

JAERI-Review

JP0250258

2002-008



# 拡大核融合炉・材料研究合同委員会報告書

2001年7月16日、東京

2002年3月

核融合炉研究委員会  
核融合材料研究委員会

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

拡大核融合炉・材料研究合同委員会報告書

2001年7月16日、東京

日本原子力研究所那珂研究所

核融合炉研究委員会

核融合材料研究委員会

(2002年2月1日受理)

拡大核融合炉・材料研究合同委員会が、2001年7月16日に、東京で開催された。この合同委員会では、原研及び大学におけるプランケット、材料及び国際核融合材料照射施設(IFMIF)の開発計画と開発の現状に関する報告が行われるとともに、今後の原研と大学の協力に関する議論が行われた。本報告書は、本合同委員会で用いられた資料及びそのまとめから構成されている。

**Report of Joint Research Committee for Fusion Reactor and Materials**

July 16, 2001, Tokyo, Japan

**Research Committee for Fusion Reactor  
Research Committee for Fusion Materials**

**Naka Fusion Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken**

**(Received February 1, 2002)**

Joint research committee for fusion reactor and materials was held in Tokyo on July 16, 2001. In the committee, a review of the development programs and the present status on the blanket technology, materials and IFMIF(International Fusion Materials Irradiation Facility) in JAERI and Japanese Universities was reported, and the direction of these R&D was discussed. Moreover, the progress of the collaboration between JAERI and Japanese Universities was discussed. This report consists of the summaries of the presentations and the viewgraphs which were used at the committee.

**Keywords:** Fusion Materials, Tritium Breeding Blanket, DEMO Reactor Applications, Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steels (RAF), V Alloy, SiC/SiC, IFMIF, Super Critical Water, Test Blanket Module, ITER

## 目次

1. 核融合炉プランケット・材料開発計画	1
関 昌弘（原研）	
2. 核融合炉実現のためのプランケット開発と ITER テストプランケット計画	6
田中 知（TBWG 委員）	
3. 固体増殖プランケットの開発	17
秋場真人（原研）	
4. 液体増殖プランケットの開発	27
相良 明男（核科研）	
5. 核融合炉材料の持つべき特性と開発戦略	34
香山 晃（京大）	
6. IFMIF 計画の概要	51
松井 秀樹（IFMIF 小委長）	
7. IFMIF 実現のための今後の展開	69
竹内 浩（原研）	

## Contents

<b>1. Developmental Program of Fusion Reactor Blanket and Material.....</b>	<b>1</b>
Masahiro Seki (JAERI)	
<b>2. Development of Blanket to Realize Fusion Reactor and Program for ITER Testing</b>	
<b>Blanket.....</b>	<b>6</b>
Tomo Tanaka (Committee of sectional meeting on blanket engineering)	
<b>3. Development of Solid Breeding Blanket.....</b>	<b>17</b>
Masato Akiba (JAERI)	
<b>4. Development of Liquid Breeding Blanket.....</b>	<b>27</b>
Akio Sora (NIFS)	
<b>5. Property of Fusion Reactor Materials and the Developmental Strategy.....</b>	<b>34</b>
Akira Koyama (Kyoto Univ.)	
<b>6. Outline of IFMIF Program.....</b>	<b>51</b>
Hideki Matsui (Chairman of IFMIF small committee)	
<b>7. Future Development for Realization of IFMIF.....</b>	<b>69</b>
Hiroshi Takeuchi (JAERI)	

## 1. 核融合炉ブランケット・材料開発計画

日本原子力研究所

関 昌弘

我が国における核融合炉ブランケット・材料の開発は、平成12年5月及び6月の核融合会議においてそれぞれ策定された「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」及び「中期的展望に立った核融合炉第一壁構造材料の開発の進め方について」に基づいて進められている。これらの計画の中では、原型炉・動力炉に要求される性能とそれを実現するための開発目標が、ブランケット及び材料それぞれに対して設定されている。

核融合炉ブランケットの研究開発において、原研は固体増殖方式のブランケット開発の中核機関に指定されており、次に述べる構造材料の開発計画と整合をとりつつ原型炉に向けた開発研究を進めることとなっている。その中で特に重要なマイルストンは核融合実験炉 ITER にテストブランケット・モジュールを取り付けて、実際の核融合炉環境下でトリチウム増殖機能や発電機能を実証して原型炉用ブランケット開発に必要なデータや工学技術を確立することである。このテストブランケット・モジュール開発はアウトパイル試験とインパイル試験を車の両輪として進める計画で、まず要素技術開発を進めて 2005 年頃にモジュール設計を一つに絞り込み、その後、実機大モジュールを用いた工学実証段階を経て 2010 年頃に製作仕様を固め、2015 年頃に予定される ITER 運転開始とほぼ同時期に炉内へ装荷して核融合炉環境下におけるシステム総合機能の実証試験を開始する予定である。

構造材料の開発においては、「素材開発段階」、「工学材料段階」、「工学実証段階」の三つの開発段階を経て実用化に至るとされており、候補材料としては、低放射化フェライト鋼、V 合金、SiC/SiC 複合材が選択されている。低放射化フェライト鋼は、開発段階が最も進んだ工学材料段階に到達しており、第一候補材料とされている。また、V 合金や SiC/SiC 複合材の開発段階はそれより一段階前の素材開発段階であり、先進候補材料とされている。これらの候補材料の開発に当たっては、2005 年、2010 年、2015 年の 5 年ごとに C&R を受けることが開発計画に明示されており、2015 年の最終 C&R においては候補材料の最終選定を行う予定である。これらのプロセスを経る原型炉用構造材料の開発は 30 年で完了することを目指として今後進められる。

材料の開発上、最も重要な中性子の照射施設としては、当面 HFIR や常陽のような既存の原子炉を活用し、さらに、IFMIF のような近似度の高い中性子源の建設を目指す。さらに、ブランケットの機能を確証するため、ITER テストブランケットを用いた機器レベルの照射実験も併せて行う。また、先進候補材料に関しては、引き続き開発を進め出来る限り早い工学材料段階への移行を目指す。

研究開発の推進体制に関しては、原研は低放射化フェライト鋼の開発拠点としての責任を果たすとともに大学等との連携協力を積極的に進めて研究開発の効率化を図るものとする。また、IFMIF 計画を推進するために参加各国との調整、国内他機関との連携を図る。大学等に関しては、先進材料の開発拠点として中心的役割を果たすとともに施設の整備とネットワークの構築を推進する。

資料-1  
拡大核融合炉・材料研究合同委員会  
平成13年7月16日

## 核融合炉ブランケット・材料開発計画

拡大核融合炉・核融合炉材料研究委員会

平成13年7月16日  
原研 核融合工学部  
関 昌弘

議論の出発点として、開発計画を確認：平成12年度の核融合会議  
が策定した、発電ブランケットと構造材料の開発計画

- ・ 開発目標の設定／原型炉・動力炉の要求
- ・ 材料開発（低放射化フェライト鋼、バナジウム、SiC/SiC）
- ・ 発電ブランケットの開発
- ・ 開発のツールとしてのITER（国際共同建設）

1

## ITERと原型炉(SSTR)の主要パラメータ

	ITER	SSTR
自己点火	$Q = 10 - 20$	$Q = 50$
定常運転	$Q \geq 5$	$Q = 50$
磁場	$B_{max} \sim 12T$	$B_{max} \sim 16T$
ブランケット	Module Testing	HT/HP Water $Li_2O$
構造材料	316 SS	RAF
フルエンス	$\sim 0.3 MW_a / m^2$	$\sim 7 MW_a / m^2$

2

## 候補材料の開発状況

### 1) 開発段階の位置付け

- (1) 素材開発段階（固有の材料特性）
- (2) 工学材料段階（重照射効果）
- (3) 工学実証段階（構造設計基準に必要なデータ）

### 2) 候補材の等級

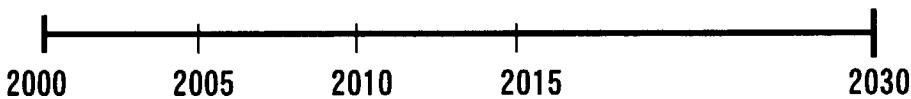
- (1) 低放射化フェライト鋼—工学材料段階
- (2) V合金 —素材開発段階
- (3) SiC/SiC —素材開発段階

### 3) 開発の優先順位

- (1) 低放射化フェライト鋼—第一候補材
- (2) V合金とSiC/SiC複合材料—先進候補材料
- (3) 研究評価の実施（原型炉と実用炉）に有用

3

## 開発スケジュール



中性子照射装置  
工学実証試験



### 摘要：

- (1) 原型炉材料：30年の開発で完了
- (2) 既存設備の活用：HFIR, 常陽
- (3) 近似度の高い中性子源：
- (4) 機器レベルの照射実験：ITERプランケット
- (5) 先進材料：評価に基づき、引き続き開発を行なう

4

## 材料研究開発推進体制

### (1) 原研

- ・低放射化フェライト鋼の開発に拠点として責任を果たす
- ・連携・協力を積極的に進める
- ・IFMIF計画推進—参加各国との調整、国内他機関と連携

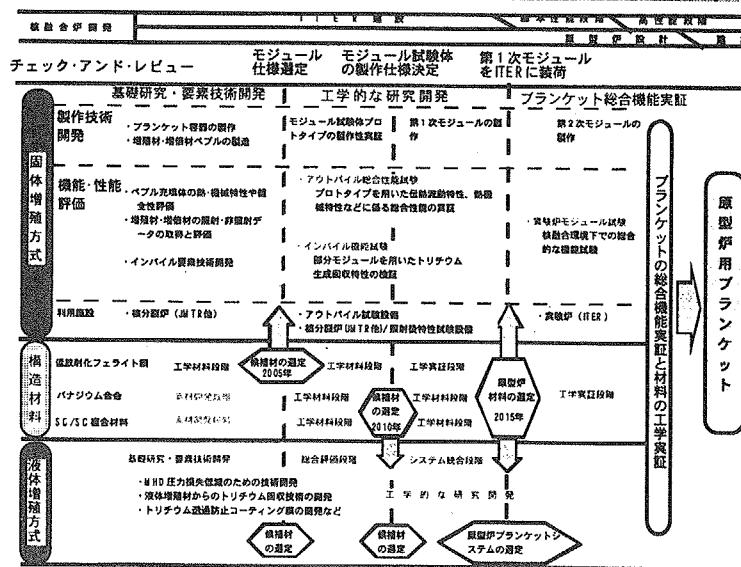
### (2) 大学等、国立試験研究機関

- ・先進材料の開発に拠点として中心的役割を果たす
- ・施設の整備とネットワークの構築を推進
- ・国立試験研究機関：原研、大学等と連携

### (3) 産業界

### (4) 国際協力

## 核融合炉ブランケット研究開発の進め方



注1：構造材料に関する「計画指針小委員会（中間的組織）に立った核融合炉第一壁構造材料の進め方について」（平成12年5月、原子力委員会核融合会議で承認）による。  
 注2：液体堆積方式に関する「核融合専門委員会「核融合炉工学の再構築と体系化について」（平成12年5月29日第1回委員会議事録で承認）が参考。

## 推進体制（研究機関の役割）

産・学・官の協力と計画的な推進が不可欠

### (1) 原研

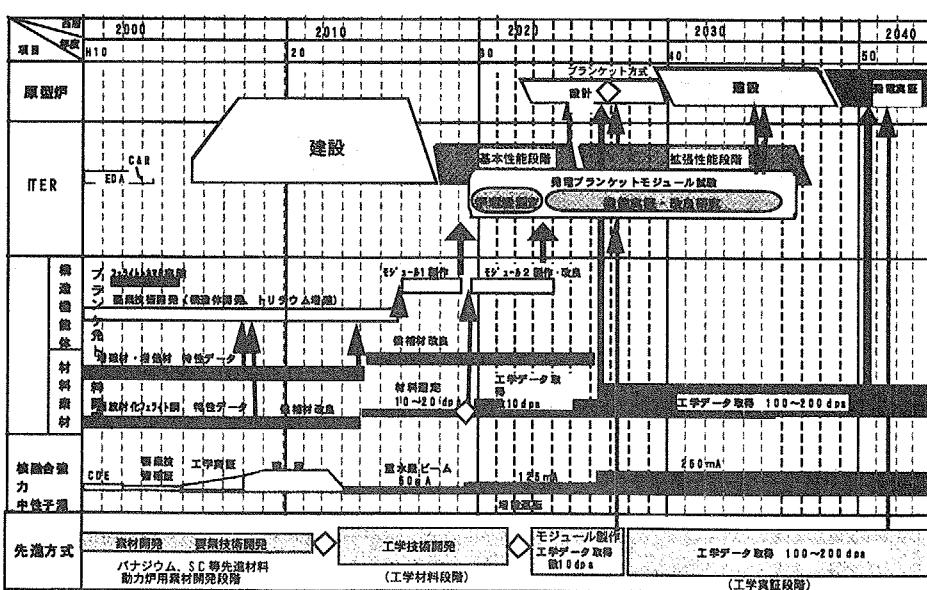
- ・固体増殖方式に関し、引き続き中核機関として研究開発を推進。
- ・他の機関の広範な知見が適切に反映されるよう留意。

### (2) 大学等、国立試験研究機関

- ・液体増殖方式の基礎研究
- ・固体液体両方式の先進的な概念につながる応用研究
- ・高度安全性研究

### (3) 国際協力

## ITER/IFMIFとブランケット・材料開発計画



## 2. 核融合炉実現のためのプランケット開発と ITER テストプランケット計画

田中 知

まず、原型炉／商用炉のプランケットが具備すべき性能が、中性子壁負荷 ( $>10\text{MW/m}^2$ )、中性子束 ( $>10\text{Mwa/m}^2$ )、第一壁熱負荷 ( $1\text{MW/m}^2$ )、冷却材温度、放射化／廃棄物、安全性、トリチウム自己充足性、製作性、経済性について整理された。次に、プランケット開発での issues をまとめた。

ITER プランケット工学試験作業グループ (TBWG) の活動と成果についての紹介を行なった。TBWG は各極が ITER に取り付けて試験する原型炉用テストプランケットモジュール(T/M)の開発・試験計画を国際的に調整・統合するために設置されたものである。平成 7 年 7 月よりこれまで 10 回の会合が持たれ、日本、EU、ロシアの 3 極が検討している T/M と ITER との取合調整や開発試験計画について検討・調整が行われ最終報告書として取りまとめられた。今後、ITER 建設が開始される平成 17 年頃、各極のプランケット開発の進捗状況を勘案・評価して、試験ポートの配分を最終的に決定する予定となっている。T/M 試験の目的は、発電と燃料増殖機能を持つ原型炉用のプランケットモジュールとしての総合性能を核融合環境下で実証することである。それには、電磁応力に対する健全性、第一壁への高熱負荷、増殖部の体積発熱分布に対する健全性、冷却システムの機能確認、発電実証、トリチウム回収システムの機能確認、燃料回収実証が含まれる。ITER での T/M の試験条件は、中性子壁負荷  $0.78\text{MW/m}^2$ 、表面熱負荷  $0.25\text{MW/m}^2$ 、フルエンス  $0.3\text{-}0.5\text{Mwa/m}^2$ 、運転時間 400 秒である。ITER では T/M 試験用に 3 ポートを割り当て、1 ポート (1288mmx1740mm) に 2 種類の T/M を左右あるいは上下に取り付けて試験を行う計画となっている。テストプランケットの設計検討において変更できない境界条件としては、ポートの寸法、中性子壁負荷、表面熱負荷、放電時間、ITER の安全性を確保することがある。一方、変更可能な条件としては、ポート割り当て、T/M の方式、構成、構造、冷却方式、トリチウム回収方式、分析測定装置である。

T/M 試験スケジュールおよび現在参加国から提案されている T/M を示した。日本からの提案は水冷却固体増殖プランケットおよびヘリウム冷却固体増殖プランケットであるが液体増殖テストプランケットが採用されるに向けての要件を最後に議論した。

資料-2  
拡大核融合炉・材料研究合同委員会  
平成13年7月16日

## 核融合炉実現のためのブランケット開 発とITERテストブランケット計画

田中 知

### 原型炉／商用炉のブランケット

- ・中性子壁負荷(最大):  $>10\text{MW}/\text{m}^2$
- ・中性子束:  $>10\text{MWa}/\text{m}^2$
- ・第一壁熱負荷:  $1\text{MW}/\text{m}^2$
- ・冷却材温度:  $350\text{--}800^\circ\text{C}$
- ・放射化／廃棄物: 低レベル放射性廃棄物以下
- ・安全性に優れる(トリチウムインベントリー、  
トリチウム閉じ込め、化学反応性)
- ・トリチウム自己充足性
- ・高性能運転との両立性
- ・製作性
- ・経済性

## プランケット開発でのISSUES

- ・**プランケット／第一壁構造材料**
- ・**プランケット構造体健全性**
- ・**金属リチウム：絶縁性コーティング、トリチウム回収  
化学反応性**
- ・**Flibe：トリチウム制御／閉じ込め、腐食制御**
- ・**リチウム鉛合金：トリチウム閉じ込め**
- ・**ベリリウム：トリチウム閉じ込め**

## ITERプランケット工学試験 作業グループ(TBWG)の活動と成果

- ・ ITERを用いて核融合炉プランケットの照射試験を行い、トリチウム増殖機能や発電機能を実証することが、ITER建設の目的の一つ
- ・ TBWG (Test Blanket Working Group)は、各極がITERに取り付けて試験するテストプランケット・モジュールの開発・試験計画を国際的に調整・統合するために設置（平成6年、第7回ITER理事会にて承認）
  - TBWGはITER/EDAの中で唯一ITERの利用計画について具体的な検討を実施してきた。
  - これまでに10回開催され、日本・EU・ロシアの3極が検討しているテストプランケット・モジュールとITERの取合調整や開発試験計画について検討・調整を行い、最終報告書として取り纏めた。
  - ITER建設が開始される平成17年頃、各極のプランケット開発の進捗状況を勘案・評価して、試験ポートの配分を最終的に決定する予定

## テストブランケット試験の目的

□ 発電と燃料増殖機能を持つ原型炉用のブランケットモジュールとしての総合性能を核融合環境下で実証する。

- 電磁応力に対する健全性
- 第一壁への高熱負荷、増殖部の体積発熱分布に対する健全性
- 冷却システムの機能確認、発電実証
- トリチウム回収システムの機能確認、燃料回収実証

## TBWG活動の経緯 EDA期間中

No	開催期間、場所	主な討議内容
1	平成7年7月ガルンク	1) 作業計画立案 2) 各極の原型炉用ブランケット開発の現状確認と試験計画案の紹介
2	平成8年1月サンテイコ	1) 試験計画に関するGDRD作成 2) ポート利用計画の検討 3) 各極の原型炉用ブランケット開発計画案の紹介
3	平成8年9月CEA本部	1) 試験計画に関するDDD作成（詳細設計報告書対応）
4	平成9年4月原研本部	1) JCT提案のITER用増殖ブランケットへのコメント 2) 試験計画に関するDDD現状報告と調整 3) 國際協力によるR&Dの可能性
5	平成9年10月UCLA	1) テストモジュールとITER間の取り合い条件調整 2) 試験計画に関するDDD案の調整 3) テストモジュール安全性解析結果 4) 國際協力によるR&Dの可能性
6	平成10年7月モスクワ	1) テストモジュール試験計画の調整 2) 安全解析を含むDDDの最終報告 3) 國際協力によるR&D進捗状況確認

## TBWG活動の経緯 EDA延長期間中

No	開催期間、場所	主な討議内容
7	平成12年2月ガルビンク	1) ITER-FEAT における設計条件提示 2) 作業計画提案、ポート割り当て案と作業計画策定 3) 各極のテストプランケット設計作業の現状確認 4) IEA協定による共同実験進捗状況報告
8	平成12年7月那珂研	1) テストモジュールとITER間の取り合い条件の確認 2) ポートエリアと補機系用スペースの配置計画 3) テストプランケットの保守機器・計画の提案
9	平成12年10月ガルビンク	1) テストプランケット及び補機系の設計作業進捗状況報告 2) ITERとの取り合い、保守機器運用の調整 3) 各極の試験計画の整合性の調整 4) 最終報告書の執筆予定確認
10	平成13年5月モスクワ	1) TBWG最終報告書の内容確認 2) テストプランケット実現のためのR&D計画 3) TBWG活動の継続意義の確認

## テストプランケットの 設計条件(試験条件)と要求性能

中性子壁負荷	0.78 MW/m <sup>2</sup>
表面熱負荷	0.25 MW/m <sup>2</sup> (0.5 MW/m <sup>2</sup> , 10sec)
フルエンス	0.3-0.5 MWa/m <sup>2</sup>
運転	400秒 (長時間放電も考慮する)

固体増殖プランケットを例にとるとトリチウム生産量と熱除去量は、以下のようになる。

	水冷却	ヘリウム冷却
トリチウム生成率	0.17 g(T)/FPD*	0.19 g(T)/FPD*
全熱除去量	1.21 MW	1.26 MW

\*FPD:Fusion Power Day

主要なブランケット試験パラメーター(2000.10.18)

Parameters	Design (peak) values for test blanket module	Typical values during testing of TBM's	Comments
Surface heat flux(MW/m <sup>2</sup> )	0.25	0.1	
Neutron wall load(MW/m <sup>2</sup> )	0.78 (0.94*)	0.78	
Pulse length(s)	same	400 / <2000	
Duty cycle	same	< 0.3	Typical case(TBD) 400 sec/1800 sec
Disruption heat load (MJ/m <sup>2</sup> )	Recessed:0.5(1ms-10ms) Not recessed:ca60(1ms-1s)		
First wall protection	Recessed by 5 cm Need for Be layer under discussion	(TBD)	Sputtering erosion: Be ca 1mm (0.5MWa/m <sup>2</sup> )
Port dimensions	Available space 1300 mm x 1760 mm		

Additional information from the JCT after the TBWG-7 meeting:

average neutron fluence: 0.3 MWa/m<sup>2</sup> (minimum), 0.5 MWa/m<sup>2</sup> (target)

number of burn pulses: 30,000 (minimum)

\*: power excursion <10sec

### テストブランケットの設計検討の境界条件

□ 変更できない条件 :

- ポートの寸法
- 中性子壁負荷、表面熱負荷、放電時間など
- ITERの安全性を確保すること

□ 変更可能な条件 :

- ポート割り当て (建設協議における利用権による)
- テストブランケットの方式、構成、構造
- 冷却方式、トリチウム回収方式、分析測定装置

### 境界条件(1)

#### ITER/FEAT parameters

- extended burn in inductively driven plasma with  $Q=10$   
(the possibility of controlled ignition should not be precluded)  
and with a duration sufficient to achieve stationary conditions  
on the time scales characteristic of plasma processes
- aiming at demonstration of steady state operation using non-inductive current drive with  $Q \sim 5$
- demonstration of availability and integration of technologies  
essential for a fusion reactor (such as super conductivity and  
remote handling)
- testing of components for future reactors (such as high heat  
flux components)
- testing of tritium breeding blanket module concepts, that would  
lead in a future reactor to tritium self-sufficiency, the extraction  
of high-grade heat, and electricity production

### 境界条件(2)

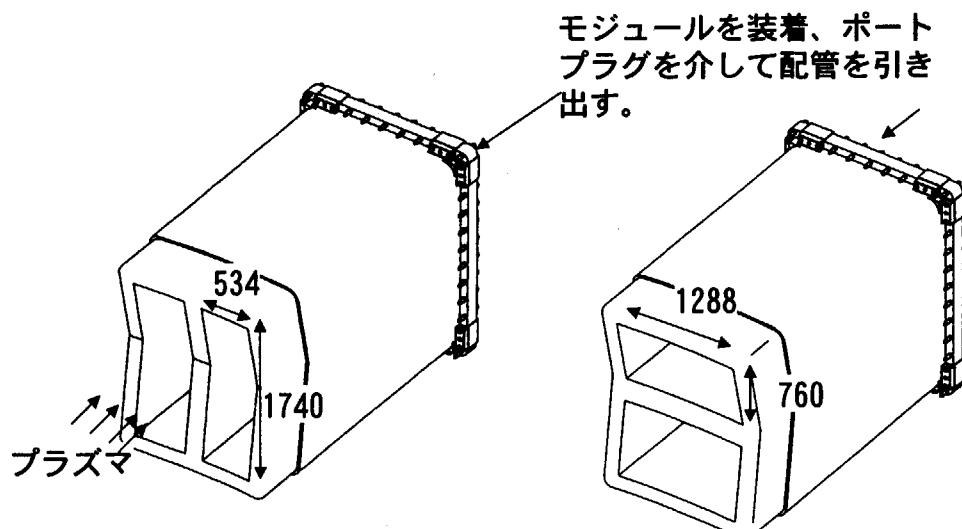
- ・ポート位置: ポート番号1、2、18（共に赤道面）
- ・ポート面積: 1310 mm wide X 1760 mm high
- ・引き下がり(recess): 50 mm
- ・ポート後方生体遮蔽の後に可動式コンテナー(キャスク)  
を置くスペースあり。種々配管、Tインターフェイス等。  
最大コンテナー寸法: 7 x 2.65 x 2.6 m
- ・このスペースで十分でない時、熱除去系はTCWS(Tokamak  
Cooling Water System) vault に設置可能。
- ・T-plant buildingにも床面積(18x10m) 確保
- ・運転スケジュール: 別紙参照
- ・マシン安全、運転計画との整合性(ITER/FEATの運転に影響  
してはいけない、マシンの安全性を損なわない。磁性材料。  
冷却系(35°C / 75°C)。重量2トン以下。  
TBM/frame/shield plug in cask: 40 ton以下。TM交換用の  
ホットセルあり、照射後試験には使えない。

### 境界条件(3)

- ・交換頻度: 1年1回。目標1ヶ月間。
- ・遮蔽: 十分遮蔽能力あること。Shield plug後方での線量は $100\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下(保守中、プラズマ停止後12日)
- ・冷却材の漏れがマシン稼動率に影響しない。長時間洗浄が必要な真空容器内への漏れはいけない。TB独自の圧力抑制システム。Heの時は少量に限りVVに繋がるrapture disk可能。
- ・水、活性化学物質のVVへの漏れが大量水素発生に繋がらないこと。一案: TBでのLi量 $0.035\text{m}^3$ , LiPb  $0.28\text{m}^3$ , 第一壁でのBe 10kg以下。
- ・LOCA, LOFA時に輻射によって残留熱を除去できること。
- ・Liシステムのとき、中間ループが必要。

### ポートの構成と寸法

- 試験用に3ポートを割当て、1ポートに2種類のテストブランケット・モジュールを左右あるいは上下に取り付けて試験を行う計画となっている。



## 現在、参加国から提案されているテストプランケット

国名	型	構造材	冷却材	増殖材	増倍材
日本	水冷却型	低放射化フェラ イト F82H	高温高压水 15 MPa, 280/320 °C 又は 25 MPa, 290/500 °C	Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> (Li <sub>2</sub> O)	Be, Be <sub>12</sub> Ti
	He 冷却 型	低放射化フェラ イト F82H	高温高压 He 8.5MPa, 360/480 °C	Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> (Li <sub>2</sub> O)	Be, Be <sub>12</sub> Ti
EU	He 冷却 型	低放射化フェラ イト EUROFER	高温高压 He 8 MPa, 250/500 °C	Li <sub>4</sub> SiO <sub>4</sub>	Be
	水冷却型	低放射化フェラ イト 9Cr 系	高温高压水 15 MPa, 280/320 °C	液体 Li <sub>17</sub> Pb <sub>83</sub> 2.5 MPa, 325 °C	無し
RF	He 冷却 型	低放射化フェラ イト	高温高压 He 8 MPa, 300/550 °C	Li <sub>4</sub> SiO <sub>4</sub>	Be
	液体リチ ウム自己 冷却型	バナジウム合金	液体 Li(0.5MPa 450/650 C) +有機熱媒体 FW は He 冷却 (8MPa 250/350 C)	液体 Li	無し

## テストプランケット試験計画

日本は、以下のように段階的な試験を行うことを提案している。

□ フェーズ1：(HH、DD運転期間)

