

ITERの有効利用に関する検討

日本原子力研究所 那珂研究所

菊池 満

1. 国際的な合意

1.1 国際的な合意(SWG Task #1 report)

1.2 国際的な合意(SWG-Task #2 report)

1.1 国際的な合意(SWG Task #I report)

現在のITERの技術目標を定めた特別作業部会報告(1998年5月19日)

(共同議長:ピンカウ・マックスプランクプラズマ物理研究所長(当時), 岸本原研 理事(当時))

1. 性能と試験に関する要請:

1) プラズマ性能:

- 高Q ($Q \geq 10$, 300-500秒)
- 定常運転 ($Q \geq 5$ 目指す)
- 自己点火 ($Q = \infty$ 排除せず)

2) 工学試験:

- 統合実証(超伝導、遠隔保守等)
- 将来機器の試験(熱粒子制御等)
- トリチウム増殖モジュール試験*
- (将来炉のトリチウム自給、
高品位熱回収、発電に繋がるもの)

*: 設計としては、装置の外周側に設置するオプションを排除しない事。

2. その他:

1) 設計:

- 高自発電流率平衡を許容する事。
- 平均中性子束 $\geq 0.5 \text{ MW/m}^2$
- 平均フルーエンス $\geq 0.3 \text{ MWa/m}^2$

2) 運転:

以下を行うため20年の運転を期待。

○燃焼実験

(α 加熱が主要な状況で閉じ込め、安定性、ヘリウム排気、不純物制御を研究)

○定常運転実験

(分布、燃焼制御、閉じ込め安定性の改善モードを目指して非誘導電流駆動等を研究)

○計画初期にも低フルーエンスのブランケットモジュール試験をできる事。

1.2 国際的な合意(SWG-Task #2 report)

- ・ITERは、発電プラントレベルでの炉工学の実証を行う
(超伝導、追加熱、燃料・真空排気、プラズマ対向機器)。
- ・ITERは熱・粒子排気が可能なダイバータとプラズマ中心閉じ込めの統合の機会を与えるとともに、トカマク発電炉のテストとして、強い自己加熱と定常運転領域でのトカマク改良モードと分布制御の開拓の機会を与える。
- ・ITERの運転とメンテナンスは、デモ炉の安全設計を最適化する能力を実証する。
- ・ITERは、発電実証をオプションとし、発電プラントに適合可能なトリチウム再生産をするブランケットテストモジュールの試験場を提供する。
- ・DEMOの前に発電プラントに似た条件で技術統合すべきITERにおける課題
 - 一電流分布制御を行う高自発電流割合を持った定常燃焼プラズマ
 - 一高熱負荷定常機器を含む効果的なダイバータ機能を持った高性能中心プラズマ
 - 一高出力DT燃焼プラズマをもった超伝導磁石
 - 一核融合エネルギーシステム実規模での遠隔保守
 - 一トリチウム生成ブランケットと構造材の試験
 - 一トリチウム取り扱い

2. ポートから入れるテストモジュールによる発電試験

2.1 テストモジュールによる発電シナリオ

2.2 テストモジュール冷却・発電系系統原研検討例

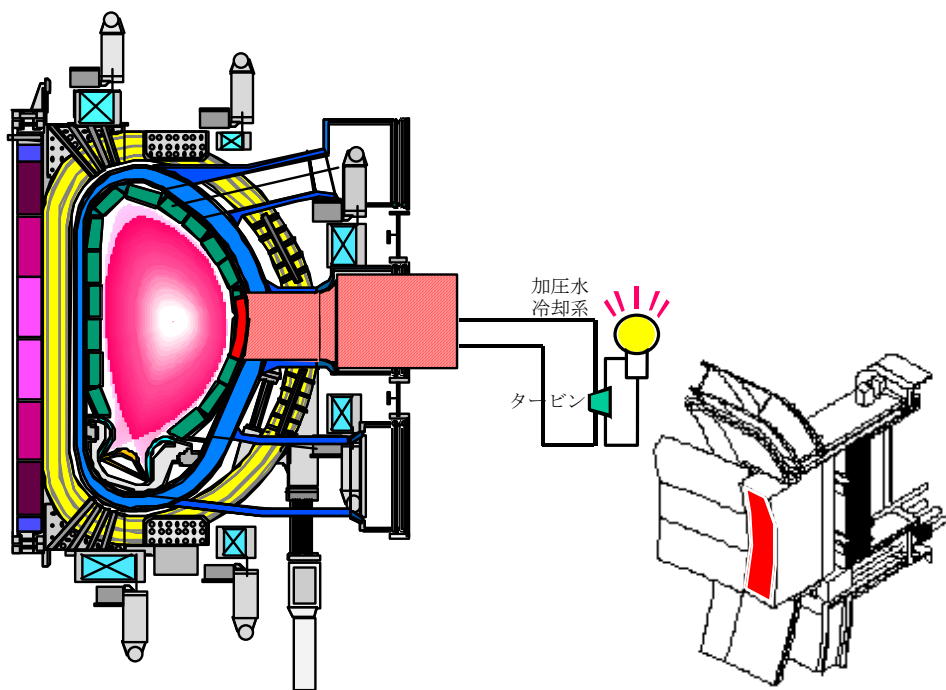
2.1 テストモジュールによる発電シナリオ

(現在国際的に検討が進められている)

SWG:トリチウム増殖モジュール試験

(将来炉のトリチウム自給高品位熱回収、発電に繋がるもの)

ポートから導入するテストモジュール(3ポート、1ポート当たり2個)を用いた発電実証



検討状況

- ・ITER 工学設計活動（平成4～13年）において、ITER でのブランケット試験について日・欧・ロ・米で検討（米は平成11年まで）。
- ・ITER 調整技術活動（平成13～14年）において、ブランケット試験モジュールを用いた発電機能試験について協力して更に検討。

第1回調整技術活動プロジェクトボード会合

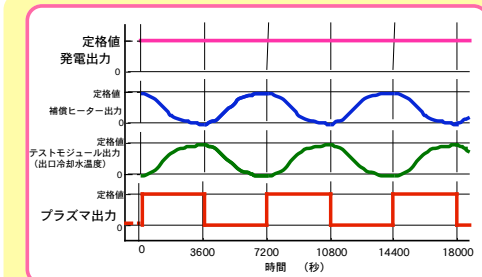
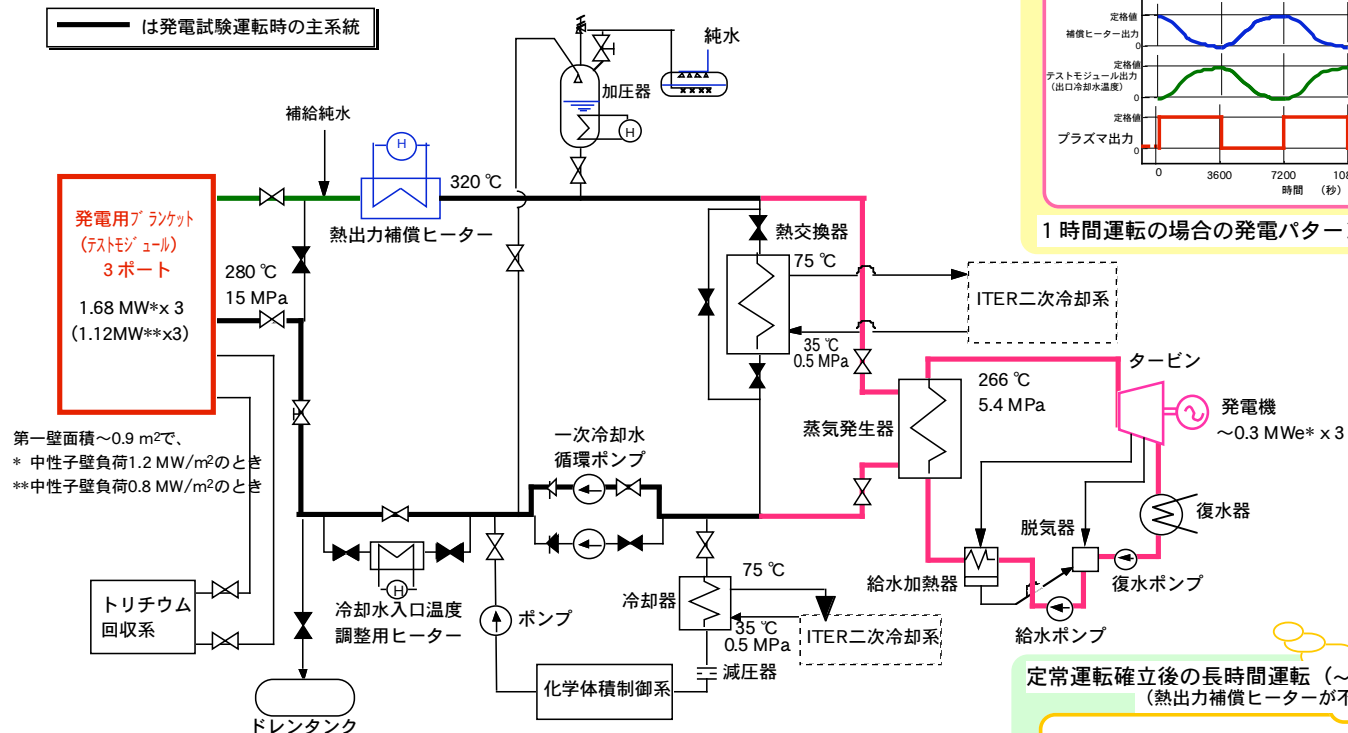
（平成13年11月7日）議事録より抜粋

- ・プロジェクトボードは、放射性廃棄物とトリチウムインベントリーの減少、および**ブランケット試験モジュールを用いた発電実証**について国際チーム及び参加極チームが協力して検討を進めることを必要であると認識した。

The PB took note of the JA PT request to the IT and PTG to collaborate in investigating the possibility to reduce radioactive waste, tritium inventory, and to demonstrate power generation through blanket test module(s).

