

第三段階における炉工学研究開発の 進捗：大学その他

寺井隆幸

東京大学大学院工学系研究科

原子力委員会「核融合研究開発基本問題検討会」
第3回検討会

平成15年7月9日

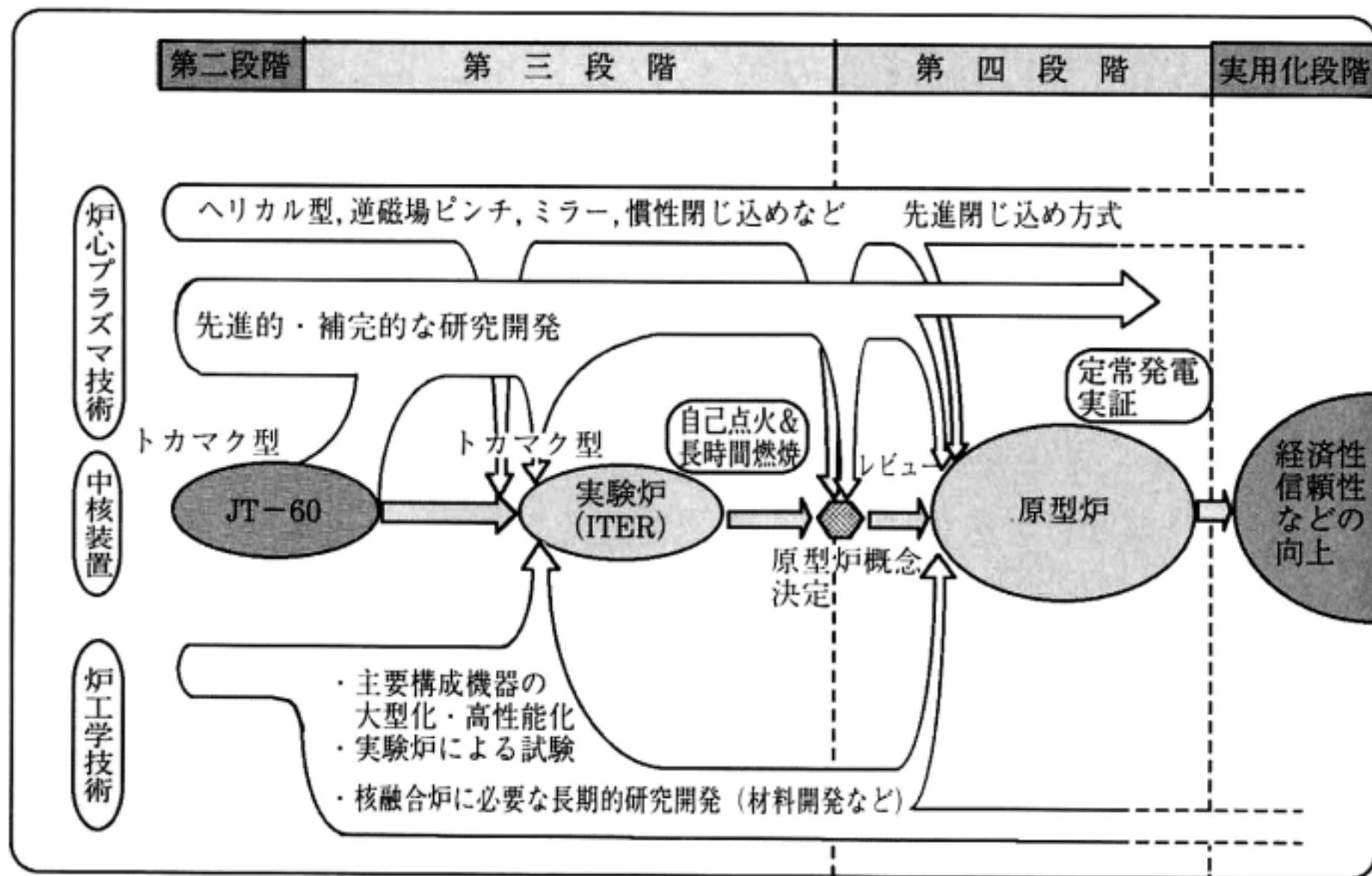
炉工学技術

(1) 実験炉の開発に必要な主要構成機器の大型化・高性能化を図るとともに、原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成を図るため、実験炉による試験等を含めた研究開発を進める。

超伝導コイル技術 遠隔保守技術 プラズマ対向機器
加熱・電流駆動装置 トリチウム製造・増殖・取り扱い技術
ブランケット技術 高フルエンス構造材料 ブランケット材料
計測・制御機器 低放射化材料 中性子照射による材料特性
慣性閉じこめについては、高出力ドライバー開発

(2) 実験炉に係わる開発・試験・研究については日本原子力研究所が担当する。

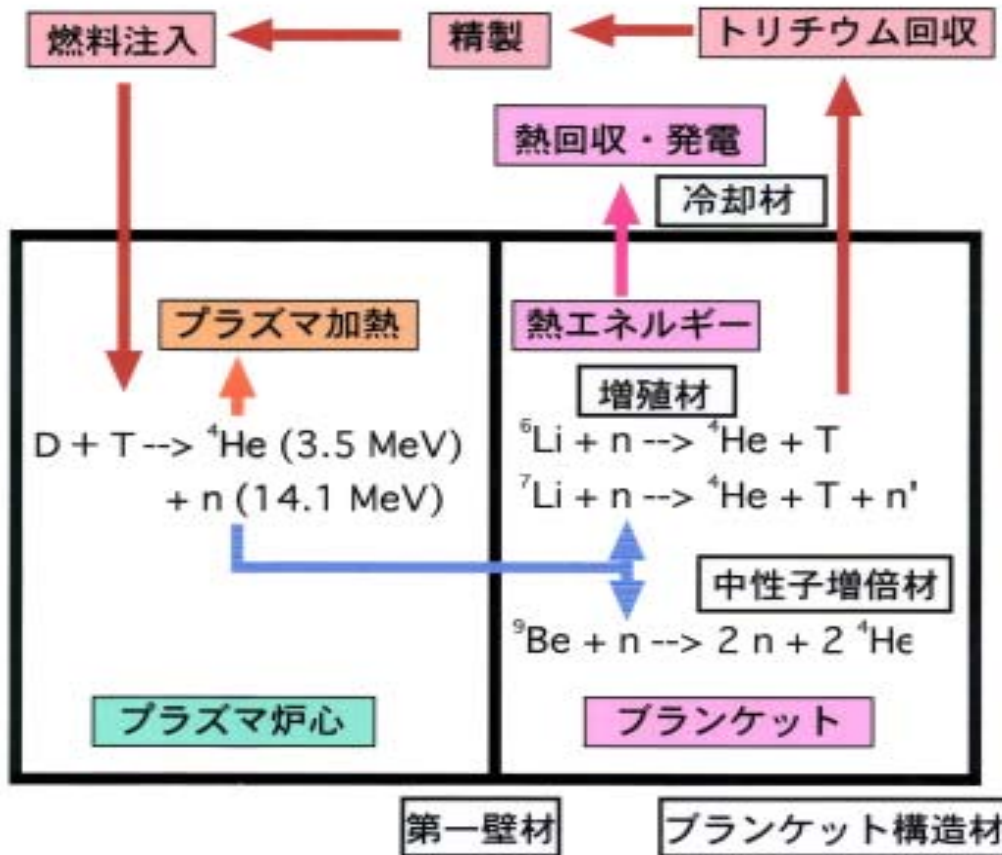
(3) 実験炉以外の研究開発は、大学、国立研究機関および日本原子力研究所が相互の連携・強力により進める。



核融合エネルギー実用化への道筋

核融合炉ブランケットの機能

1. エネルギー変換・熱生成と回収
2. トリチウム生成と回収
3. 放射線遮蔽



エネルギー発生装置としての核融合炉においては、
ブランケットは中心的存在である

トリチウム増殖材料

固体増殖材料

液体増殖材料

構造材料

オーステナイト鋼(ITER)