- 中性子測定、冷却、トリチウム処理、計測システムの総合性能試験、遠隔交換性実証

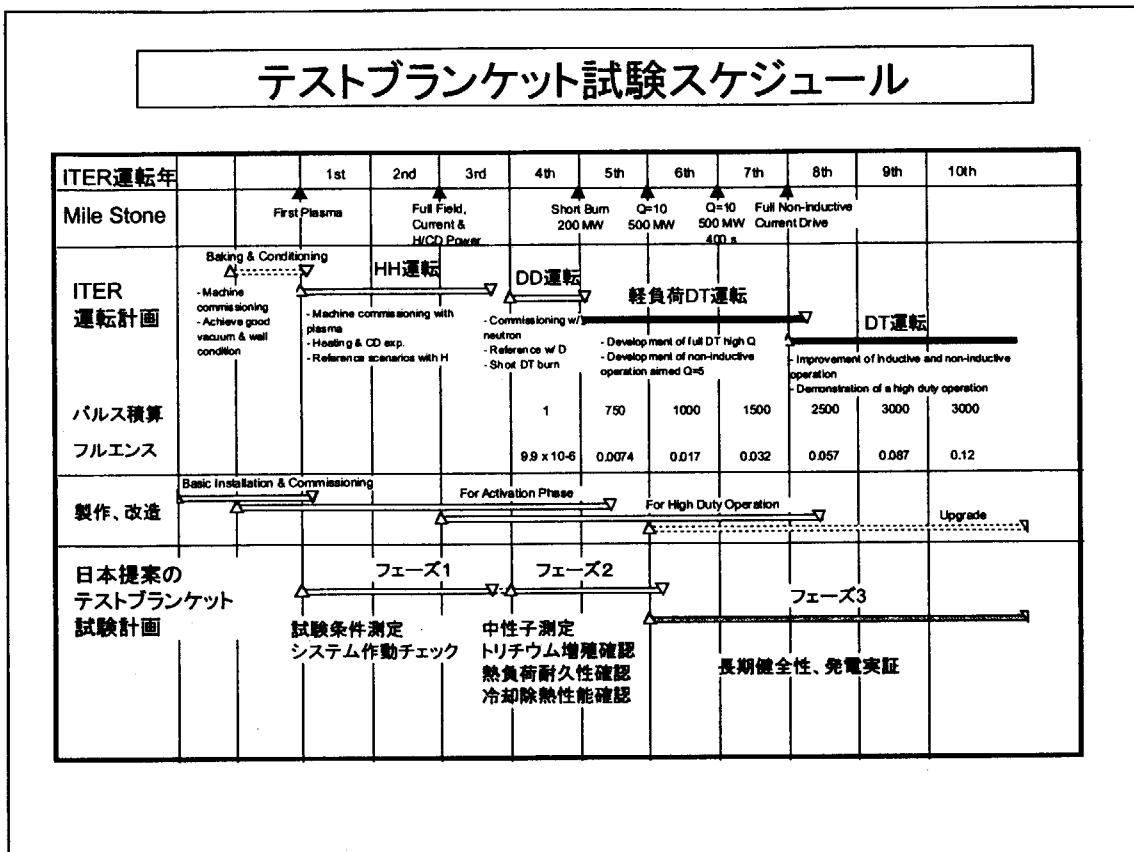
□ フェーズ2：(軽負荷DT運転期間)

- 連続トリチウム回収性実証、高熱負荷健全性、熱生産性実証

□ フェーズ3：(DT運転期間)

- 実証的な発電試験、長期運転に対する健全性

- 各極がほぼ同時期にモジュールの交換を実施するなど、ITERの運転休止期間が長期化しないように試験計画を調整している。



**日本の各種ブランケット方式**

	テストブランケット	原型炉
<b>水冷却 固体増殖</b>	加圧高温水冷却（超臨界圧水など）、フェライト鋼	加圧高温水冷却 (SSTR) 超臨界圧水冷却 (A-SSTR) 加熱蒸気冷却 (CREST)
<b>ヘリウム冷却 固体増殖</b>	高温高圧ヘリウム、フェライト鋼 (SiC/SiCを用いたモジュールへ更新)	SiC/SiC-He冷却、Heガス直接サイクル (DREAM)
<b>液体増殖</b>	(未定)	Flibe (FFHR)、Li

## 液体増殖テストプランケットに向けて

- ・issuesの解決
- ・構造材料開発
- ・コールド、ホット試験
- ・テストプランケット設計
- ・テストプランケット安全評価
- ・TBWGへの提案
  
- ・国内研究協力体制
- ・他極との連携
- ・国際共同研究の反映
- ・IEA核融合工学

### 3. 固体増殖ブランケットの開発

原研 秋場真人

#### 1. はじめに

原研では平成12年6月に核融合会議が策定した「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」の方針に沿って固体増殖方式のブランケットの研究開発を進めている。ここでは固体増殖方式ブランケットの概要と開発計画について報告する。

#### 2. 固体増殖方式ブランケットとその開発計画

固体増殖方式ブランケットとはトリチウム増殖材や中性子増倍材を固体のペレットや微小球に加工して炉内に装荷するブランケットで、原研が主オプションとして想定しているのは微小球の増殖材、増倍材を用いて加圧水（超臨界圧水も含む）で冷却する方式である。

核融合炉ブランケットでは、1) 熱エネルギーを取り出して発電する発電機能、2) トリチウムを効率よく生産する増殖機能、3) 中性子から炉内機器などを保護する中性子遮蔽機能を実現しなくてはならない。これらの機能を核融合炉環境下で実証するために我が国はITERにテストブランケット・モジュールを取り付けて機能試験を実施する計画を進めている。下の表は原研が中心となって進めている固体増殖方式のITERテストブランケット・モジュールの主要設計条件をまとめたものである。これまでに低放射化鋼を用いた構造体製作や増殖材、増倍材製作に関する要素技術開発を進めてきた。今後は実機大のブランケット・モジュール製作技術や加圧水（超臨界圧水も含む）による熱エネルギー輸送技術の開発、増殖材、増倍材の中性子照射特性データの取得を進めて2015年頃ITERに組み込んで機能試験を開始する予定である。

ITERテストブランケット・モジュール（日本案）と将来炉の主要設計条件

	テストブランケット・モジュール	原型炉	商用炉
中性子壁負荷 フルエンス 第一壁表面熱負荷	0.78 MW/m <sup>2</sup> 0.3 MWa/m <sup>2</sup> 0.25 MW/m <sup>2</sup>	3-5 MW/m <sup>2</sup> >10 MWa/m <sup>2</sup> 1 MW/m <sup>2</sup>	5-9 MW/m <sup>2</sup> >10 MWa/m <sup>2</sup> 1 MW/m <sup>2</sup>
主オプション 冷却材条件	加圧水 超臨界圧水 280-320 C 290-520 C 15 MPa 25 MPa 低放射化鋼/ODS鋼 $\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$ $\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$	(SSRT) (A-SSTR) 加圧水 超臨界圧水 280-320 C 290-520 C 15 MPa 25 MPa 低放射化鋼/ODS鋼 $\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$ $\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$	(A-SSTR) 超臨界圧水 290-520 C 25 MPa 低放射化鋼/ODS鋼 $\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$ $\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$
先進オプション 冷却材条件	ヘリウム 360-480 C (600-900 C) 8.5 MPa 低放射化鋼/ODS (SiC/SiC) $\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$ $\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$	(DREAM) ヘリウム 600-900 C 10 MPa SiC/SiC $\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$ $\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$	(DREAM) ヘリウム 600-900 C 10 MPa SiC/SiC $\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$ $\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$
構造材 増殖材 増倍材			

資料-3  
平成13年7月16日  
拡大核融合炉・材料研究合同委員会

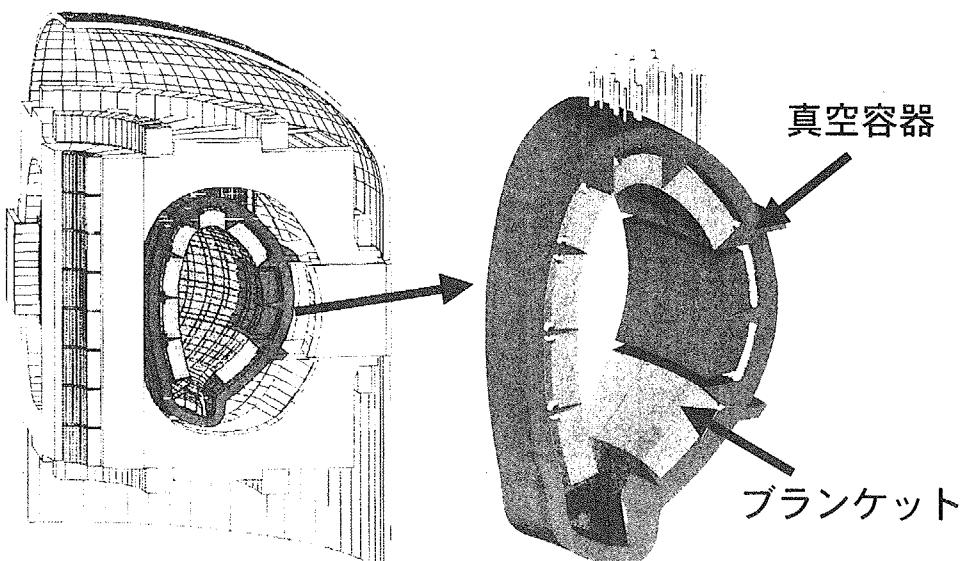
## 固体増殖ブランケットの開発

日本原子力研究所  
秋場真人

- 固体増殖ブランケットとは
- 固体増殖ブランケットの目標と開発課題
- 固体増殖ブランケットの開発の現状
- 今後の計画
- まとめ

- 2 -

## 核融合原型炉の設計例

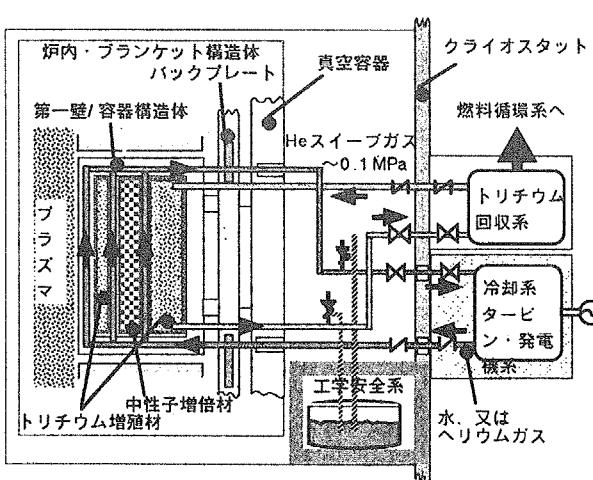


- 3 -

## 固体増殖方式ブランケットとは

— トリチウム増殖材をセラミック微小球などの固体として用いる方式 —

◆ 固体ブランケットのシステム構成例



◆ 固体ブランケットの冷却方式

水冷却方式

- ・火力、原子力で経験豊富
- ・除熱能力に優れる
- ・遮蔽能力あり
- ・腐食・防食、トリチウム透過対策が必要

ヘリウムガス冷却方式

- ・安全性に優れる
- ・腐食上の問題がない
- ・耐高温材料が必要
- ・除熱能力に劣る
- ・遮蔽設計に注意を要する

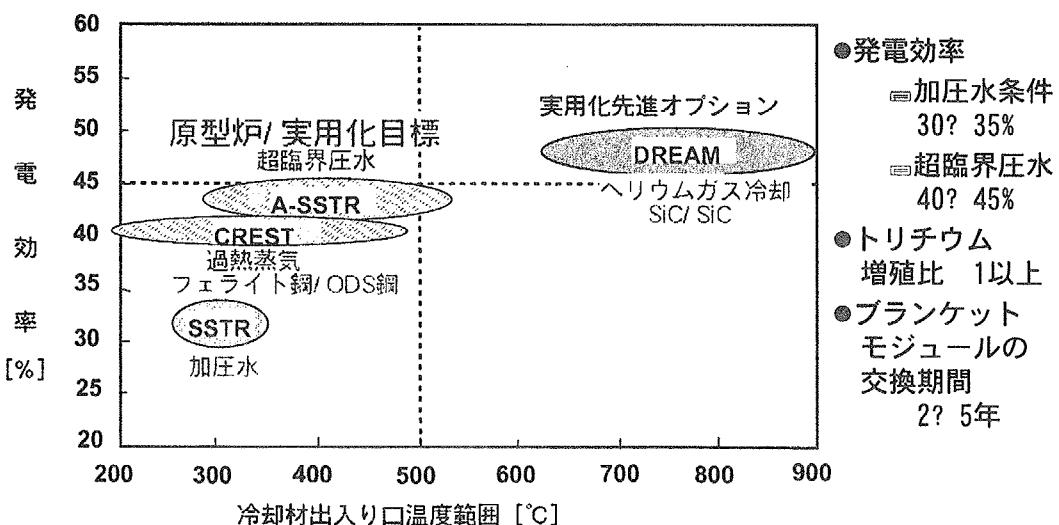
◆ 固体ブランケットの特徴

- ・トリチウムの取り出しが容易
- ・構造材との共存性に優れる
- ・増殖材の定期交換が必要

- 4 -

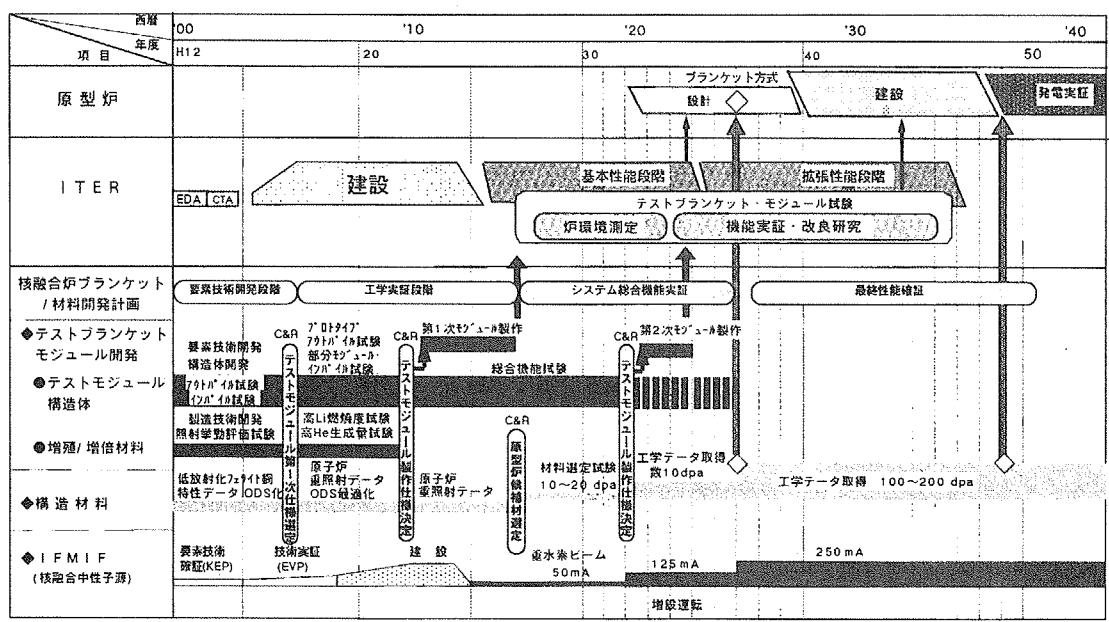
## 固体増殖方式ブランケットの開発目標

- 加圧水（超臨界圧水も含む）冷却・固体増殖方式を主オプションと想定
- ヘリウム冷却については先進オプションと位置づけ、要素技術開発を進める



- 5 -

## 核融合炉ブランケットの開発計画



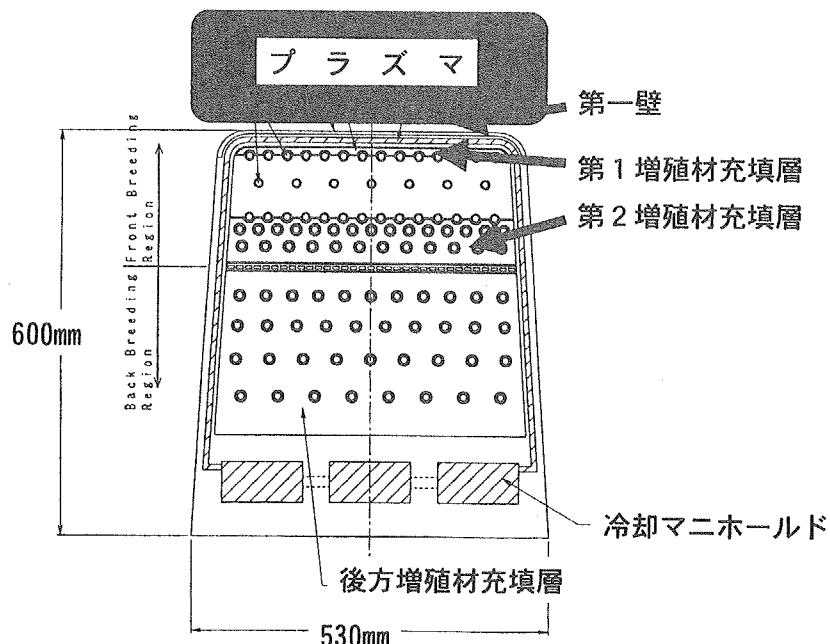
- 6 -

## ITERテストブランケット・モジュール（日本案） と将来炉の主要パラメータの比較

	テストブランケット・モジュール	原型炉	商用炉
中性子壁負荷	0.78 MW/m <sup>2</sup>	3-5 MW/m <sup>2</sup>	5-9 MW/m <sup>2</sup>
フルエンス	0.3 MWa/m <sup>2</sup>	>10 MWa/m <sup>2</sup>	>10 MWa/m <sup>2</sup>
第一壁表面熱負荷	0.25 MW/m <sup>2</sup>	1 MW/m <sup>2</sup>	1 MW/m <sup>2</sup>
主オプション 冷却材条件	加圧水 超臨界圧水 280-320 C 290-520 C 15 MPa 25 MPa 低放射化鋼/ODS鋼	(SSTR) (A-SSTR) 加圧水 超臨界圧水 280-320 C 290-520 C 15 MPa 25 MPa 低放射化鋼/ODS鋼	(A-SSTR) 超臨界圧水 290-520 C 25 MPa 低放射化鋼/ODS鋼
構造材	$\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$	$\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$	$\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$
増殖材	$\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$	$\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$	$\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$
増倍材			
先進オプション 冷却材条件	ヘリウム 360-480 C (600-900 C) 8.5 MPa 低放射化鋼/ODS (SiC/SiC)	(DREAM) ヘリウム 600-900 C 10 MPa SiC/SiC	(DREAM) ヘリウム 600-900 C 10 MPa SiC/SiC
構造材	$\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$	$\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$	$\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{O}$
増殖材	$\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$	$\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$	$\text{Be}_{12}\text{Ti}/\text{Be}$
増倍材			

- 7 -

## ITERテストプランケット・モジュール（日本案）の構造



- 8 -

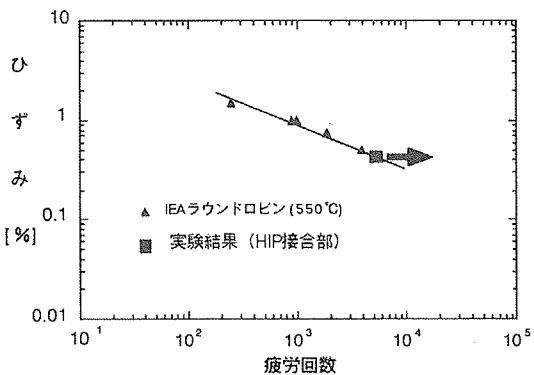
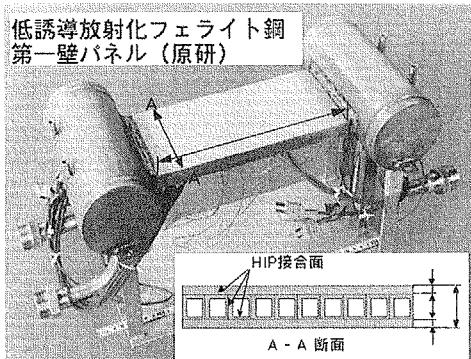
## 固体増殖方式プランケットの主な開発課題

- |   |   |
|---|---|
| <input type="checkbox"/> プランケット容器製造技術開発 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 複雑な流路・リブ構造を持つ構造体の製作技術開発</li> </ul>   | <input type="checkbox"/> 増殖・増倍材料の開発 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 製造技術開発（大量生産技術含む）</li> <li>● トリチウム放出特性評価</li> <li>● トリチウム生成回収特性評価</li> <li>● 高温・高压水との共存性評価</li> <li>● トリチウム透過防止皮膜施工技術開発、特性評価</li> </ul> |
| <input type="checkbox"/> プランケット容器の熱・機械特性評価 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 高熱負荷に対する構造健全性評価</li> </ul>  | <input type="checkbox"/> 増殖比 (TBR) や発熱分布などの高精度予測手法の開発   |
| <input type="checkbox"/> ベブル充填層の熱・機械特性評価 <ul style="list-style-type: none"> <li>● ベブルの充填技術開発</li> <li>● 充填層の有効熱伝導度評価</li> <li>● 充填層と容器構造の相互作用評価</li> <li>● 充填材料と構造材料・冷却材料との共存性評価</li> </ul> | <input type="checkbox"/> トリチウム回収技術開発 <ul style="list-style-type: none"> <li>● パージガスからの回収技術開発</li> </ul>   |
| <input type="checkbox"/> プランケット構造内の伝熱流動特性評価 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 超臨界圧水の伝熱流動</li> <li>● 冷却管の腐食</li> </ul>  | <input type="checkbox"/> 安全に係る健全性評価 <ul style="list-style-type: none"> <li>● LOCA, LOFA時の熱・機械健全性評価</li> <li>● 水素発生量評価</li> </ul>  |
| <input type="checkbox"/> 構造材料の開発 <ul style="list-style-type: none"> <li>● F82H照射データ取得</li> <li>● ODSフェライト鋼の開発</li> <li>● 重照射データの取得</li> <li>● 14MeV中性子による損傷評価</li> </ul>                    | <input type="checkbox"/> 部分モジュールによるインパイル機能試験  |
|   | <input type="checkbox"/> プロトタイプ試験体によるアウトパイル熱・機械特性評価試験など   |

- 9 -

## ブランケット容器製造技術開発の現状

- 要素開発からモックアップレベルの工学開発へ進める状況にある。



優れた熱疲労寿命：S S T R の熱負荷条件を模擬

(最高表面度 450°C)

3MW/m<sup>2</sup>、15秒の非定常熱負荷に5000回以上耐えることを確認

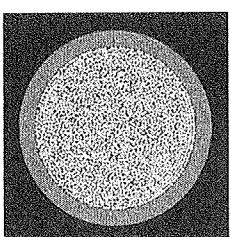
(短時間・高熱負荷で接合部に発生する歪みを模擬)

3MW/m<sup>2</sup>、15秒が生じる歪み=1MW/m<sup>2</sup>、400秒の熱負荷がHIP接合部に生じる歪み)

- 10 -

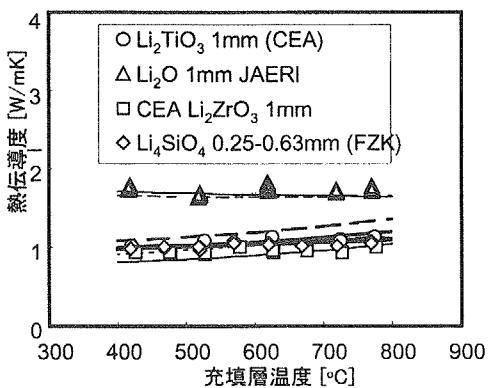
## 充填層の熱・機械特性評価

### X線CTによる充填率分布の測定



アルミナ 2 mm球単一充填の測定例：解像度はCTのコリメータスリット幅に依存する。充填率はX線透過量によって同定される。

### 熱線法による充填層熱伝導度の測定



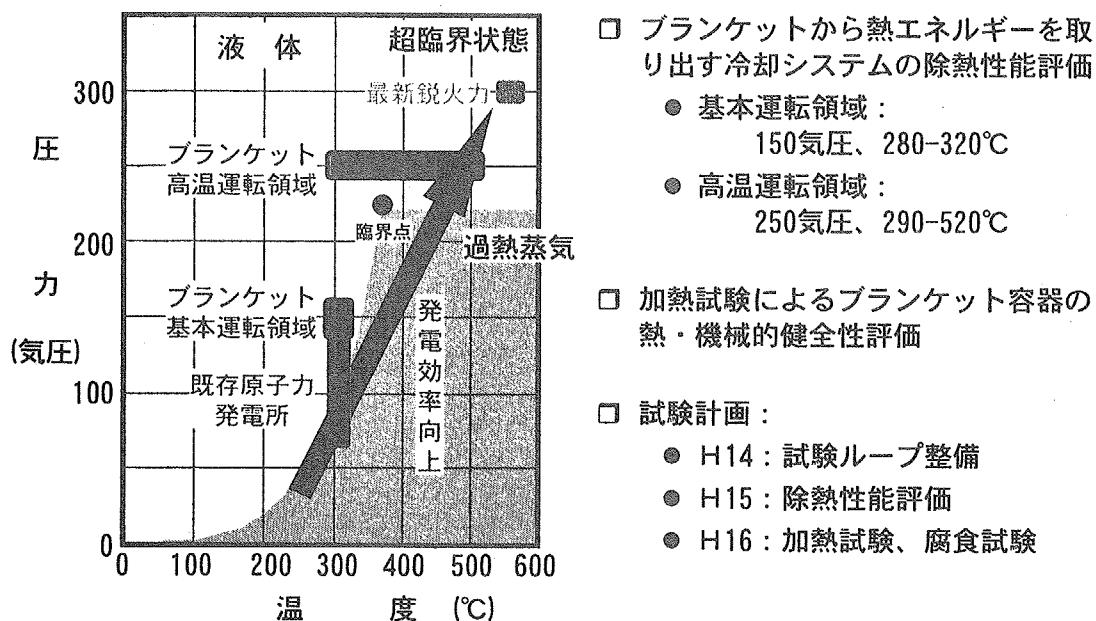
Li<sub>2</sub>O, Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>, Li<sub>2</sub>ZrO<sub>3</sub>, Li<sub>4</sub>SiO<sub>4</sub>微小球充填層の熱伝導度測定結果

微小球と容器の熱膨張差に起因するラチエット効果などは現状では観測されていない。

付加荷重のない運転初期のベースラインデータを確定した。機械荷重拘束条件下での熱クリープの進行とともに熱伝導の変化を測定する。

- 11 -

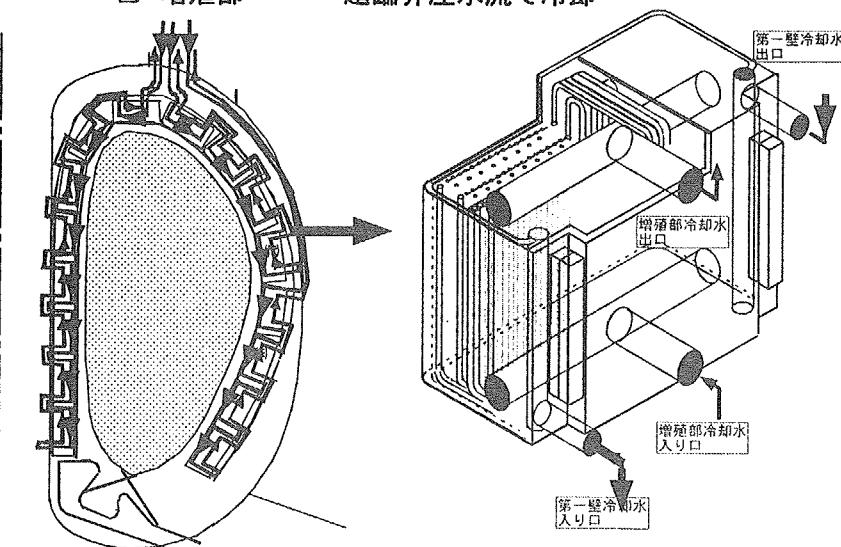
## 加圧水（超臨界圧水）冷却システムの開発



- 12 -

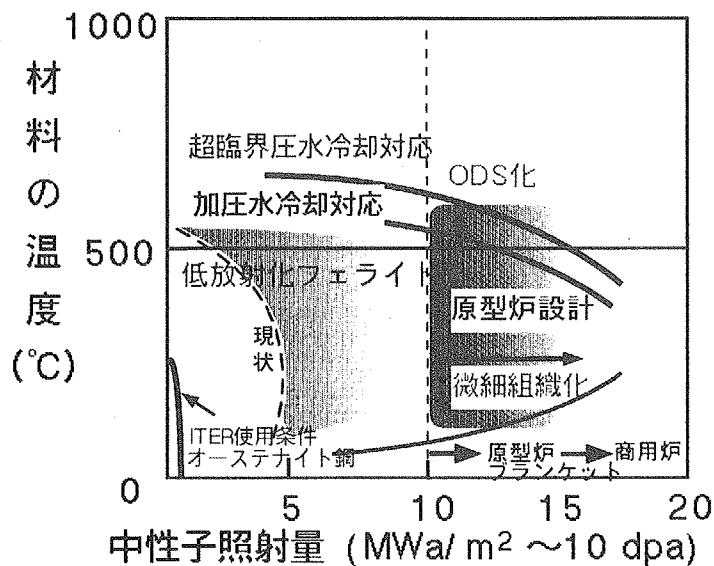
## 核融合炉プランケットの冷却流路設計例

- 第1壁領域 亜臨界流で冷却
- 増殖部 超臨界圧水流で冷却



- 13 -

## 構造材料開発の現状

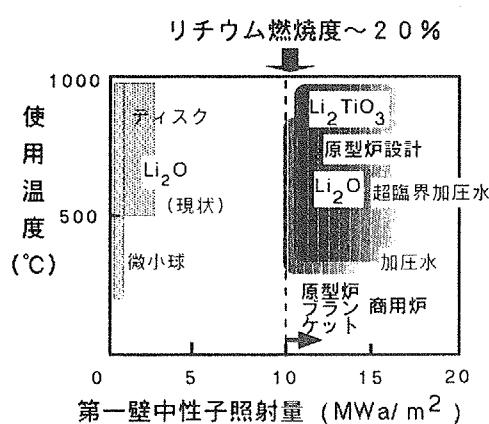


- 14 -

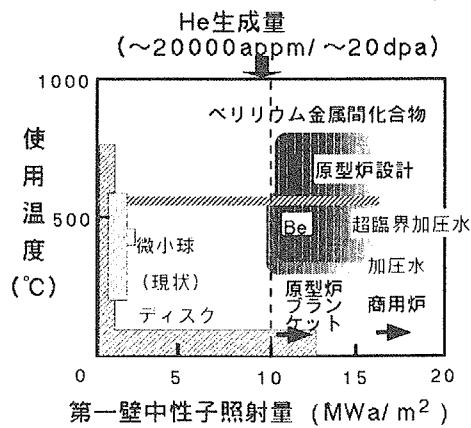
## トリチウム増殖関連材料開発の現状

- 候補材 トリチウム増殖材  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ ,  $\text{Li}_2\text{O}$ ,  $\text{Li}_2\text{ZrO}_3$ ,  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ ,  $\text{LiAlO}_2$  など
- 中性子増倍材  $\text{Be} (<600^\circ\text{C}) \Rightarrow \text{Be}_{12}\text{Ti} (>800^\circ\text{C?})$  など