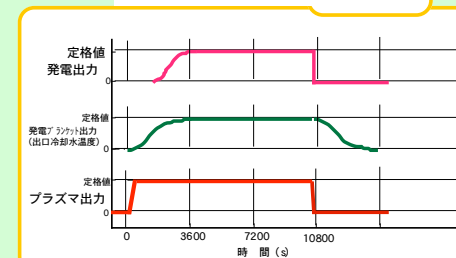
2.2 テストモジュール冷却・発電系系統原研検討例

- 最終設計報告書記載の長パルス運転時(～3600秒)の場合の発電パターン例 (右上)
- 定常運転シナリオが確立後の長時間運転(～10000秒)の場合の発電パターン例 (右下)



1 時間運転の場合の発電パターン例 (2001FDR)

定常運転確立後の長時間運転 (～10000秒) の場合
(熱出力補償ヒーターが不要)



3.外周側増殖ブランケットによるトリチウム増殖実証

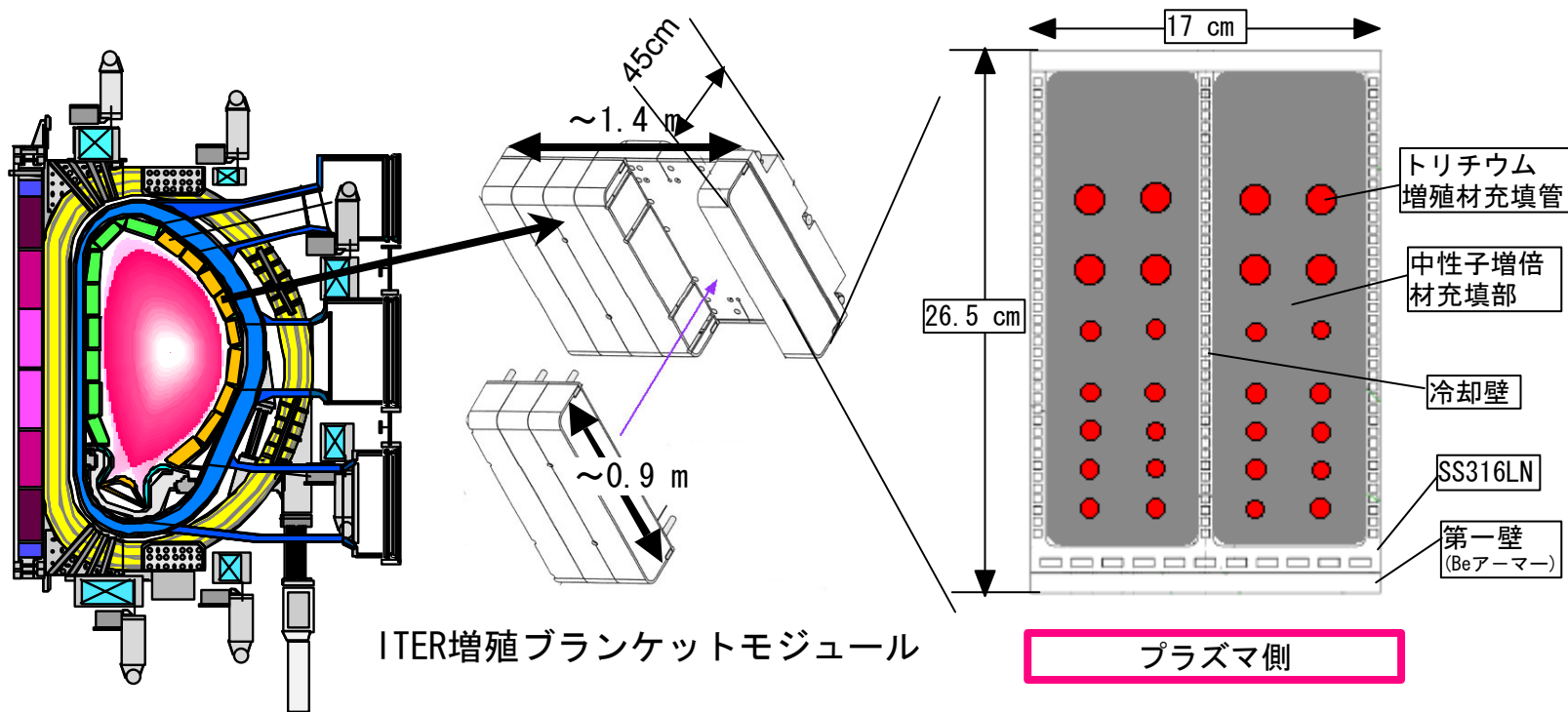
3.1 外周側増殖ブランケットの検討について

3.2 ITER増殖ブランケットの意義と主要性能

3.1 外周側増殖ブランケットの検討について

1998年SWGの「外周側に増殖ブランケットを設置する可能性を排除しないこと」というミッションに基づき、共同設計チームが実施した増殖ブランケットの設計例

ITERの運転後期に、アウトボード側の遮蔽ブランケット（277モジュール：図中橙色部分）を増殖ブランケットに交換して、トリチウム増殖を行う可能性を排除していない。ただし、発電は行わない。遮蔽ブランケット総数421モジュールの内277モジュールを想定している。



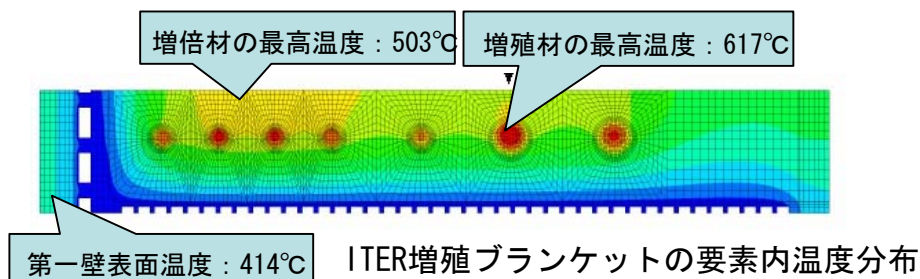
3.2 ITER増殖ブランケットの意義と主要性能

＜増殖ブランケットの積極的意義＞

1. 正味TBRで約0.6(FDR報告)を実現し、ITER後半の運転時の燃料に充てる。
2. 多数の増殖ブランケットを設置して、燃焼プラズマ負荷環境下における運転実績や製造上の知見・経験を通して発電ブランケットの信頼性向上に資する。
3. 燃焼プラズマ負荷環境下におけるトリチウム回収システムの実証を発電実証プラントの開発に資する。

＜増殖ブランケット主要性能＞

1. 表1のとおり。外周側でも増殖ブランケット厚としては26.5cmのスペースしか確保できず局所TBRは1.003で全体としてのTBRは0.6程度。
2. 100℃の冷却水で、増倍材(Be)温度は503℃に達する。



	ITER増殖ブランケットモジュール
表面熱負荷 (MW/m ²)	最大 0.5
中性子壁負荷 (MW/m ²)	0.5-0.78
冷却水条件	100℃、3 MPa
TBR (1モジュール当たり)	1.003
構造材料	SUS316
トリチウム増殖材料	Li ₂ TiO ₃ 、直径1mm微小球内径8-13mmの管に充填
中性子増倍材料	Be、直径1mm微小球増殖材の管の周囲に充填

4. ITERに原型炉の機能を追加する可能性

- 4.1 ITERに原型炉の機能を追加する上での主要課題
- 4.2 発電ブランケット
- 4.3 冷却系、圧力抑制タンク
- 4.4 プラズマ運転モード
- 4.5 発電設備と改造の全体概要

