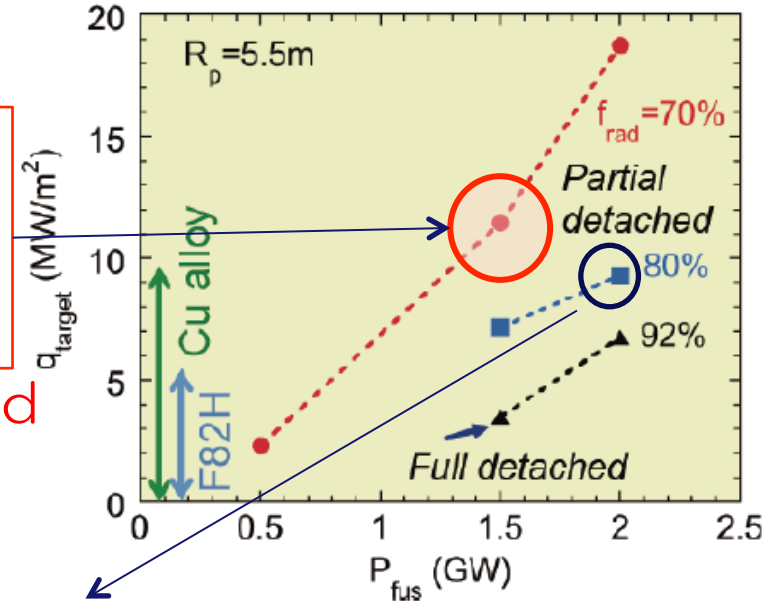




P_{fus} compatible with heat handling

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

- ◆ The divertor transport simulation was carried out by SONIC code.
- ◆ The simulation results suggest that the radiation fraction $f_{rad}=70\%$ will be compatible with $P_{fus}=1.5\text{GW}$ and the larger major radius R_p .
- ◆ The detail simulation of $P_{fus}=1.5\text{GW}$ and 8m class is started.



Divertor engineering design

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

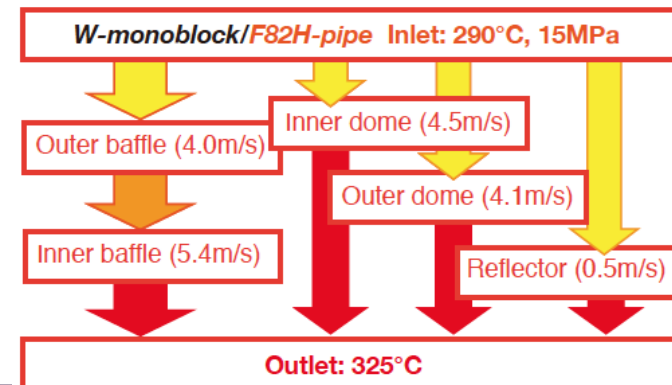
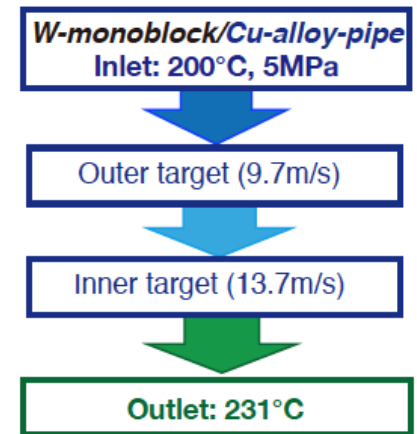
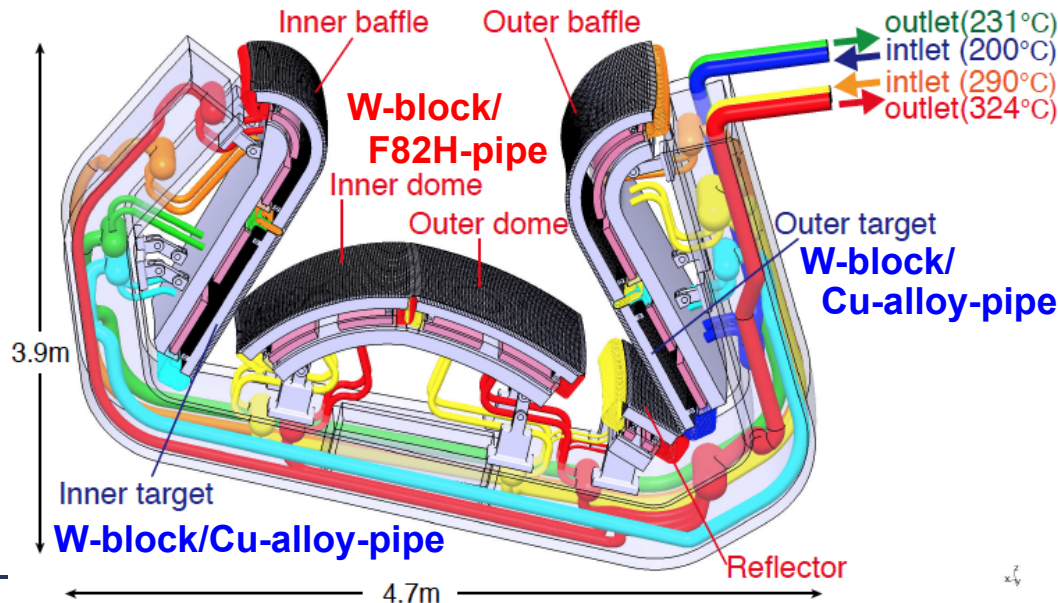
- ◆ One divertor cassette covers 7.5° toroidal area \Rightarrow 48 cassettes to cover all toroidal area
- ◆ Different water temperatures, flow speed is adjusted by each inlet header:

Cu-alloy pipe inlet-T: 200°C , 5MPa

\Rightarrow outlet-T: 231°C is lower the critical-T (250°C)

F82H-pipe inlet-T: 290°C , 15MPa (PWR condition)

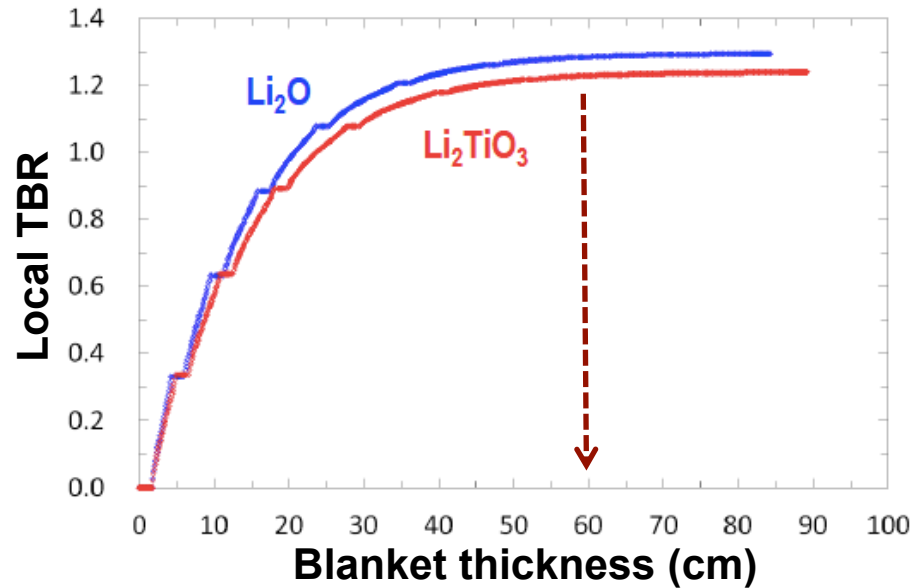
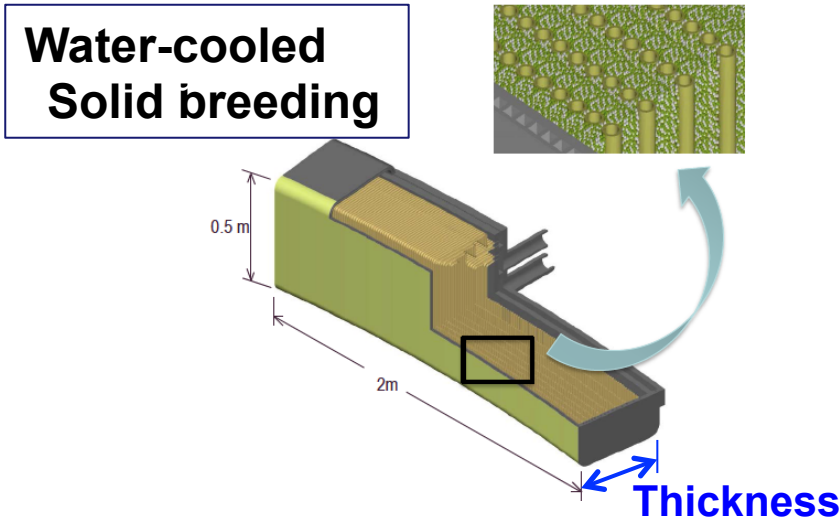
\Rightarrow water speed is acceptable (5-6m/s)