### [トリチウム増殖材]

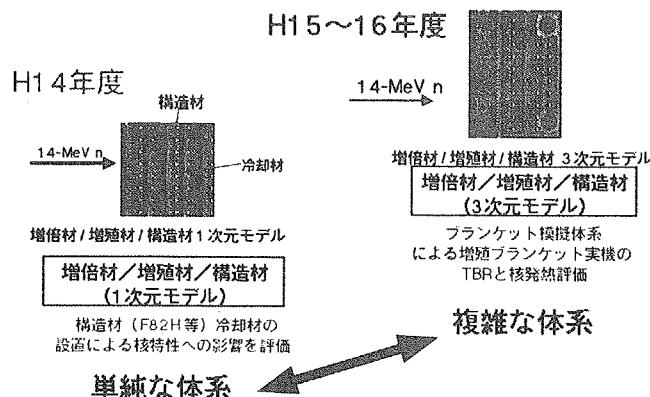


### [中性子増倍材]



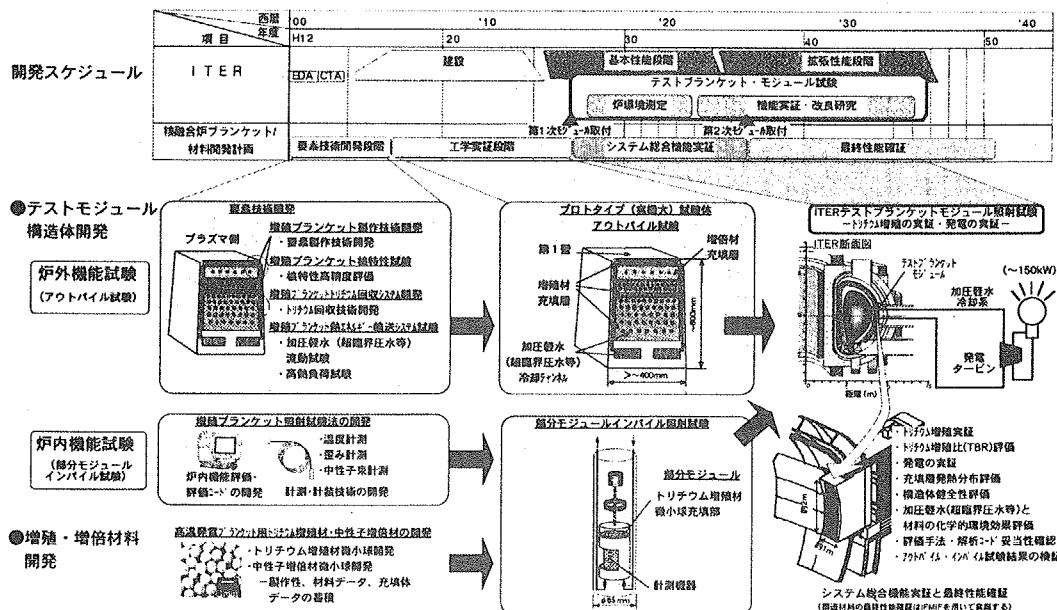
# 核特性試驗

- 平成14? 16年度まで段階的に核特性を評価
    - 基本特性の評価から実機形状の特性評価まで
  - 内部発熱分布・トリチウム生成量の高精度評価手法を確立



## ITERテストブランケット・モジュール開発

- 各極が開発したテストプランケット・モジュールをITERに取り付けて核融合炉プランケットの性能実証試験を行う
  - 日本・欧州・ロシア等から構成される国際的な調整機関を設けて試験計画や取付インターフェースの調整作業を進めている



## ま と め

- I T E R 建設にかかる許認可作業等が開始される頃（2005年頃）までに、テストプランケット・モジュール設計に必要な要素技術開発ならびに基本データを取得
  - 容器製造技術開発、構造健全性評価、充填層熱・機械特性評価、超臨界圧水を含む伝熱流動特性評価、増殖・増倍材料製造技術開発など
  - 容器製造技術などの要素技術開発は順調に進んでおり、モックアップレベルの工学実証段階へ進める状況にある
- 今後、実機大の試験体（プロトタイプ試験体）の製作技術や高熱負荷試験を含む熱・機械的健全性評価試験、部分モジュールを用いた照射試験、化学的共存性特性評価、トリチウム生成回収特性評価、トリチウム回収技術開発など工学的技術開発および詳細なデータの取得
- このために、原研、核融合科学研究所、大学、産業界の叡智を結集することが必要があり、これらの機関を効率的かつ有機的につなぐネットワークの構築が重要

## 4. 液体増殖ブランケットの開発

核融合科学研究所 相良明男

液体ブランケットでは、増殖材の炉内外循環によってトリチウム回収や増殖材の成分調整が低速流動でも常時行えるので、それによる制御性と稼働率の向上が最大の特長である。しかも高速流動による自己冷却を兼ねれば、常圧レベルでの高温運転によって、構造材への機械的負荷を上げずに高い発電効率が同時に期待できる。総合として、より高い安全性、より高い経済性を目指している。

液体LiはV合金との共存性に優れているが、強磁場下MHD圧損抑制のための絶縁被覆、高溶解度のT回収技術、および大気漏洩時の安全対策、などが課題である。Liの化学活性を抑制したPb-Liは主にEUで研究されており、構造材金属の腐食防止およびT透過抑制が課題となっている。重い液体なのでHeガス冷却と組み合わせて使うが、最近SiCとの良好な共存性に着目した自己冷却高温設計が米国でも提案されている。溶融塩Flibeは日本と米国で研究が増加しており、低放射化材との共存性、照射遊離Fの化学挙動制御、T透過の抑制、自己冷却方式での伝熱促進、Be化合物の安全取り扱い、等が主な研究課題となっている。

高温融体の循環技術に関しては、1940年代から高速増殖炉や液体燃料原子炉などの開発において豊富な運転実績とデータベースがある。しかし核融合炉では、強磁場環境、対真空片面高熱流束、14MeV中性子照射、トリチウム増殖・回収、等の全く未踏の領域に対応した新たな理工学研究が必要であり、実現性を評価するには要素研究がまだ不十分である。従って現段階では 急な増殖候補材の選定よりは、動特性までカバーする基礎学術領域での物理化学データや絶縁被覆などの要素研究データの基盤構築が重要である。2001年度より6年計画で日米共同プロジェクトJUPITER-IIによって上記課題に集中したデータ取得が推進される。その後に、構造材開発の進展と総合して増殖材の評価・絞り込みを経て、インパイル試験、アウトパイルの循環試験などのシステム統合としての工学的な研究開発段階が必要である。そのためには課題別の小型強制流動ループ等の共同利用設備が必須である。これら一連の段階的研究に並行して重要なことは、炉設計と連携した評価作業体制を構築することである。これによって、原型炉を目指したブランケットシステムの絞り込みを並行して進める事が可能となる。

我が国のブランケット研究の進め方に関する指針として、平成12年度に原子力委員会の核融合会議・計画推進小委員会から詳細な報告が出されており、固体及び液体増殖材に関して、実験炉でのモジュール試験を視野に入れた、全体整合性のある開発ステップの重要性が強調されている。この指針は、学術審議会特定研究領域推進分科会原子力部会の「大学における核融合研究の在り方について」とも整合している。従って、他分野との研究交流を積極的に開拓しつつ、学術的発展と人材育成に根ざした長期プロジェクトとしての取り組みが今後一層重要である。

# 液体増殖ブランケットの開発

1. 特長と目標
2. 研究開発の現状
3. 課題と方策
4. 今後の進め方
5. まとめ

核融合科学研究所

相良明男

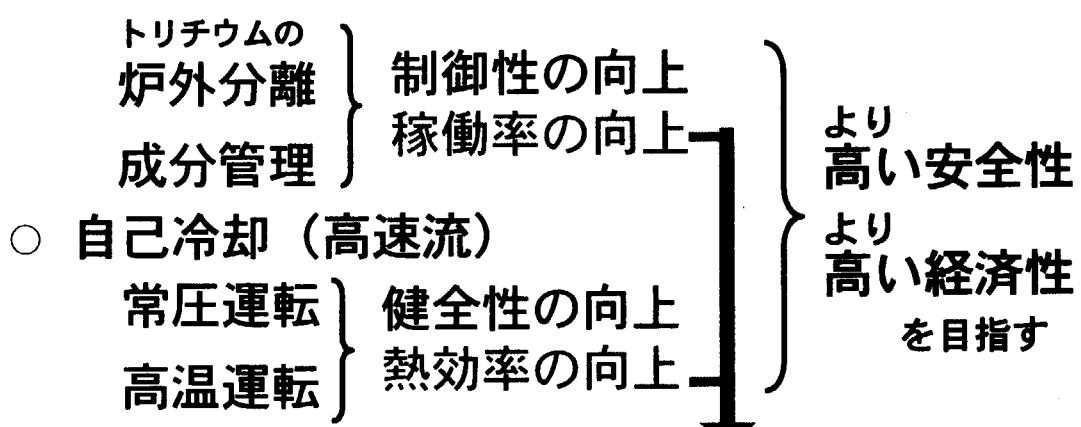
拡大核融合炉・材料研究合同委員会

2001年7月16日

東京弥生会館

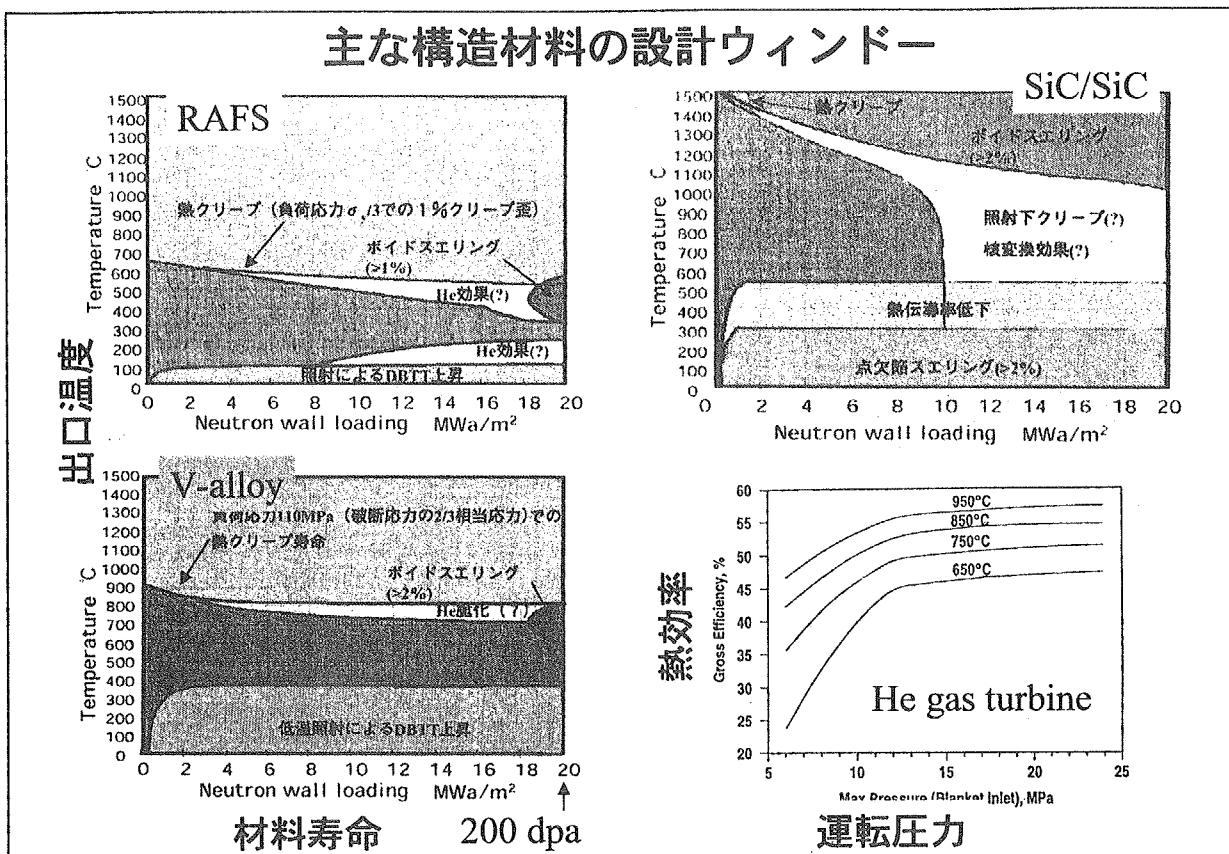
## 液体増殖ブランケットの 特長と目標

### ☆ 増殖材の炉内外循環（低速流）



上限は構造材料で決まる

(これを回避する目的で、より先進的な液体壁概念もある cf.米国APEX)



## 研究開発の現状

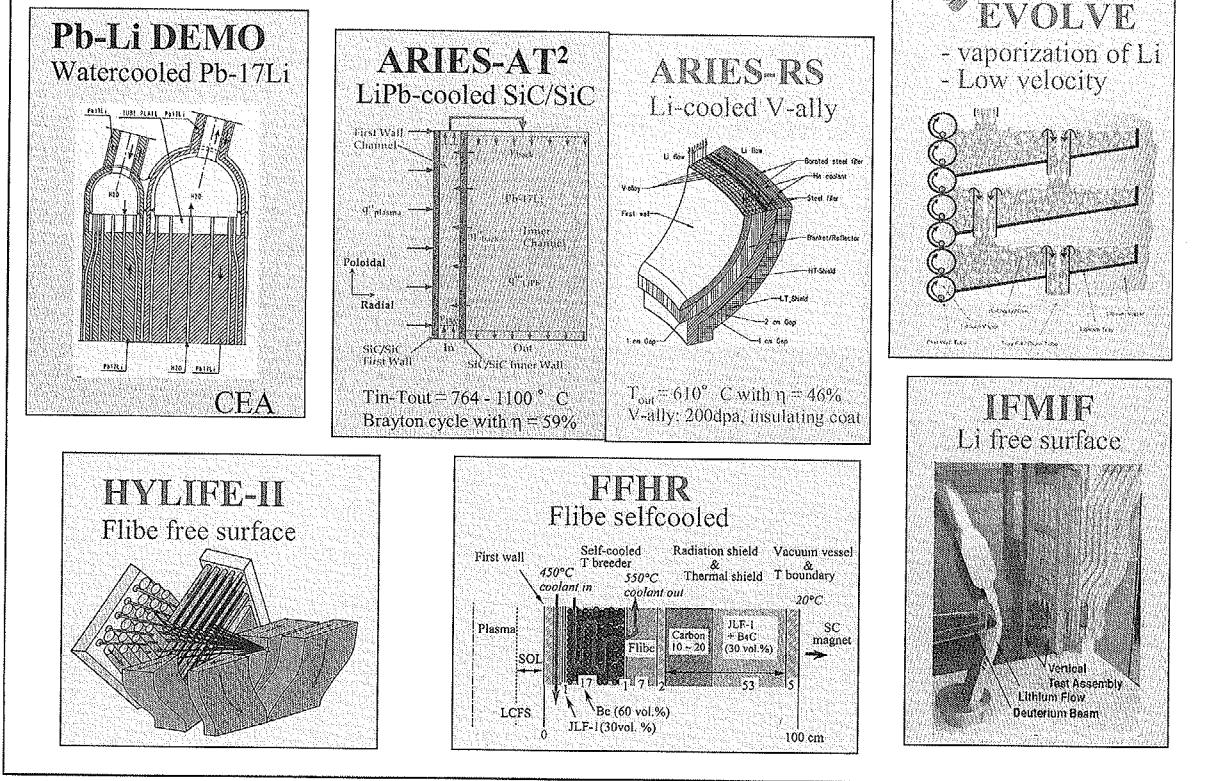
### 多様な要素研究が大学等（共同研究）で進展している

- (1) 材料共存性に関する研究：液体金属、溶融塩と構造材（東大、NIFS）
- (2) トリチウム挙動に関する研究：弥生炉での照射下分析など（東大）
- (3) 伝熱促進に関する研究：MHD効果や拡大粗面等の基礎研究  
(東北大、東工大、阪大、NIFS、京大、九州大、他)
- (4) 自由表面に関する研究：流動安定化や境界層の基礎研究  
(阪大、東工大、京大、富山大、NIFS、他)
- (5) 米国との共同プロジェクト研究の開始：JUPITER-II

### システム統合に向けた設計研究も進展している

- (1) 溶融塩の自己冷却ブランケットシステムに関する設計研究  
(NIFS、東北大、東大、京大、九大、他)

### 現在の代表的な液体コンセプト



## 主要な液体増殖材の比較と JUPITER-II での研究対象

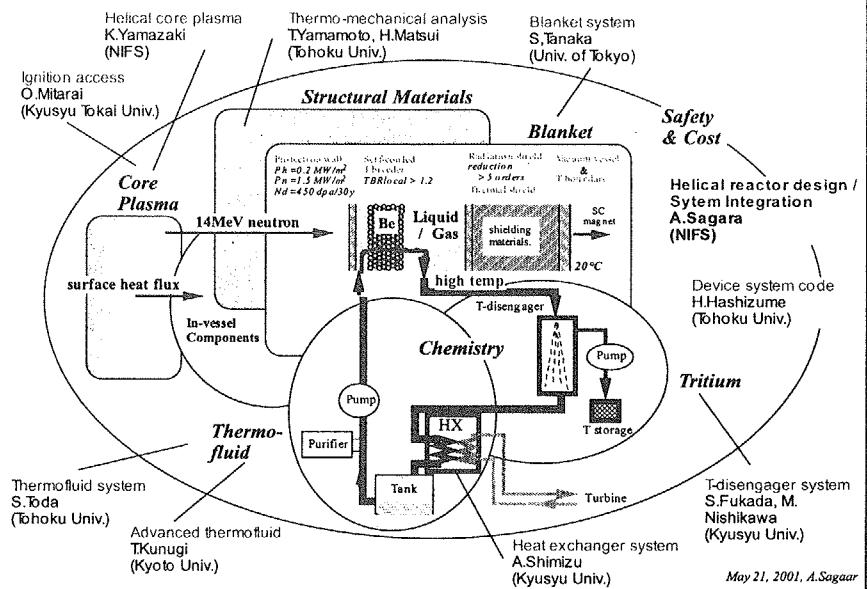
望まれる特性	Li	Pb-Li	Flibe (2LiF-BeF <sub>2</sub> )	Sn-Li
大気との化学活性度は低いか？	×	○	○	○(?)
構造材との共存性は高いか？	Vには○ N有ると×	SiC とは○(?)	F や FT を生成すると×	?
熱伝導率は高いか？	○	△	×	○
粘性は低いか？	○	○	×	?
MHD 抵抗は低いか？	×で絶縁コートか低流速が必要	×で絶縁コートか低流速が必要	○	×で絶縁コートか低流速が必要
熱伝導へのMHD 影響は低いか？	○	○	?	○
トリチウム回収は容易か？	×	△	○	○(?)
トリチウム閉じ込め性は高いか？	○	△	×	×(?)
放射化学の活性度は低いか？	○	○	遊離 F で×	?
放射化問題は軽微か？	○	<sup>210</sup> Po で×	○	×
トリチウム増殖率は高いか？	○	○	Be 等あれば○	△
蒸気圧は低いか？	×	△	△	○
重量密度は低いか？	○	×	○	△
融点は低いか？	○(453K)	△(508K)	×(~670K)	△(599K)
核融合へのデータベースは十分か？	日本にやや有り (特に ITER で)	欧米にやや有り (日本でも少し)	MSRE で部分的にあるが non-fusion	IFE への新提案でほとんど無し

実現性を評価するには要素研究がまだ不十分

## システム統合の設計研究

### NIFS 共同研究での活動例（2001年現在）

要素研究をバランス良く推進し、実現性を評価するためにはシステム設計研究が並行して必要であるが、大学等での研究としての体制化が不十分  
(cf. 米国のAPEX)



May 21, 2001, A.Sagara

## 課題と方策

- 高温融体の循環技術に関しては、豊富な運転実績とデータベースがある。  
1940年代からの高速増殖炉や液体燃料原子炉 (MSRE) など
- しかし核融合炉環境では、未踏領域の新たな理工学研究が必要である。  
強磁場、片面真空／加熱、14MeV 中性子照射、連続トリチウム回収など
- 動特性までカバーする要素研究が当面の課題である。
  - (1) トリチウム分離回収を含む成分制御、
  - (2) 界面制御（絶縁・T 透過防止・腐食防止）、
  - (3) 热交換を含む熱流動制御、
  - (4) 計測・運転機器、他
- 方策としては共同利用設備が必要である。
  - (1) 用途別の小型強制流動ループ
  - (2) 原子炉照射実験ループ

# 今後の進め方

学審特定研究領域推進分科会原子力部会「大学における核融合研究の在り方について」  
(平成12年12月6日日本学術審議会総会にて承認)より抜粋

## 4. 今後の大学等の核融合研究の推進について

・・・今後は大学間の協力研究や共同プロジェクト体制の一層の充実により、重点研究項目への集中的な取り組みとシステムの最適化に向けた設計研究の推進が望まれる。

### (2) 核融合炉工学研究の一層の推進

#### ② ブランケット工学の研究の推進

・・・液体金属や溶融塩などの研究の広がりも出てきている。今後は、炉心性能の進展及び構造材料の開発に同期して、・・・広範な基礎学術領域での先進的な要素開発と、それらを連携した総合評価による材料選定、さらにシステムとしての統合化へと段階的かつ計画的に研究を進めることが必要とされる。

### (3) 核融合研究ネットワーク機能の強化

- ① 基盤設備の充実 ② 国際共同研究の維持発展 ③ 国内共同研究の環境整備  
④ 新しい学術的成果の創出、他研究分野での学術的発展、社会への還元

### (4) 研究開発機構との連携・協力の推進

・・相互理解・集積化や、人的資源、設備等の効率的な運用、共同計画の立案・遂行等

### (5) 人材育成の継続

・・今後さらに数十年を要する長期プロジェクトである。

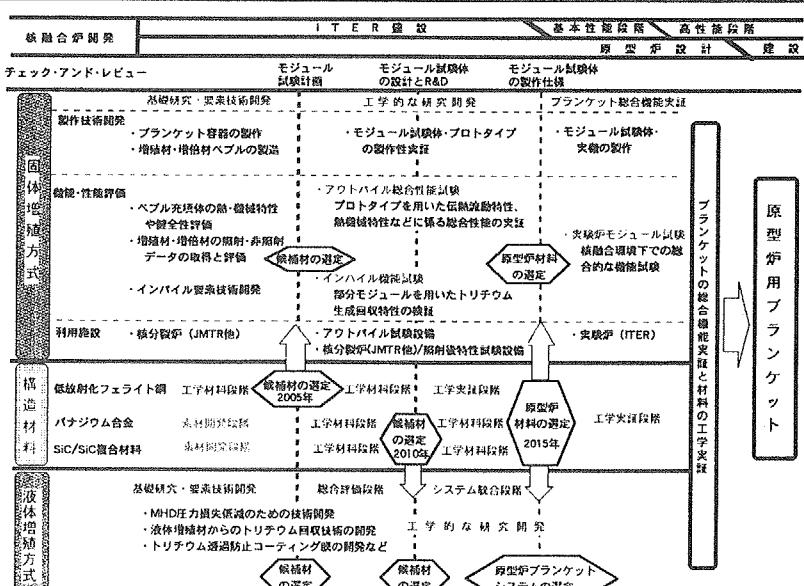
## 実験炉モジュールから原型炉を視野に入れた 液体ブランケット開発でのマイルストーン

核融合会議計画推進小委員会  
「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」平成12年8月2  
1日より引用

学審特定研究領域推進分科会原子力  
部会「大学における核融合研究の在  
り方について」(平成12年12月  
6日学術審議会総会にて承認)  
とも整合している。

**②ブランケット工学の研究の推進**  
・・・液体金属や溶融塩などの研究  
の広がりも出てきている。今後は、  
炉心性能の進展及び構造材料の開発  
に同期して、・・・広範な基礎学術  
領域での先進的な要素開発と、  
それらを連携した

総合評価による材料選定、さらに  
システムとしての統合化へと段階的  
かつ計画的に研究を進めることが必  
要とされる。



注1：構造材料に関しては計画推進小委員会「中期的展望に立った核融合炉第一期構造材料の開発の進め方について」(平成12年5月、原子力委員会核融合会議で承認)による。

注2：液体培養方式に関しては核融合専門委員会「核融合炉工学の再構築と体系化について」(平成12年5月29日第17回学術会議運営審議会にて承認)が参考。

(<http://sta-atm.jst.go.jp/jicst/NC/kakuyugo/index.html>)

## まとめ

- 液体ブランケットの炉内外循環の特長によって、より高い安全性と高い経済性を目指して、多様な要素研究、設計研究が大学等で進展しているが、
- 当面の課題は、動特性までカバーする基礎学術領域での要素研究であり、そのためには用途別小型強制流動ループ等の共同利用設備が必須である。
- 今後の進め方として、実験炉モジュールから原型炉を視野に入れた共同プロジェクト体制の充実と、システム統合の設計研究体制の充実、が必要である。

## 5. 核融合炉材料の持つべき特性と開発戦略

京都大学エネルギー理工学研究所  
香山 晃

核融合炉材料や広義の炉工学の研究は明確な目的意識が持たれるようになってから既に20余年を経ている。しかし、長い間材料研究は目的があいまいな中性子損傷基礎研究、ある意味での物質(科学研究、に留まっていた。これは多くの核融合炉工学が non-nuclear な課題に留まっていたことと共通する炉工学としての問題点であった。しかし、最近の炉工学への取り組みは材料をエネルギー利用システムに利用する技術としての材料工学への着実に進んでおり、炉工学も核的な課題を含む形へと進化しつつある。本講演では炉工学の進め方に関するこれまでの議論の形態と今後の省庁統合に伴う変革において危惧される点について最初に述べる。

構造最良の開発に関しては、魅力的な核融合炉の実現のための基盤技術課題としての目標設定とゴールへのロードマップについて現在の共通認識を示し、新しい展開への萌芽的な動きの例を示す。

第一に、従来の材料研究と炉工学研究との最初の大学における統合研究である日米協力研究“JUPITER-2 計画”的概要を示し、魅力的なブランケットを成立させるための材料・工学課題を述べる。

魅力的な構造材料としては低放射化特性を有することが必須であり、低放射化についての考え方と具体例である低放射化鉄鋼材料・バナジウム合金・SiC/SiC 複合材料の開発動向と現状について概略を述べる。これらを通して、核融合炉材料の持つべき特性とそれらを総合的に満たすような材料の最適化の進め方についても述べる。

さらに、これからの中長期的研究のために必要な各種の照射施設とそれぞれの役割・限界についても示し、原型炉の実現のためには一日も早く IFMIF を実現させることが重要であることを明らかにする。