4.1 ITERに原型炉の機能を追加する上での主要課題

- 1) ITERにおいて大規模連続発電を実現することは現時点では国際的には想定されていない。
実施には、設計とそれに基づく国際合意が必要。

SWG Task#2報告:ITERは、発電実証をオプションとし、発電プラントに適合可能なトリチウム再生産をするブランケットテストモジュールの試験場を提供する。

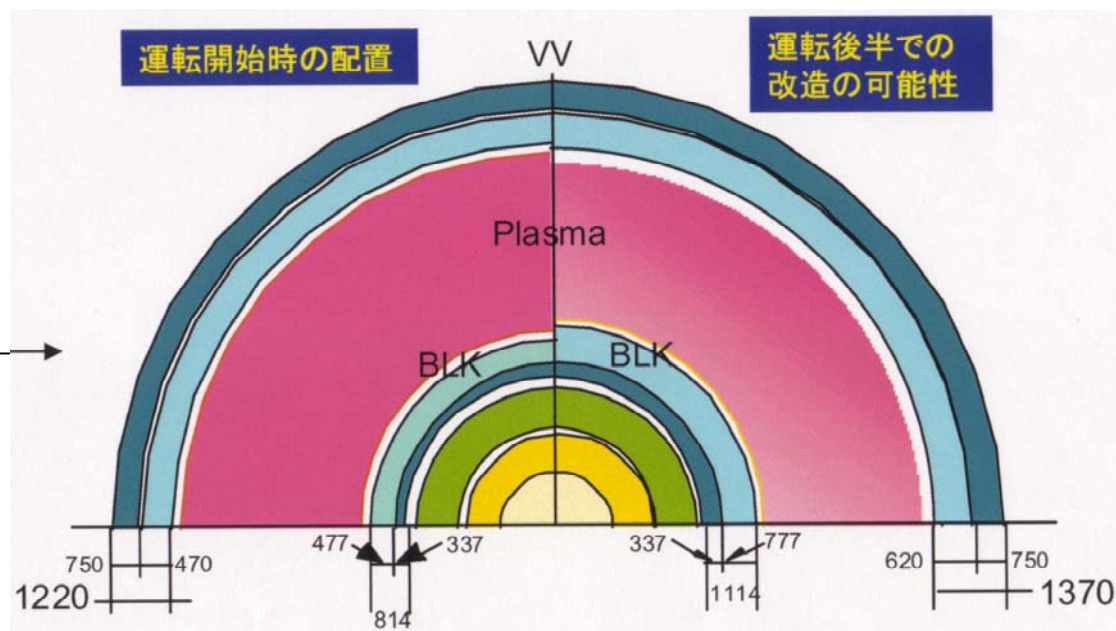
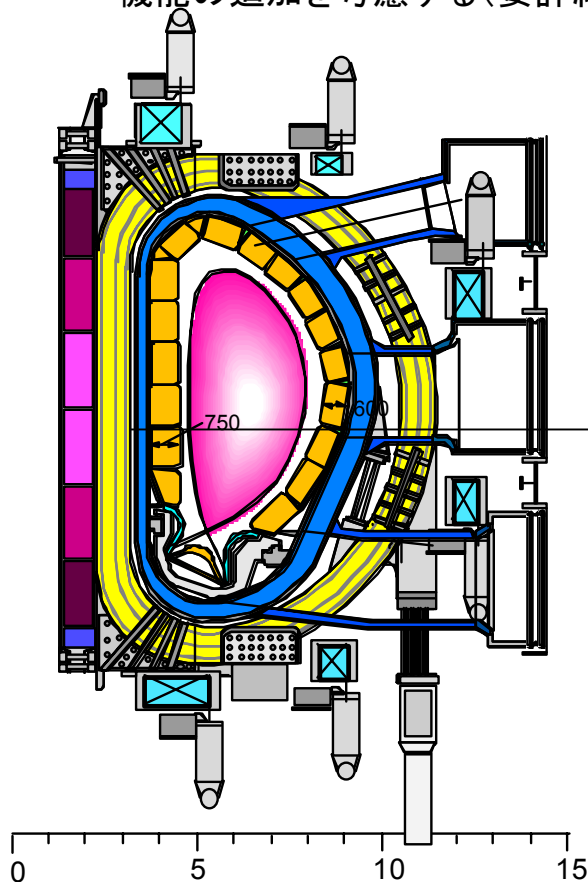
- 2) 今から対応しておかないといけないものがある。
 - ・高温高圧冷却配管／マニホールド、トリチウム回収配管等の設置
 - ・大規模連続発電に必要な機器・設備(水蒸留塔、圧力抑制装置、蒸気発生器等)の設置空間／建家スペースの確保
- 3) 後半10年に大規模な改造が必要。
 - ・発電ブランケット(とTBR>1の確保)、発電設備／建家、除熱系、He冷凍系増力、トリチウムプラント増力、電流駆動系増力等
- 4) プラズマの連続高ベータ運転の実現
 - ・現状ベースの上限($\beta_N=2.6$ 程度)での連続運転を運転モードとして考慮する必要がある。
 - ・現状ベースを上回る連続高ベータ運転を実現する研究計画を新たに考慮する必要がある。
具体的には、将来の発電炉を目指した連続高ベータ運転
(1) $\beta_N=3.5$ 程度、もしくは(2) $\beta_N=4.5$ 程度
をITERに取り込む必要がある(トカマク国内重点化装置等による技術確立を受けて)。
- 5) 使用条件の変更に対する安全確保
 - ・大規模連続発電を視野に入れた安全確保策(現状の安全確保の考え方との相違点)の検討と処置。

4.2 発電ブランケット

- 4.2.1 発電ブランケット設置のためのラジアルビルド変更
- 4.2.2 発電ブランケット構造
- 4.2.3 発電ブランケットのトリチウム透過対策
- 4.2.4 トリチウム透過抑制膜

4.2.1 発電ブランケット設置のためのラジアルビルドの変更 (小半径を変更してTBR>1を目指した発電ブランケット設置スペースの確保)

現ITER設計では内外周とも遮蔽ブランケットの厚さは450mm。4-2の発電ブランケット厚600mmを確保するためには、150mmスペースを増やすことと、遮蔽性能の低下を補うために内周側は更に150mm程度の遮蔽機能の追加を考慮する(要詳細検討)。



内周側 814mm⇒1114mm(30cm増)

外周側 1220mm⇒1370mm(15cm増)

これに対応するには、プラズマを細くする必要がある。

4.2.2 発電ブランケット構造

○発電ブランケット構造(原研検討例)

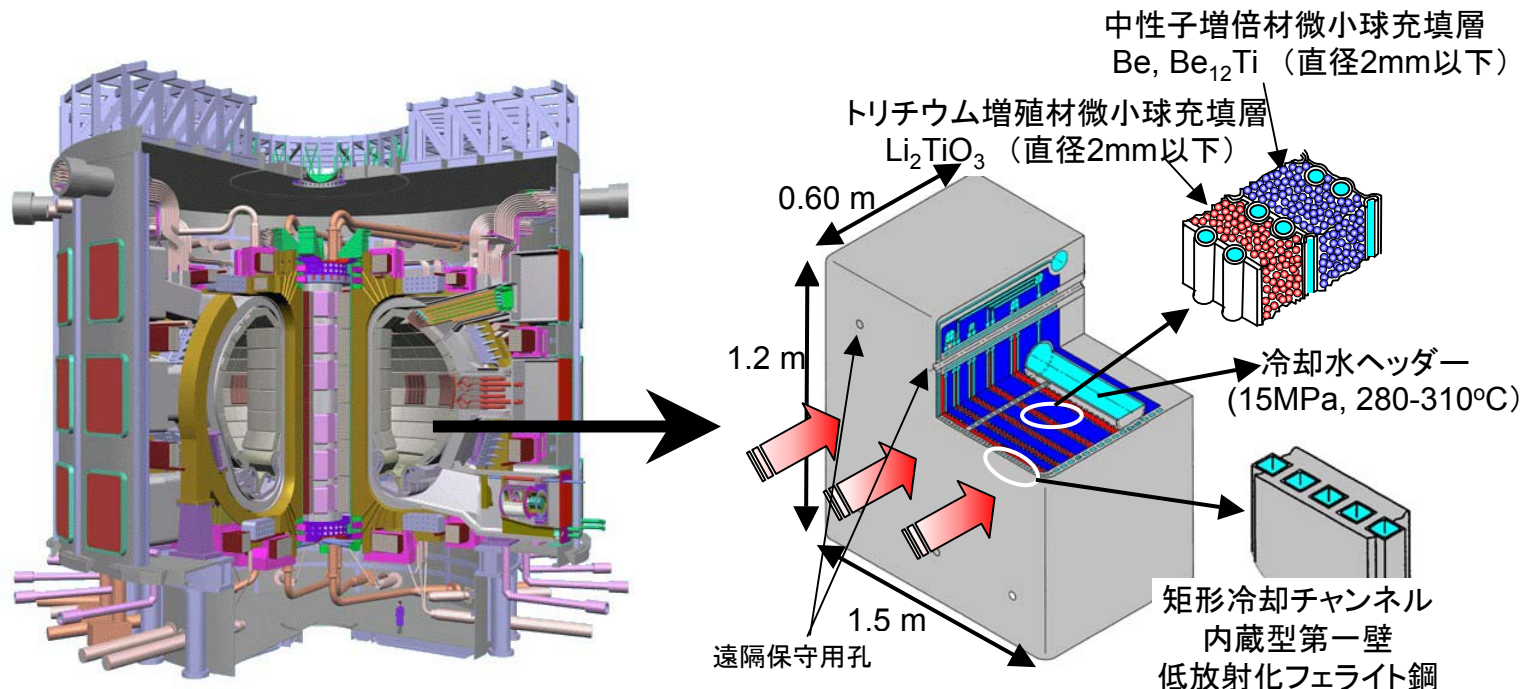
前面アクセス遠隔保守方式で、遮蔽ブランケットと同一の着脱構造を採用

高温加圧水へのトリチウム透過対策(透過防止膜の開発とコンパクトな水処理系)を要する。

○温度差による熱延びの回避(原研検討例)