Conducting shell position for larger R_p

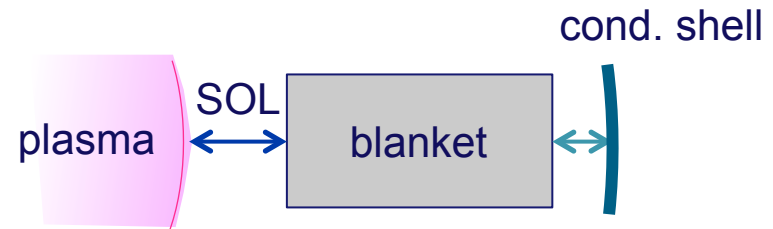
Joint Special Design Team for Fusion DEMO

- ◆ Conducting shell has an important role in stabilizing MHD mode (**vertical instability**, kink etc.) for plasma performance.
- ◆ Blanket thickness has a large impact on the position of the conducting shell.



$R_p = 8.5 \text{ m}, a = 2.42 \text{ m}$

$$\frac{r_w}{a} = \frac{\overset{a}{2.42} + \overset{\text{SOL}}{0.2} + \overset{\text{BLK}}{0.6} + \overset{\text{clearance for connection}}{0.05}}{2.42} = 1.35$$

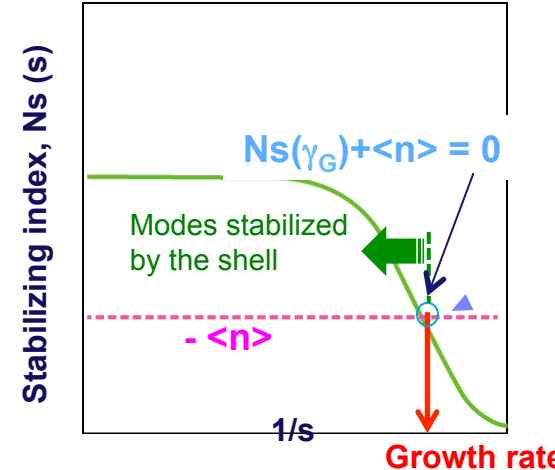
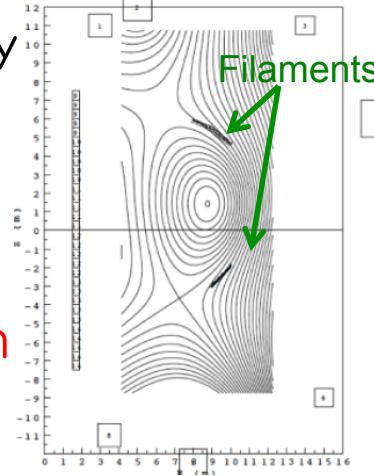




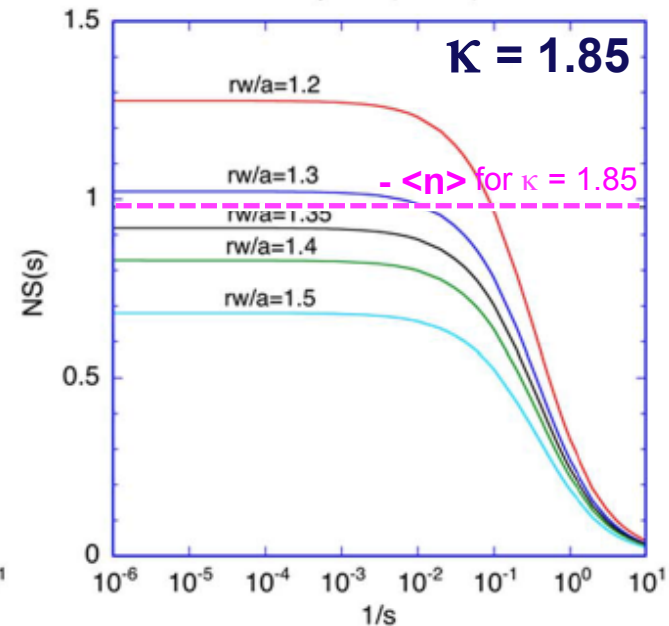
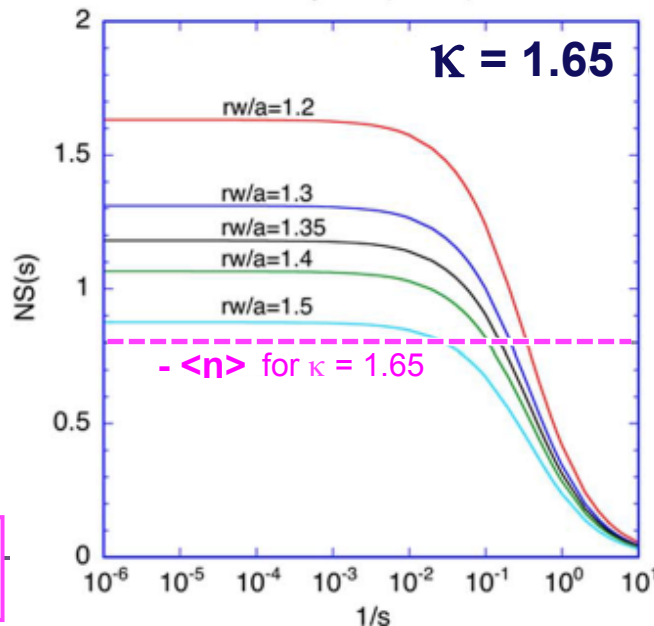
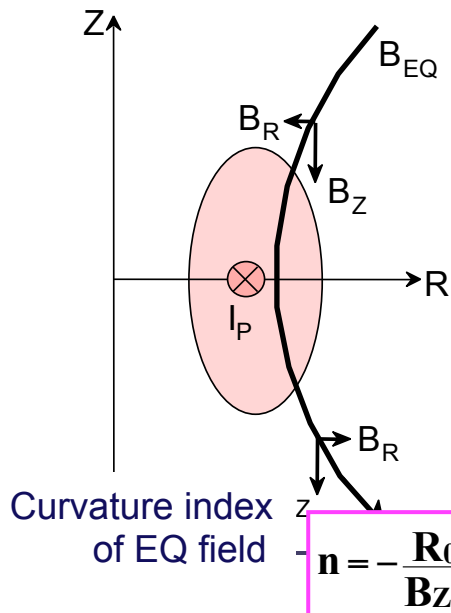
Simple stability analysis on κ for $r_w/a_p=1.35$