結論としては、以下の点を強調したい。

- (1) 最近 10 年間の核融合炉材料研究は日本の活動が牽引力となってきたし、この活動をこれからも持続させていくことが重要である。そのためには新しい炉工学のあり方に関する枠組みつくりを考える必要がある。
- (2) 近い将来の問題としては JT-60 の改修や ITER 活動を通しての炉工学の統合を万全の体制で進められるように努力を集中する必要がある。



拡大核融合炉・核融合炉材料研究委員会

平成13年7月16日  
東京弥生会館・東京

## 核融合炉材料の持つべき特性と開発戦略

京都大学エネルギー理工学研究所  
香山 晃

Akira Kohyama  
Kohyama@iae.kyoto-u.ac.jp

Institute of Advanced Energy  
Kyoto University

### 核エネルギー利用システム における材料技術課題

材料：目的を負わされた物質

材料工学：材料をエネルギー利用システムに利用する技術

これまで：

『材料における照射効果を工学的に考慮しなくても良い形で  
原子力システムは作られてきた』

今後：

~~物質科学から材料システム工学への展開が重要~~

『照射損傷の要素過程の理解に基づいた  
新しい材料及び材料技術の開発』

『エネルギーの有効利用；未利用エネルギーの低減  
の為の新しい材料及び材料技術の開発』

## 日米協力材料照射研究の比較 —大学と原研—

### 太学のプログラム

RTNS-II: 14MeV 中性子照射損傷の基礎(本質)  
 FFTF/MOTA: 核分裂中性子による重照射効果  
 JUPITER: 核分裂中性子による動的照射効果と  
 変動・複合環境効果  
 JUPITER-II : 原子炉照射による核融合実用炉  
 の材料インテグレーション

### 原研のプログラム

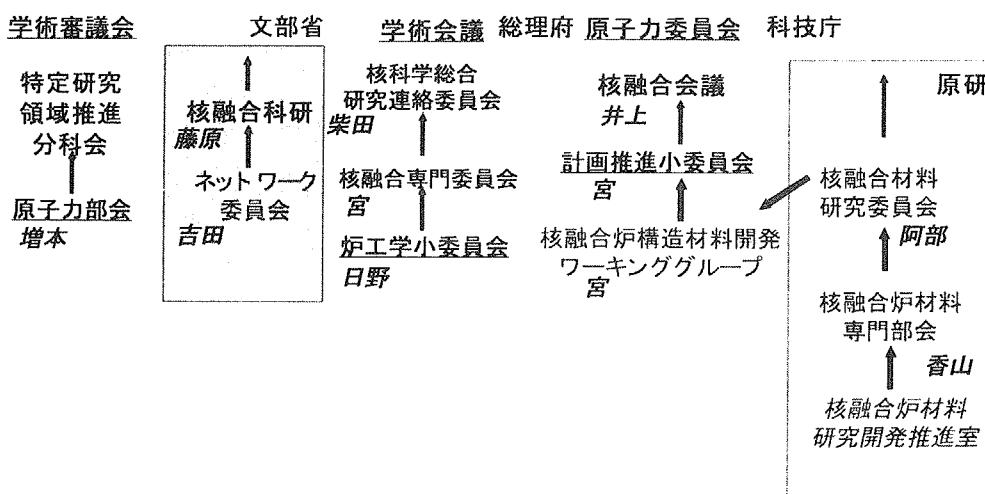
Phase-1: 次期装置の為のオーステナイト鋼の開発  
 Phase-2: 次期装置の為のオーステナイト鋼溶接継ぎ手の開発  
 Phase-3: 次期装置および原型炉の為の鉄鋼材料の開発  
 Phase-4: 次期装置および原型炉の為の低放射化鉄鋼材料と先進材料の開発

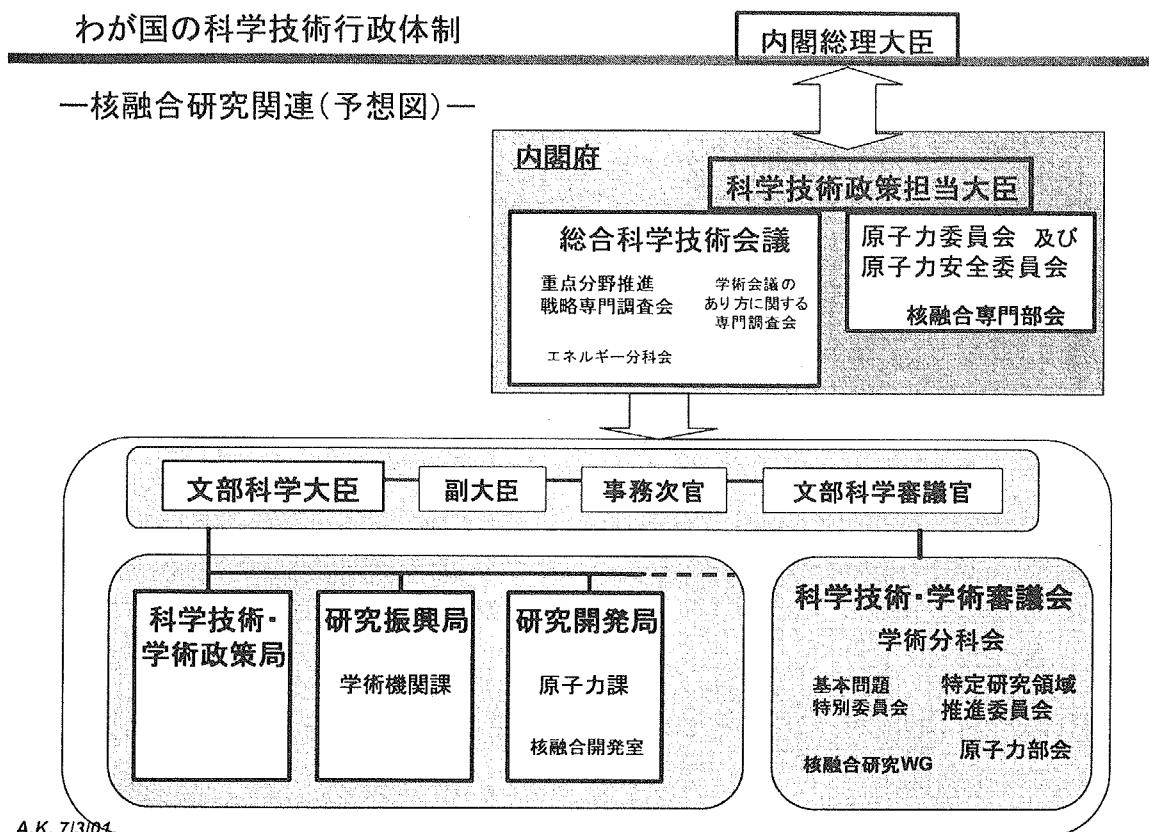
### Fission-Fusion Correlation

100dpa を越える照射データ/JLF-1 開発  
 絶縁体の照射下電気伝導  
 セラミックスの照射下熱伝導度劣化  
 照射効果への温度変動効果  
 プランケット・第一壁材料・システムの健全性

原研と大学との研究協力の強化  
(合同作業会の設立)

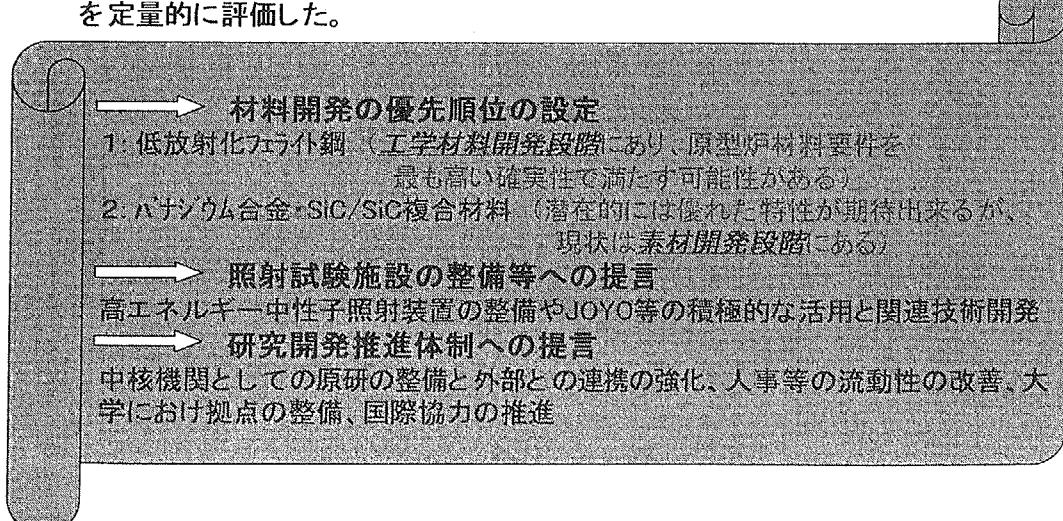
## 構造材料開発戦略の議論を進める体制 (1999-2000)



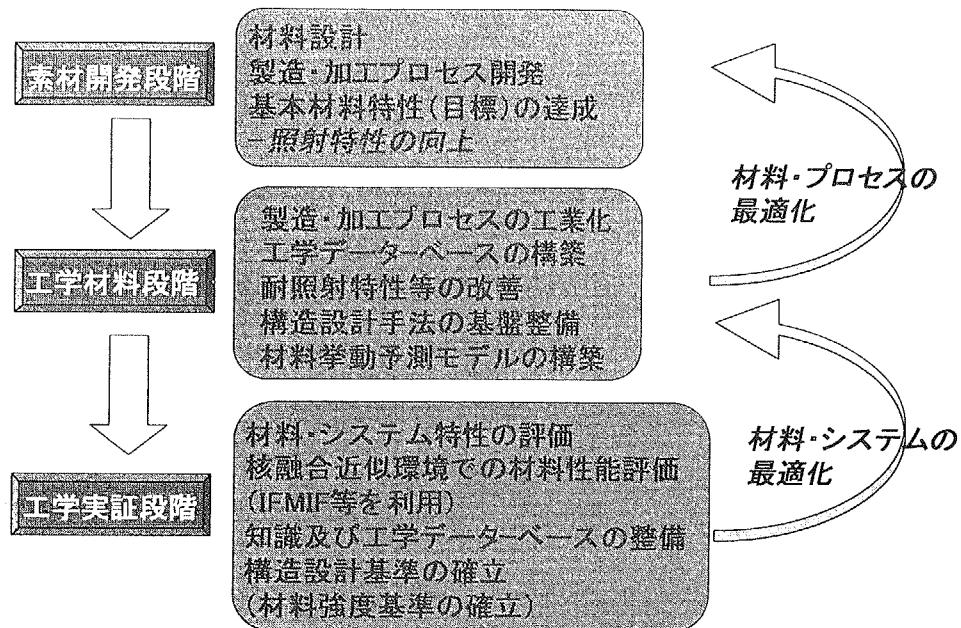


## 核融合炉構造材料開発の考え方

原型炉の概念設計を参考し、  
 +構造材料の要件  
 +材料開発の現状と見通し  
 +材料開発に必要である照射試験施設等の現状と見通し  
 を定量的に評価した。



## 材料開発段階の定義と活動内容



## 核融合炉における材料要件

核融合環境	材料挙動 / 課題
粒子線照射 -はじき出し損傷 -核変換損傷 - 損耗	スエリング、照射クリープ、応力腐蝕割れ 物性値と強度特性の劣化 ヘリウム・水素脆性 <b>低放射化特性が重要</b>
化学的共存性 - 冷却材 - トリチウム増殖材	腐蝕、質量移行、強度劣化、水素脆化
(超)高温	強度低下、応力緩和、クリープ変形
応力負荷 - 一次応力 - 二次応力(熱応力) - 応力変動 - 衝撃応力(ディスラプション)	設計に影響を与える多様な強度特性 引っ張り強度、疲労強度、亀裂成長、 破壊靭性、クリープ、応力緩和
複雑構造	製造性、溶接・接合、補修
プラズマ・磁場 - 高熱負荷 - ダイバータ構造 - 被覆	耐熱衝撃、プラズマ共存性、真空特性、 トリチウム吸蔵 磁気特性

## ブランケット構造材料に対する要求事項

- + 中性子の照射、熱及び粒子の入射等からの材料損傷下で  
ブランケット機能が維持される。
  - + 磁場の乱れやプラズマ汚染等が炉心プラズマの性能確保の  
障害とならない。
  - + 発電実証を行えるとともに、経済性向上を見通せる。
  - + 固有安全性という利点を活かすための低放射化特性を有する。
  - + 開発計画が原型炉開発計画のタイムスケジュールと合致する。

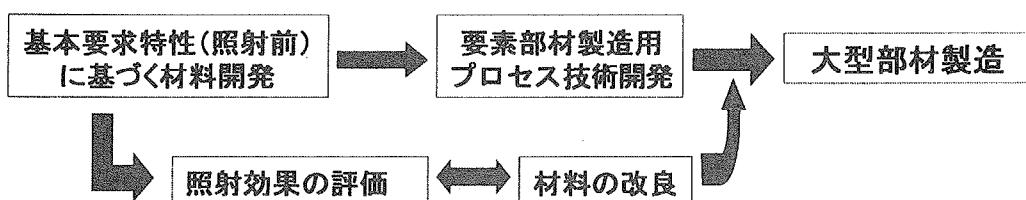
材料のみの単独系での特性検討では解決しない問題

1

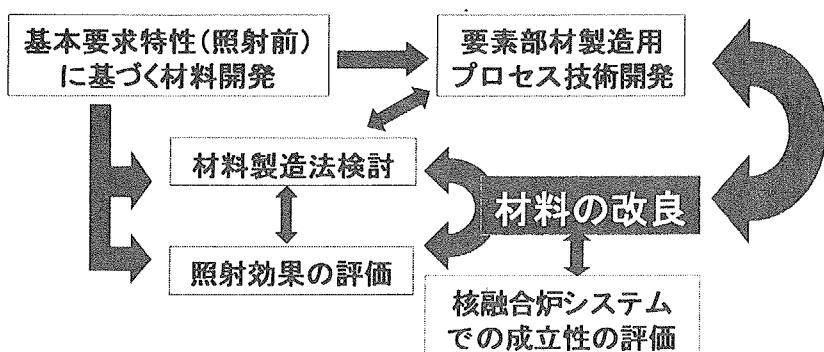
炉・材料工学としての体系的な開発研究が必要

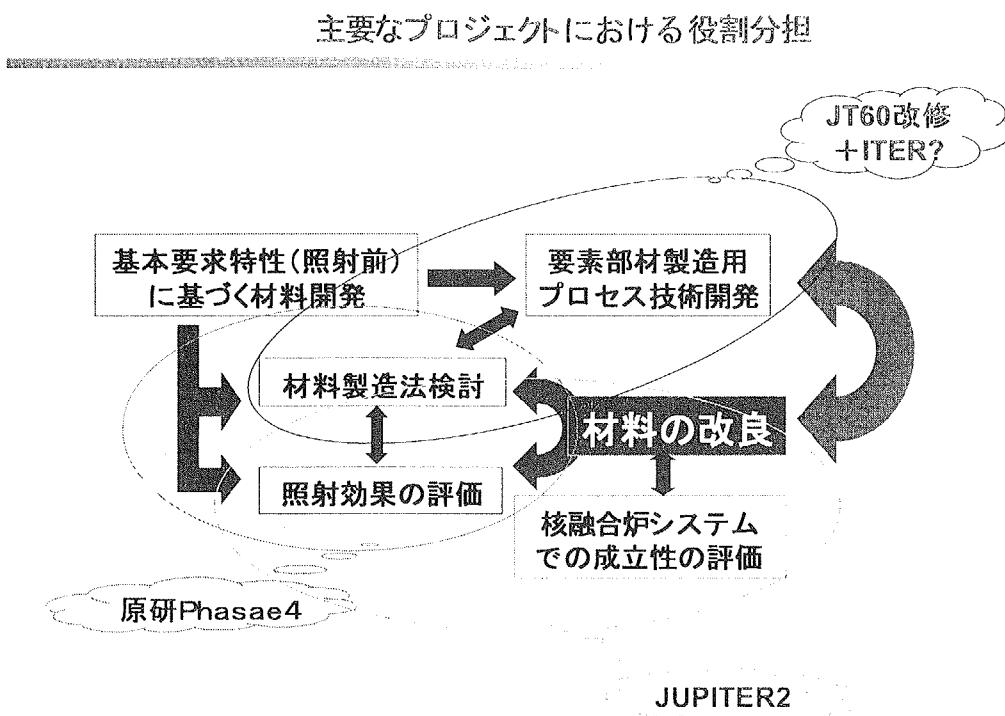
## 材料開発の新旧形態比較

旧：ステンレス鋼、低放射化鉄鋼材料（これまで）、V合金（？）



## 新：SiC/SiC複合材料、V合金（？）





**Development of advanced blanket performance  
under irradiation and system integration  
-materials integration by fission reactor irradiation and  
essential basic studies for overall evaluation-**

**Task 1: Self-cooled Liquid Blanket**

**Subtask 1: FLiBe Cooled**

**Subtask 2: Li cooled with V stru.**

**Task 2: High Temperature Gas-cooled Blanket**

**Subtask 1: Fundamental Issues,,**

**Subtask 2: Thermomechanics**

**Subtask 3: Capsule Irradiation**

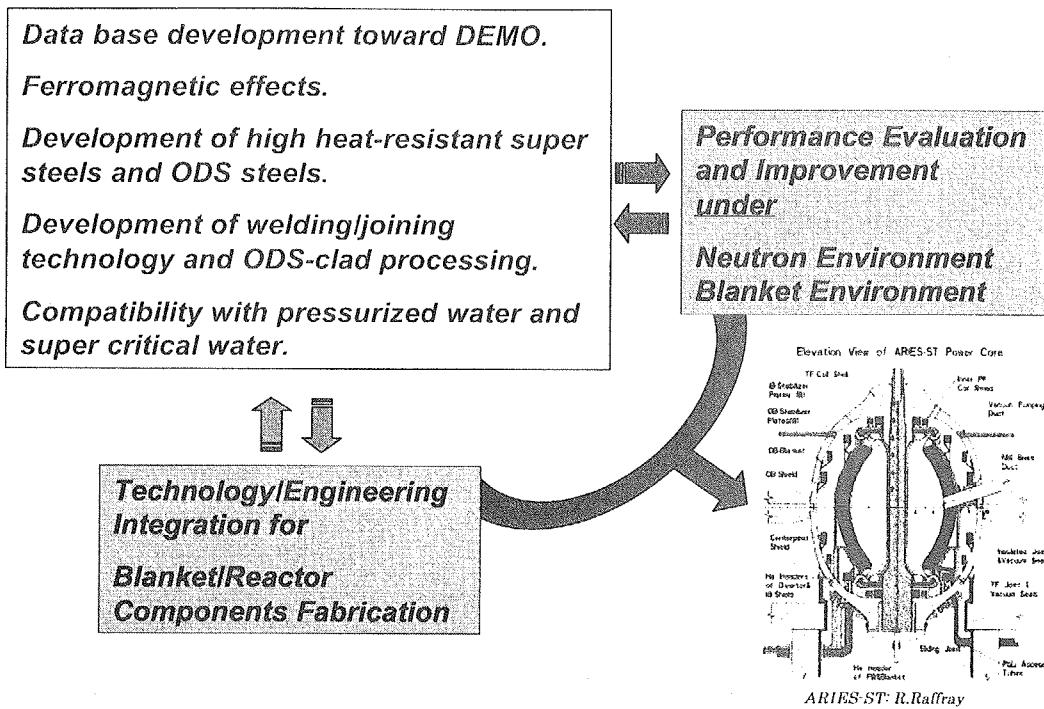
**Subtask 1: Design based integration modeling**

**Subtask 2: Material system modeling**

**Task 3: Blanket System Modeling**

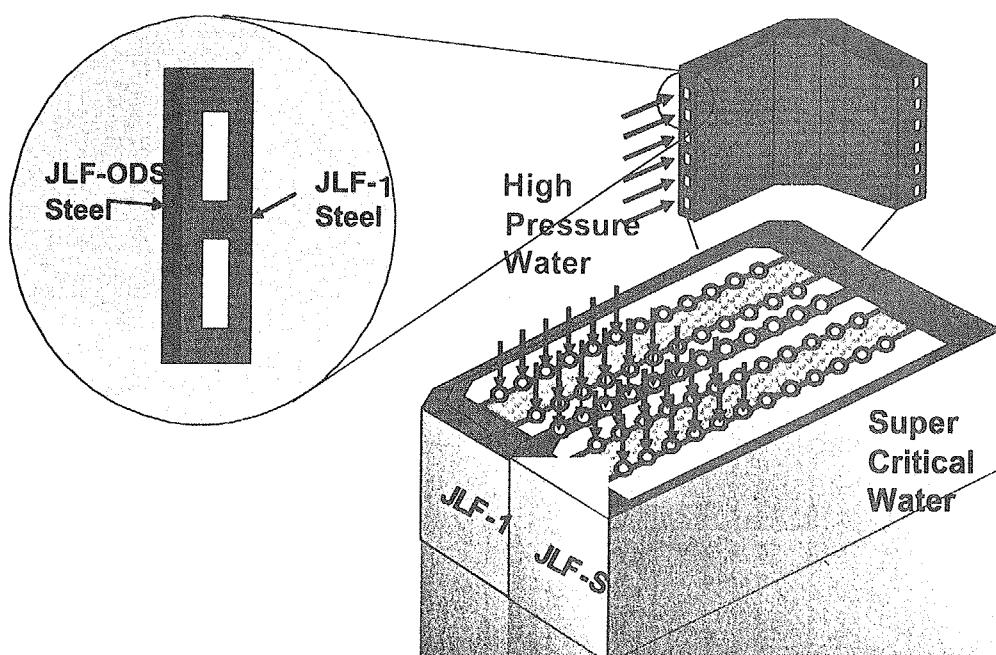
## R & D of Ferriti/Martensitic Steels for Fusion

~ From Fundamental Materials, R & D to Technology/Engineering Integration ~



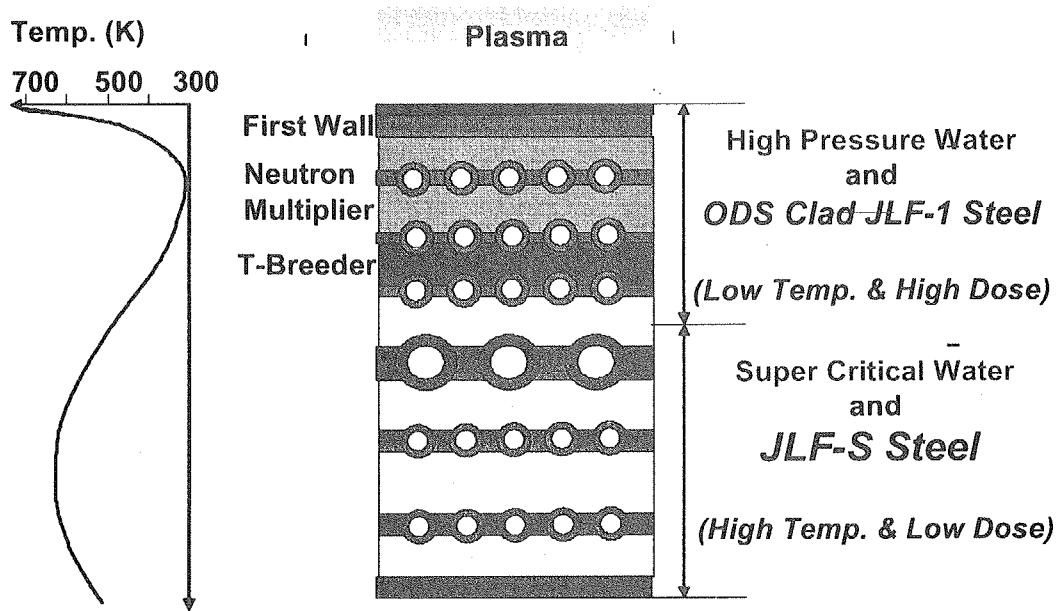
## Advanced Water Cooled Solid Blanket

-- Double Water (HPW & SCW) Loop Cooling System --

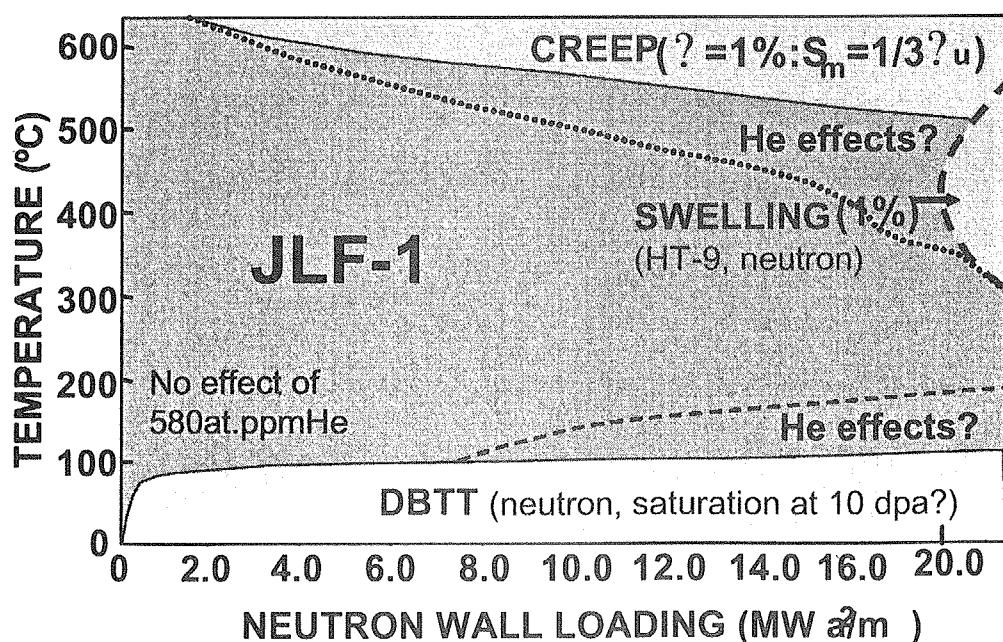


## Advanced Water Cooled Solid Blanket (2)

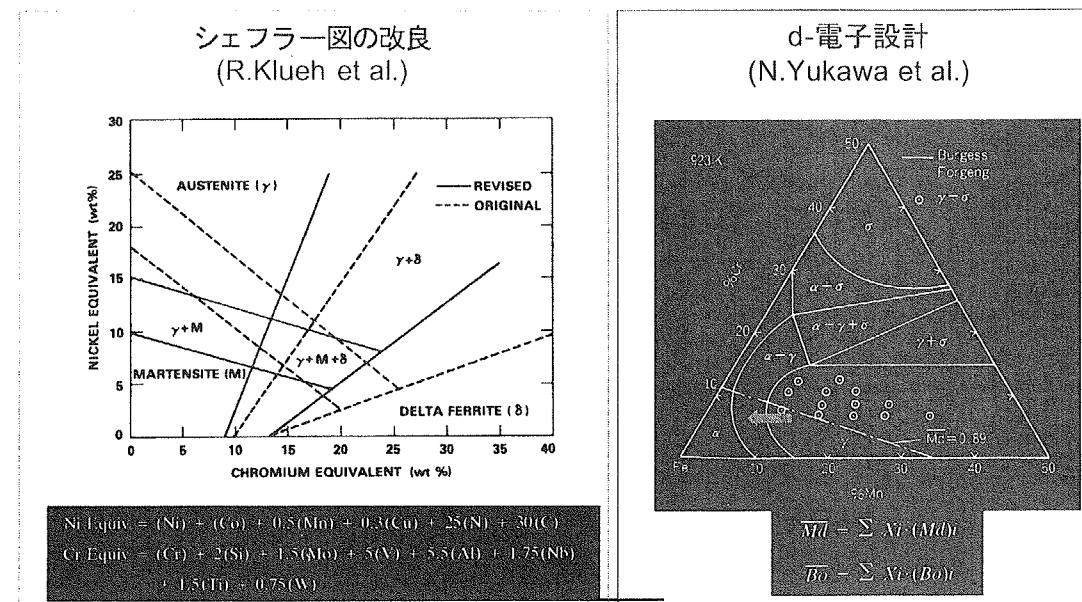
-- Double Water (HPW & SCW) Loop Cooling System --