真空容器運転温度を250℃に上げ、温度差を50℃以下とする。真空容器冷却水圧力は40気圧強。

高温運転に伴う真空容器構造設計等の見直しが必要。



中性子エネルギー増倍率: 約1.42

4.2.3 発電ブランケットのトリチウム透過対策

問題設定：高温になると水素は多くの材料に対する透過性が高くなる。発電ブランケットを設置する場合、高温冷却水へのトリチウム透過に対する対策を行う必要がある。

- ・トリチウム透過を抑制する酸化クロム等の皮膜を配管にコーティングすることが望まれる（開発状況は4.2.4参照）。
- ・一方で、透過したトリチウムを回収するための処理を行う必要がある。例えば、現ITERの（液相化学交換塔＋深冷蒸留塔）方式の水処理系の前段に直径の大きな水蒸留塔を設置する必要がある。
- ・この水蒸留塔の設置スペースを確保する必要がある。
- ・水蒸留塔は大きな設置空間を要するため、できれば小型化の技術開発が望ましい。
- ・高温高圧ブランケット配管からのトリチウム浸透に対応するため、二重管構造化（ガードパイプ化）が必要となる可能性がある。

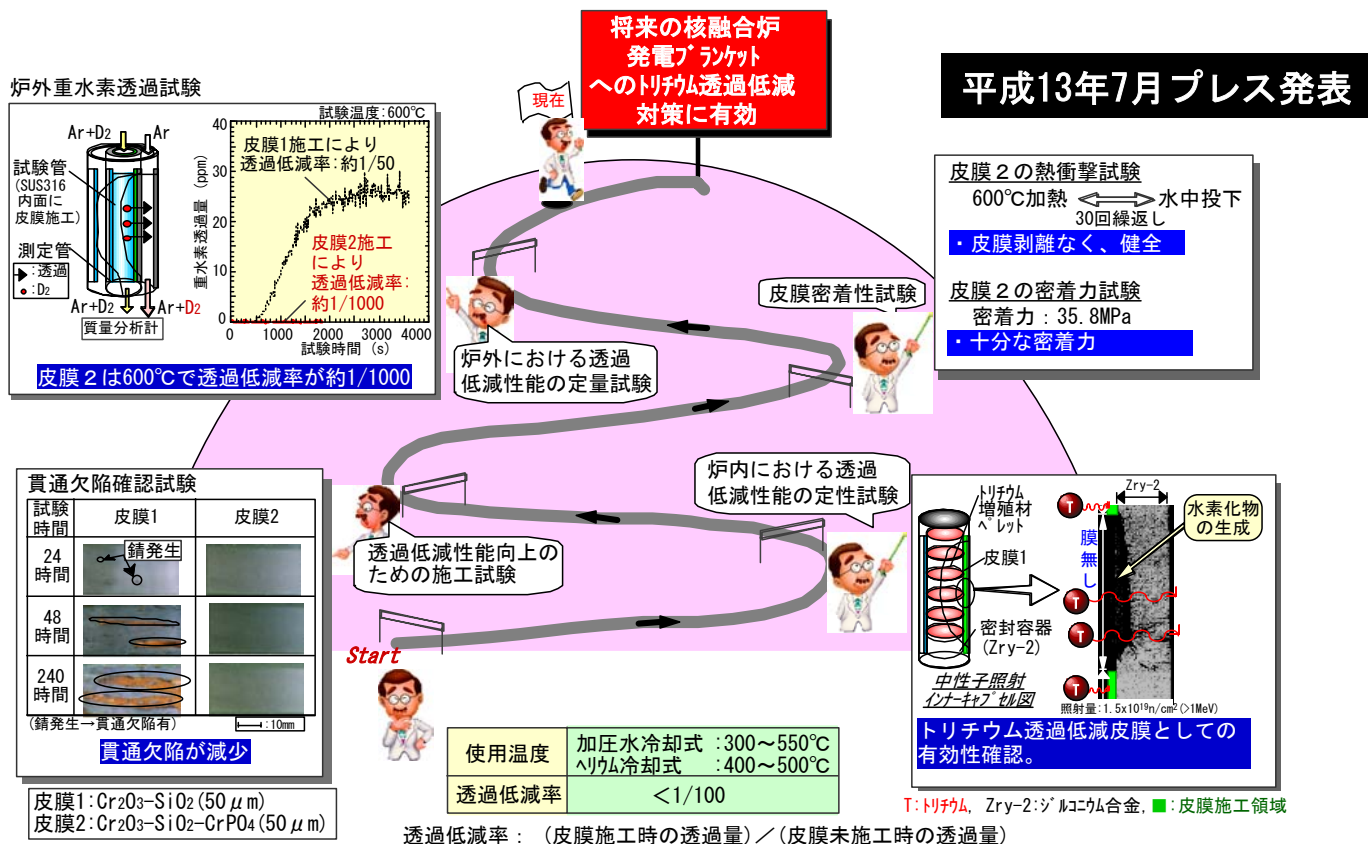
参考1：カナダのダーリントンの重水処理施設では、（蒸気相化学交換塔＋深冷蒸留塔方式）を用いている。処理量は360 kg/h（20基の重水炉からタンクで運んできて処理。）

参考2：旧ITERでは水処理システムとして（水蒸留塔＋蒸気相化学交換塔＋深冷蒸留塔）方式が採用されていた。処理量は120 kg/hとされた。水蒸留塔は、直径1-1.2m、高さ23-29mのものが3本程度。

参考3：現ITERでは、水処理系の処理量は20 kg/h、（液相化学交換塔＋深冷蒸留塔）方式を用いている。処理量が少ないため、水蒸留塔＋蒸気相化学交換塔ではなく、液相化学交換塔を採用している。液相化学交換塔は、重水炉「ふげん」で用いられている技術である。

4.2.4 トリチウム透過抑制膜

発電ブランケット内での高温冷却水へのトリチウム透過の抑制のための透過抑制膜としては、原研大洗研究所で開発／試験された $\text{Cr}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2\text{-CrPO}_4$ がある。この皮膜を50mmコーティングすると透過率は1/1000に低減されるとともに、熱衝撃試験等でも優れた特性を示している。



4.3 冷却系、圧力抑制タンク

4.3.1 一次冷却設備仕様の違い

4.3.2 真空容器圧力抑制タンクの違い

4.3.1 一次冷却設備仕様の違い

- ・現在のITERの一次冷却系は、100℃／30気圧の冷却水条件
- ・発電を行う場合、一次冷却系は280℃/320℃、150気圧の冷却水条件
- ・熱負荷の増大に伴って、ループ数が増える。
- ・クライオスタット内にある主ループ、ヘッダーの配管は、当初から設置する必要がある。