低放射化フェライト鋼

バナジウム合金

SiC/SiC

冷却材料

水、超臨界水

ヘリウム

液体金属、溶融塩

これらの組み合わせで

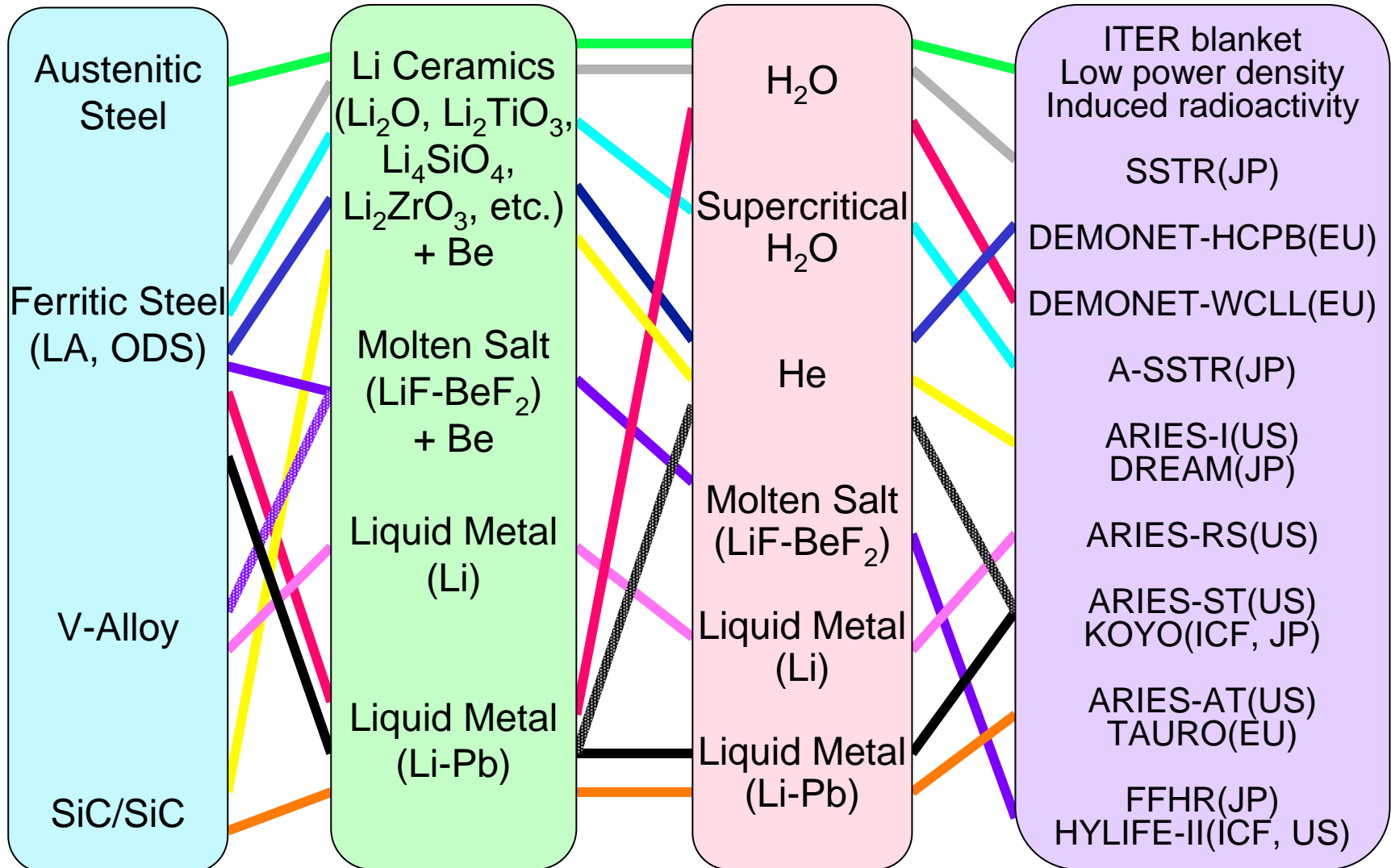
ブランケット概念が決定する

STRUCTURAL MATERIAL

BREEDER

COOLANT

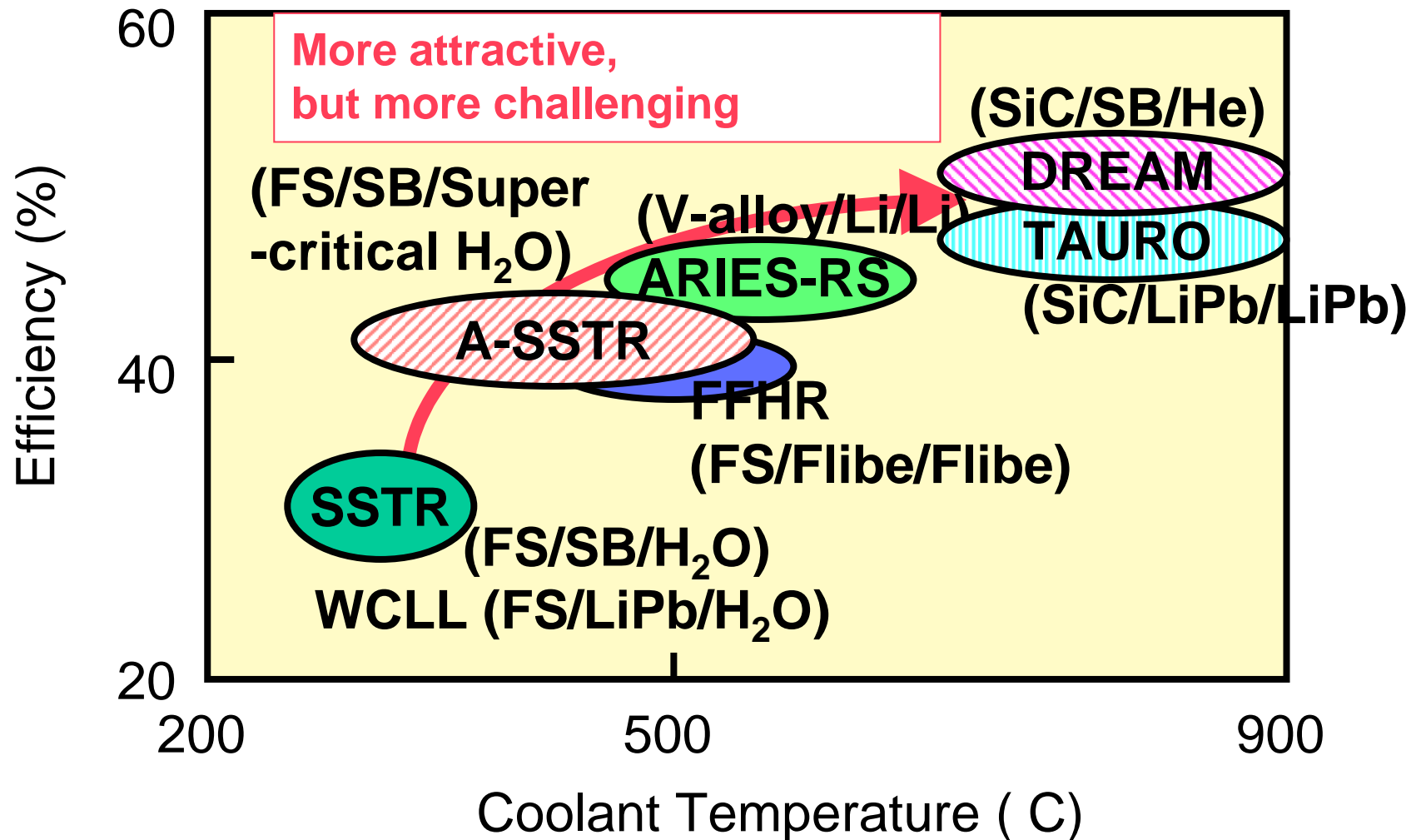
DESIGN EXAMPLE



Conceptual Designs of DEMO Reactor Blankets

<u>T breeding material</u>	<u>Structural material</u>	<u>Coolant</u>	<u>Design</u>
<<MCF-SB>>			
Li ₄ SiO ₄	LAFS	He (250/550C)	HCPB (EU)
Li ₂ O	LAFS	H ₂ O (285/325)	SSTR(JP)
Li ₂ TiO ₃		H ₂ O (290/540 C)	A-SSTR(JP)
	SiC	He (350/650 C)	ARIES-I(US)
		He(600/900 C)	A-SSTR2, Dream(JP)
<<MCF-LB>>			
Pb-17Li	LAFS	H ₂ O (265/325C)	WCLL(EU)
Li	V-4Cr-4Ti	Li (330/610 C)	ARIES-RS (US)
Pb-17Li	ODS steel/SiC Inserts	Pb-17Li(550/700)	ARIES-ST(US)
Pb-17Li	SiC	Pb-17Li(350/650 C)	TAURO (EU)
		Pb-17Li(450/860)	ARIES-AT (US)
LiF-BeF ₂	Ferritic steel (V-alloy)	LiF-BeF ₂ (450/550)	FFHR(JP)
<<ICF>>			
LiF-BeF ₂	AS (SUS304)	LiF-BeF ₂ (650 C)	HYLIFE-II(US)
Li-Pb	AS,FS	Li-Pb(300/500 C)	KOYO(JP)
	SiC Mesh tubing		

Coolant Temperature and Efficiency in Several Blanket Concepts



大学における炉工学技術の進捗

大学においては、NIFSをコアにする共同研究のほか、文部科学省科学研究費や講座研究などによって研究が進められてきた。

また、研究協力(連合)体制として、下記の分野を統合する炉工学ネットワークが機能している。

炉内材料工学	構造材料工学	ブランケット工学
トリチウム理工学	熱構造工学	システム統合・炉設計工学
システム安全工学	中性子工学	慣性核融合炉工学

日米共同研究(文部科学省- DOE)をとおして、材料工学に関する研究が大きく進展し、ブランケット工学への研究展開も実施されている。

対象とするブランケット概念としては、液体ブランケットや高温ガス冷却ブランケットなどの先進ブランケットを念頭に置いて検討を進めつつある。

このほか、IFMIF-KEP(要素技術確証フェーズ)において、NIFSを窓口にして、大学の研究者が研究開発に参加している。

核融合炉内材料(プラズマ対向材料)工学分野における主な研究の進展

- プラズマ対向材料として高融点金属の再評価を提唱。
- これまでに無い高い靱性を持ち耐中性子照射性に優れたモリブデン合金を開発。
- 耐熱特性に優れたタングステン被覆材料、タングステン接合材料の研究開発が進展。
- 高Zプラズマ対向壁とプラズマとの相互作用の理解が進展。
 - プラズマへの影響を評価(TEXTOR協力研究)
 - ヘリウム粒子による壁の照射損傷と照射効果のナノレベルでの理解が進展
- 表面再堆積層の形成機構、物性、プラズマ・壁相互作用への影響などに関する理解が進展。
 - 炭素系壁
 - 新しい吸蔵トリチウム検出法の実証
 - 金属-炭素系壁
 - 金属系壁