## Design Window for JLF-1 Steel



## Fe-Cr-Mn系低放射化オーステナイト鋼の設計

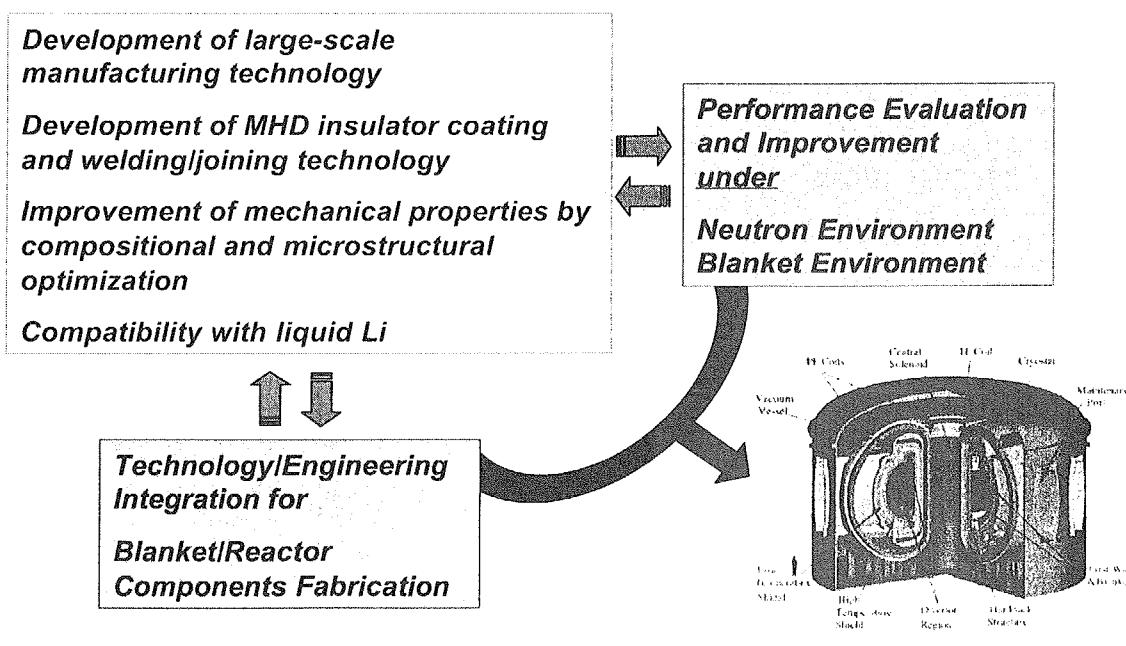


JHM-1(0.1C-0.2N-22Mn-0.9Ni-10Cr-2W)  
JHM-2(0.1C-0.2N-22Mn-0.9Ni-12Cr)  
JHM-3(0.1C-0.2N-15Mn-0.9Ni-12Cr)

FFT/MOTAで照射済み  
Mn>15%でσ相脆性

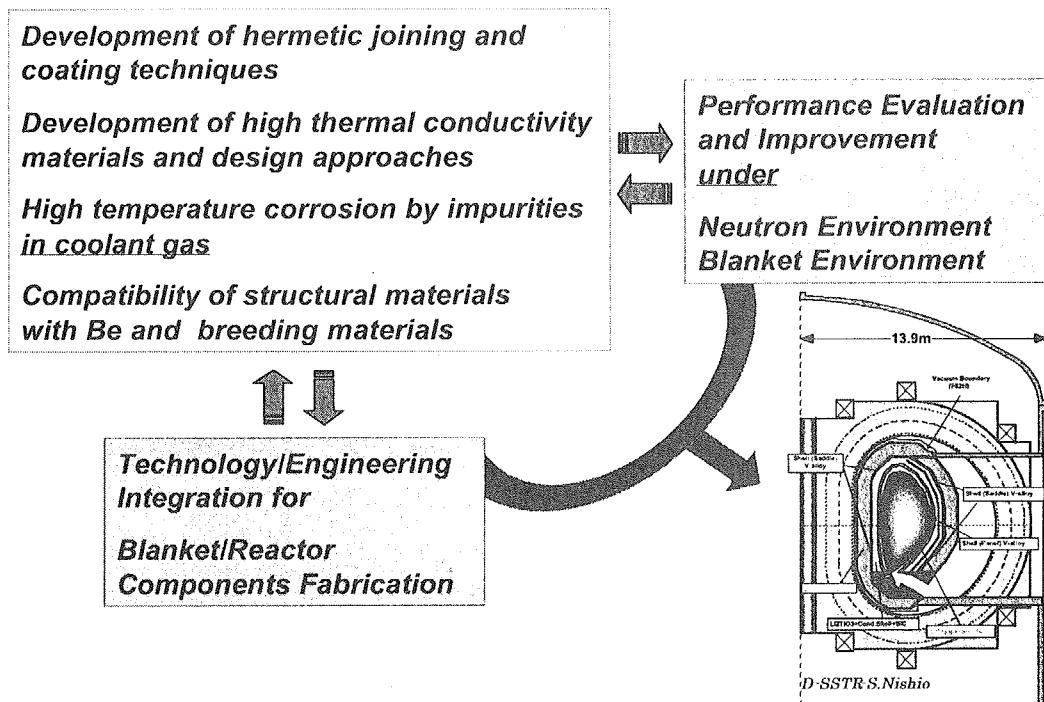
## R & D of Vanadium Alloys for Fusion

- from Fundamental Materials R & D to Technology/Engineering Integration -



## R & D of SiC/SiC Composites for Fusion

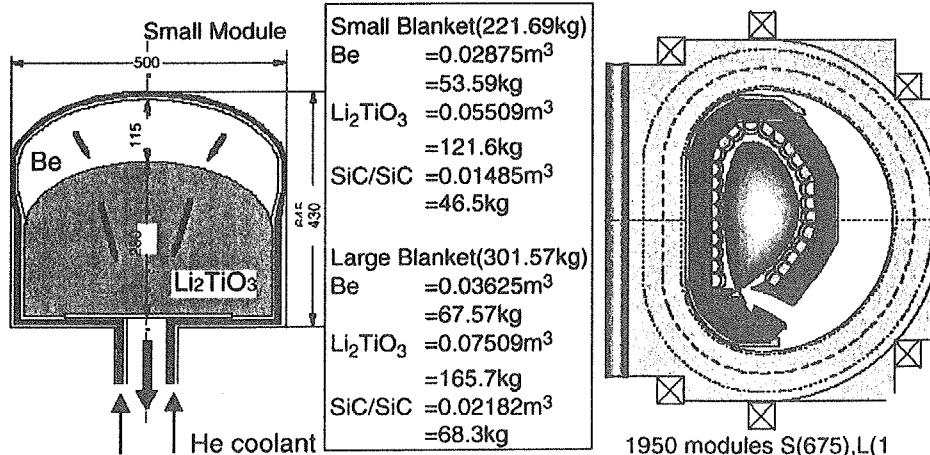
- from Fundamental Materials R & D to Technology/Engineering Integration -



## Blanket Module of D-SSTR

JAERI

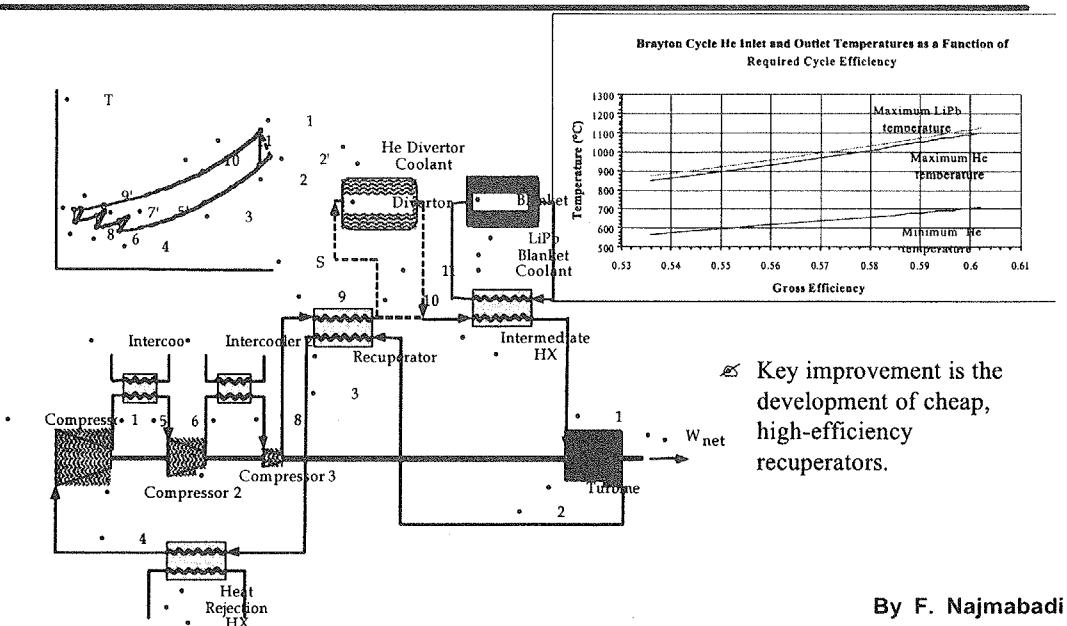
Structure Material	: SiC/SiC Comp. (Therm. Cond. of 15W/m/K)
Vessel Contents	: 1@Pebble Be and 1@Pebble Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub>
Coolant and T Purge Gas	: He (10MPa & 600°C <sub>IN</sub> / 900°C <sub>OUT</sub> )



By Nishio et al (2000)

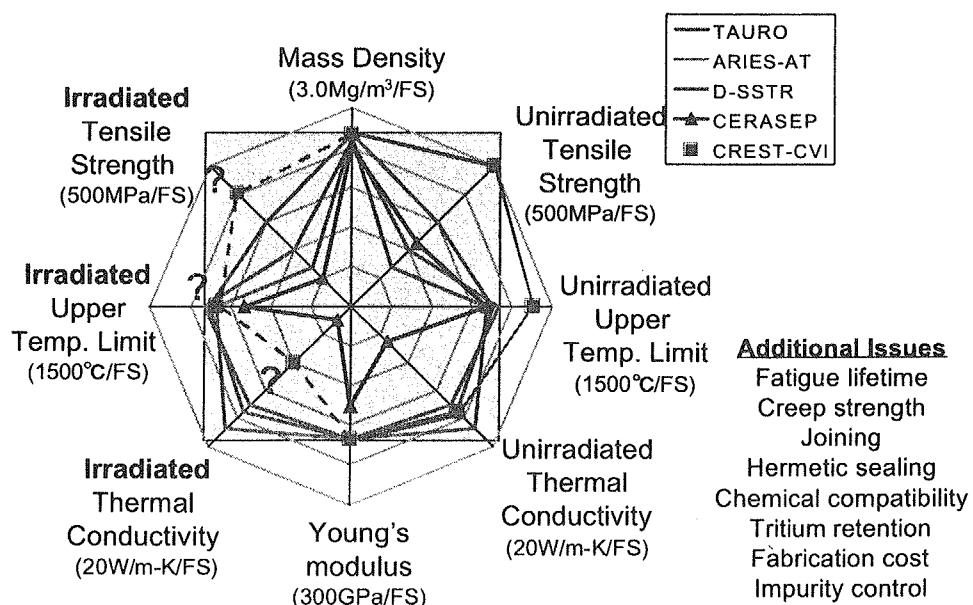
## ARIES-ATでの検討(例)

### Recent Advances in Brayton Cycle Leads to Power Cycles With High Efficiency



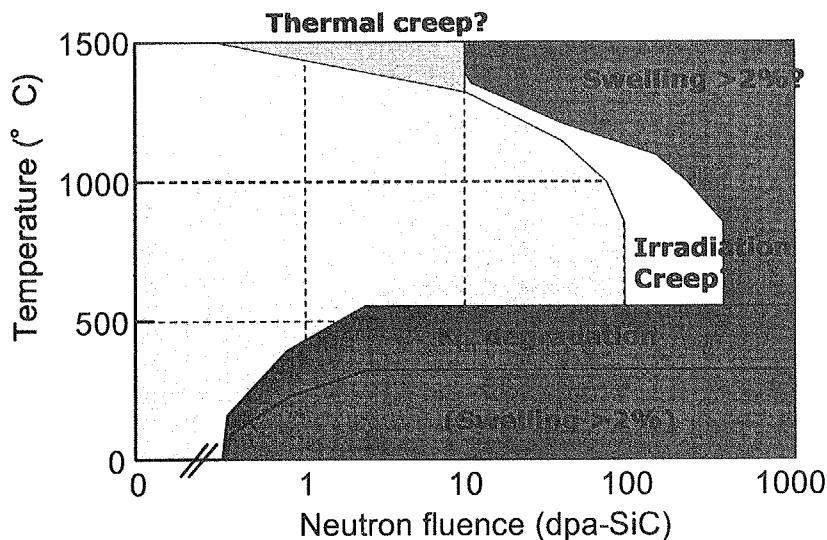
### Performance Requirement and Present Status

**- SiC/SiC Composites for Fusion Structural Applications -**



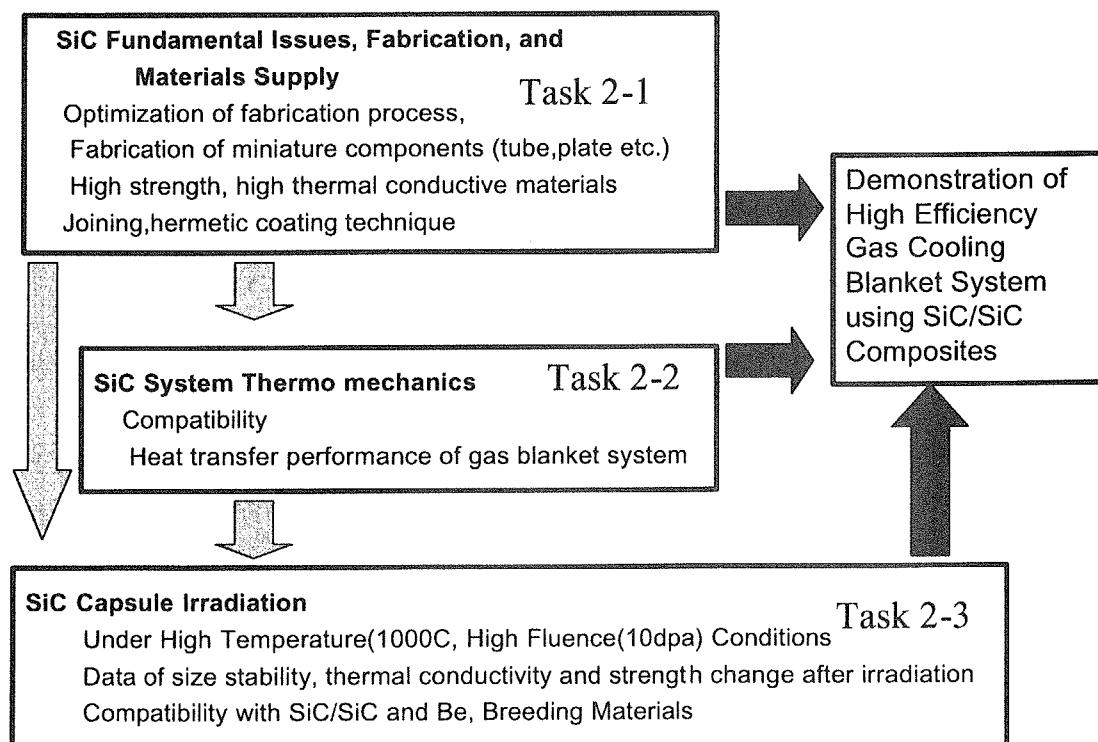
CREST-ACE program (1997-2002)

## Very Preliminary ‘Design Window’ under insufficient irradiation database-



- ❖ Potential issues to be identified: He/H-effects, oxidation at very low  $P_{\text{O}_2}/P_{\text{H}_2\text{O}}$ , microstructural and microchemical instability at high-T.

## Goal of Task 2



## 低放射化材料の考え方

- 1 放射化に問題の無い元素だけを用いる  
V合金・SiC/SiC・セラミックスなど
- 2 放射化に問題となる元素を取り除くか、他元素に置換する(高純度化・元素調整)  
低放射化鉄鋼材料(JLF-1/F82H)など
- 3 放射化に問題となる同位体を取り除く(同位体調整)

SiC/SiC	30Si富化／29Si低減
Ti/Al・Ti合金	50Tiで調整
V合金	53Cr, 50Tiで調整
低放射化鉄鋼材料	54Fe除去／57Feで調整／183Wで調整
316ステンレス鋼	61Niで調整
タンゲステン合金	183Wで調整／Reには対策無し

低放射化鉄鋼材料での効果が顕著：24時間でSiCと同等／100年で逆転

54Fe除去： ¥50/g (100ton=50億円) 57Fe調整： ¥1,300/g

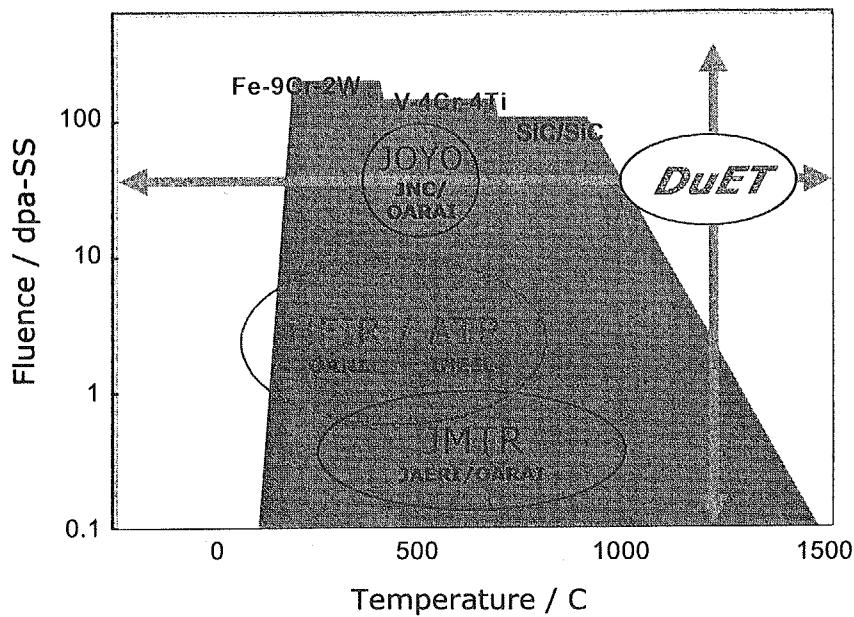
## 核融合炉の放射化と低放射化対策

放射線環境	設計・要素	材料	放射化 ISSUE
D-T 反応	プラズマ対向材 ダイバータ材料 第一壁ブランケット 構造材料 増殖材料 冷却材料 RF窓材料 遮蔽材料 マグネット材料 計測材料	金属材料 ステンレス鋼 銅合金 高融点合金 etc. セラミクス材料 グラファイト 炭化物 酸化物 複合・接合材料 超伝導材料 有機絶縁材料 半導体	メンテナンス 人、近接 遠隔 崩壊熱 放射性物質管理 トリチウム 固体 液体 廃棄物処理 高レベル 低レベル 長寿命
トリチウム			
14MeV 中性子スペクトル			

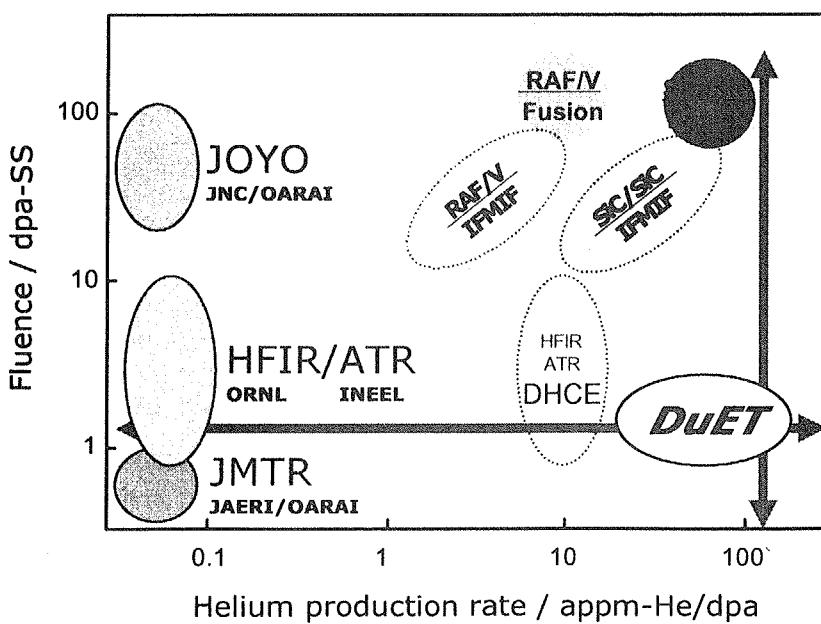
核反応燃焼反応      配列・寸法スペクトル      材料選択成分調整      対象半減期規制値

低放射化対策

## Proposed Design Windows and Available Irradiation Facilities

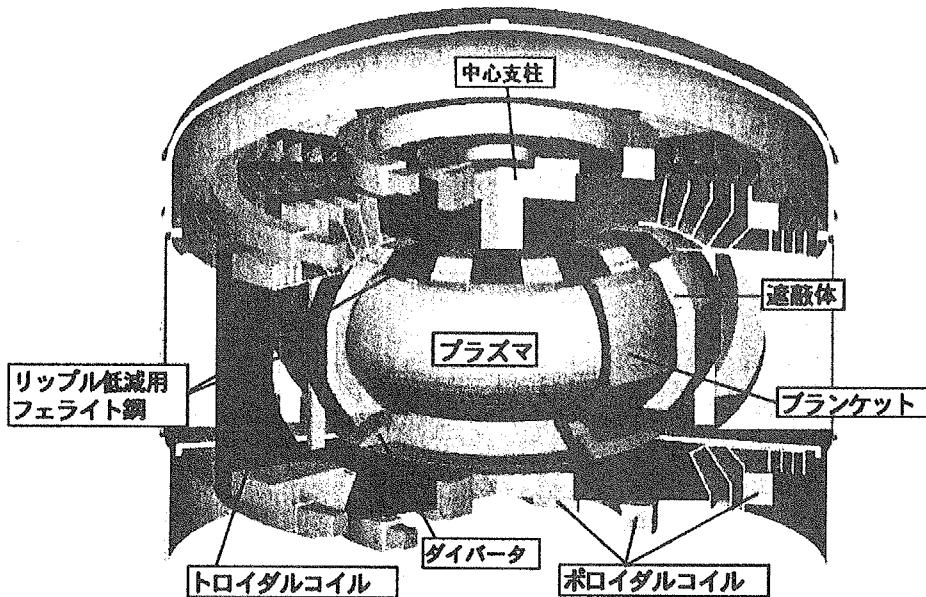


## Achievable Fluences and He/dpa ratios in Available and Proposed Irradiation Facilities





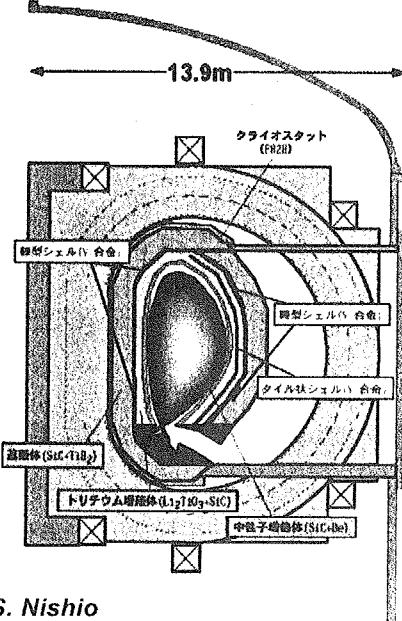
## A-SSTR2炉本体機器構成図



By S. Nishio



## A-SSTR2 の材料構成



By S. Nishio

中性子の主要遮蔽材には  $TiH_2$  を、  
MHD安定化シェル材には V-合金を導入する。  
主要構造材料には SiC/SiC複合材料を利用する

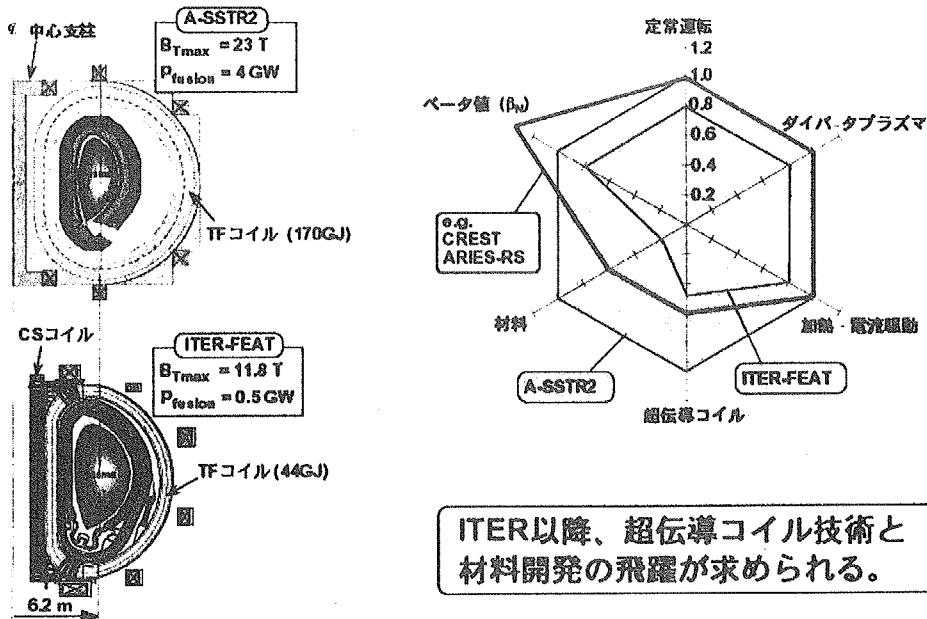
	Plasma	(cm)
315	V-alloy	755
320	* SIC/SIC	755.3
322	duct	755.7
390	* SIC/SIC	756.5
392	duct	771
402	* SIC/SIC	807
404	V-alloy	809
432	* Be	811
443.5	SIC/SIC	821
444.3	duct	823
444.7	* SIC/SIC	877
445	Plasma	879
(cm)		
	F82H	894

リップル低減用にフェライト鋼を利用する

主要3候補材料のバランス良い利用！



## A-SSTR2 と ITER (その飛躍度)



By S. Nishio

材料に対する要求の具体性・妥当性・現実性の見極めが重要

関係者全体の意思の疎通が重要

## 結論

最近10年間の核融合炉材料研究は日本の活動が牽引力となってきた。

日米協力を含む原研・大学の材料照射研究は  
照射基礎研究から重照射研究にまたがる広い領域で中核となってきた。

原研でのF82H鋼、大学でのJLF-1鋼開発は IEAでの活動へと発展し、  
国際ラウンドロビン試験等を通して基盤が確立しつつある。  
—磁場影響の検証等の炉工学での成果も増えつつある—



JT60改修やITERへの利用を視野に入れた工学の統合が必要である

「将来の魅力的な核融合炉実現へ向けた  
低放射化構造材料の高性能化の努力を始めとし、  
物質科学から材料・システム工学への広がりを持った  
体系的な研究を行うべきときである。」

原研・大学間研究交流・協力の強化  
産官学での連携協同の構築

## 6. IFMIF 計画の概要

東北大学金属材料研究所 松井秀樹

核融合炉の実現の上で材料の照射実験施設の必要性は早くから認識されて来ており、現在では関係者の努力により IFMIF 計画が IEA による国際協力の下で進められている。IFMIF 計画は液体リチウムターゲットに 40MeV 程度のエネルギーを持つ 250mA の重水素イオンビームを照射し、ストリッピング反応で生成する核融合炉近似スペクトルをもつ中性子を、材料照射実験に使用する施設の建設・運用計画である。

IFMIF 計画は概念設計 (CDA)、概念設計評価 (CDE)、の各段階の後、主としてコスト削減の目的で設計変更を行った。現在は、2000 年より 3 年間の予定で要素技術確証 (KEP) 段階に入っている。我が国では従来、大学連合により小型の中性子源建設の計画が進められてきたが、省庁統合に先立ち関係者間での調整の結果、IFMIF を段階的に建設・運転する計画に統合された。我が国における KEP の活動は、大学と原研がそれぞれの得意分野を分担して実施している。段階的建設・運転計画では重水素イオンビーム電流値で、50mA、125mA、250mA の 3 段階で順次増力して行くこととしているが、特に初期の段階では、大学が従来主張してきた学理的・基盤的研究のための試験に重点が置かれている。

IFMIF の任務は単一ではないが、最も重要なものは原型炉用材料の核融合中性子による照射試験を行い、設計・許認可のための工学データベースを取得することである。また、商用の高性能動力炉のための材料開発も重要な任務である。さらに、これらの工学的任務を効率的に進め、同時に材料の性能評価を高精度で行うための学理的・基盤的研究の重要性があげられる。これには、従来核分裂炉を利用して取得してきた膨大なデータベースを活用する上でも重要な、核融合・核分裂相関に関する研究も含まれよう。また第 1 段階では、増力後大きなテストマトリクスで工学データを取るべき材料の選定やその確証も重要な任務である。