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

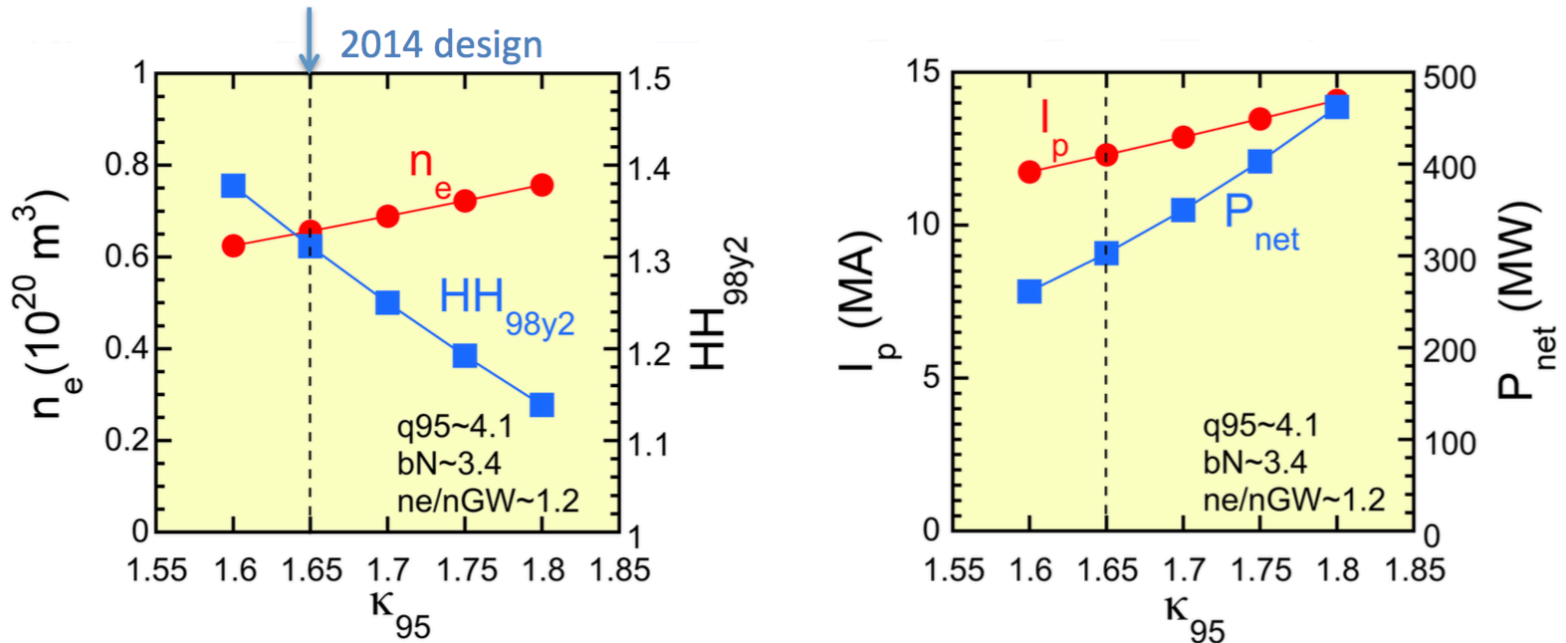
- ◆ Shell approx. by the assembly of toroidal filaments
- ◆ Elongation $\kappa=1.45-1.85$
- ◆ Shell position $r_w/a_p=1.2-1.5$
- ◆ $\kappa=1.65$ has a sufficient margin for vertical instability



EQ field curvature vs. stabilizing effect of shell



- Vertical stability constraints design elongation, which is strongly affect the plasma performance.



Analysis of Vertical Stability has been conducted by

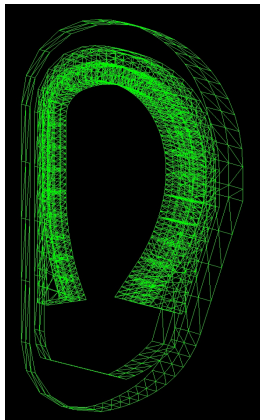
- 3D-eddy current analysis with rigid plasma model
- MECS code (MHD eq. control simulator developed for JT-60SA)



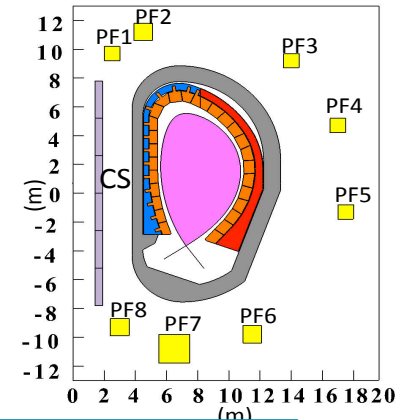
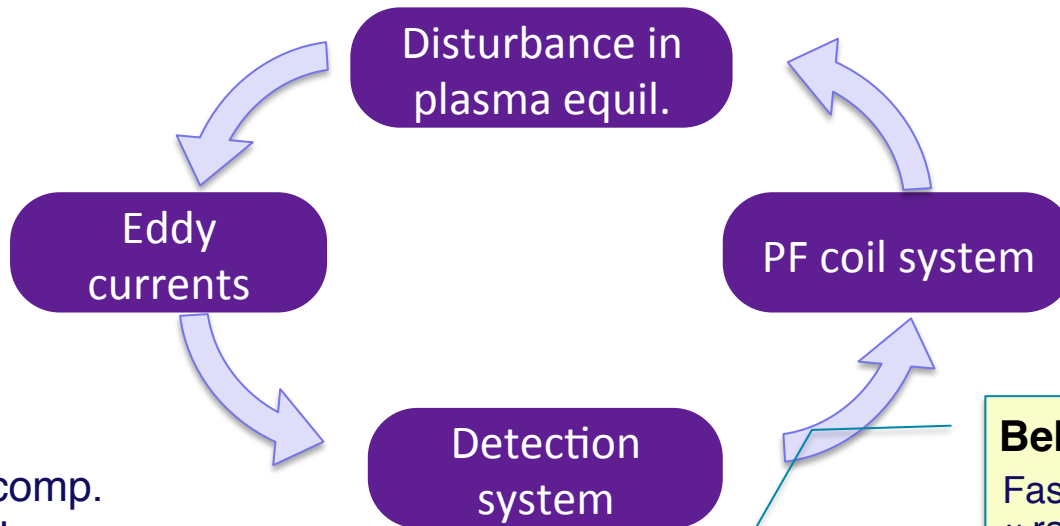
Systematic control analysis is underway

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

- ◆ **Systematic position control** is under study to determine a design κ , taking account of plasma MHD equilibrium, eddy currents induced in in-vessel components and the vacuum vessel, and detection system, control algorithm, and PF coil system



VV and in-vessel comp. modeled with meshes



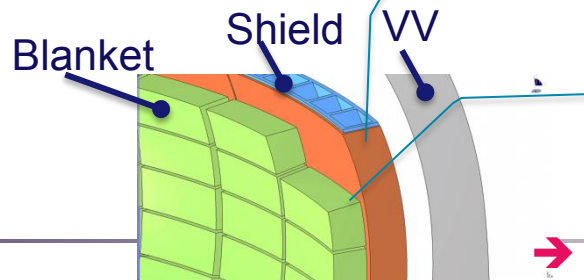
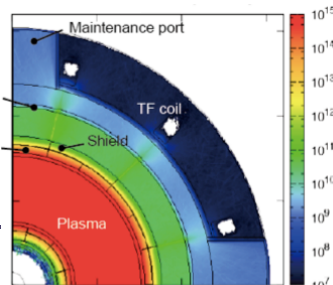
Behind shield
 Fast n $\sim 5 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$
 γ ray $\sim 0.001 \text{ MGy/h}$