主要構造材料とその位置付け (発電実証プラント以降の材料)

- ・低放射化フェライト鋼

固体増殖・水冷却ブランケット概念(A-SSTR等)

工学材料段階に有る(組成等は定まり、重照射挙動を評価)

ベースライン材料

第一候補材料(原研では、主要な対象としている)

- ・バナジウム合金

液体金属冷却ブランケット概念

素材開発段階(性能向上や最適化の探索)

- ・SiC/SiC複合材料

固体増殖・ガス冷却ブランケット概念

素材開発段階(性能向上や最適化の探索)

大学の材料開発研究の進め方

- 先進材料（バナジウム合金、SiC/SiC複合材料）開発に関しての中核的な役割
 - 先導的基礎研究
 - 工業材料としての育成（製造性、部材製作法など）
 - バナジウム合金
 - SiC/SiC複合材料
- 第一候補材料（低放射化フェライト鋼）に関する原研との適切な役割分担
 - 「低放射化フェライト鋼検討ワーキンググループ」の活動が開始

バナジウム合金開発の現状のまとめ

主な開発課題

大量溶解技術

高純度溶解

低放射化特性

成形加工技術

溶接技術

MHD絶縁被覆開発

照射効果（ヘリウム効果）

新しい材料の模索

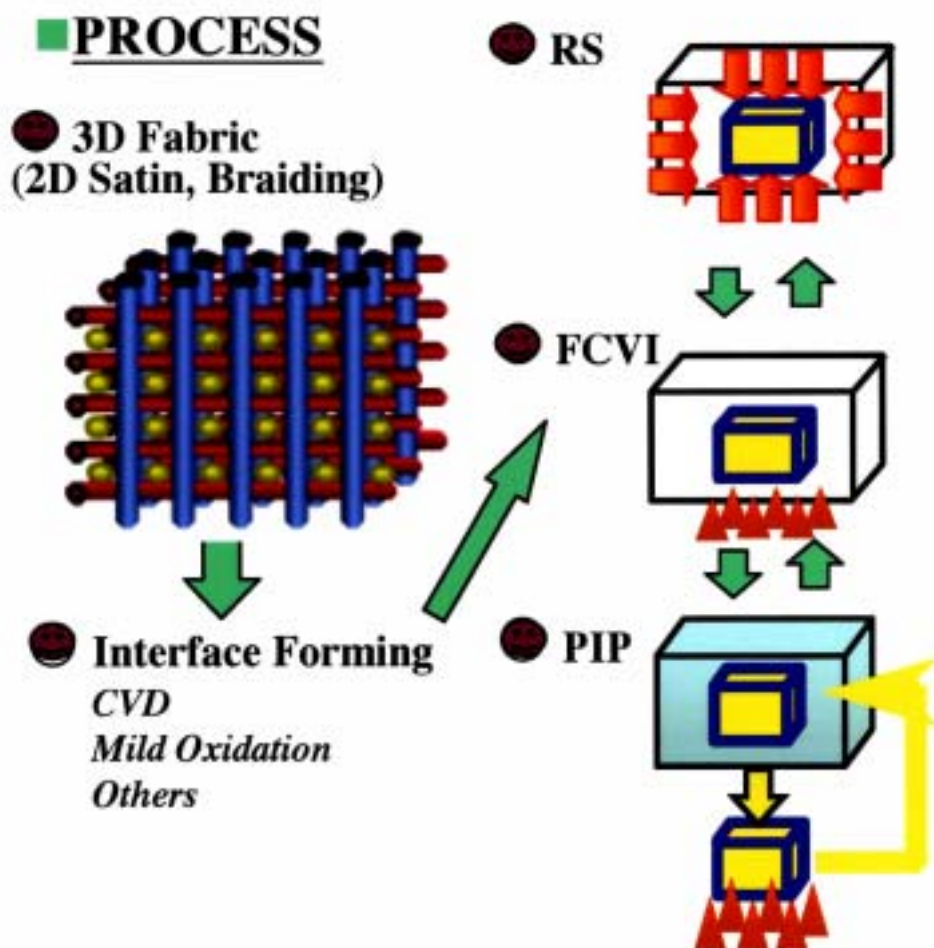
将来的な見通しが
ほぼ得られた

進展が著しいが、まだ
見通しが得られるまで
には至っていない

今後重点的な取り
組みが必要

SiC/SiC複合材料の開発

- 他の応用分野との連携により製造法の開発が急速に進んでいる
- 大学は、熱伝導への照射効果、気密接合等、核融合独自の技術開発に重点を置いている
- より長期的には核融合独自のプログラムを強化する必要がある



核融合会議(核融合専門部会)の計画に従い進められている



トリチウム増殖材料の基礎特性とトリチウム挙動

(1) 液体トリチウム増殖材料の基礎特性とトリチウム挙動

Li、Li-Pb中の基礎特性とトリチウム挙動に関する研究を終了し、現在、Li-SnとLiF-BeF₂についての研究を行っている。

(液体増殖材料の製造・生成・基礎物性測定、水素同位体の溶解度、拡散係数、金属構造壁透過挙動、構造材料との両立性など)

(2) 液体金属増殖材料用セラミックコーティングの製造と特性

Li等の液体金属ブランケットにおいて使用が想定される絶縁性・トリチウム不透過性・耐食性のセラミックコーティングに関して、コーティング候補材料の選定を行い、コーティングの製造方法とその特性に関する研究を行っている。

(3) 固体トリチウム増殖材料の基礎特性とトリチウム放出挙動

Li₂OやLi₄SiO₄等の固体増殖材料の高温化学特性を明らかにするとともに、そこからのトリチウム放出に関連して、水素同位体の溶解・吸着等の挙動を分光学的な観点から明らかにした。

トリチウム理工学に関する進展

- (1) システムにトリチウムを導入したときの出口のトリチウム濃度変化とモニターの読みの変化を予測するための計算機コードを開発した。
- (2) JT60やTFTRのグラファイトからのトリチウム放出挙動を測定するとともに、前記方法により解析した。
- (3) ブランケットのトリチウム挙動を解析するために必要な移動現象への把握と定量を行った。その結果、ブランケット材からのトリチウム放出挙動を解析できるようになった。
- (4) LHDのDD実験におけるトリチウム回収・分離濃縮技術に関して、プロトン電解セル、高分子除湿膜、水/水素化学交換反応、低温PSA法等の検討を行った。
- (5) 100Ciレベルのトリチウムを取り扱う事により、トリチウム理工学の発展に大きく寄与した。

富山大学 水素同位体科学研究センターにおける トリチウム理工学研究の概念図

- トリチウム燃料サイクルの基礎 -



富山大学
100Ciトリチウム取扱システム

貯蔵材 (ゲッター材)