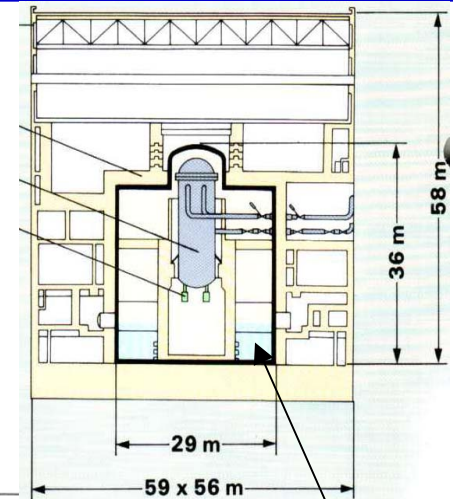
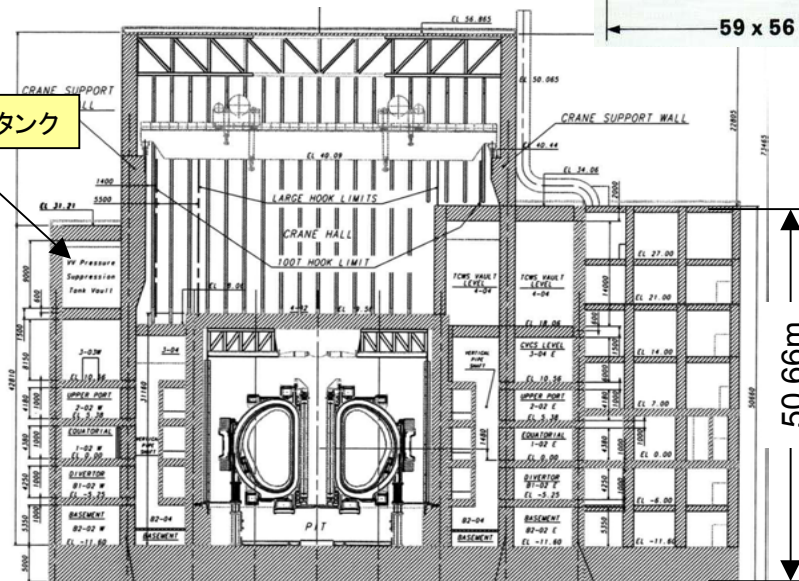
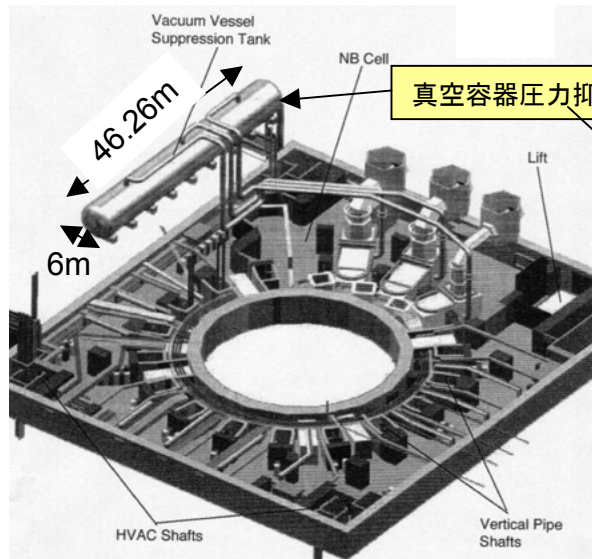
	ITER	ITER-DEMO 運転点①	ITER-DEMO運転点③
核融合出力	500MW	620MW	1020MW
ブランケット冷却系熱負荷	690MW	795MW	1275MW
ループ数	3	4	6
冷却材			
入口温度	100℃	280℃	280℃
出口温度	148℃	320℃	320℃
温度差	48℃	40℃	40℃
運転圧力	30kg/cm2G	157kg/cm2G	157kg/cm2G
流量／ループ	1130kg/秒	1170kg/秒	1253kg/秒
設計温度	270℃	343℃	343℃
設計圧力	50kg/cm2G	175kg/cm2G	175kg/cm2G
配管サイズ			
主ループ	ND550 sch.60	ND600 sch.160	ND650 sch.160
ヘッダー	ND300 sch.60	ND350 sch.160	ND400 sch.160

表 4.4.2の運転点①と③に対応する冷却系検討例

4.3.2 真空容器圧力抑制タンクの違い

・4-4 のITER冷却水条件に対し容器内冷却管破損時に起こる(水蒸)気圧上昇を抑制するために、真空容器圧力抑制タンクが準備されている。比較のために、改良BWRの建家と圧力抑制タンクを示す。

・高温高圧水(320℃／150気圧)を用いる場合、数倍のタンク容量が必要となる(原研評価、要詳細検討)現在の容量を大きく上回るため、建家を含めた検討が必要となる。



4.4 プラズマ運転モード

4.4.1 発電実証用プラズマ運転モード

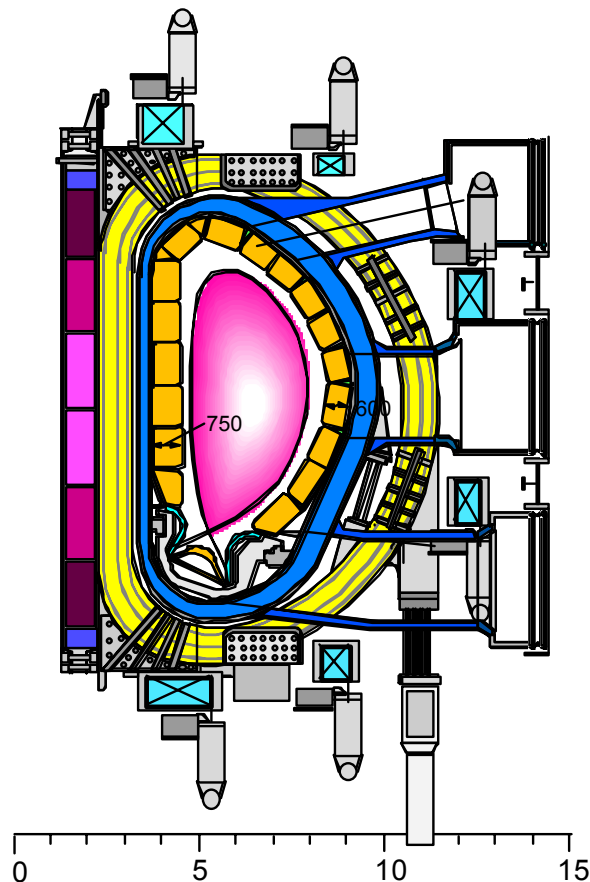
4.4.2 高ベータ定常運転

4.4.3 高ベータ定常運転(国際チームの評価例:発電は考慮せず)

4.4.4 高 β 定常運転実現のための帰還制御法

4.4.5 ITERの運転計画

4.4.1 発電実証用プラズマ運転モード



1. 定常運転(非誘導電流駆動)
2. 主半径(例): 6.2m
3. 小半径(例): 1.7-1.6m(現ITERより30-40cm細い)
4. 楕円度(例): 2-2.15(負磁気シアか電流ホール)
5. 電流駆動法(計算上はNBIを用いた評価)

約60MW程度が必要。2ポートを使ってNBI 33MWが準備されているが増力が必要。また、20MWのECシステム(170GHz)もNTM制御／電流駆動に用いる。

6. 高ベータ化帰還制御

現在の設計は、超伝導補正コイルを用いてRWMを制御する構想。制御性改善のために6つの水平ポート(3個毎)にセクターコイルを設置することも検討中。NBI入射ポート他との干渉が問題。ITERでどこまで、高ベータ化帰還制御が可能かの見通しは、今後の評価による。国際チームの評価では、規格化ベータ値2.6程度でQ~5の連続運転の可能性が示されている。将来を見通した発電実証用に望まれる規格化ベータ値は3.5-4.5程度。

4.4.2 高ベータ定常運転

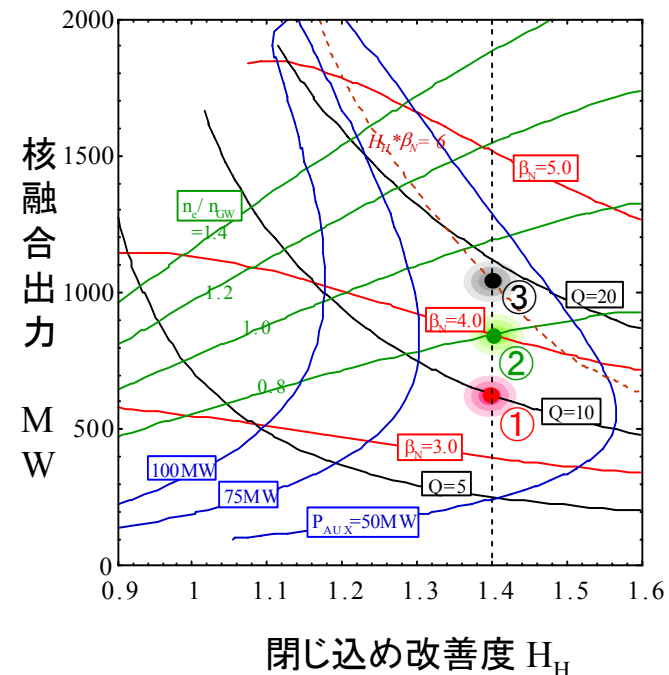
現状認識: 現在、ITERにおける高ベータ定常運転の技術的目処は立っていない。
目標とする $Q>5$ 運転シナリオの検討がすすめられている段階。

- ・高ベータ定常運転は、規格化ベータ値 β_N の高い運転と、高い閉じ込め改善度 H_H が必要。
- ・以下の例は、原研で検討した $I_p=9.5\text{MA}$ の例。国際チームでは12–15MAで定常運転シナリオを評価している。
- ・運転点①を除いて、核融合出力が定格(500MW)／拡張運転(700MW)を超える。

	運転点①	運転点②	運転点③
主半径／小半径 R/a	6.2 m / 1.6 m	←	←
楕円度 K_{95}	2.15	←	←
プラズマ電流 I_p	9.5 MA	←	←
自発電流割合 $f_{bootstrap}$	55%	64%	71%
エネルギー増倍率 Q	10	13.6	17
核融合出力 P_f	621 MW	843 MW	1020 MW
規格化ベータ値 β_N	3.55	4.0	4.3
ベータ値 β_t	4.0%	4.5%	4.8%
閉じ込め改善度 H_H	1.4	1.4	1.4
閉じ込め時間 τ_E	2.0 秒	1.91 秒	1.85 秒
平均電子温度 $\langle T_e \rangle$	14.7 keV	14.2 keV	13.8 keV
密度／GW 密度 n/n_G	0.66	0.8	0.9
密度 n	$7.8 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$	$9.4 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$	$10.7 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$
加熱・電流駆動パワー P_{add}	62 MW	62 MW	60 MW
$\beta_N H$	5.0	5.6	6.0
安全係数 q_{95}	4.8	4.8	4.8