→ Mag. probes withstand

Behind blanket
 Fast n $\sim 2 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$
 γ ray $\sim 0.5 \text{ MGy/h}$

→ Mag. probes not applicable

Neutronics analysis



Preliminary design target of TFC

- ◆ Large TFC size is required for $R_p=8.0\text{m}$ class and maintenance port, considering toroidal ripple 0.5%.
- ◆ Present target is based on ITER-TFC technology, except $B_{tmax}=13.7$ and coil size
- ◆ Manufacturing is one of the critical issues for a larger TFC

	DEMO	ITER
SC material	Nb ₃ Sn	Nb ₃ Sn
No. of TFC	16	18
Max. magnetic field [T]	13.7	11.8
Turn No. for one TFC	228	134
Total mag. Energy [GJ]	149	41
Coil width [m]	1.7	0.9
Conductor length [m]	52	32
Total weight [t]	11800	5400

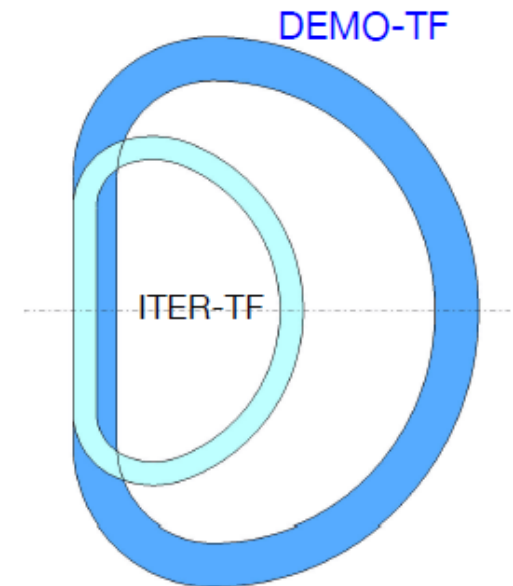


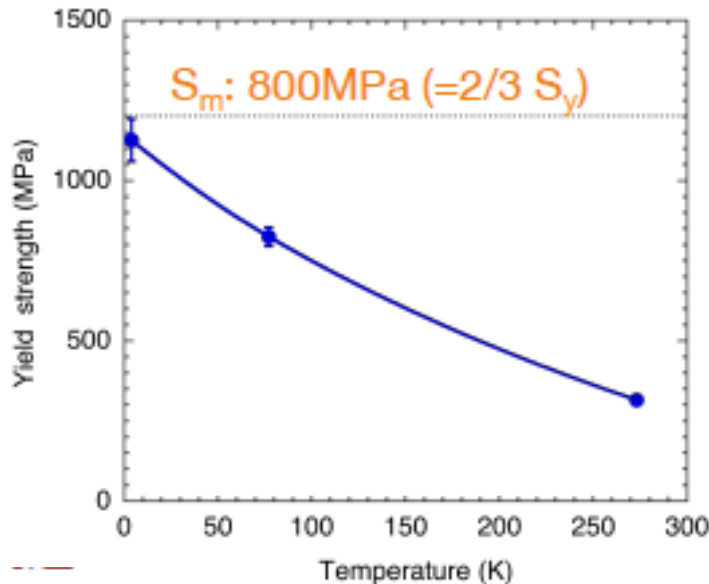
Fig. Comparison of TFC between ITER and DEMO



Design condition temp. and stress

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

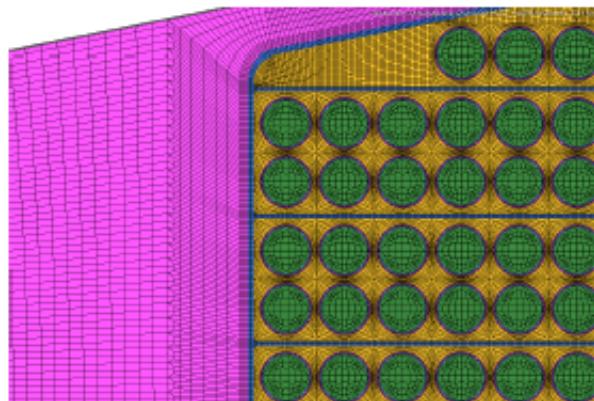
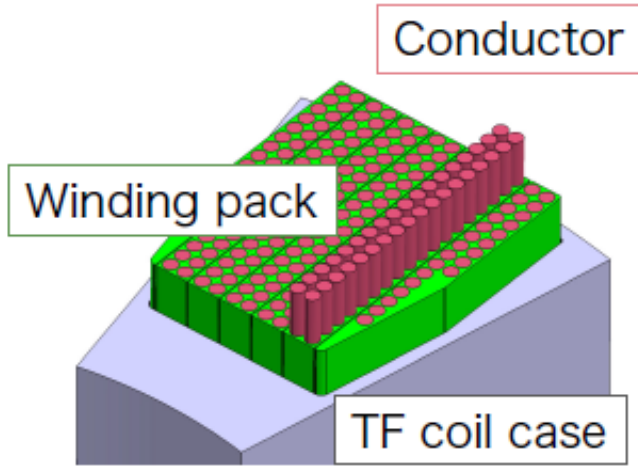
- ◆ Operation temperature for TFC is similar to ITER condition 5K considering temp v.s. yield strength.
- ◆ Target of stress condition ($S_m = 2/3 S_y$) is **800MPa** based on the present forged JJ1 data, which is larger than **ITER condition 667MPa**



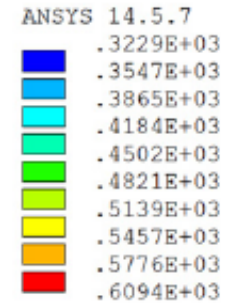
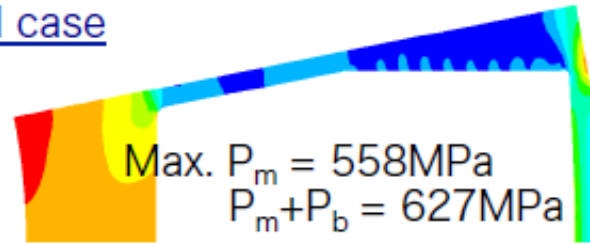
Forged JJ1				
No. of sample: 41				
	YS (MPa)	UTS (MPa)	EL (%)	RA (%)
4 K				
Average	1126	1527	42	46
S.D.	66	18	4	5
Maximum	1329	1610	52	55
Minimum	987	1478	32	27

K.Hamada et al. Fusion Eng. Design 82 (2007)1481.