- ・熱力学
- ・動力学
- ・耐久性
- 高濃度計測技術
- ・気体状
- ・固体状

トリチウム-材料相互作用

- ・同位体効果, 分子状, プラズマ状

グローブボックス

貯蔵装置

100Ci
実験装置

暫定貯蔵

同位体分離

精製装置

除去装置

廃棄物処理

同位体分離手法

- ・自己展開型
- ガスクロマトグラフ
- 分離材の開発
- ・Pd合金
- ・同位体効果
- ・熱力学
- ・動力学

トリチウム回収技術

- ・トリチウムの捕集ゲッター
- トリチウムの化学形変換
- ・トリチウム化物の分解ゲッター
- ・触媒

トリチウムの化学形変換 トリチウム透過膜

- ・透過防止
- ・超透過
- 表面反応,
拡散,
内部溶解

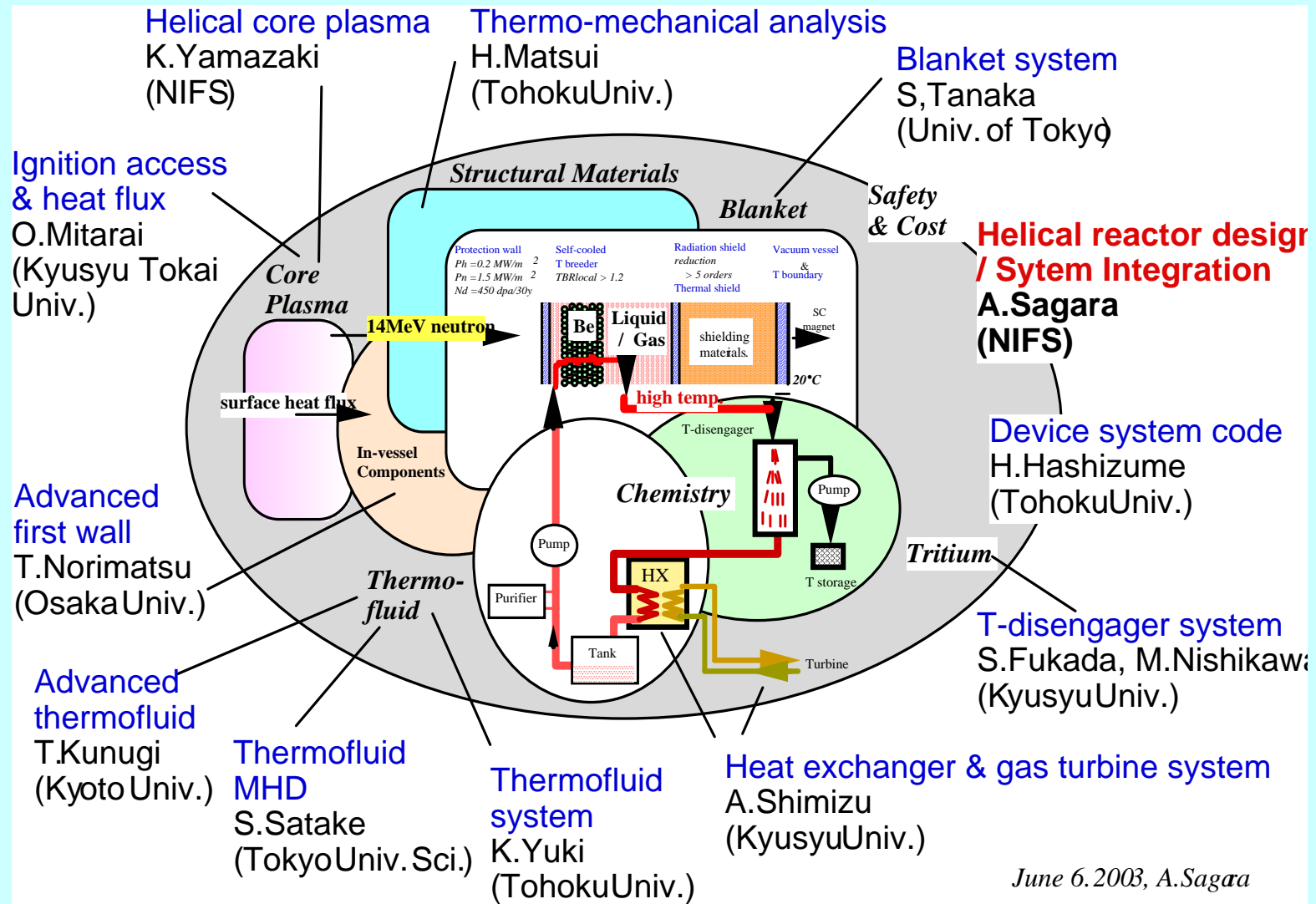
放射線効果 材料相互作用 (汚染・除染)

- ・吸着, 脱離, 捕獲
- トリチウムの化学形変換
- トリチウム回収技術
- 低濃度計測技術
- ・気体, 固体, 液体

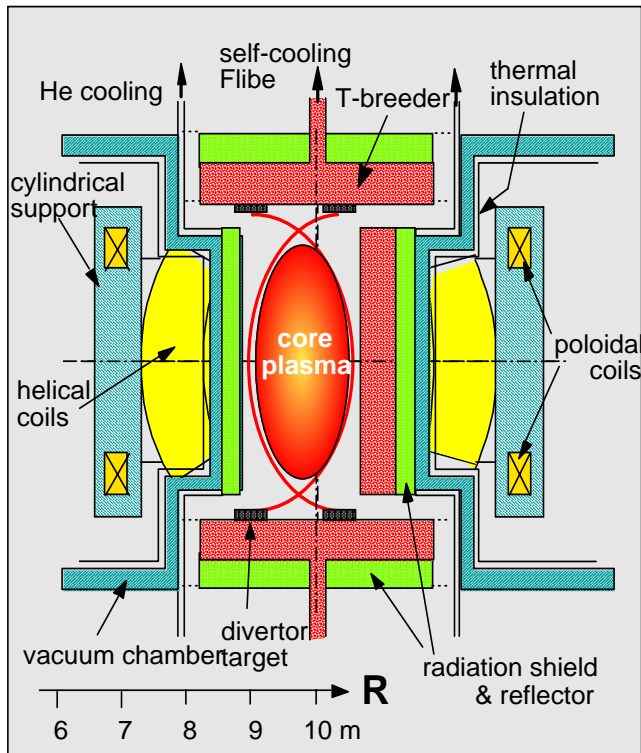
システム統合・炉設計工学

- (1) 既存技術での早期実現炉や液体ブランケット等による
先進炉を目指した統合システム設計と課題抽出
 - 東北大、東大、東工大、核融合研、京大、九大、
 - 九州東海大、他
- (2) 消滅処理や体積中性子源用のハイブリッド炉設計等による
開発促進の探査
 - 東工大、阪大、京大、関西大、他
- (3) 慣性方式核融合炉設計と課題抽出および磁場方式との
課題共有化
 - 阪大、九大、東工大、他

Reactor design activity in NIFS collaboration



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は未だ不十分 (cf. 米国のAPEX)

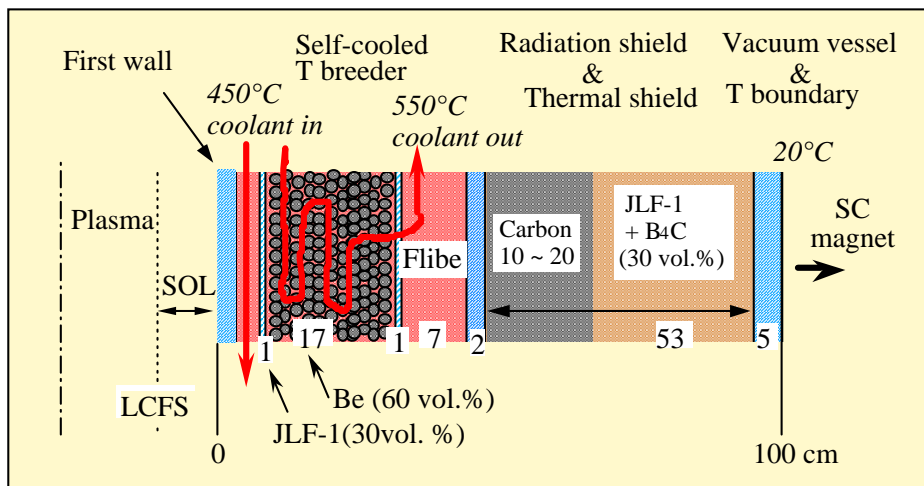


Self-Cooled Flibe Blanket (SCF)

LAFA(JLF-1) or V-alloy
/ Flibe(+Be) / Flibe (450C/650C)

Total thermal Power 1300 MW
Peak neutron wall load 1.7 MW m^{-2}

T recovery outside
Low activation, High safety
No MHD pressure drop
challenging



Compatibility of structural
materials with Flibe
Tritium permeation and recovery
Thermal hydraulics of Flibe

FFHR (JP)

cf. HYLIFE-II (US): ICF

核融合炉システム安全研究の進展

1) トリチウム生物影響および環境研究

- トリチウム・重水素の野外放出実験と環境における化学的挙動と動態の解明
- 環境大気中トリチウムの化学形態別モニタリングと挙動評価の研究
- トリチウム 線被曝による生物効果

2) トリチウムの理工学研究・・・トリチウム挙動に関わるデータベースの構築

- DDまたはDTプラズマ実験装置におけるプラズマ対向材料のトリチウム分布測定とトレーサビリティの研究

3) 熱構造工学 ・・・安全設計, 安全解析

- 溶融塩FLiBe液体ブランケットの成立性データベース構築のための熱流体システム試験研究と先進的熱除去に関する研究

4) 中性子工学 ・・・放射線遮蔽解析と安全防護

- 将来炉を目指したブランケットのトリチウム増殖比解析と核・構造設計研究
- 核融合炉における遮蔽防護と材料、機器、生体、環境のドジメトリー研究

5) 炉設計工学・・・安全設計、社会的受容性

- ヘリカル動力炉FFHRを対象とした炉設計と安全性、信頼性に対する感度解析
- トリチウムのインベントリーと易動性を考慮した核融合炉システム安全解析・解析評価

6) LHD重水素実験計画と放射線防護の研究

- バースト対応放射線監視システム(RMSAFE) と放射線(中性子)計測技術の開発
- 排気, 排水系のトリチウム回収, 分離濃縮技術の開発

大学における日米協力研究の歴史

第 I 期 RTNS - II 計画 (1981 年度 — 1986 年度)

D - T 核融合中性子源を用い、低照射領域ではあるが 14 MeV 中性子による照射損傷の基礎的メカニズム、即ち欠陥発生・蓄積過程や組織と強度の相関など明らかにした。

主使用装置：RTNS-II（米国ローレンス・リバモア国立研究所、回転ターゲット型強力中性子源）

第 II 期 FFTF/MOTA 計画 (1987 年度 — 1994 年度)

核融合原型炉と同等の照射量である 100 dpa レベルまでの中性子照射を行い、高レベルの照射が材料に与える影響を系統的に調べた。さらに、ヘリウム同時発生法や強放射化試料の遠隔自動試験システムの開発などを行った。

主使用装置：FFTF/MOTA（米国パシフィックノースウエスト国立研究所、高速中性子束実験施設／開放型材料試験装置）ほか

第III期 JUPITER計画 (1995年度から2000年度)

(Japan-USA Program of Irradiation Test for Fusion Research)

核融合炉材料の照射下動的挙動と変動・複合環境効果

低放射化フェライト鋼およびバナジウム合金の照射下における動的 material 特性

- (1) 低放射化鉄鋼材料の照射下クリープ特性の評価
- (2) 低放射化バナジウム合金の照射下クリープ特性の評価

照射下におけるセラミックス系材料の輸送特性
学特性

- (1) セラミックス系材料の輸送特性(電気伝導度、熱伝導度など)のその場測定
- (2) セラミックス及びセラミックスと金属との接合材料の照射下における力学特性の評価