注: システムコード評価(要詳細検討)
赤字は、設計を上回る条件。

FEAT SRS-SS ; $R/a/\kappa_9/I_p=6.2\text{m}/1.6\text{m}/2.15/9.5\text{MA}$ ($A_N=0.5$, Ar:0.15%, $Z_{eff}=1.8$)



4.4.3 高ベータ定常運転(国際チームの評価例:発電は考慮せず)

現状:N-NBI 33MW, EC 20MW, IC 20MW 合計73MW

中心電流駆動と周辺電流駆動の両方を増力する必要がある。

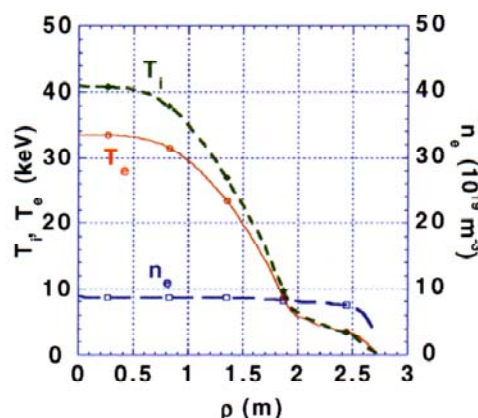
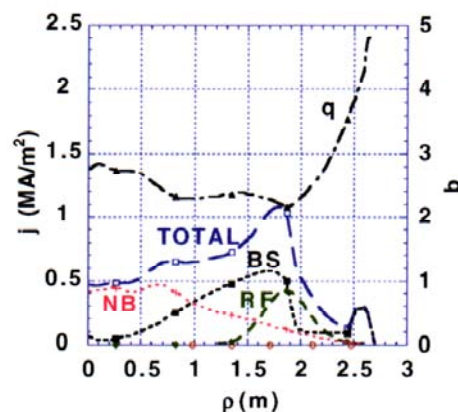
周辺電流駆動にLHRFを用いるかどうかについては要議論。

	ITER(1)	ITER(2)	ITER(3)
R (m)	6.2	6.2	6.2
Aspect ratio	3.1	3.1	3.1
I_p (MA)	12	15	15
q_{95}	4	3	3
I_{BS}/I_p	0.55	0.33	0.18
$H_{118(y,2)}$	1.5	1.3	1.1
β_N	3.6	3	1.8
f_G	0.85	0.9	0.85
P/R (MW/m)	37	40	15
P_α/P_{heat}	0.62	0.55	0.9

ITER共同設計チームによる評価

(M. Shimada et al., EPS 2003)

- ・中心電流駆動: 負イオンビーム電流駆動(N-NBCD)
パワー 47MW、エネルギー 1MeV
- ・周辺電流駆動: 低域混成波電流駆動(LHCD)
パワー 40MW、周波数 5GHz
- ・エネルギー増倍率 $Q = 8$
- ・規格化ベータ値 $\beta_N = 3.6$

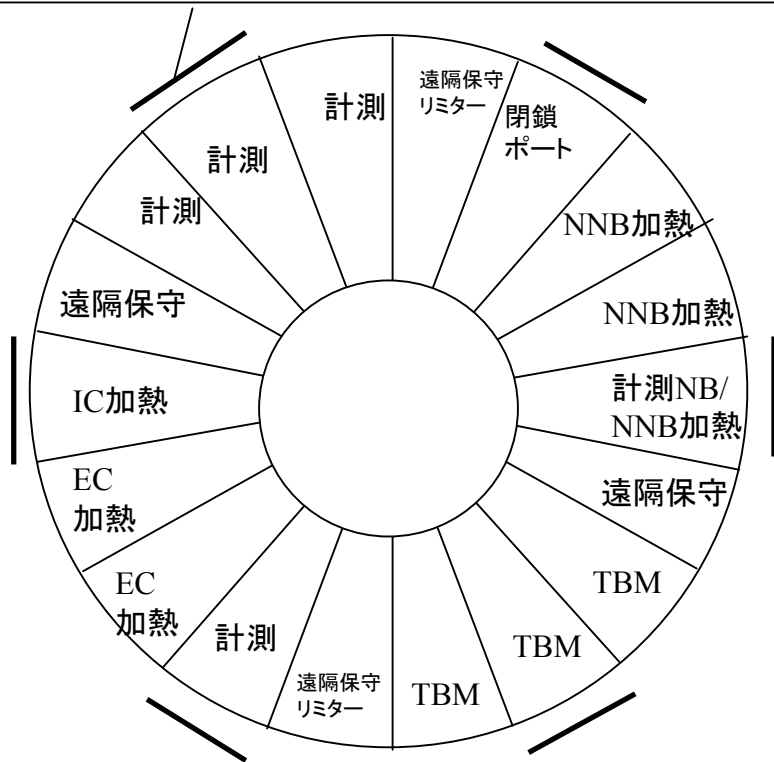


ITERの定格は500MWだが、ダイバータとブランケットへの熱配分の裕度を考慮すると700MWが可能となる可能性があるとしている(国際チーム)。但し、パルス幅は、二次冷却系を増力しないと200-300秒で制限される。

4.4.4 高 β 定常運転実現のための帰還制御法

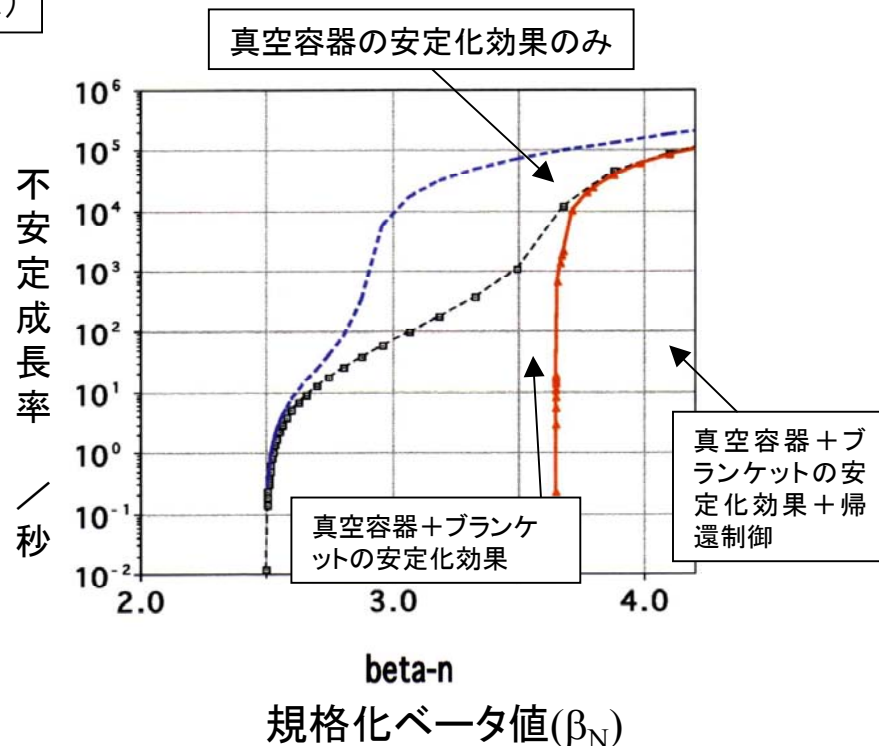
現在の設計は、超伝導補正コイルを用いてRWMを制御する構想。制御性改善のために6つの水平ポート(3個毎)にセクターコイルを設置することも検討中。ITERでどこまで高ベータ化帰還制御が可能かの見通しは、今後の評価による。

RWM モード帰還制御コイル配置検討例(国際チーム)



ITERポート配置(最終設計報告)