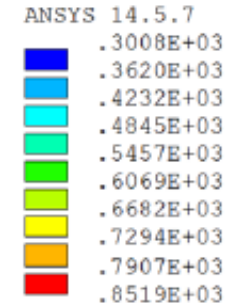
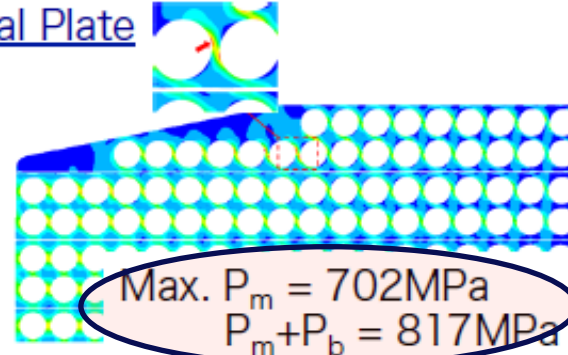
Stress analysis for TFC



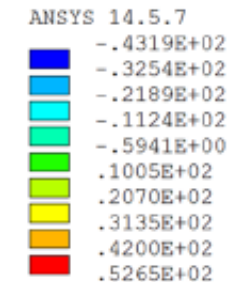
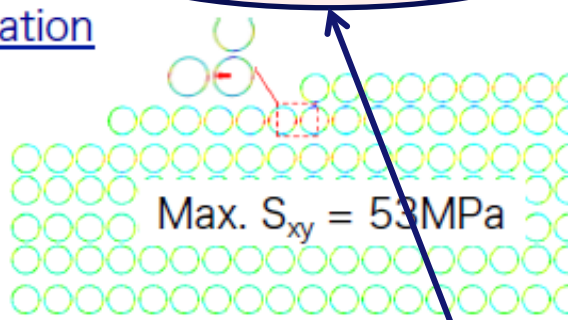
Coil case



Radial Plate



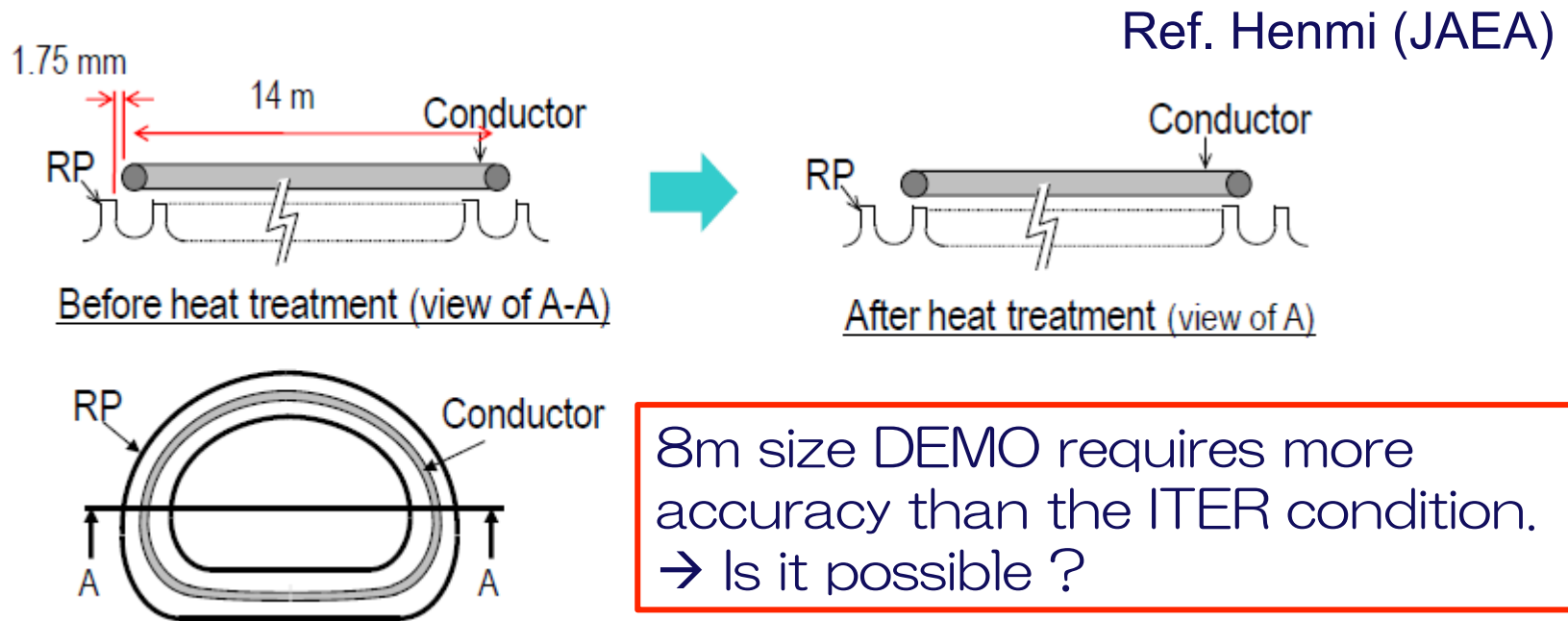
Insulation



$S_m = 667\text{MPa}$ may be possible by increasing width of the radial plate between conductor.

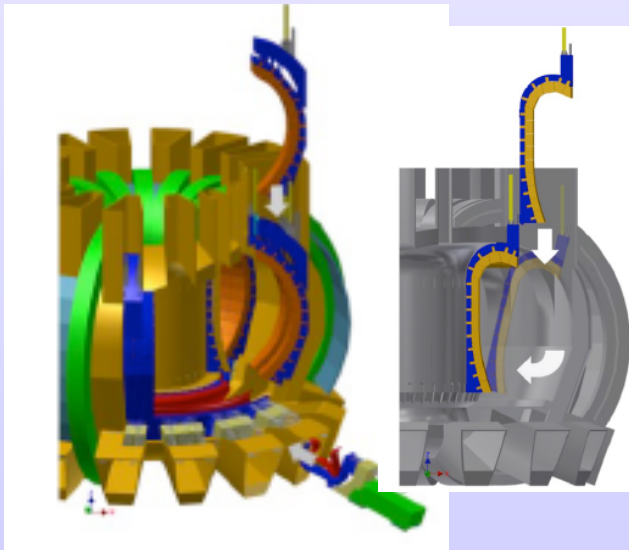
Critical issue: Manufacturing accuracy

- ◆ In case of ITER TFC, winding accuracy is required to be $2 \times 1.75 \text{ mm} / 14 \text{ m}$ ($=0.025\%$)
- ◆ Major elements for accuracy are auto-winding machine, radial plate, precise estimation for deformation after heat treatment

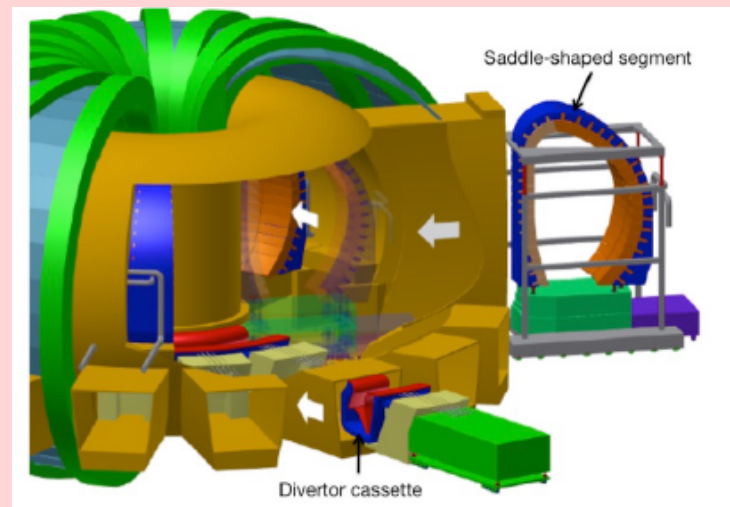


Comparison of maintenance methods

- ◆ Segment size : 10m x 4m x 1m
- ◆ Max weight is 90ton.
- ◆ TFC is smaller, and support between TFCs is possible for overturning force.
- ◆ Additional support from divertor port is required.
- ◆ No. of welding points are 512.
- ◆ Conducting shell effect is small



- ◆ Segment size : 10m x 8m x 4m
- ◆ Max. weight is 360ton.
- ◆ TFC is larger and support of overturning force is critical issue.
- ◆ Other movement except horizontal direction is not required.
- ◆ No. of welding points are 160.
- ◆ Conducting shell effect is large