高線量領域における変動照射環境での材料挙動と核変換を含む複合環境効果

- (1) 高線量照射による材料の組織変化と強度変化に及ぼす温度変動効果
- (2) 複合照射環境における核変換効果

モデリングと理論解析

材料のミクロ・短時間現象から、マクロ・長時間挙動に至る理論と実験的検証の有機的結合と材料開発のためのモデル化

先進ブランケットの照射下特性とシステムインテグレーション

(先進ブランケットを目指した原子炉照射による

材料インテグレーションと総合化に向けた重点基礎研究)

Task 1: Self-cooled Liquid Blanket

Subtask 1: FLiBe Cooled

Subtask 2: Li Cooled with V Structure

先進ブランケット概念の重要課題について
研究を行い、そのフィージビリティに
ついての検討を行う

Task 2: High Temperature Gas-cooled Blanket

Subtask 1: Fundamental Issues

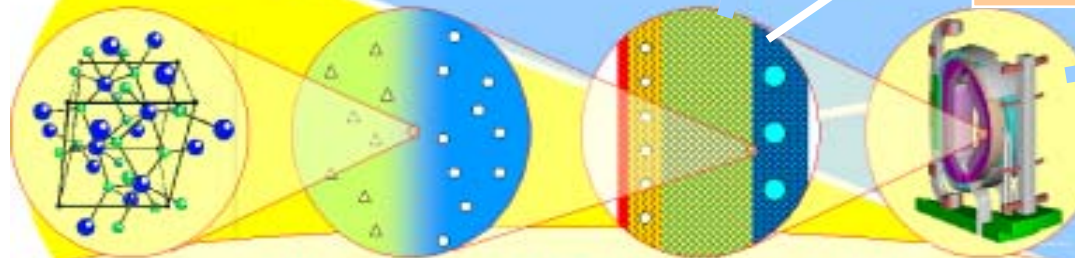
Subtask 2: Thermomechanics

Subtask 3: Capsule Irradiation

Subtask 1: Design Based Integration Modeling

Subtask 2: Material System Modeling

Task 3: Blanket System Modeling



Japan-US joint project JUPITER-II

From FY2001 to 2006

INEEL

1-1-A: FLiBe Handling/Tritium.Chemistry



1-1-B: FLiBe Thermofluid Flow Simulation

2-2 : SiC System Thermomechanics



Japan

3-1: Design-based Integration Modeling

3-2: Materials Systems Modeling

ORNL



1-2-B: V Alloy Capsule Irradiation

*2-1 : SiC Fundamental Issues,
Fabrication, and Materials Supply*

2-3 : SiC Capsule Irradiation



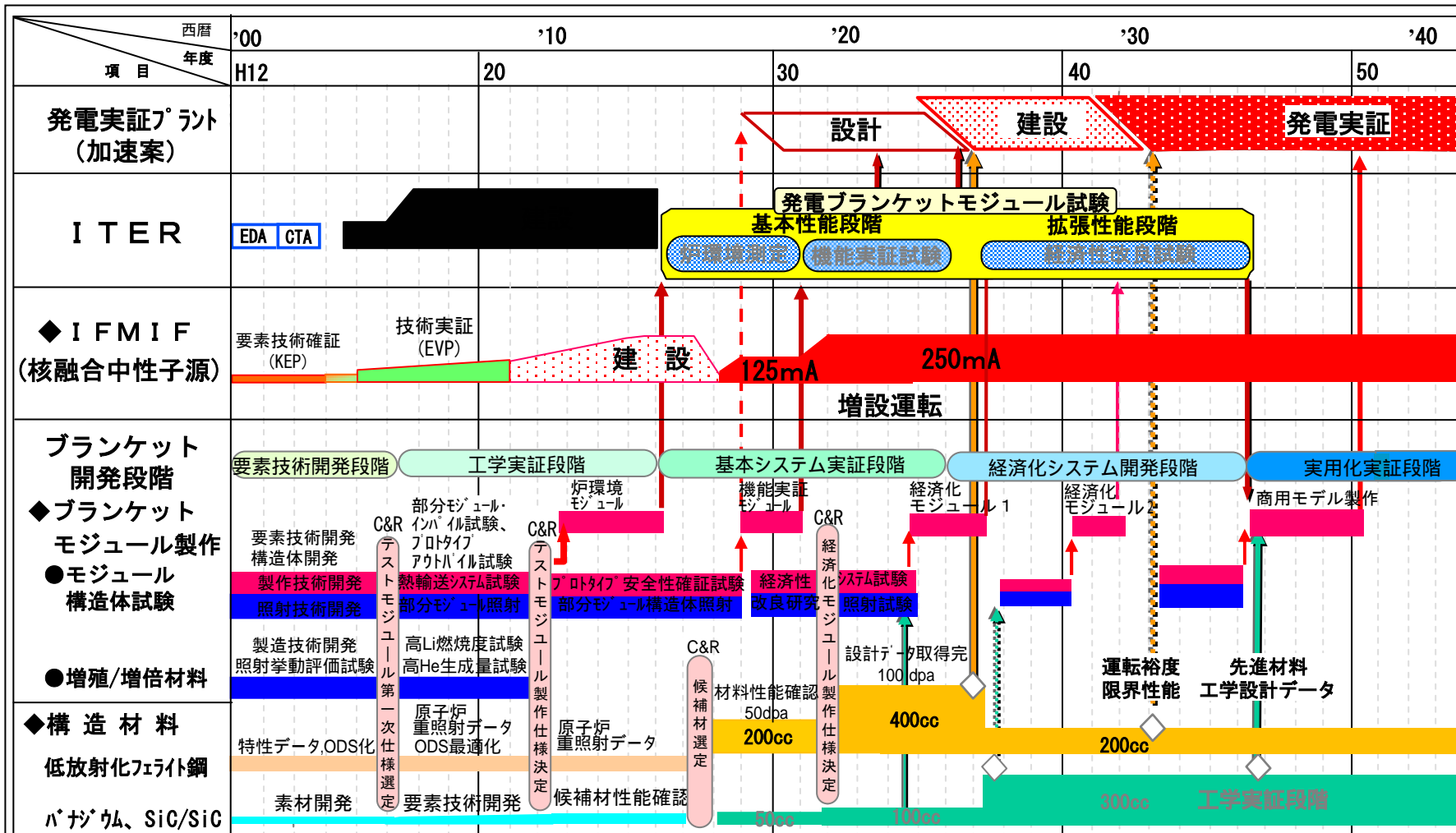
UCLA

ANL

1-2-A: Coatings for MHD Reduction

核融合ブランケット・材料開発の全体計画（加速案）

H14.7.1.

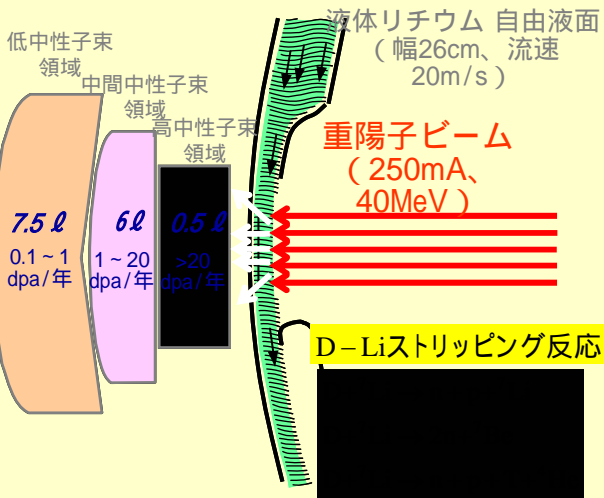
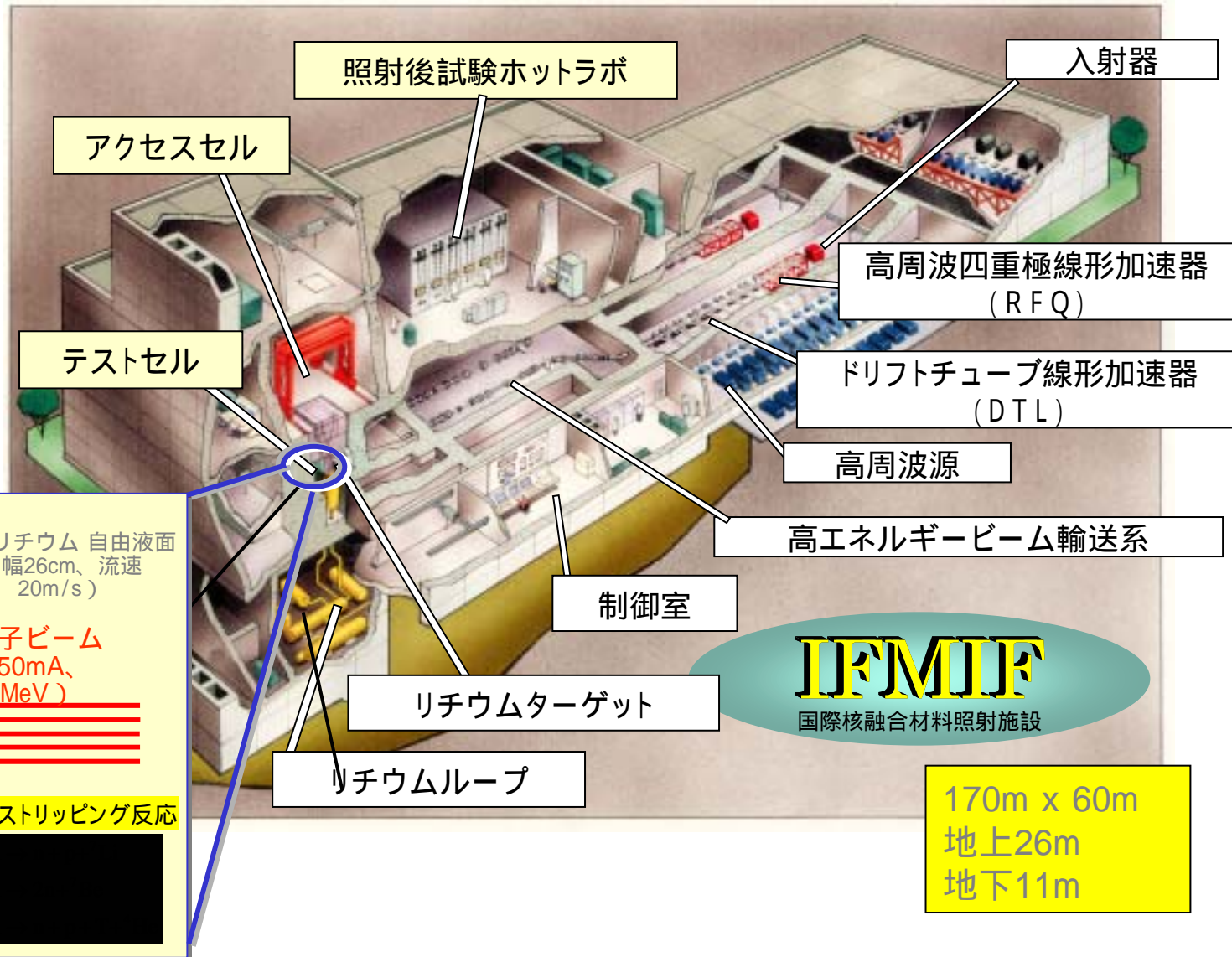