ITER が EDA における設計から仕様を変更したことに伴い、従来 ITER で遂行する予定であった任務のいくつかが実施不可能となった。ブランケットの機能試験等がこれらに相当するが、IFMIF の中強度中性子束領域を活用することにより実施可能であり、ITER の低コスト化に伴う重要な IFMIF の任務となったと言える。

KEP 段階の後に工学実証段階 (EVP) を経て建設を予定しているが、EVP には相当額の R&D 経費の投入が必要となるため、その開始には文部科学省や国内関係分野の研究者は勿論、国際的な合意を得る必要があり、現在それに向けて準備を進めているところである。関係各位の一層のご理解とご協力を願いしたい。

拡大核融合炉・材料研究合同委員会  
材料/IFMIF計画について  
平成13年7月16日(月)  
東京弥生会館「大和の間」

## IFMIF計画の概要

東北大学金属材料研究所  
松井秀樹

## 核融合炉材料開発と照射施設

### ● 材料開発と材料試験

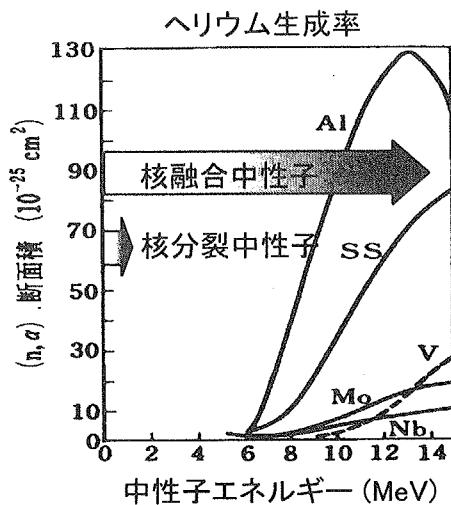
- 材料の供用中におかれる環境での試験が不可欠
- 核融合炉材料:
  - ◆ 核融合炉が現存しないため近似環境での試験しかできない。

### ● 核融合実炉環境

- 核分裂中性子との相違:
  - ◆ 核変換による多量のヘリウム生成、固体核変換生成物の違い

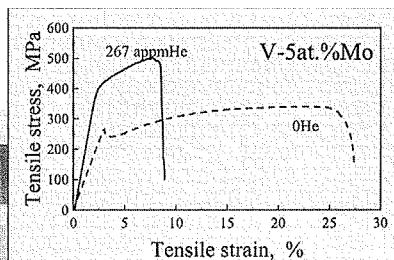
## ヘリウム生成の断面積

- 核融合と核分裂の中性子の大きな違いはヘリウム生成の断面積
  - ヘリウム生成は中性子エネルギーが6MeV付近から急に大きくなる。
  - 核融合中性子では核分裂に比べ数百倍のヘリウムが材料中に生成される。



## ヘリウムの効果 - 強度特性 -

- ヘリウムの結晶粒界への集積により粒界強度が低下して脆化が生じる



## ヘリウムの効果－寸法安定性－

- IMF
- ヘリウム注入と弾き出し損傷の組み合わせで組織は大きく異なる
  - 弾き出し損傷 : 70 dpa
  - ヘリウム量 : 1400 appm
  - 照射温度 : 625°C

Heなし

He同時注入

He予注入(625°C)

He予注入(室温)

## 核融合炉材料開発と照射施設

- 材料開発と材料試験
  - 材料の供用中におかれる環境での試験が不可欠
  - 核融合炉材料:
    - 核融合炉が現存しないため近似環境での試験しかできない。
- 核融合実炉環境
  - 核分裂中性子との相違:
    - 核変換による多量のヘリウム生成、固体核変換生成物の違い
    - 弾き出し原子エネルギーが高い → 損傷効率の違い

## 核融合中性子による損傷構造

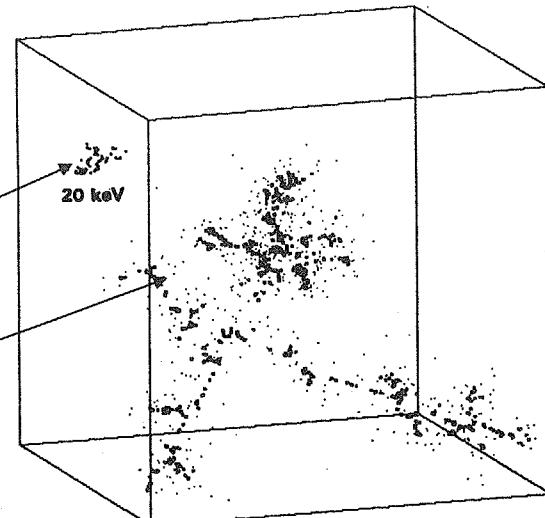
IME

- 損傷構造の顕著な違い

- 生き残る欠陥比率の違い
- 欠陥集合体核形成の違い
- ヘリウムとの重畳効果

核分裂中性子によるカスケード

核融合中性子によるカスケード



## 核融合炉材料開発と照射施設

IME

- 材料開発と材料試験

- 材料の供用中におかれる環境での試験が不可欠
- 核融合炉材料:
  - 核融合炉が現存しないため近似環境での試験しかできない。

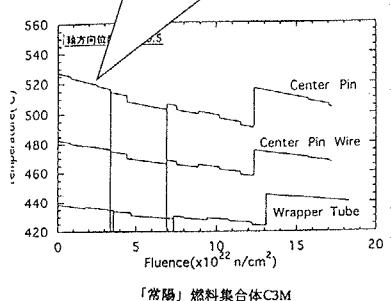
- 核融合実炉環境

- 核分裂中性子との相違:
  - 核変換による多量のヘリウム生成、固体核変換生成物の違い
  - 弾き出し原子エネルギーが高い → 損傷効率の違い
- 定常条件:変動条件
- 単純条件:複合条件

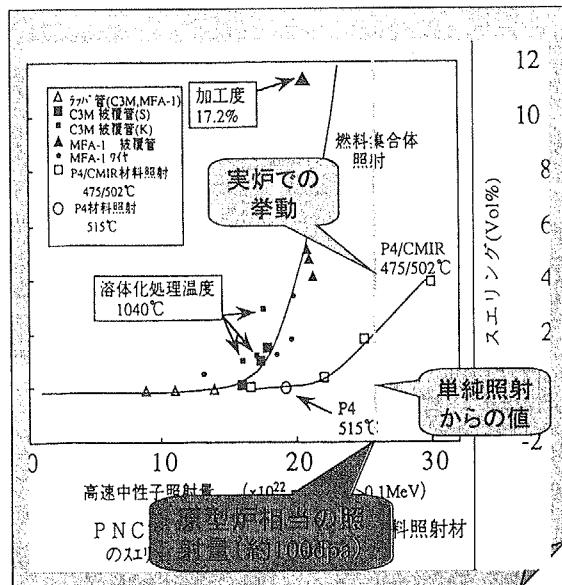
## 非定常条件下での被照射挙動

- 試験炉照射と実炉照射データの顕著な不一致
  - 100dpaを越える重照射領域でのスウェーリング

実炉での非定常な温度履歴が不一致の有力な原因



「常陽」燃料集合体C3M



## 損傷効果への理論的研究の手法

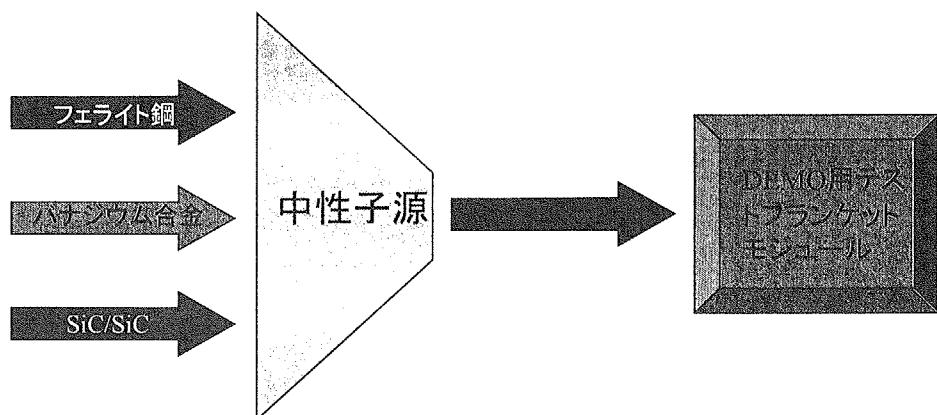
- 各時間尺度における手法
  - 分子動力学
    - 初期損傷形成過程: 1fs - 1ns
  - Monte Carlo
    - 初期欠陥反応過程: ~100ms
    - 反応速度論
      - 微細組織発達過程: ~Ms
- 理論的研究における問題点
  - 時定数が極端に異なる過程を同時に取り扱う必要があること
  - 多くの反応パラメータが未知であること
  - 制御困難な要素がしばしば重要であること
    - 各種の不純物の効果、等

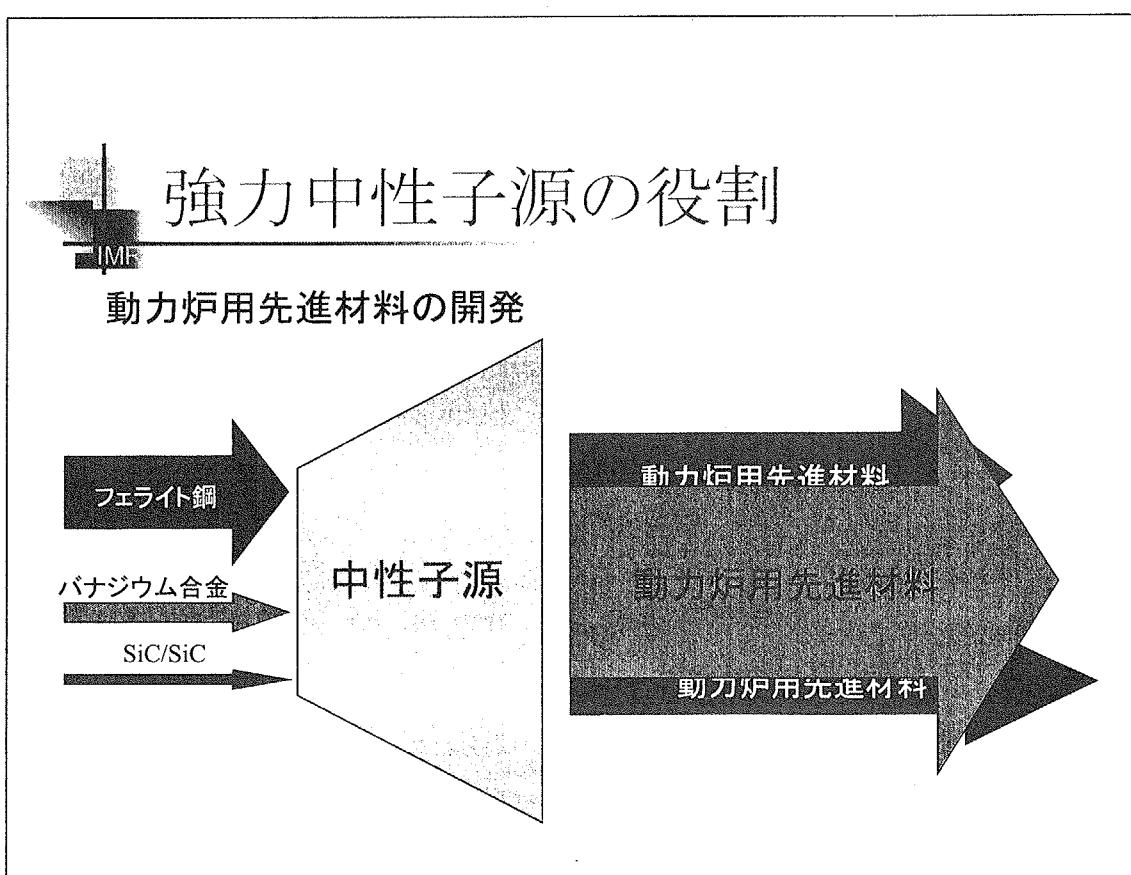
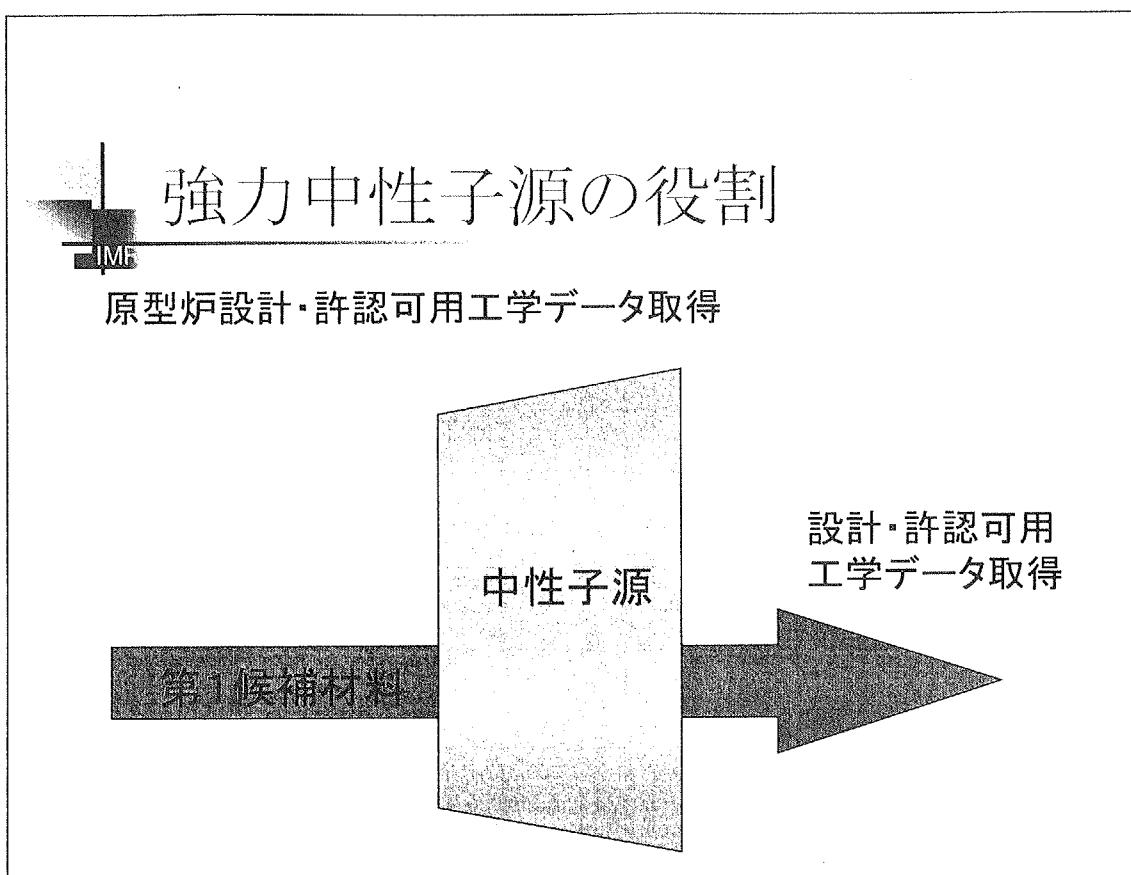
## 核融合炉材料開発と照射施設

- 材料開発と材料試験
  - 材料の供用中におかれる環境での試験が不可欠
  - 核融合炉材料:
    - 核融合炉が現存しないため近似環境での試験しかできない。
- 核融合実炉環境
  - 核分裂中性子との相違:
    - 核変換による多量のヘリウム生成、固体核変換生成物の違い
    - 弾き出し原子エネルギーが高い → 損傷効率の違い
  - 定常条件: 変動条件
  - 単純条件: 複合条件
- 照射施設の必要な4つの理由:

## 強力中性子源の役割

- ITERで試験する原型炉用テストブランケットモジュール用材料の選択





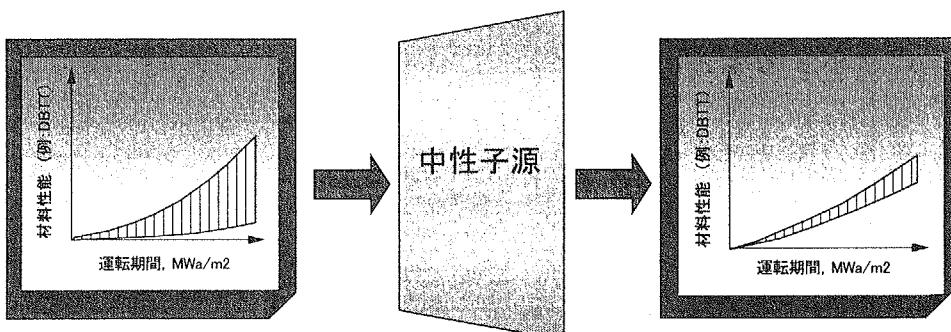
## 強力中性子源の役割

### 材料性能評価精度の格段の向上

ヘリウム生成、核融合条件での欠陥生成効率

実炉環境での変動・複合条件下での照射

これらを実現した照射試験により高精度のモデリングを達成



## 核融合炉材料開発と照射施設

### 材料開発と材料試験

- 材料の供用中におかれる環境での試験が不可欠
- 核融合炉材料:
  - 核融合炉が現存しないため近似環境での試験しかできない。

### 核融合実炉環境

- 核分裂中性子との相違:
  - 核変換による多量のヘリウム生成、固体核変換生成物の違い
  - 弾き出し原子エネルギーが高い → 損傷効率の違い
- 定常条件: 変動条件
- 単純条件: 複合条件

### 照射施設の必要な4つの理由:

- ITERで試験する原型炉用テストプランケットモジュール用材料の選択
- 実証炉設計・許認可のための工学データ取得
- 基盤的研究: 重照射領域における Fission-Fusion 相関・較正
- 実用炉材料開発

### ・ プランケット要素照射試験の実施 (ITERの仕様変更のため)

# 強力中性子源の役割

## ITERスケールダウンによる新たな課題

IMF

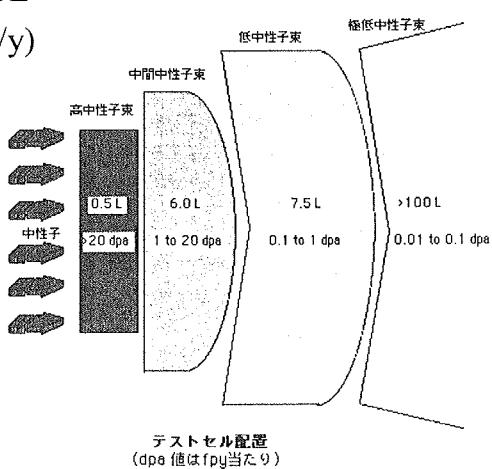
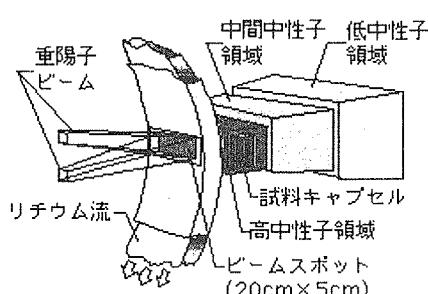
### ■ ブランケット要素の照射試験

- ITERの設計変更により、当初の課題のいくつかは遂行が困難になった。
- ブランケット要素の照射試験をIFMIFにより遂行することが必要
  - トリチウム増殖機能確認、
  - 増殖材・構造材・冷却材の共存性、等
- 中・低中性子束領域の比較的大きな照射空間を利用

# IFMIFの照射容積—Users Requirement—

IMR

- 高中性子束領域( $>20\text{dpa/year}$ ): 0.5L
- 中( $1 < \phi < 20\text{dpa/y}$ )、低( $0.1 < \phi < 1\text{dpa/y}$ )中性子束領域: 6L + 7.5L

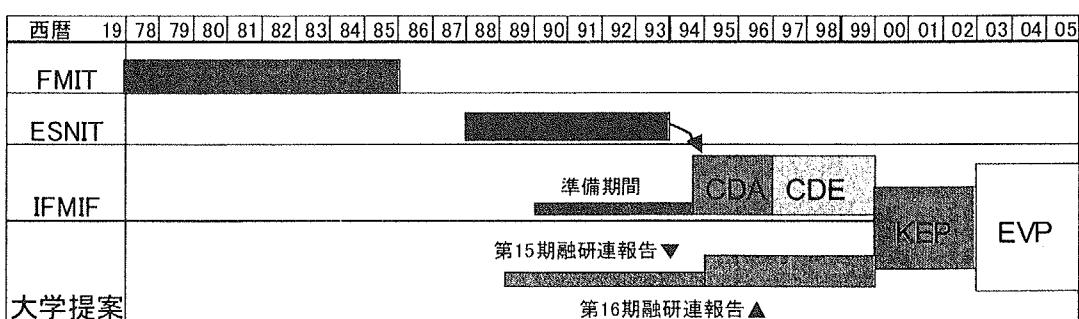


## IMF 強力中性子源の要件

- 中性子スペクトル
  - 核融合中性子に近似であること
    - He/dpa, 等
    - 1次弾き出しスペクトル
- (準)連続ビームであること
  - パルス等の時間構造がある場合には、照射欠陥の反応の時定数よりパルス間隔が充分短いこと、等。
- 利用者要求に示した充分な照射容積を有すること
  - >20dpa/year の容積が0.5L以上であること、等
- 技術的成熟度が高く、原型炉材料の工学データ取得のスケジュールに合致する時期に運用開始出来ること
  - 遅くとも2015年には運用開始が必要

## 核融合中性子源建設設計画の歴史

- 20年以上に及ぶ研究開発
- 従来の計画
  - IEAのもとでのIFMIF計画（日本原子力研究所が対応機関）
  - 大学共同提案の中型機計画



## 中性子源段階的建設統合計画

IMF

- 大学・原研共同提案による中性子源建設
  - 重複投資を避け、双方の機関が相補的に協力しうる
- 段階的に建設することによる初期予算額の低減
  - 小出力の初期段階に重要な課題を先行して行いうる
- 統合計画以外の中性子源はもはやあり得ない
  - 文部科学省傘下の唯一の計画
  - IFMIFが海外に建設された場合の小規模施設の可能性は要検討

MIRAI(大学提案)

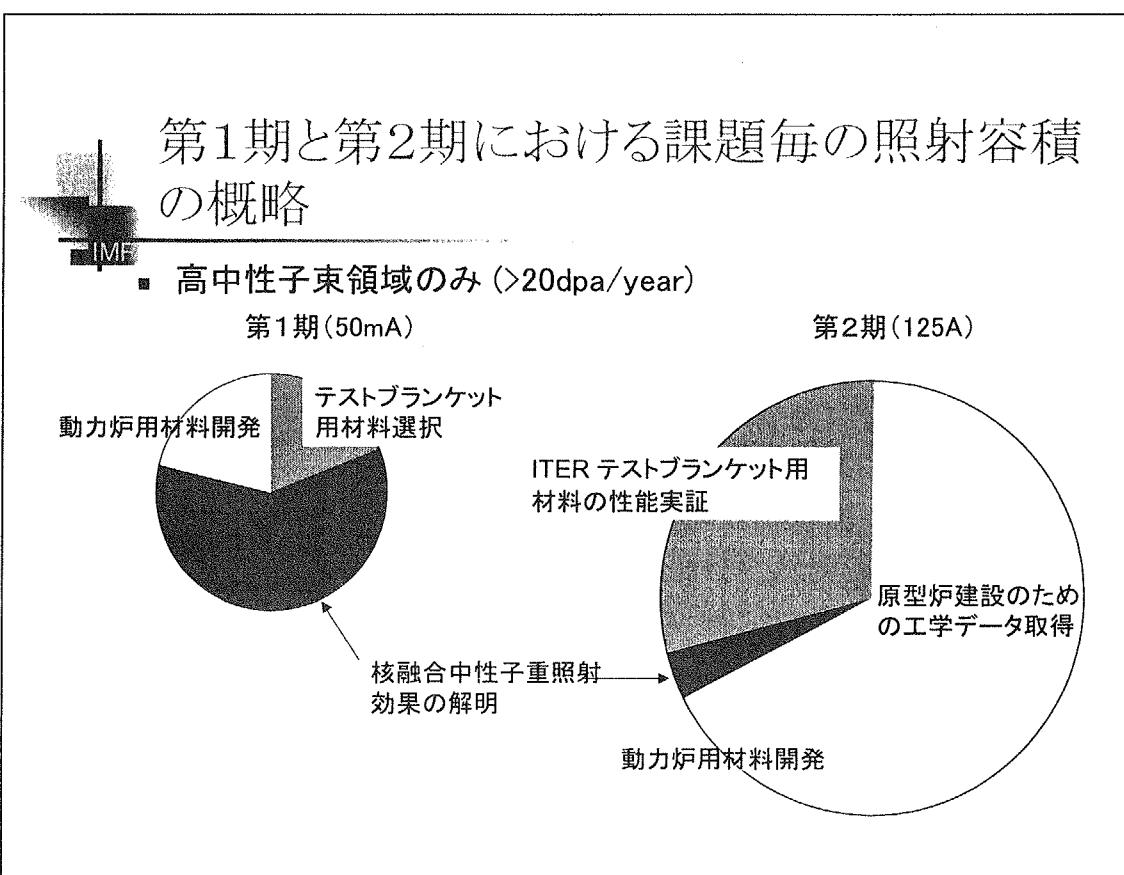
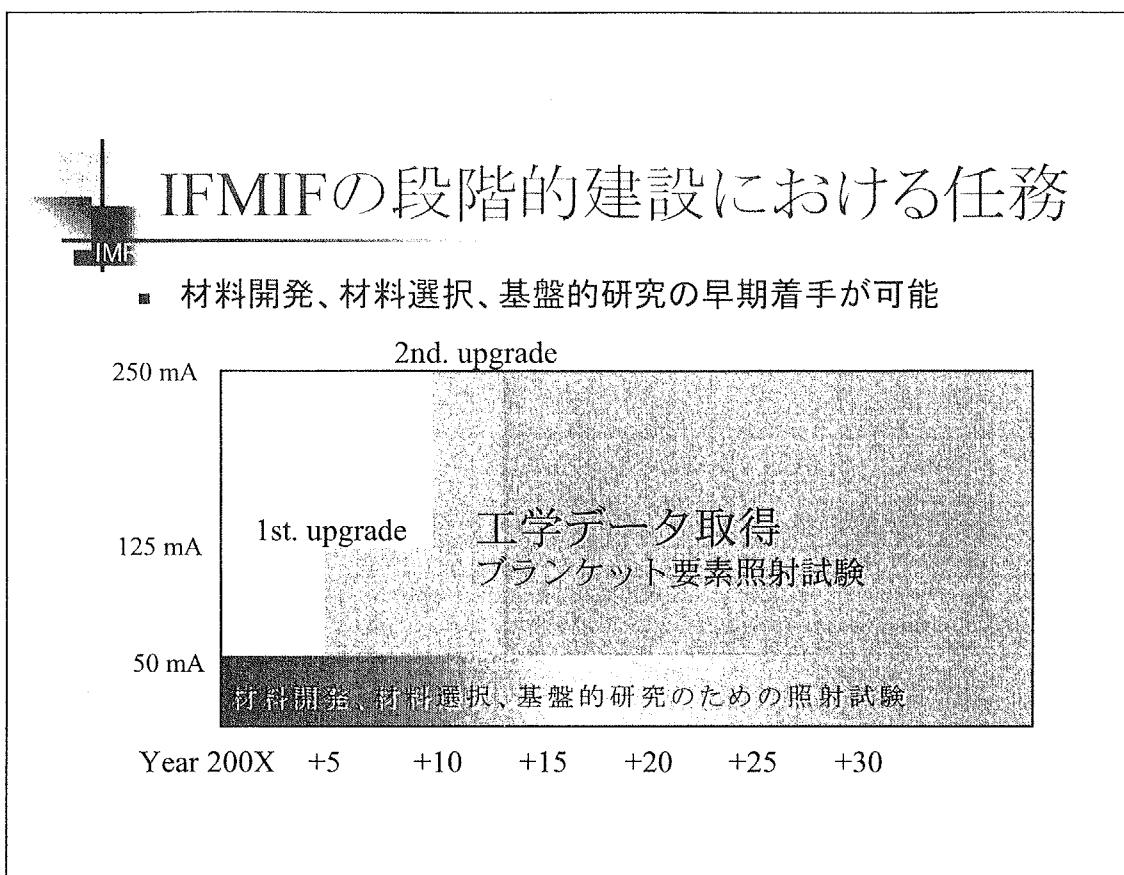
IFMIF(原研)