5. 原型炉開発の今後の課題

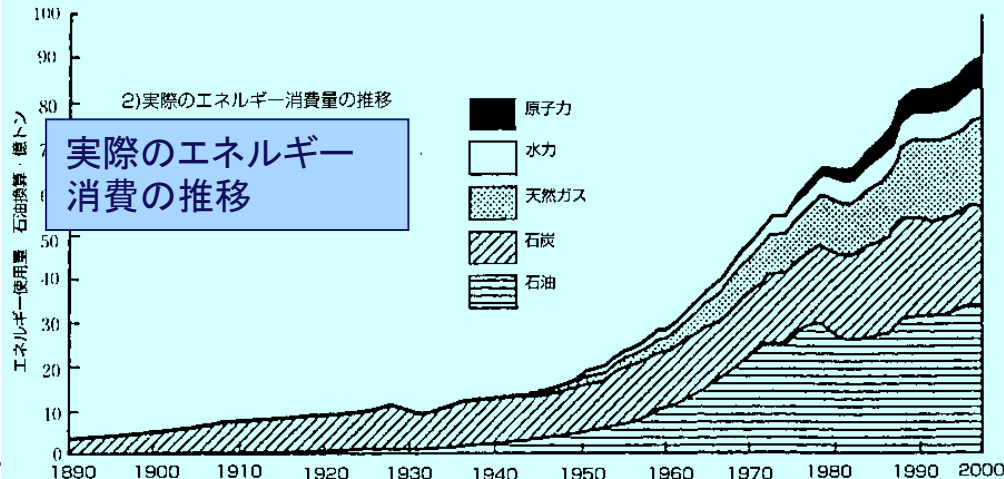
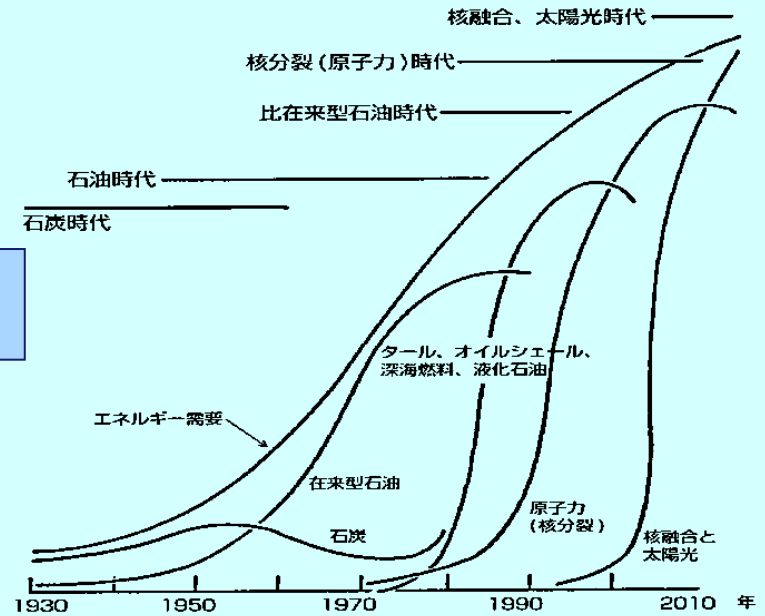


エネルギー需給の予測と現実

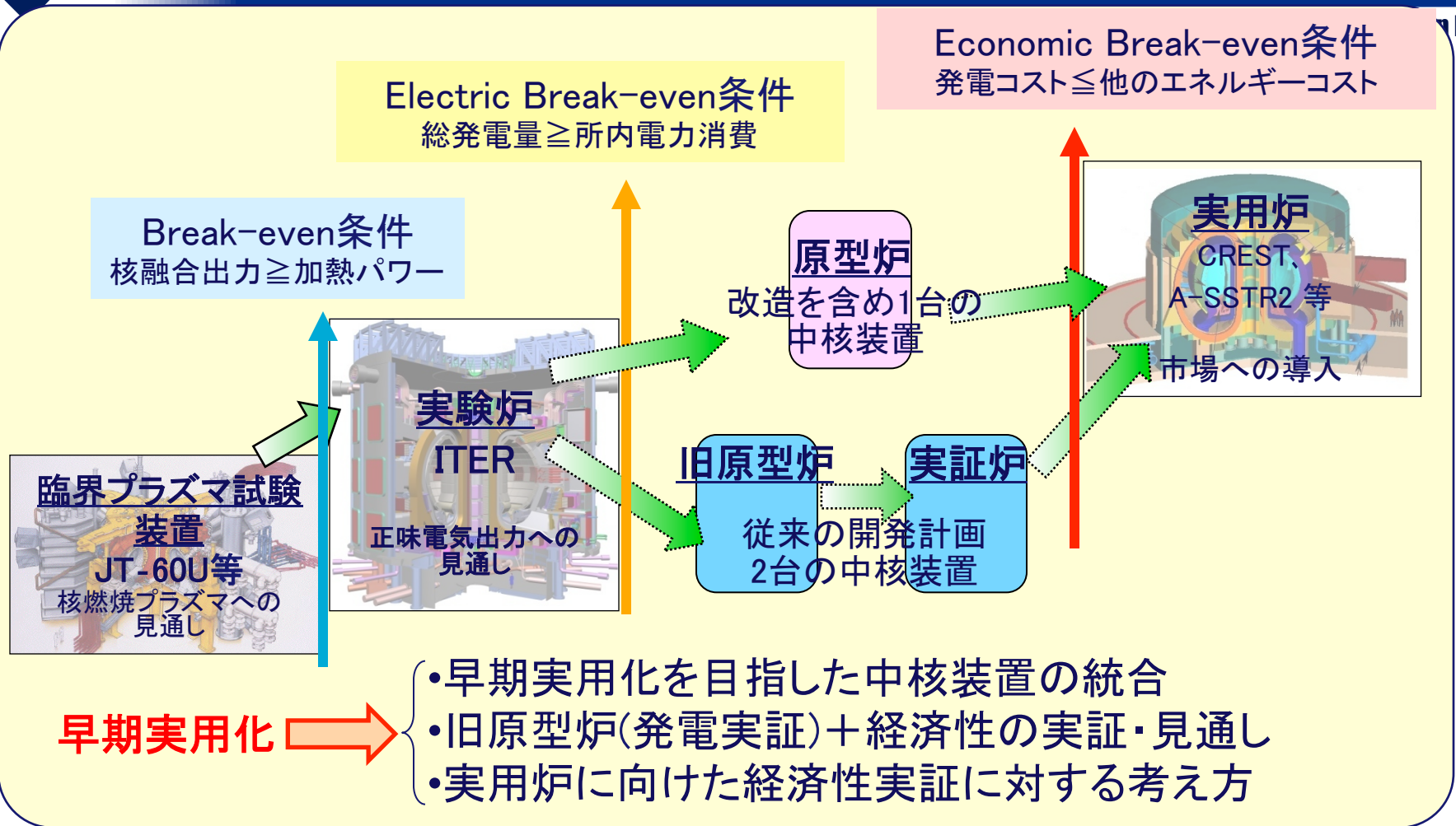
Joint Special Design Team for Fusion DEMO

現実にはコスト最優先で化石燃料を燃し続けている

1974年に予想された各種エネルギー需給



原型炉の位置付けの変更



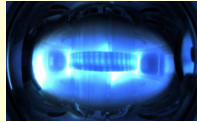
原型炉概念構築 = 核融合開発戦略

原型炉概念設計研究の難しさ

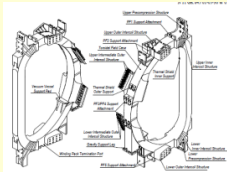
- 建設することを前提 ⇒ 限られた技術選択肢
- 実用化に向けた原型炉のミッションの選択