IFMIFの概要と技術課題

要求性能

- 照射容積(損傷速度)
0.5ℓ (>20 dpa/年*)
6.0ℓ (>1 dpa/年)
7.5ℓ (>0.1 dpa/年)
- 稼働率 70%
- 寿命 40年

*) 20 dpa/年は壁負荷
2MW/m²、中性子束
10¹⁸ n/m²/sに相当



IFMIFスケジュール

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)	H21年度 (2009年)
IFMIF 活動	要素技術確証 (KEP) <i>ANNEX II</i>		フェーズ'移行 <i>ANNEX II</i>	工学実証・工学設計(EVEDA) <i>ANNEX IV</i>					建設 フェーズ'
国際協議	<div> <div>▼ FPCC 移行活動合意</div> <div>▼ FPCC EVEDA 実質合意</div> </div>		EVEDA協定署名	<div>建設協議</div>					
設計検討	段階的建設に 対応した設計		KEP成果を集約し た設計 ----->						
要素技術 確証試験	開発のブレークスルーと コスト低減のための 技術確証		個別要素につい てバックデータ補完						
工学実証 工学設計 (EVEDA)			----->	建設・運転に向けた工学実証/工学設計 (総額未定、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		EVEDAは第6次フレームワークプログラム (FP6) に対応						
			ITER国際合意がなされれば参加を検討						
		ISTCプログラム (3年間)							

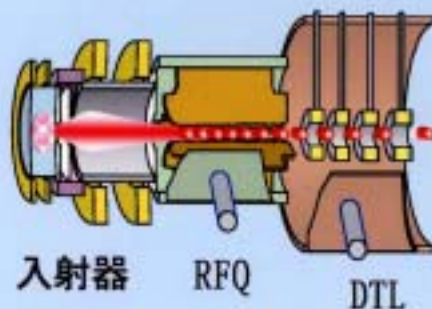
KEP:要素技術確証フェーズ(2000-2002)

KEPの目的

IFMIFの技術課題の中で長時間安定性に寄与する重要な要素技術の確証試験の実施と、設計の詳細化

加速器系

- 40MeV、250mAの強力な定常重陽子ビーム加速器
- 横20cm、高さ5cmの幅広のビームをリチウム標的に入射



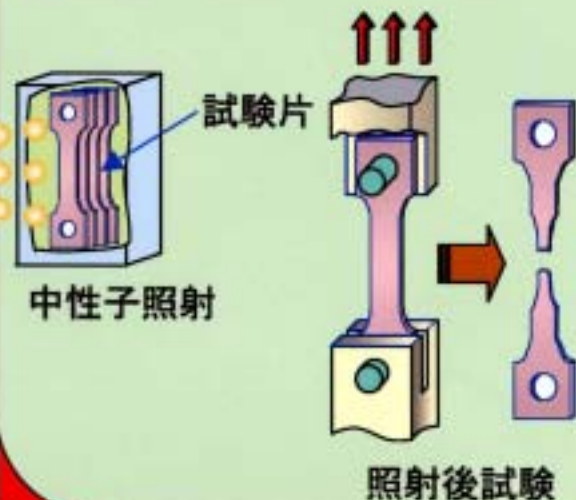
ターゲット系

- 10MWのビーム入熱を20m/sの高速液体リチウム流で除熱



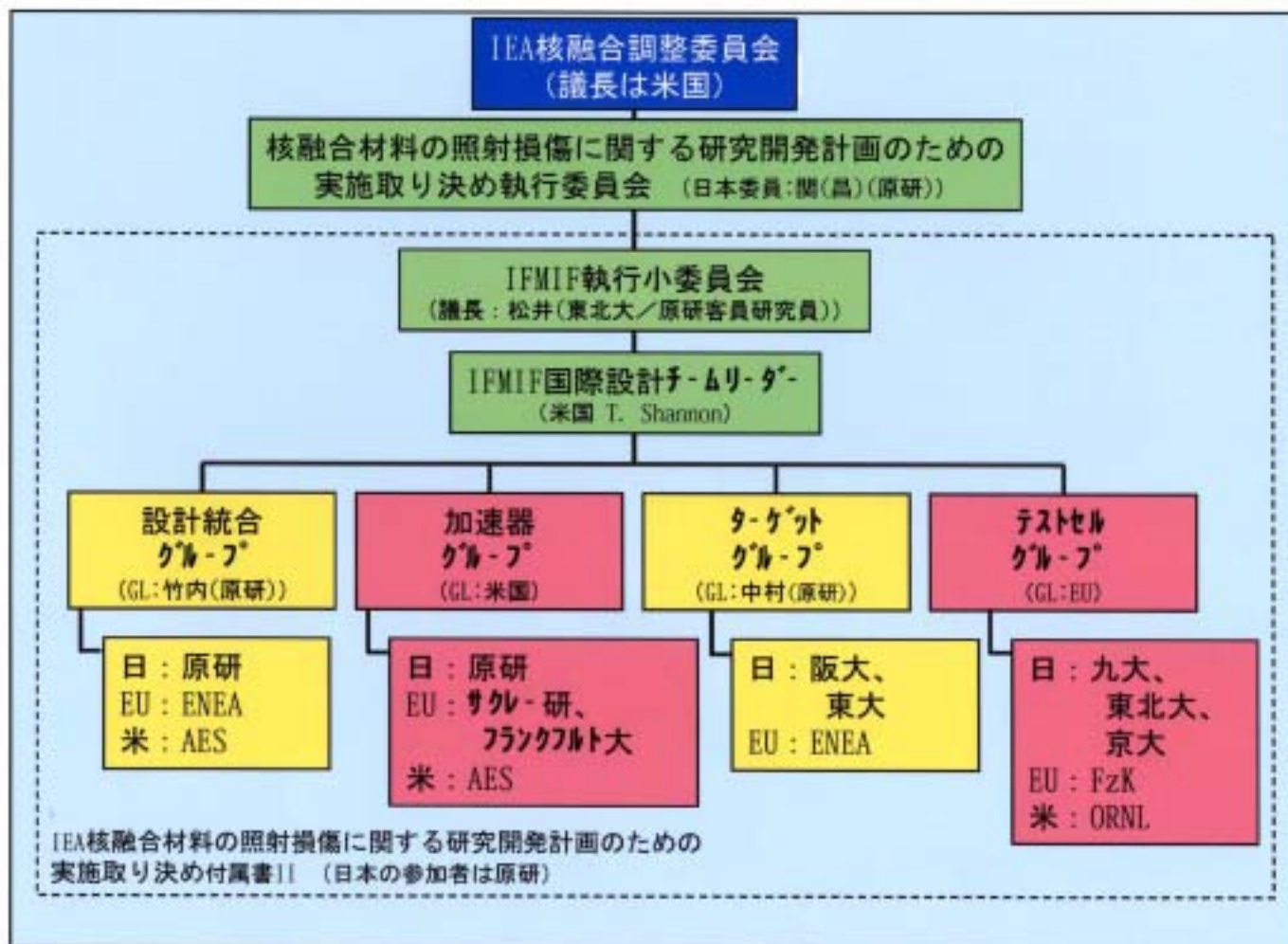
テストセル系

- 照射容積は中性子束が $10^{14}\text{n/s}\cdot\text{cm}^2$ (20dpa/年)以上のところで 500cm^3 以上
- 照射温度範囲は250~1000℃