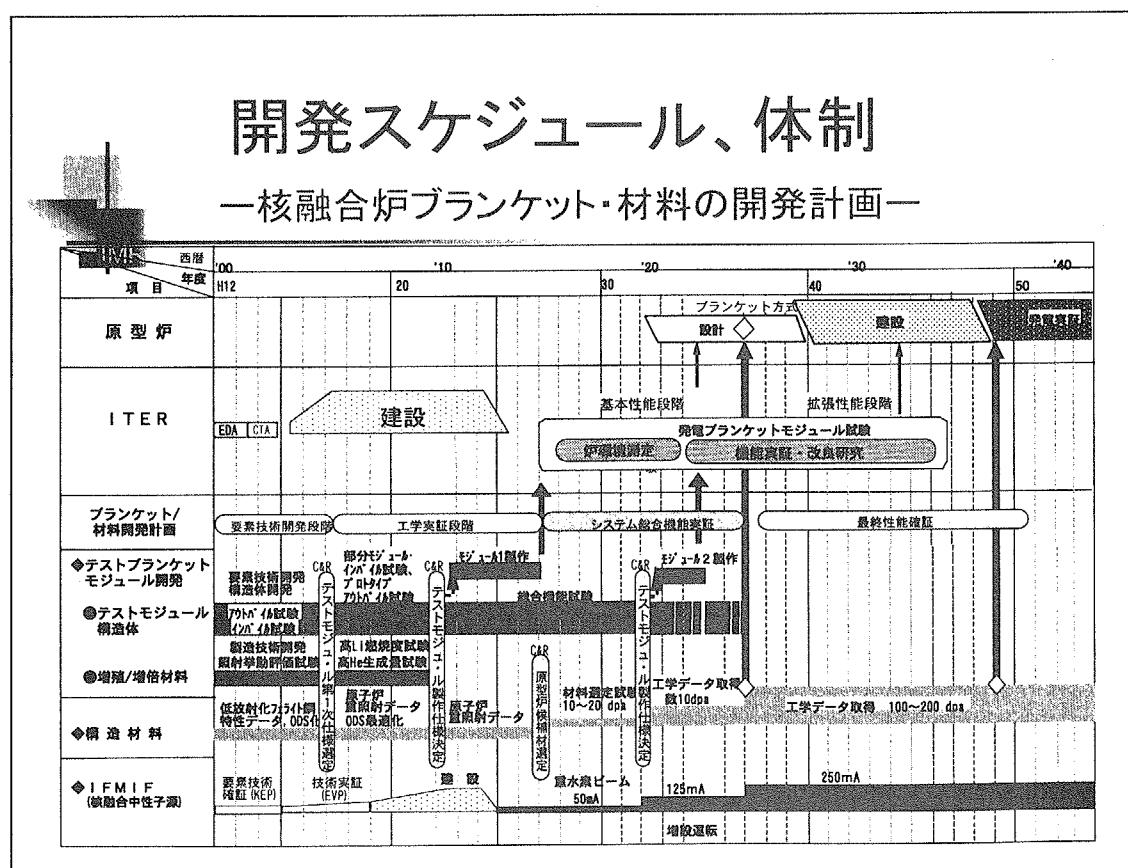
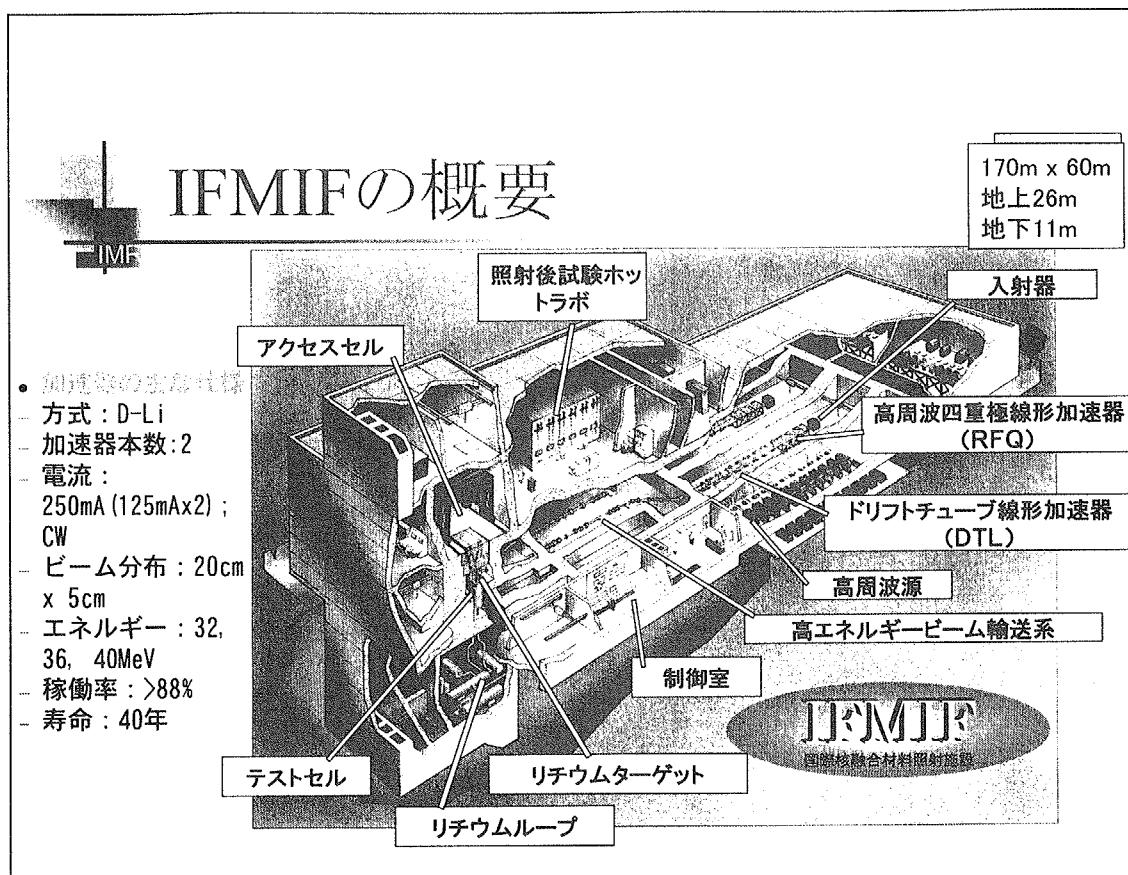
統合的建設中の中性子源

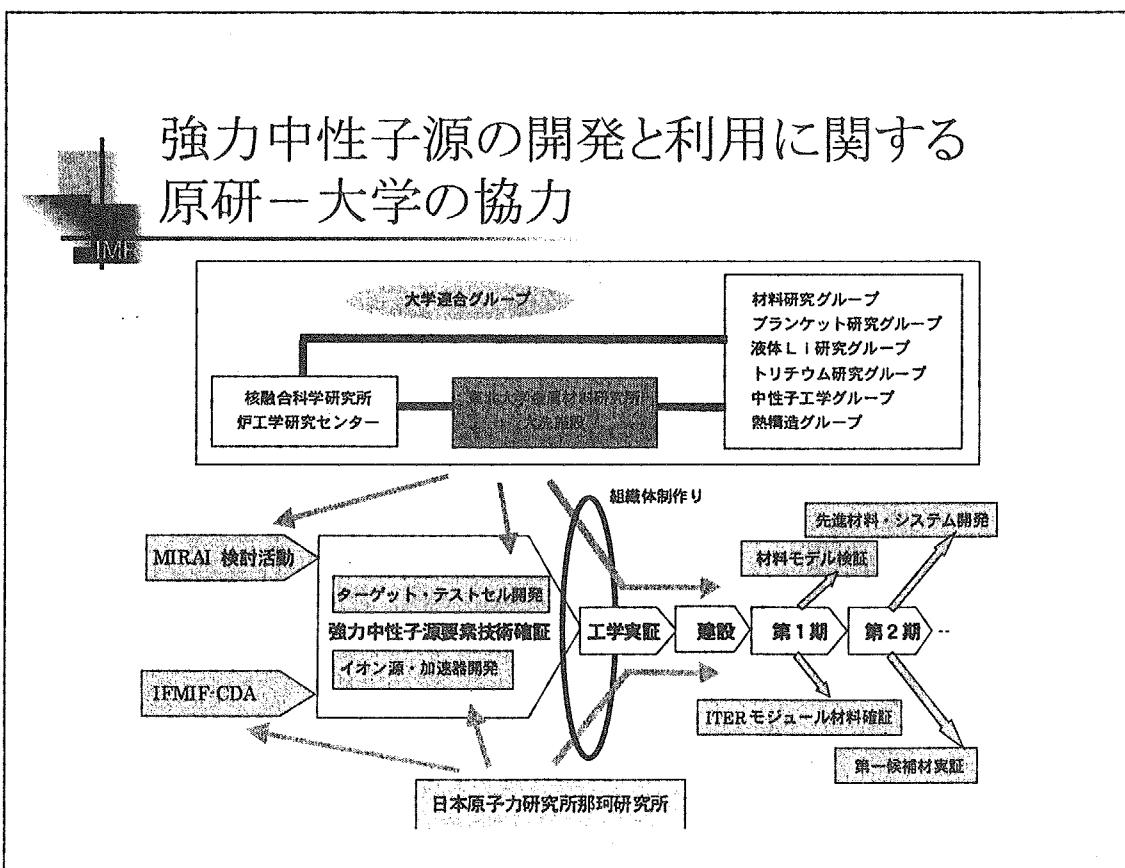
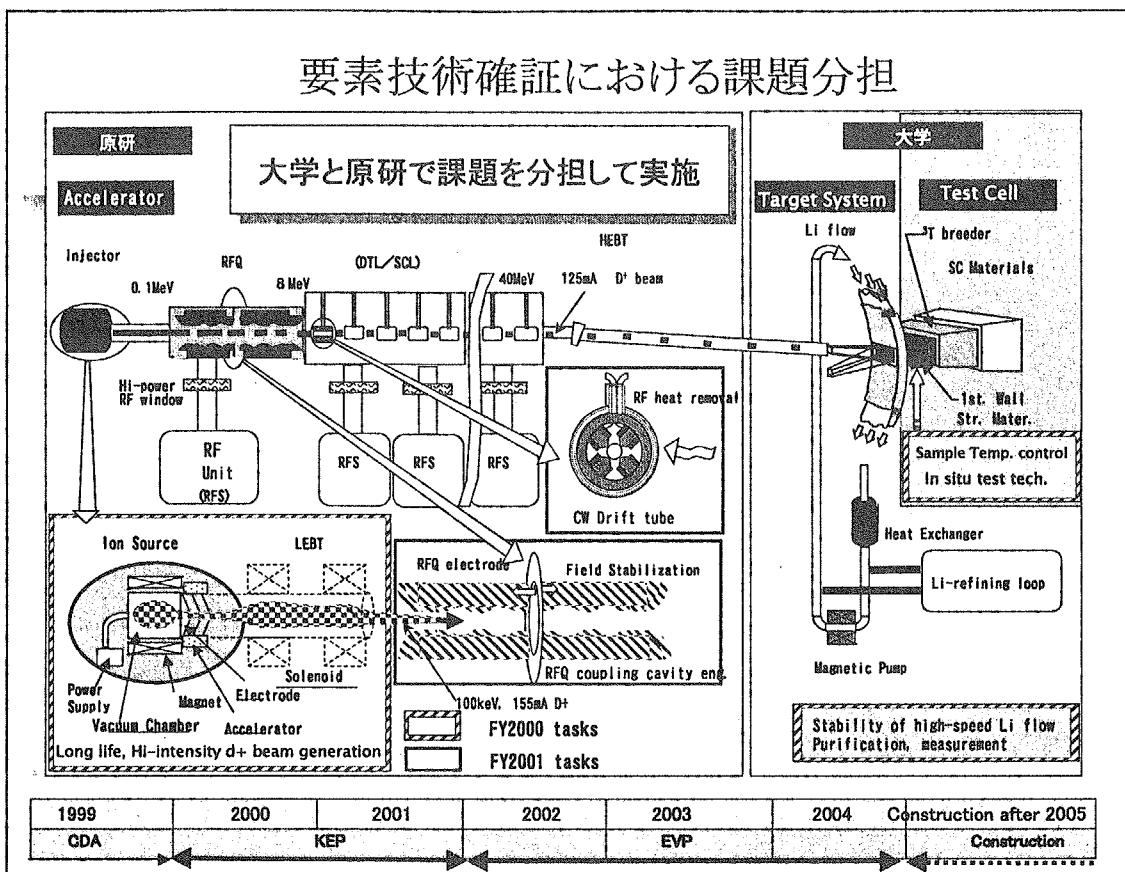
## IFMIF段階的建設統合計画

IMF

- コスト面
  - 経済的負担の平坦化がはかれる
- 建設時期
  - 資金負担の軽減化により早期着工が期待できる
  - 比較的小型の機器建設により技術的リスクの低減
- 研究開発面
  - 基盤的研究に早期に着手できる
    - 工学データ取得マトリクスの最適化が可能
    - 工学データ取得開始前に第1候補材料の適格性の確認が早期にできる
    - 動力炉用材料開発を早期に開始できる
    - - ITERのケルダウで実施が困難になったブランケット要素照射試験を行うことが新たに課題として加わった。
- 体制(国内)
  - 省庁再編に備えるまでもなく、全日本として最適な研究組織を編成可能
  - 設備・装置の効率的な運用が可能





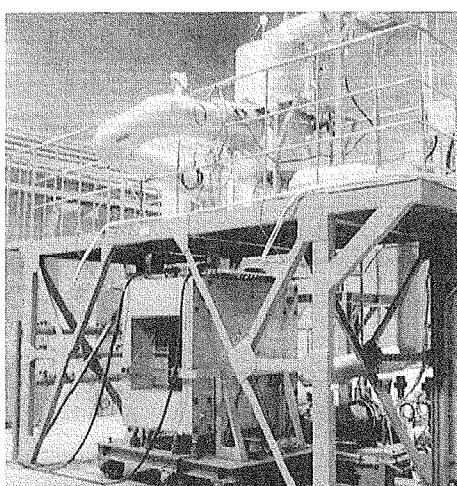


## 核融合材料照射試験装置要素技術開発 共同研究の公募

### ■ 公募課題

- 課題1：リチウム熱流動試験
- 課題2：リチウム化学特性試験
- 課題3：テストセル温度制御試験
- 課題4：微小試験片技術開発試験
- 課題5：核反応実証試験

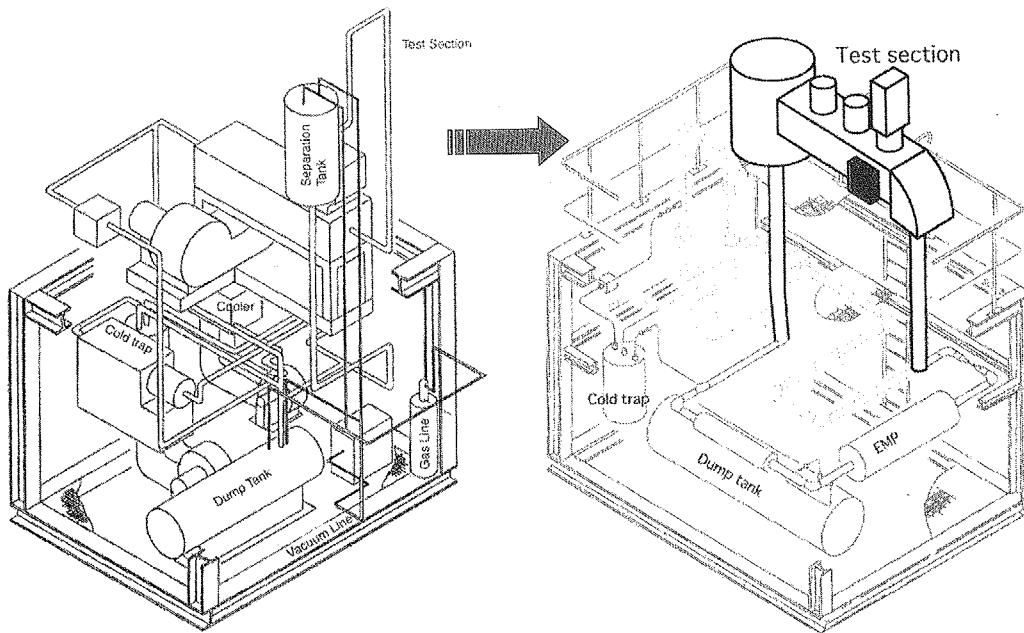
## 大阪大学 Li-loop



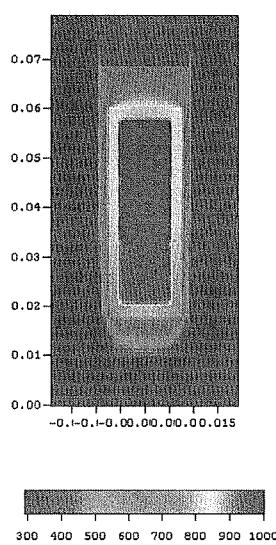
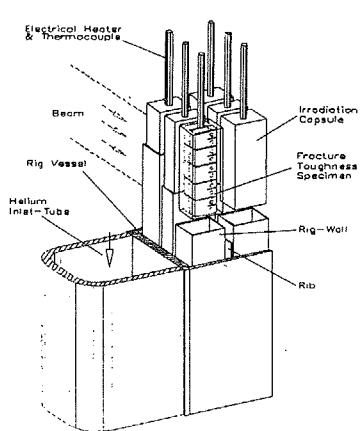
Test section	52.7 mm I.D., 60.5 mm O.D., SS304 Operating temp. : 300~550 C
Cold trap	6 L/min, operating temp. : >220 C
EMP	ALIP 500 L/min, 5 atm Maximum velocity at test section : 6.3 m/sec
Magnet	DC, magnetic flux density: max 0.8 T pole faces: 500x150 mm <sup>2</sup> Interpole gap: 175 mm
Heater	Heat flux : max 2.5MW/m <sup>2</sup> , Power : 23.6 kW Attached with 6 TC 0.5 mm O.D. SS316L pin10.0 mm O.D. and 300 mm heating length
Li inventory	~230 Liter

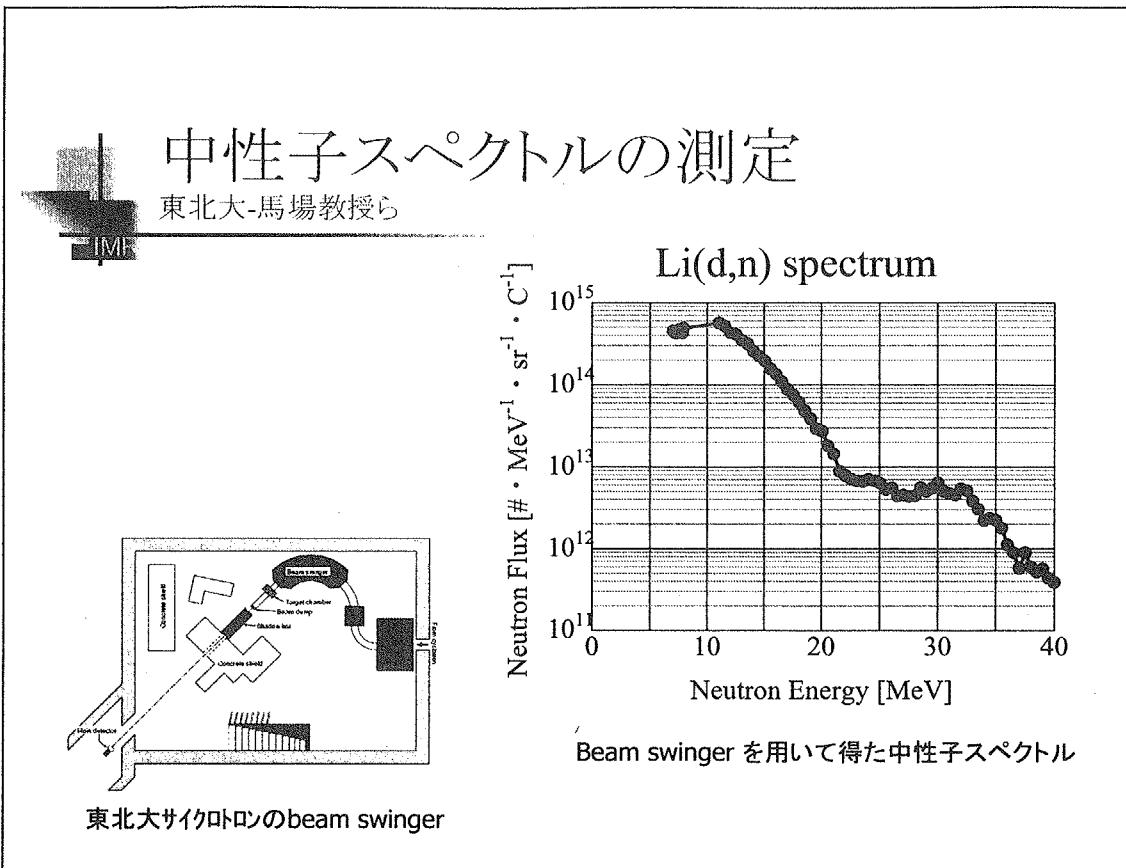
Osaka University Lithium Circulation Loop

阪大ループの改造と自由表面流体安定性の実証  
阪大・堀池教授ら



テストセル温度解析  
九大・清水教授ら





- まとめ**
- 強力中性子源計画
- 原型炉、先進動力炉材料の研究開発に不可欠
  - ITERのスケールダウンにより、ブランケット要素照射試験が新たな課題として加わった
  - コスト低減・段階的建設案による建設の推進
- IFMIF計画においては原研・大学の間で緊密な連携の下に研究開発が進められている
- 基礎的研究の重要性がIFMIF活動においても認識されている
  - IEA国際協力において大学・原研が対等に貢献している
  - KEP活動を大学・原研を含む全日本体制で推進している
  - 核融合のすべての分野で全日本体制の早期確立が望まれる

## 7. IFMIF 実現のための今後の展開

日本原子力研究所

竹内 浩

核融合炉材料開発には、核融合炉の中性子照射条件への近似度の高い照射装置が必要である。その中性子照射特性の把握には、数年間以上にわたる安定した照射場が必要であり、高い安全性と高い稼働率の照射装置の実現が要件となっている。一方、核融合開発を効率的に進めるには、核融合炉開発と整合性を取りつつ、時宜を得たデータを確実に提供する必要がある。そのため、技術的リスクを適切に評価しつつ、最小な費用で最大の効率が得られるシステムを構築することが望まれている。そのため、国際エネルギー機関（IEA）での日米欧露の協力により、照射量 20dpa/年で照射体積 500m<sup>3</sup>以上での連続照射の実現を目指した国際核融合材料照射施設（IFMIF）の設計活動が進められている。

IFMIF は加速器型の中性子源であり、40MeV、125mA の 2 台の加速器と液体 Li ターゲット及び照射と照射後試験を実施するテストセル系から構成され、これらの機器は 170m × 60m、地下 11m、地上 26m の建家に設置される。加速器の技術課題は、長時間の安定性を実現するために必要な入射器のビームトリップ低減、加速器を駆動する高周波源の安定化制御、また加速器の放射化を抑制するための低ビームロス等の実現とともに大電流の高周波四重極加速器、ドリフトチューブ型線形加速器での除熱技術等の確立が重要である。また、ターゲット系では液体リチウムの自由表面流の安定維持、液体リチウム中の不純物除去及び核反応で生成されるトリチウム等の除去法の確立が必要であり、またテストセル系では試料温度の制御と試料片の遠隔交換法の確立及び照射アセンブリー構造の最適化が必要である。

開発スケジュールは、平成 14 年度まで要素技術確証フェーズ（KEP）の活動を行ない、既存設備を最大限に利用して、IFMIF の建設に必要な重要要素技術の確証試験を 4 極の協力により実施する。国内では、大学と原研との連携協力により KEP 活動を進める。その後、平成 15 年には、平成 16 年より実施予定の技術実証フェーズ（EVP）に移行するための準備期間として KEP の成果を集約した施設設計と個別要素についてのバックデータの取得を進め、EVP 活動への移行を準備する。その後 EVP では、加速器、ターゲット、テストセルについて、安定な照射場の実現のための長時間連続運転技術の技術実証試験を実施する。なお、その実施にあたっては、従来の核融合材料照射に関する研究開発のための実施取り決めのもとに、新付属書を作成して実施する予定である。

平成13年7月16日  
核融合炉・材料研究会委員会  
資料-7

# IFMIF実現のための今後の展開

日本原子力研究所

竹内 浩

1

## 目 次

1. 核融合材料照射施設に必要な基本的要件
2. 主要構成要素の技術課題
  - 2.1 加速器系の技術開発
  - 2.2 ターゲット系の技術開発
  - 2.3 テストセル系の技術開発
3. 開発スケジュールと体制
4. まとめ

2

## 1. 核融合材料照射施設に必要な 基本的要件

核融合炉材料の中性子照射特性を正確に短期間で得るには、

- ・数年間以上にわたる安定した照射場環境が必要であり
  - ・照射施設としての高い安全性と稼働率の実現
- が基本的要件である。

一方、核融合計画全体の流れに沿ったニーズに対応し、  
時宜を得たデータを確実に提供するには、

- ・技術的リスクを適切に評価しつつ
  - ・最小費用で最大の効率
- が得られるシステムを構築する必要がある。

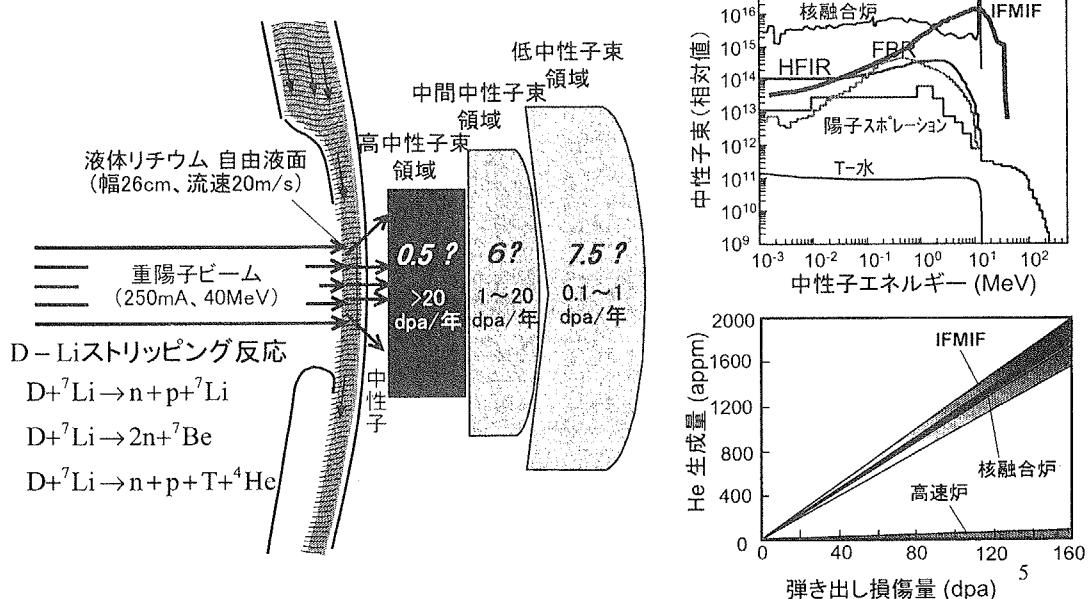
3

## 中性子照射場への要求

照射容積	20dpa／年で500cm <sup>3</sup> 以上 (5年でDEMO炉の第1壁相当の照射 損傷量を達成)
中性子束勾配	照射試料における中性子束強度の平 坦度を10%/cm以内
照射モード	連続照射、 照射時の試料温度300—1000°C