コンポーネント 選択

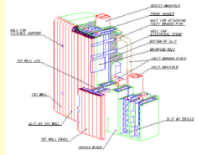
プラズマ



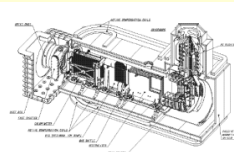
コイル



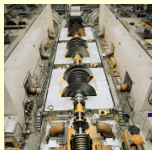
ブランケット



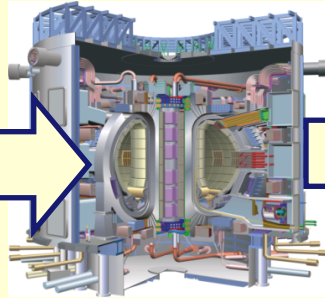
加熱装置



発電システム



システム 統合



設計目標・指針 ミッション

原型炉の条件

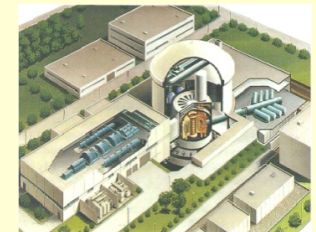
- 経済性 (COE、建設費)
- 安全性
- 実現時期
- 運用目的 (基幹電力、負荷制御、熱利用)

実用化と
の関係

実用化への条件

実用化への条件

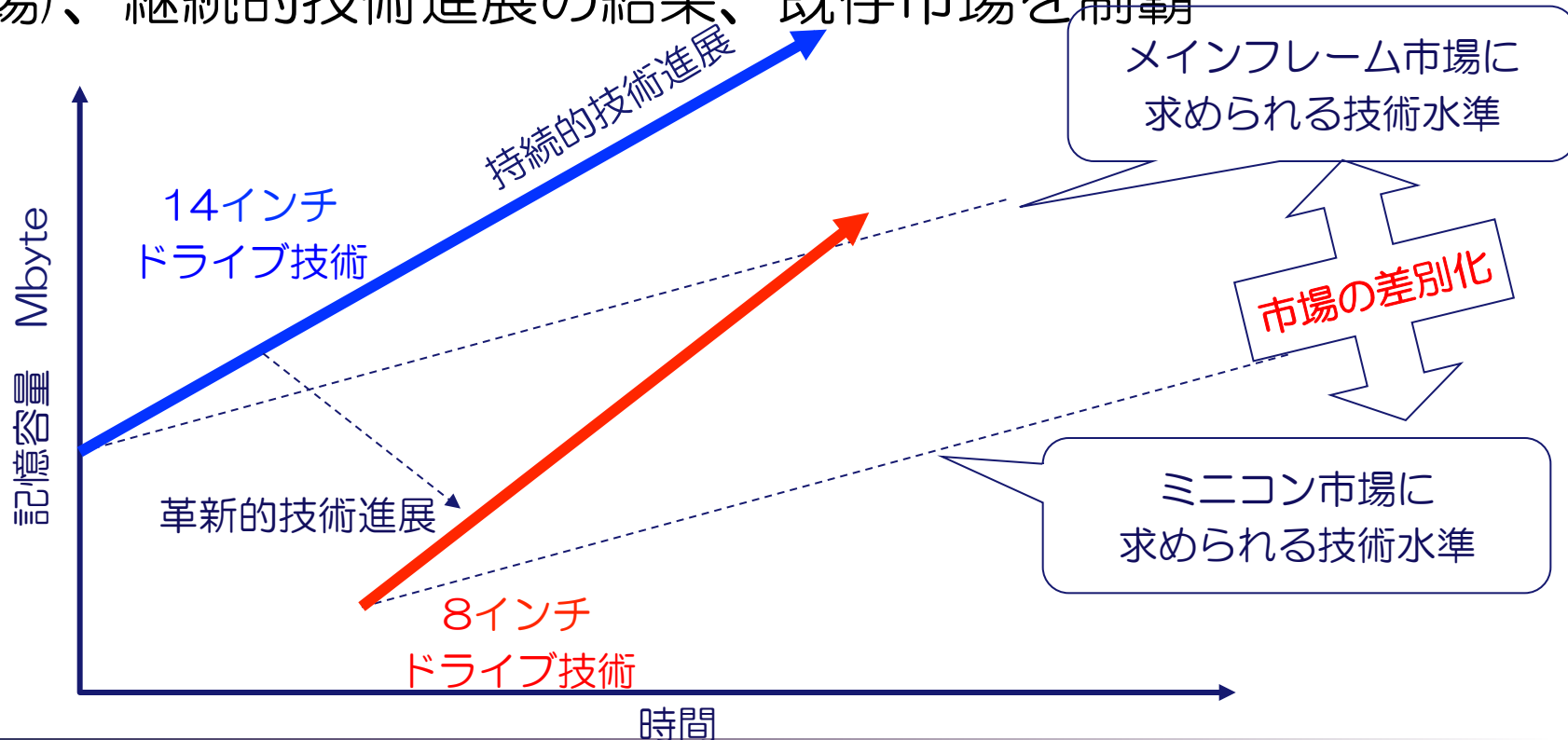
- 経済性 (COE、建設費)
- 安全性
- 実現時期
- 運用目的 (基幹電力、負荷制御、熱利用)



新技術が世の中に導入される条件

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

- ◆ 革新的技術導入例 ハードディスクの例*
- ◆ 革新的技術は、従来技術より性能・経済的競争力に劣る
- ◆ 革新的技術の長所を生かせる新しい需要創出(ニッチ市場)、継続的技術進展の結果、既存市場を制覇



◆ 導入への歴史

- 1957年東京ガスにて調査研究開始
- 1959年LNG海上輸送(米国～イギリス)に成功(技術確立)
- 1965年東京電力へ共同購入を提案
- 1966年東京電力が共同購入を決定
- 1969年アラスカよりLNG輸入開始

◆ 導入への課題

- LNGの発電所への利用経験無し
- LNG調達費用は重油より割高(1969年における価格は、1,000kcal当たり原油0.44円、LNG0.76円と**70%も割高**)