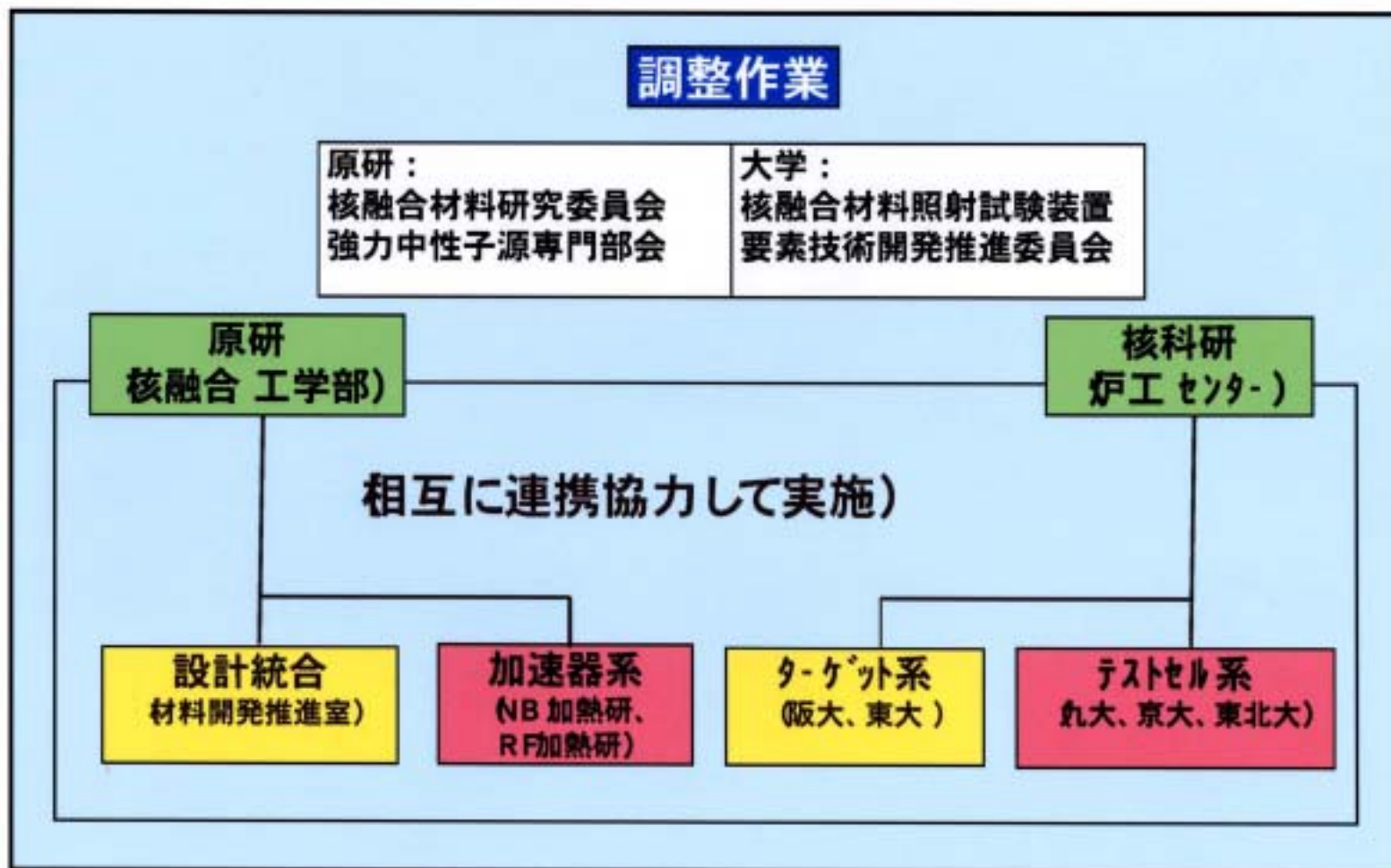


設計統合

IFMIF活動の国際体制



KEP活動の国内体制



大学におけるKEP活動

核融合科学研究所からの公募により研究グループを選定

- 公募開始 :2000年 5月
- 応募総数 :12件 採択数 5件 統合を含む)

課題1: リチウム熱流動試験

- 液体リチウムジェットの安定性試験
- 減圧下での電磁ポンプのキャピテーション、ノズルのエロージョンを評価

課題2: リチウム化学特性試験

- リチウム純度管理法の確立に向けて不純物計測・除去システムの開発評価
- リチウム中のトリチウム回収法の原理的実証

課題3: テストセル温度制御試験

- ガス冷却テストセルの構造と核発熱を模擬する
- 各位置での温度のオンライン計測が可能な試験体を設計製作し、ヘリウムあるいは模擬気体を用いて試験片温度の制御性に関する評価試験を行う。

課題4: 微小試験片技術開発試験

- 強力中性子源における微小破壊靱性試験法の確立を目指して、試料形状、試験速度、試験温度雰囲気などの効果に関する一連のデータベースを得る。
- 本試験では、原型炉の第一候補材料として基礎データが蓄積しつつある低放射化フェライト鋼を中心とする。
- 破壊特性試験のテストマトリクスの再構築に関する試験も含む。

課題5: 核反応実証試験

- 模擬リチウムターゲットに30MeV~40MeVの重水素イオンを照射し、発生する中性子の総量、空間分布およびエネルギースペクトル情報を系統的に測定する。
- その実験結果と計算との定量比較から、中性子照射場特性の予測精度を明らかにする。

IFMIFのまとめ

- **KEP活動は、ほぼ所期の目的を達成し2002年に終了の予定。国内では原研と大学等との密接な連携協力の下に研究開発を展開。**
- **次期開発フェーズに予定される技術実証・工学設計活動 (EVEDA) は、2004年より開始を目指し、実施内容等について国際協議中、2003年1月のFPCCに計画の提案を答申予定。**
- **2004年から5年間のEVEDA計画後、7年間の建設を経て2016年から1系統の加速器で運用開始、2019年から定格運転を実施予定。**

ITER先進ブランケットテストモジュール試験 に向けた大学の役割

原研では早期実現路線のブランケットシステム(フェライト鋼・水)を検討、国際舞台で提案

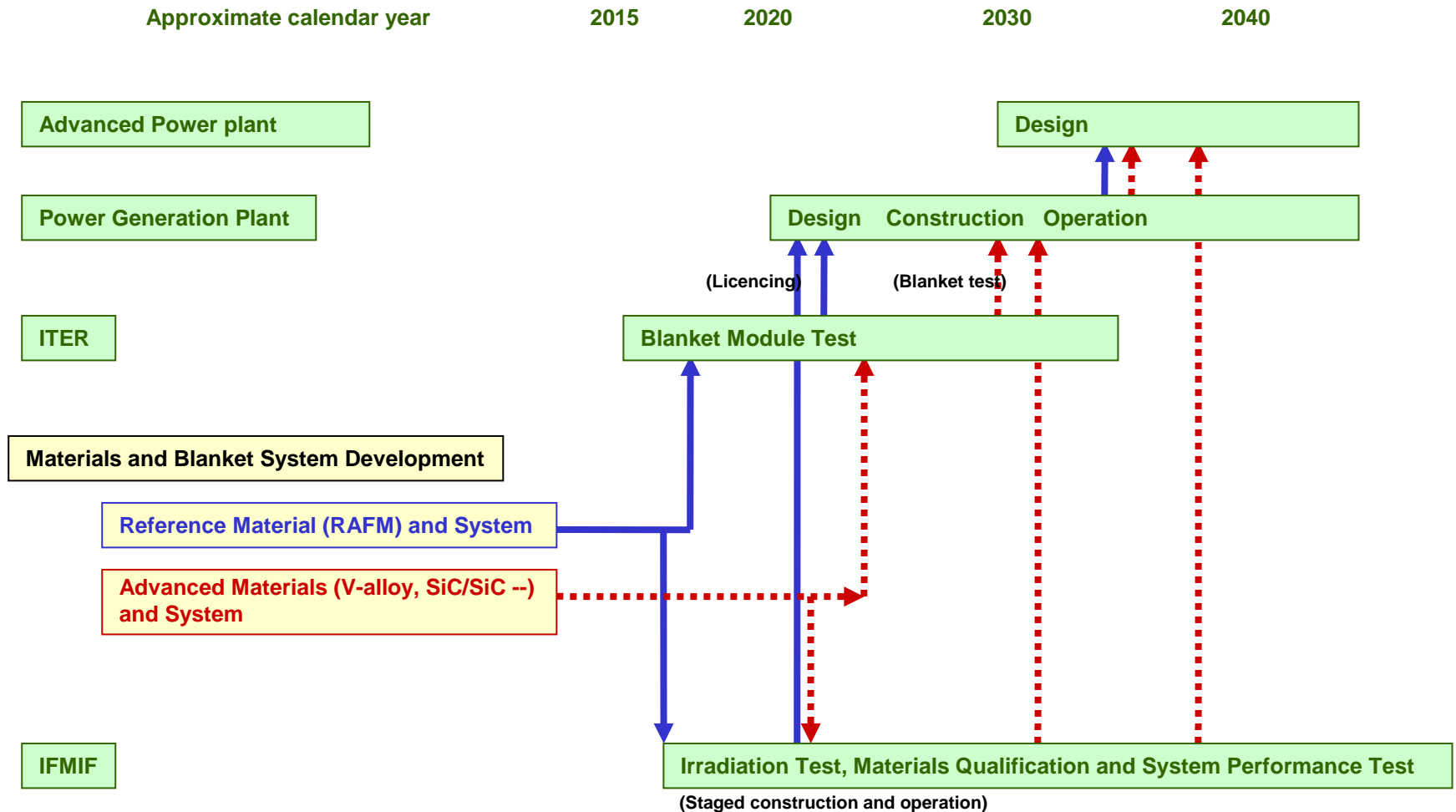
先進ブランケット(自己冷却液体ブランケット等)の基礎研究は当面大学を中心に推進(核融合会議報告)、従って先進ブランケットテストモジュール試験にむけた技術開発と統合は当面大学が中心に進める必要がある