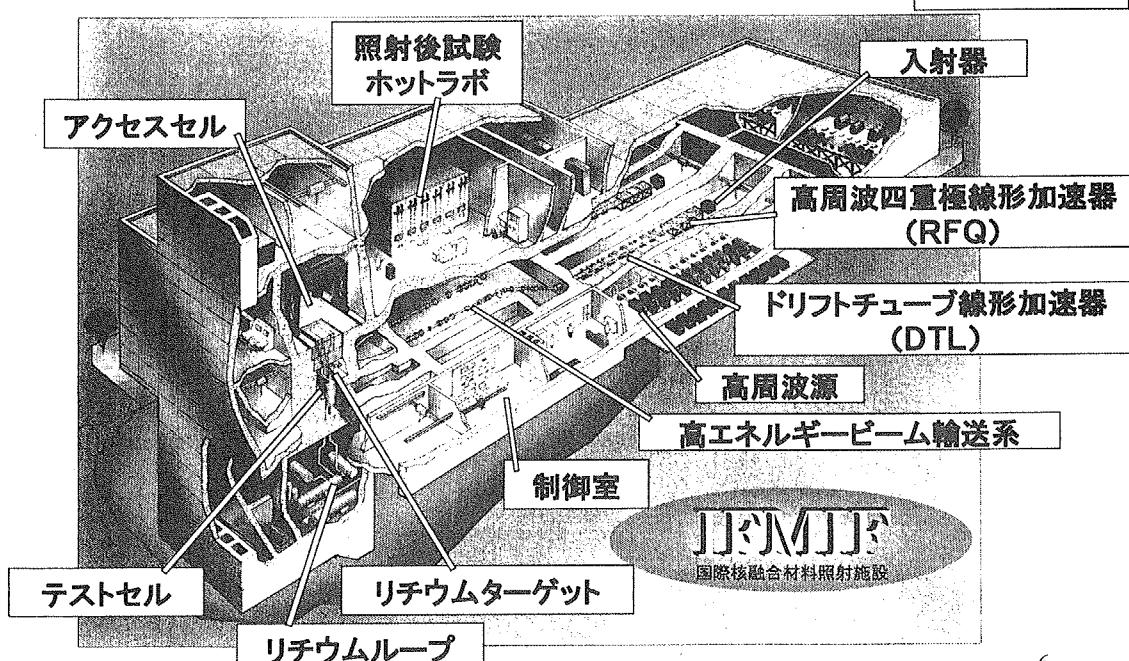
4

# 大電流連續重陽子加速器を用いた D-Li型強力中性子源

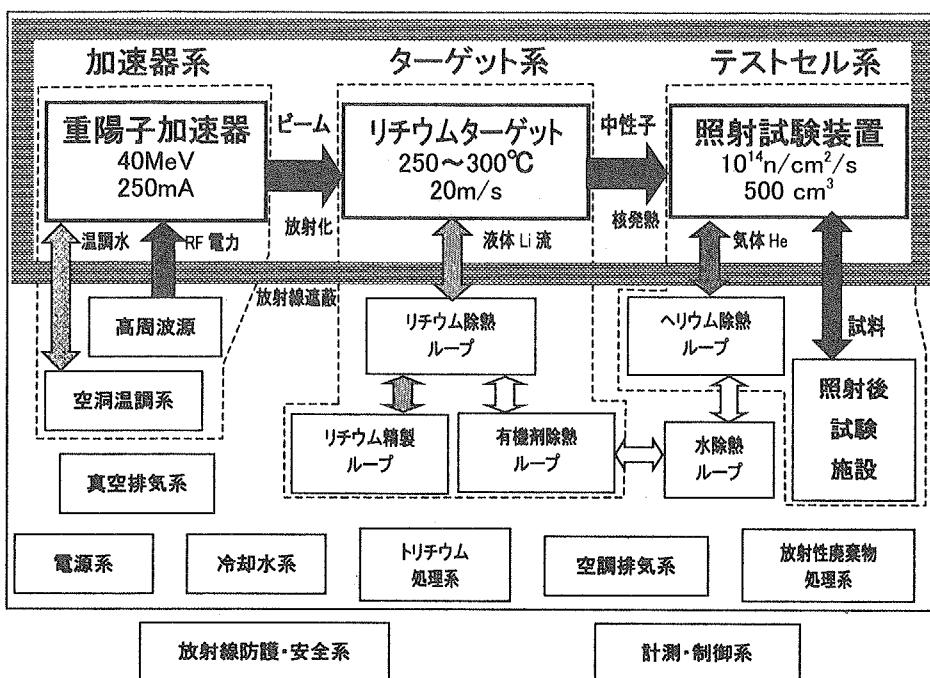


## IFMIF全体図

170m x 60m  
地上26m  
地下11m



## IFMIFシステムの構成要素



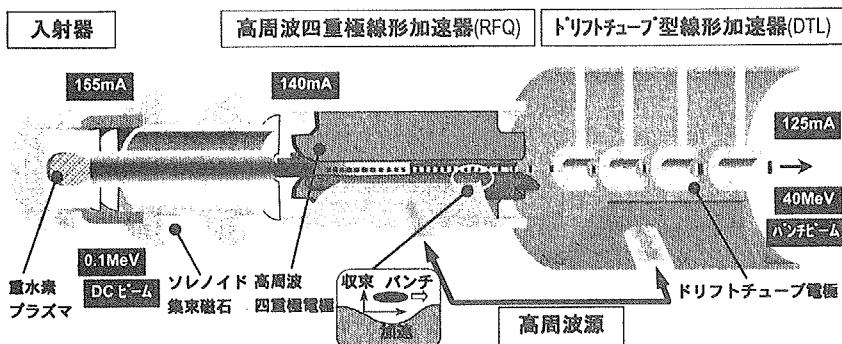
7

## 2. 主要構成要素の技術課題

	加速器系	ターゲット系	テストセル系
長期間安定性の実現	入射器ビームトリップ低減 高周波源安定化制御	自由表面流の維持 不純物除去	試料温度の制御
安全性・稼働率の向上	低ビームロスの実現による機器の放射化抑制	Li漏洩、 生成トリチウム処理	遠隔交換作業
費用対効果の改善	高周波源の高効率化	Liインベントリの最小化	照射アセンブリ構造最適化
重要課題	大電流RFQ CW-DTL除熱	Liターゲットアセンブリ (ノズル、パックウォール)	照射アセンブリー

8

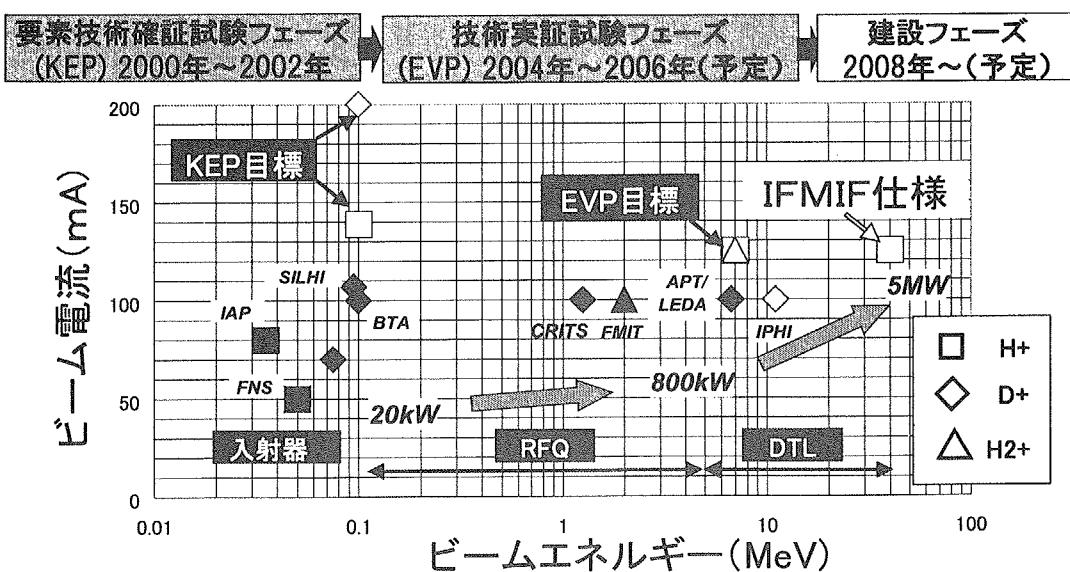
## 2.1 加速器系の技術開発



- **入射器**
  - 大電流定常連続ビームの発生・輸送技術
- **高周波システム**
  - 高周波源の連続運転試験、高周波窓の耐久性試験
- **RFQ/DTL**
  - 大出力RFQ空洞結合法
  - CWドリフトチューブ除熱技術
  - ビームロス抑制技術

9

## 加速器系の開発目標



IAP: フランクフルト大(ドイツ)

FNS: Fusion Neutron Source (原研)

BTA: Basic Technology Accelerator (原研)

SILHI: サクレー(フランス)

CRITS: ロスアラモス(米国)

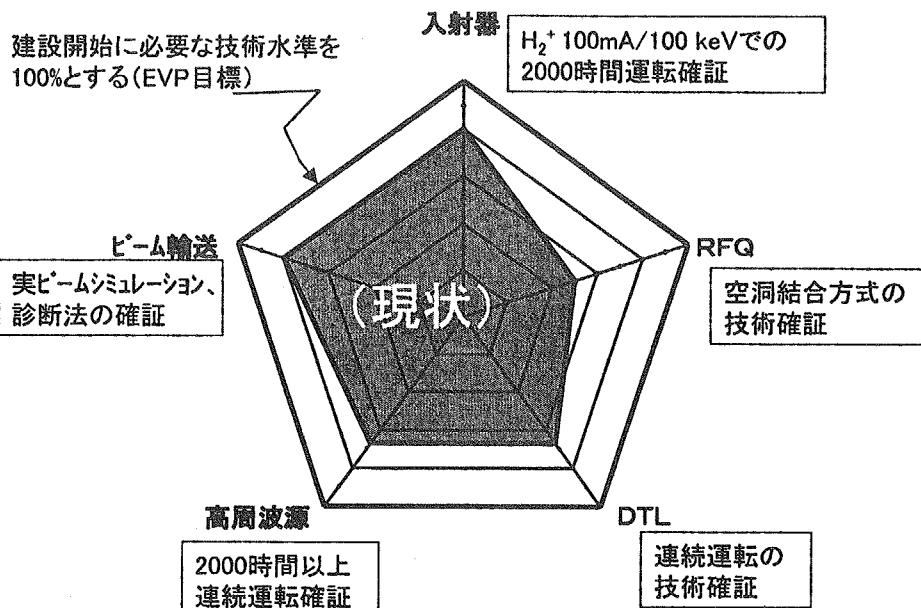
APT/LEDA: ロスアラモス(米国)

EMIT: Fusion Materials Irradiation Test Facility/RFQ (米国)

IPHI: サクレー(フランス)(RFQ+DTL/計画)

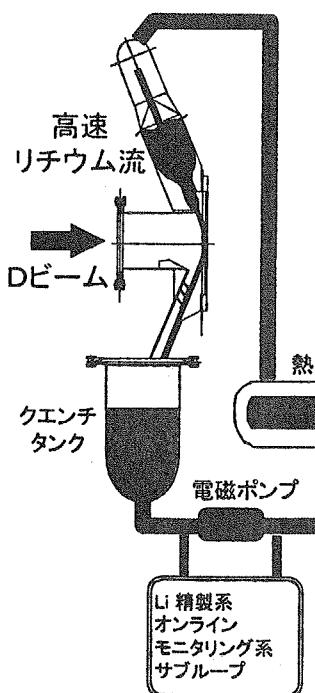
10

## 加速器系の技術の達成度の現状



11

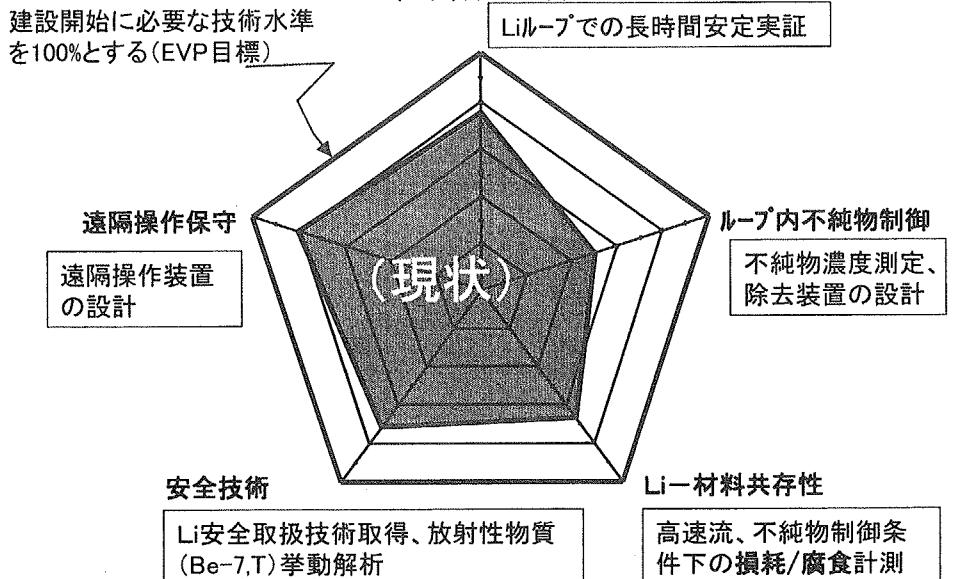
## 2.2 ターゲット系の技術開発



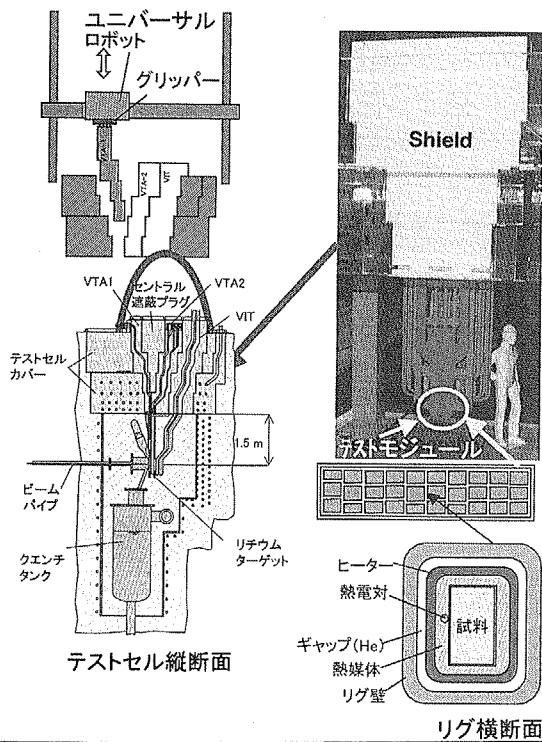
- リチウム流安定性
  - 試験ループによるLi自由表面の長時間安定運転の実証
- ノズルの損耗と腐食
  - 寿命評価、非破壊計測法
- Li中不純物制御技術(N,T,O,Be)
  - 不純物濃度測定、除去装置
- 安全技術
  - Li安全取扱技術取得、放射性物質( $Be-7,T$ )挙動解析
- 遠隔操作保守
  - 操作性確認

12

## ターゲット系技術の達成度の現状

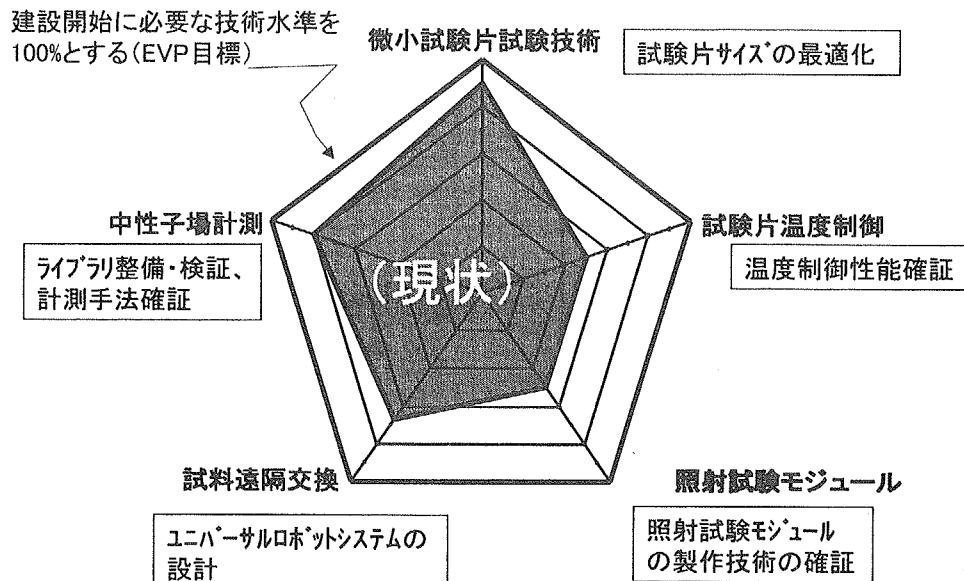


## 2.3 テストセル系の技術開発



- 重量物の高精度位置決め
- 照射試験片の遠隔交換
- 照射試験モジュール
- 試験片温度制御法
- 微小試験片技術
- 中性子場計測

## テストセル系の技術の達成度の現状

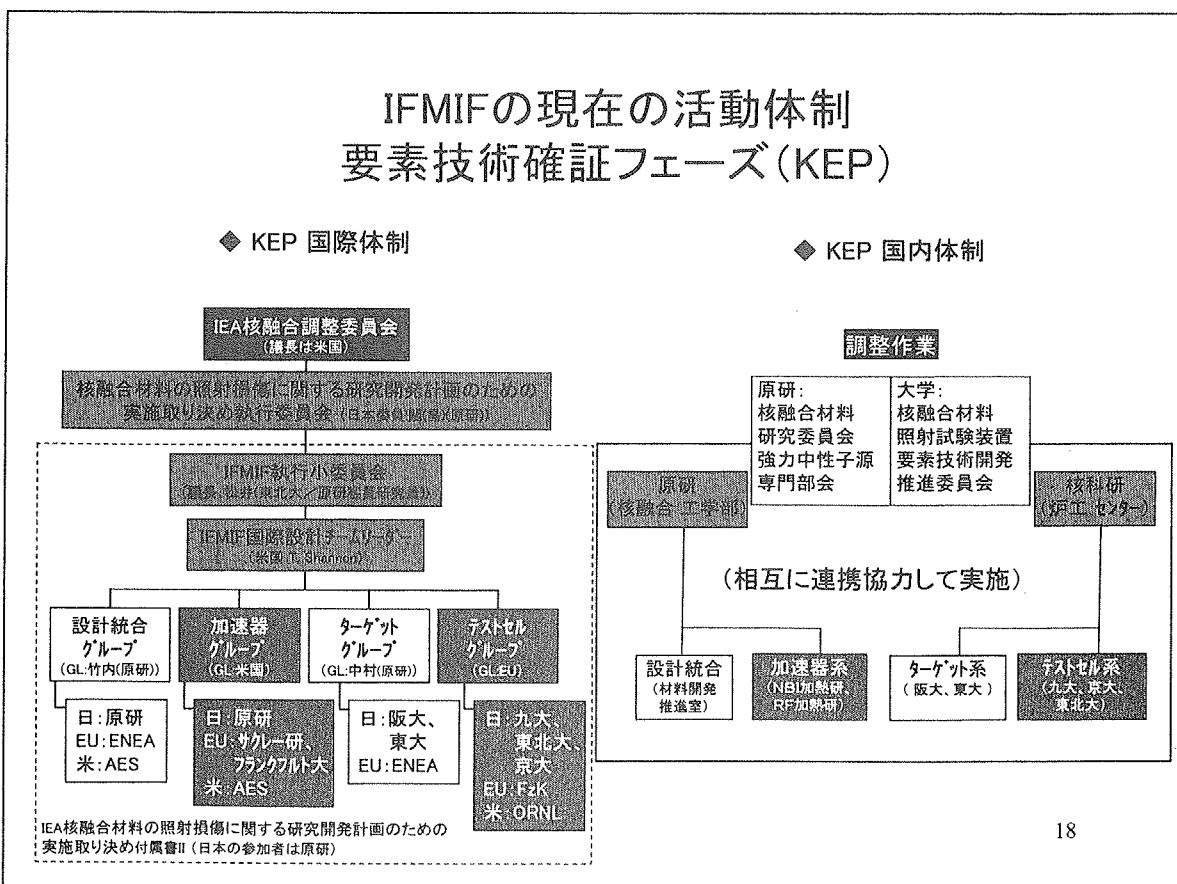
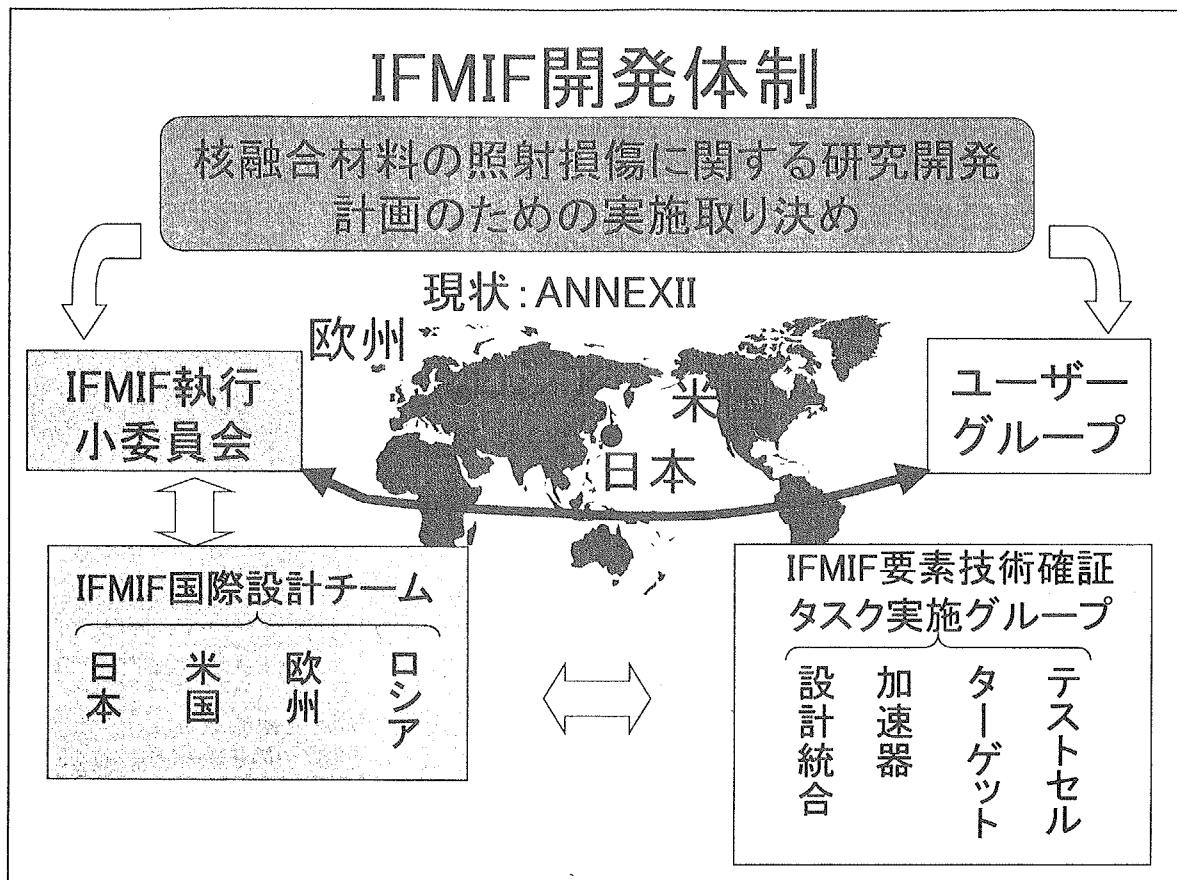


15

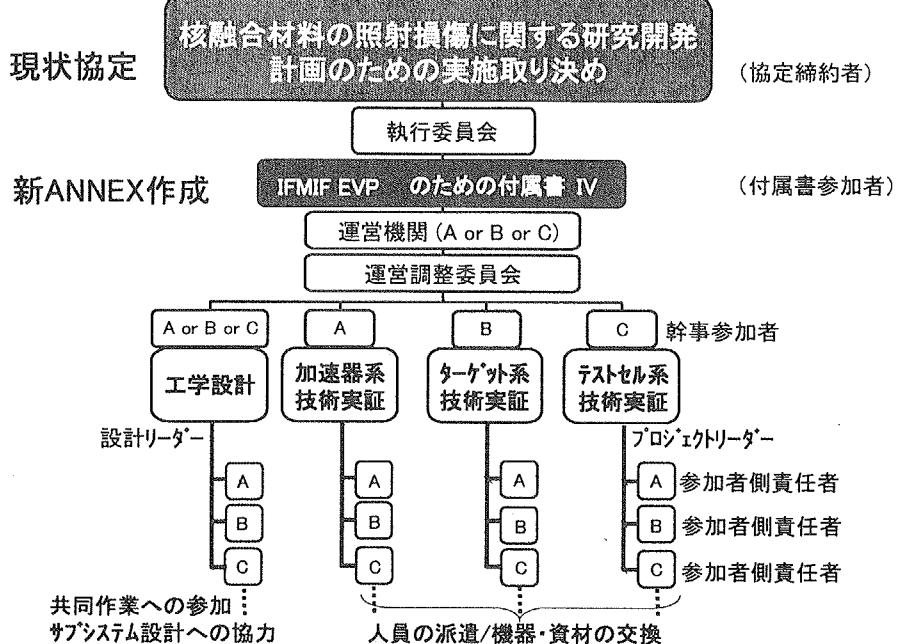
## 3. 開発スケジュールと体制

年度 事項	H13年度 (2001年)	H14年度 (2002年)	H15年度 (2003年)	H16年度 (2004年)	H17年度 (2005年)	H18年度 (2006年)	H19年度 (2007年)	H20年度 (2008年)
IFMIF 活動	要素技術確証フェーズ(KEP) ANNEX II	フェーズ移行期間	技術実証フェーズ(EVP)				フェーズ 移行	建設 フェーズ
	FPCC EVP フラット 移行活動合意	FRCC EVP 實質合意						
国際協議	国際協議	新ANNEX署名	建設協議					
設計検討	段階的建設に対応した設計	KEP成果を兼ねた 設計						
要素技術 確証試験	開発のフレークスルーとコスト 低減のための技術確証	個別要素について バックデータを補完						
工学設計・ 技術実証			建設・運転に向けた工学設計/工学技術の実証 (範囲未定、国際分担、今後の協議により決定)					
IFMIFに係 る他極の 計画	欧州 米国 ロシア	▼ C & R ▼ C & R ◆ STCプログラム要求中(3年間)	EVPは第6次フレームワークプログラム(FP6)で対応。 ITER国際合意がなされれば参加を検討					

16



## IFMIF/EVPの組織構成(試案)



19

## 4. まとめ

### 1) IFMIF実現の課題は長時間連續運転技術の確立

重陽子加速器 : 2000時間以上の連續運転

Liターゲット : 高速自由表面流の連續安定運転

テストセル : 試験片温度制御法、遠隔操作

### 2) 技術実証(EVP)活動の実施体制の法的枠組み

核融合材料の照射損傷に関する研究開発計画のための実施取り決めでの新付属書IVでEVP活動を実施予定。今後各極での担当タスク決定。

### 3) 建設、運転には別の新協定の締結が必要

20

**This is a blank page.**

# 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
圧力、応力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
工率、放射束	ジュール	J	N·m
電気量、電荷	ワット	W	J/s
電位、電圧、起電力	クロン	C	A·s
静電容量	ボルト	V	W/A
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·s
インダクタンス	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
セルシウス温度	ヘンリー	H	Wb/A
光束度	セルシウス度	°C	
放照度	ルーメン	lm	cd·sr
吸収線量	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
当量	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
	グレイ	Gy	J/kg
	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
$10^{18}$	エクサ	E
$10^{15}$	ペタ	P
$10^{12}$	テラ	T
$10^9$	ギガ	G
$10^6$	メガ	M
$10^3$	キロ	k
$10^2$	ヘクト	h
$10^1$	デカ	da
$10^{-1}$	デシ	d
$10^{-2}$	センチ	c
$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{-6}$	マイクロ	μ
$10^{-9}$	ナノ	n
$10^{-12}$	ピコ	p
$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{-18}$	アト	a

(注)

- 表1~5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N(=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.4822	0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ポアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
力	1	10.1972	9.86923	$7.50062 \times 10^3$	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	$1.33322 \times 10^{-4}$	$1.35951 \times 10^{-3}$	$1.31579 \times 10^{-3}$	1	$1.93368 \times 10^{-2}$
	$6.89476 \times 10^{-3}$	$7.03070 \times 10^{-2}$	$6.80460 \times 10^{-2}$	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法) = 4.184 J(熱化学) = 4.1855 J(15°C) = 4.1868 J(国際蒸気表)
	1	0.101972	$2.77778 \times 10^{-7}$	0.238889	$9.47813 \times 10^{-4}$	0.737562	$6.24150 \times 10^{18}$	
	9.80665	1	$2.72407 \times 10^{-6}$	2.34270	$9.29487 \times 10^{-3}$	7.23301	$6.12082 \times 10^{19}$	
	$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^5$	3412.13	$2.65522 \times 10^6$	$2.24694 \times 10^{25}$	
	4.18605	0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{19}$	仕事率 1 PS(仏馬力)
	1055.06	107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{21}$	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	$3.76616 \times 10^{-7}$	0.323890	$1.28506 \times 10^{-3}$	1	$8.46233 \times 10^{18}$	= 735.499 W
	$1.60218 \times 10^{-19}$	$1.63377 \times 10^{-20}$	$4.45050 \times 10^{-26}$	$3.82743 \times 10^{-20}$	$1.51857 \times 10^{-22}$	$1.18171 \times 10^{-19}$	1	

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	$2.70270 \times 10^{-11}$		100	
	$3.7 \times 10^{10}$	1		0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	$2.58 \times 10^{-4}$	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

拡大核融合炉・材料研究合同委員会報告書

2001年7月16日、東京

R100  
古紙配合率100%  
白色度70%再生紙を使用しています