◆ 導入を後押しする背景

- 公害問題による環境規制強化の流れ(重油専用火力の建設困難に)
- 埋蔵量豊富・供給安定性
- 関税の減免等、官民一体での取り組み⇒継続的なコストダウンの努力

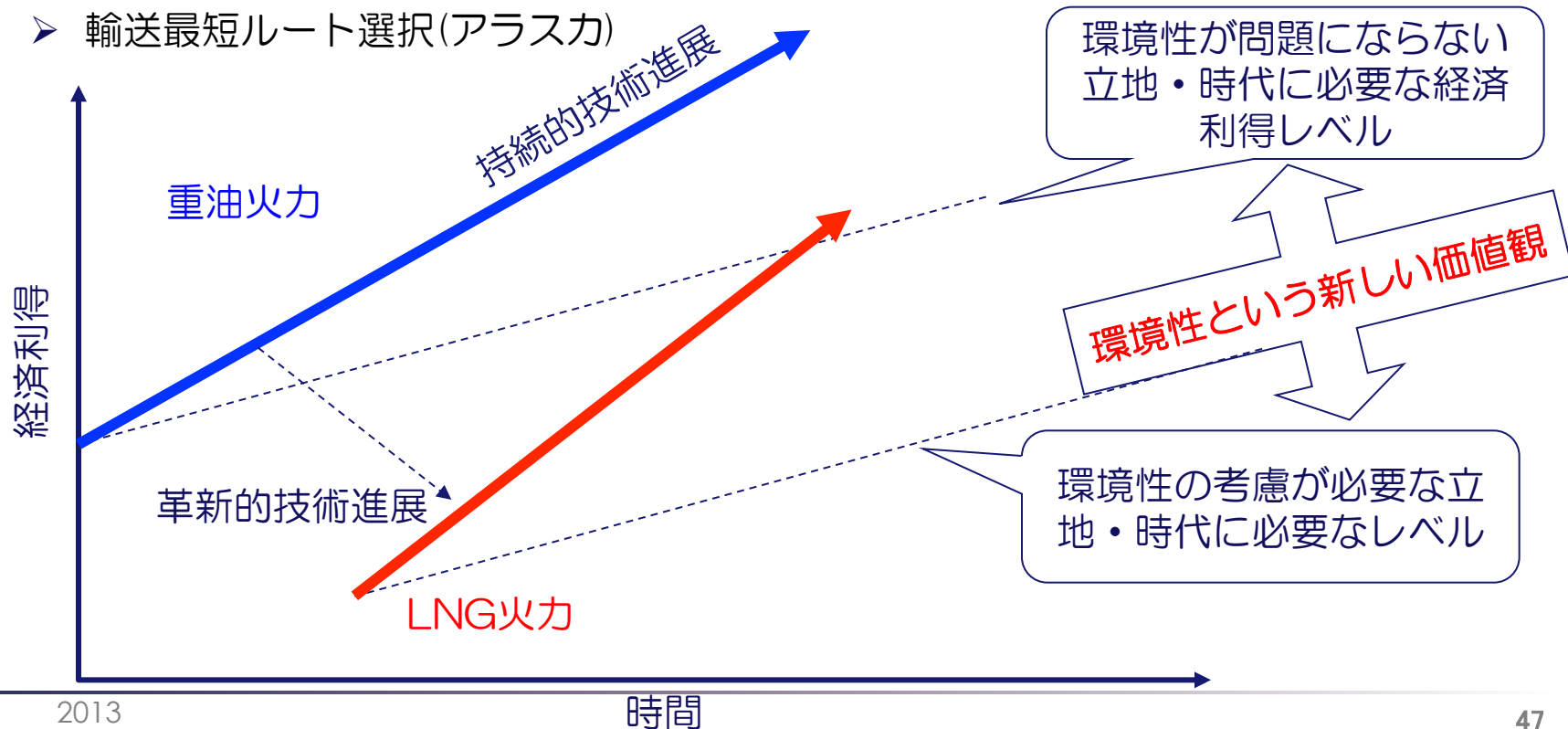
都市ガスとLNG 第6回 LNGとの邂逅⑤ -東京電力に共同導入計画を提案-、ガスエネルギー新聞2004年8月4日

都市ガスとLNG 第7回 LNGとの邂逅⑥ -東京電力が共同導入を決断-、ガスエネルギー新聞2004年8月25日

LNGが導入された条件

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

- ◆ 公害問題の顕在化でLNGの優れた環境性：**特筆すべき長所があれば導入初期にコスト高でも新技術が導入される可能性が高くなる**
- ◆ 但し、**コスト削減努力は永遠のテーマ**
 - 関税20%適用除外(大蔵・通産省)
 - 東ガス・東電共同購入、輸入基地共有化
 - 輸送最短ルート選択(アラスカ)

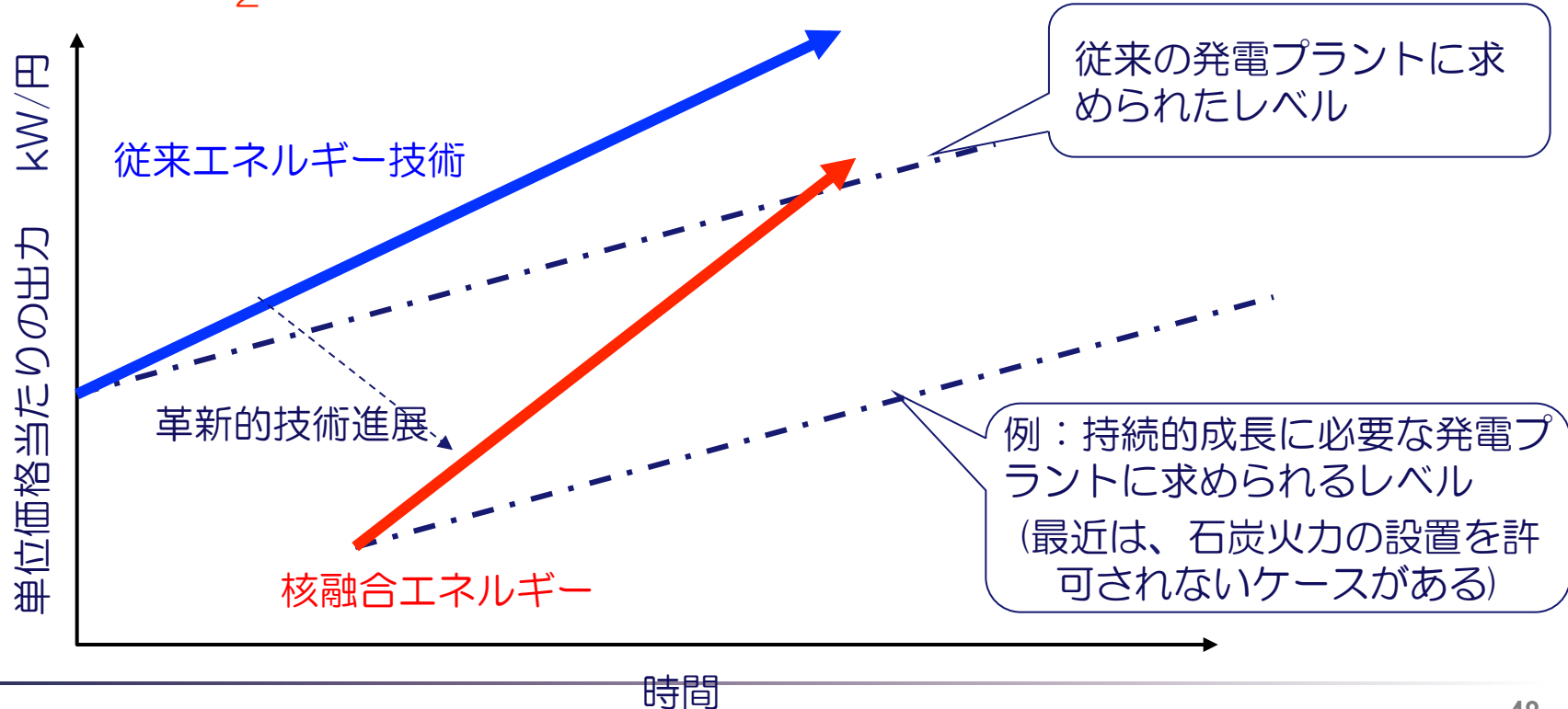


核融合へ適用した場合

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

- ◆ 核融合に限らず、新しいエネルギー技術はコスト的に割高
- ◆ 継続的なコストダウンに向けた研究開発⇒JT60SAでの成果
- ◆ 高コストでも核融合の長所・利点にマッチする新しいニーズ(例：持続的成長に必要なCO₂排出無し)に適合する市場

⇒CO₂排出無し，高レベル放射性廃棄物無し，だけで良いか？



◆ 原型炉の位置付け

- ▶ 発電実証を行うと共に、実用化に向けた見通しを得なければならない

◆ 何故、今、原型炉なのか？

- ▶ CO₂排出削減に向けた貢献，エネルギー開発の時間スケールから2050年の実用化を目指し，検討着手が必要

◆ 原型炉設計合同特別チームの設立

- ▶ 国の組織が直轄するプロジェクトとして原型炉概念活動が始動

◆ 現在検討中の原型炉概念概要

- ▶ 技術ギャップ最小限（ITER技術の応用）により数十万kW級の発電を目指した検討状況の紹介

◆ 原型炉開発の今後の課題

- ▶ 継続的な経済性向上を目指しつつ，核融合の長所を活かした導入戦略の必要性