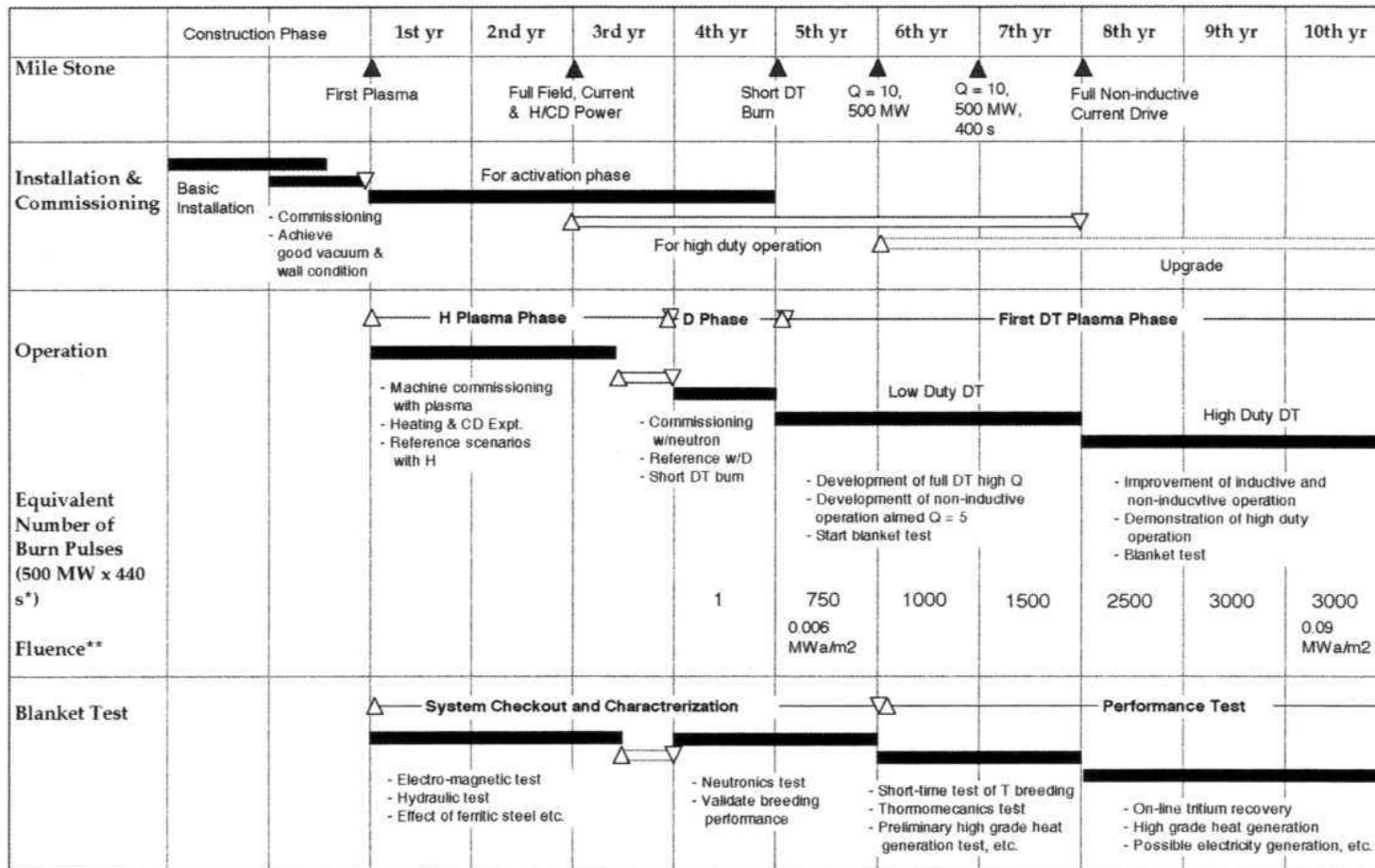
TBM : テストブランケットモジュール



G. Navratil et al., 国際トカマク物理活動MHD グループ報告、2003年7月(初期結果、 $\beta_N \sim 3.5$ は安定化できる可能性があるが、欧州の同様のコードと異なる事、ブランケットのモデル化の妥当性等は要確認)

4.4.5 ITERの運転計画

・ITERの最初の10年の概略の研究計画は以下の通り。大規模連続発電のベースとなるプラズマ性能向上のための試験を加える必要がある。



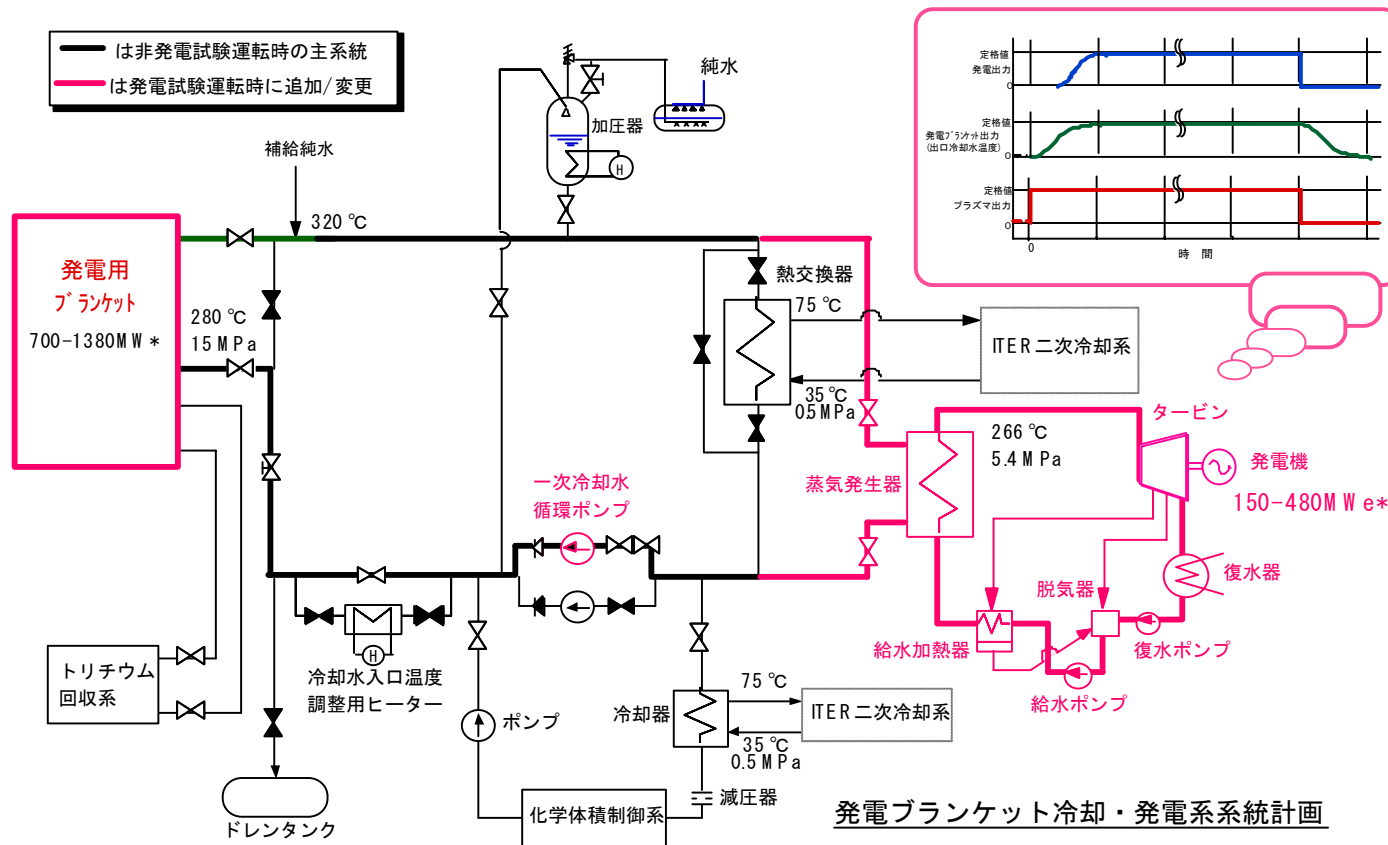
4.5 発電設備と改造の全体概要

4.5.1 発電系統図の例

4.5.2 改造の全体概要

4.5.1 発電系統図の例

ITERに発電ブランケットを設置し熱出力を取り出す場合、蒸気発生器、発電機、等の設置が必要になる。



注記:

- 冷却水高温化に伴い、通常運転時のトリチウムの冷却水への透過対策が必要。
- 冷却水圧力上昇に伴い、発電ブランケットの真空容器内外水漏れ事故に対する対策が必要。

4.5.2 改造の全体概要

初期的検討では、以下のような改造が必要となる。全体像を得るには、詳細検討が必要。

1. 発電ブランケット

- ・421ユニットの取り替え
- ・トリチウム回収配管、温度差吸収機構
- ・トリチウム浸透抑制技術の開発

2. 一次冷却設備

- ・ブランケット冷却系の耐圧を50気圧→175気圧
- ・流量1.4倍(運転点1)–2.2倍(運転点3)
- ・遮蔽ブランケットマニホールド(～4.4MPa)を15MPa対応に変更する必要がある。
- ・配管のガードパイプ化

注: 以上は、最初から対応することが望ましい。

- ・一次冷却水からのトリチウム回収設備が必要。

3. 圧力抑制装置

- ・圧力抑制装置(VVPSS)処理量数倍(要検討)(上水平ポートからの連絡配管の増設)当初から設置せざるを得ない可能性あり。

4. 熱除去系増力、補給水量の増加

サイトに依存。

5. 解体処理、据え付け

- ・遮蔽ブランケットの解体・処理
- ・発電ブランケット取り付け

6. トリチウム・プラントの増加

処理量の増加に伴う設備追加

7. 水処理系の追加

8. 建家変更、増設

- ・安全対策上の変更の検討が必要。(冷却系機器室の耐圧性等)
- ・タービン建家
- ・蒸気発生器、水処理系、圧力抑制装置用空間は当初から考慮する必要がある。

9. He冷凍設備追加

真空容器の高温化による熱シールドへの負荷の増加に伴い増力が必要(例: 18kW x 4 → 18kW x 5)

10. 発電設備(150–480MWe)

- ・蒸気発生器、タービン設備、発電機、電気設備

11. 電流駆動系追加

仕様については、今後の検討次第。

5. 安全性に関わる視点

5.1 ITERにおける安全確保の考え方

5.2 安全確保上の課題

5.1 ITERにおける安全確保の考え方

ITERに備わる安全上の特徴

①核融合反応に備わる固有の特徴

- ・ 原理的に核的暴走がない。
- ・ プラズマ固有の反応終息性

②ITER装置条件下で固有の特徴

- ・ 崩壊熱密度が小さく、自然放冷で除熱

③本来機能確保により得られる特徴

- ・ プラズマ燃焼のための高気密性
→安全上必要な気密性は自動的に確保
- ・ 万一、微小なリークがあっても①から核融合反応は受動的に停止。
- ・ 運転達成のための耐電磁力強度
→自ずと安全上十分な構造健全性確保

安全上の特徴の纏め

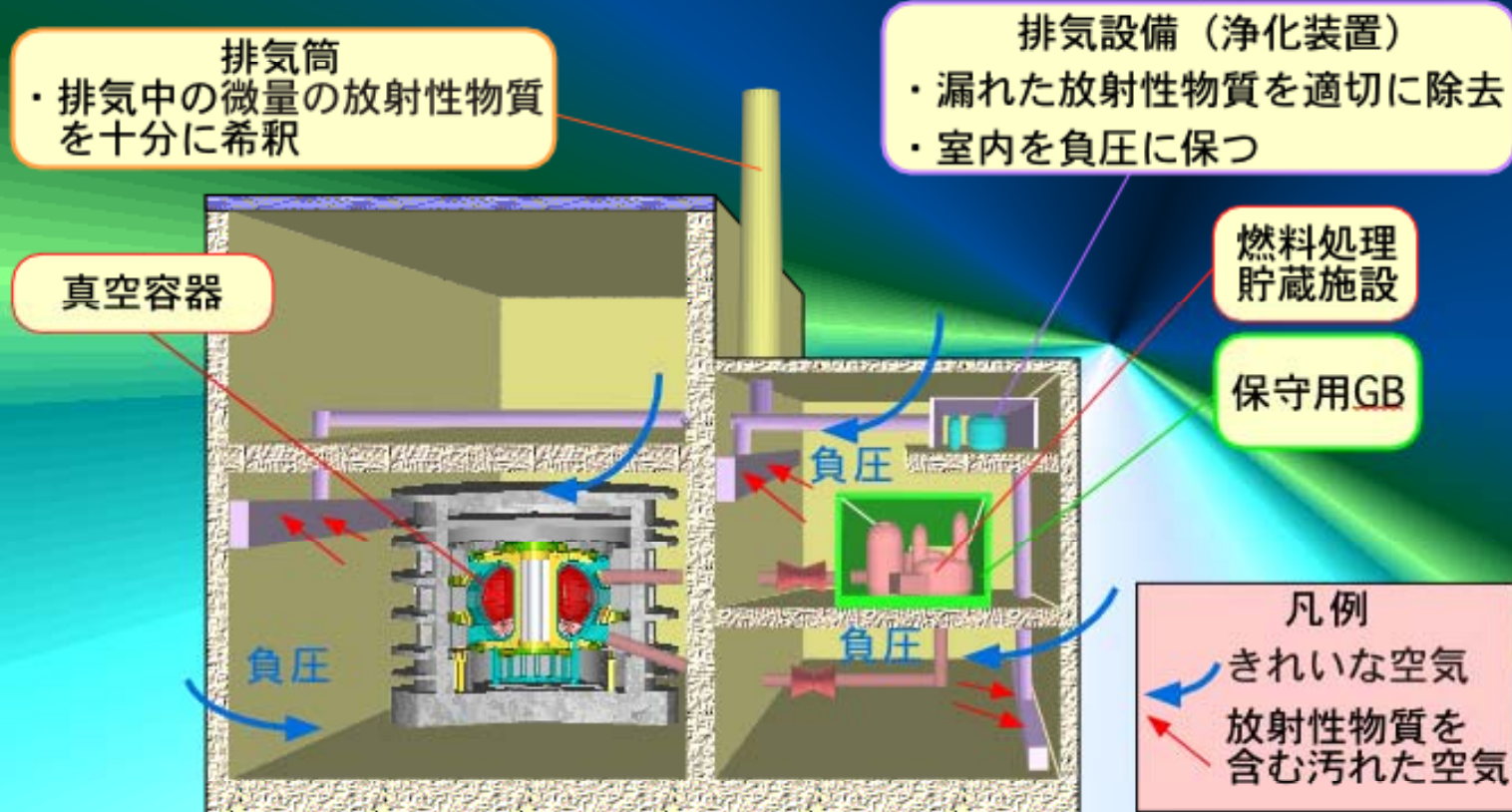
- (1)事故（放射性物質の異常な放出）の発生防止に対して、通常の耐圧・耐震設計が重要。緊急停止装置や残留熱除去装置を備えずとも健全性確保。
- (2)あえて事故を仮想しても、建家内への放出放射性物質は、平常時から機能している排気設備により除去、希釈放出され、十分な安全性が確保。また、建家や排気設備に作用する荷重は小さい。

安全確保の基本的な考え方

旧科技庁による「ITER 施設の安全確保の基本的な考え方について」H1 2 年 7 月
原子炉安全技術顧問の会合（近藤主査）

目 標	公衆及び従事者に放射線障害を及ぼすおそれがないよう措置を講ずる。	安全設計の基本的な方針
原 則	平常時、環境中への放出放射性物質及び直接放出される放射線による公衆の実効線量が、国の定める法的限度を超えないことはもとより、ALARA の精神に従い、合理的に達成できる限り低減。	平常時における放射線防護： <ul style="list-style-type: none">・放射線遮へい、換気、排気・排水設備の備え。・放射性物質内蔵機器等の使用・環境条件を考慮し、漏えいを制限。・放射線管理及び防護活動の施設・器材の備え。
	事故の発生を防止するため、放射性物質を内蔵する機器等については、必要に応じて圧力逃がし機構を設け、十分な構造強度を確保、維持する。	事故の発生防止： <ul style="list-style-type: none">・試験機器の条件を考慮して構造健全性を確保。試験機器（安全要件を課さない）の破損による圧力上昇を予め見込み、必要に応じ圧力逃がし機構を設けて、耐圧設計。・構造強度を確保する適切な規格・基準。
	上記に拘わらず万一の事故を想定しても、公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがないよう、適切な設備（排気設備）により影響を緩和する。	事故の影響緩和： <ul style="list-style-type: none">・放射性物質放出区画を適切に隔離、区画内を負圧に維持、区画内雰囲気浄化、環境への放出経路を排気筒に制限：平常時の排気設備。

ITER施設の安全確保の概念



事故の発生防止 : 放射性物質を内蔵する機器の構造強度の確保

事故時の影響緩和 : 万一事故を仮定しても、放出放射性物質の除去・低減

5.2 ITERの有効利用に伴う安全確保の課題

ITERに原型炉の機能を追加する(大規模連続発電の)場合、以下の検討・評価を実施し、安全確保の考え方(安全規制上の要件)に反映する必要がある。

- ・異常の発生防止と異常の拡大防止に係る規制要件の必要性
- ・事故の拡大防止に係る規制要件の必要性

現ITERには、上記要件は求められていない(例:緊急停止装置や残留熱除去装置を備えずとも通常の耐圧・耐震設計で事故の発生防止が可能。あえて事故を仮想しても拡大せず、平常時から機能している排気設備により安全確保が可能、等)。

まとめ

1. 核融合発電を目指したITERの有効活用として3つの方法を考察。
2. 現状考慮されているブランケットテストモジュールの場合、1MW程度の間欠発電となるが、定常運転が可能となれば、定常発電も可能になる。
3. 外周側に増殖ブランケットを設置する場合、現状局所TBRが1程度全TBRは0.6程度と評価され、増殖ブランケットの技術実証の意義がある。但し、ITER用のトリチウム生産としては補完的役割に留まる。
4. 後半に原型炉化を図る場合、設備的に最初から考慮すべき事項があり、スケジュールを含めてITER計画の見直しが必要である。また、安全上の検討を実施し安全確保の考え方に反映する必要がある。
5. いずれにしろ、ITERの有効利用は重要な課題であり、国際的にもその重要性を喚起するとともに、国内の検討体制を強化し、協定成立後、直ちに国際的な協議を進めることが望ましい。