大学を中心に国内、国際的な提案母体となる

以上の活動のキックオフをNIFS共同研究で行っている。

実施においては、ITER事業体と協力して適切な実施組織を作る

材料・ブランケット開発ロードマップ(加速案)

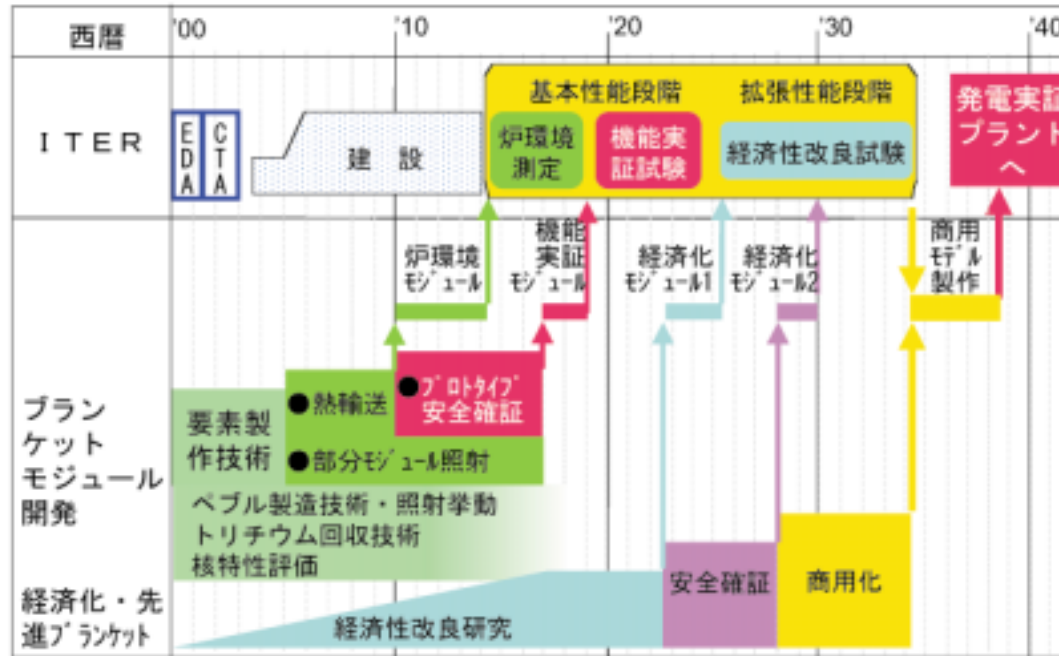


- 早期実現路線 (当面原研が担当)
- 高度化追求路線 (当面大学が担当)

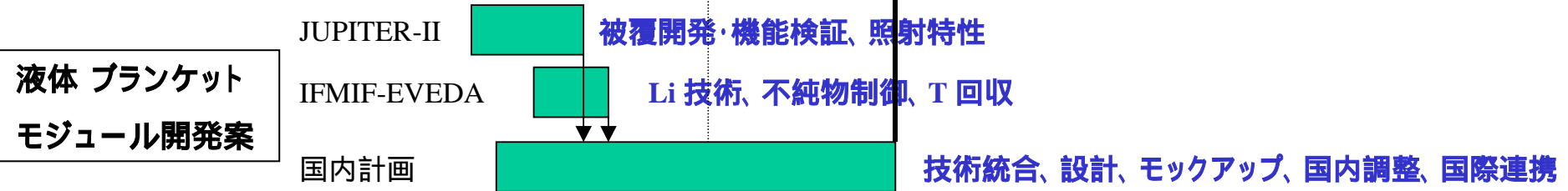
ITER液体ブランケットテストモジュール検討 役割分担

テーマ	大学担当	N I F S 担当	内容	進め方	今年度の目 標	来年度の目 標
熱構造設計	橋爪 堀池 高橋	今川 長坂	熱構造設計 MHD 圧力 損 失 低減設計	熱構造解析コー ドによる基本設 計	基本構造、 温度分布、 応力分布を 示す	縮小あるい は部分試作 をNH2残材 で行なう
核設計	井口	田中	トリチウム生成 発熱、アフター ヒート、放射化	体系と照射環境 を仮定した評価	トリチウム 生成速度、 核発熱分布 を求める	
トリチウム 回収	田中 深田	鈴木	ホットトラップ 法 コールドトラッ プ法	R&D による回 収能の評価 I F M I F との 共通技術	R&Dの開始	
材料	松井 阿部	長坂	設計応力 製作性	熱構造設計への 反映	設計応力の 確定	
Flibeモ ジュール概 念検討	寺井	相良	概念検討	キーイシューの 定義	マ イ ル ス トーン設定	
概念統合	松井 原研	室賀 相良	概念設計書製作 準備	検討内容の整理		概 念 設 計 書 準備

長期展望



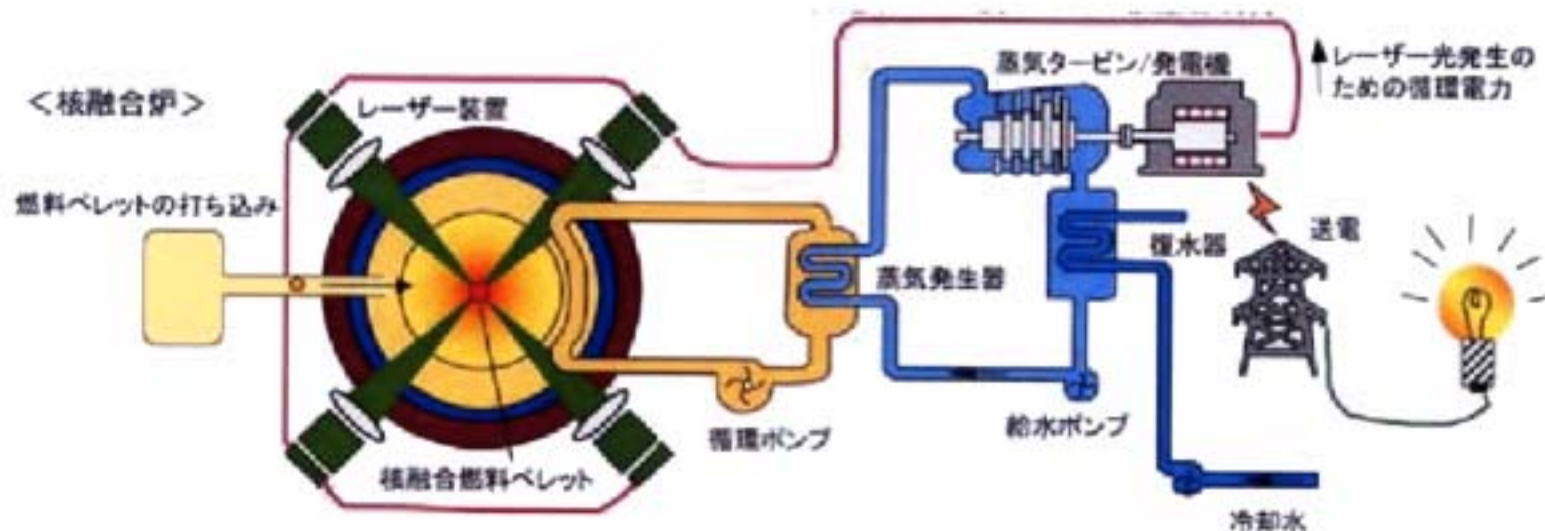
秋場: 原研拡大核融合炉・材料研究委員会資料(平成14年7月12日)



レーザー核融合炉の概念



ILE OSAKA



長所

1. 磁場不要→炉形状単純
2. 1秒当たりの燃焼回数を制御することにより出力調整ができる。
3. レーザードライバーとの分離性→1基のレーザーで複数の炉を駆動
4. 高真空不要→液体壁炉可能。

短所

1. レーザー効率の低さを補うだけの高い核融合利得必要（利得 >100 ）。
1. 繰り返しパルス応力に耐える必要。
2. 光学素子の防護対策必要。

第3段階基本計画策定以後の進展

①レーザー核融合炉の概念設計

中心点火方式の炉「光陽」の概念設計：4 MJ入力，600 MJ熱出力，12Hz

高速点火方式のロードマップ検討：

小規模な実験炉（0.2MJ入力，10MJ熱出力）と実証炉のため早期で低コストの開発の可能性

①の主要部は前週報告のため割愛

②要素技術検討・開発

・高効率・高繰り返しレーザーの開発

「慣性閉じ込めに技術については，高いエネルギー変換効率と繰り返し動作頻度をもつ高出力ドライバーを開発する」（第三段階基本計画）

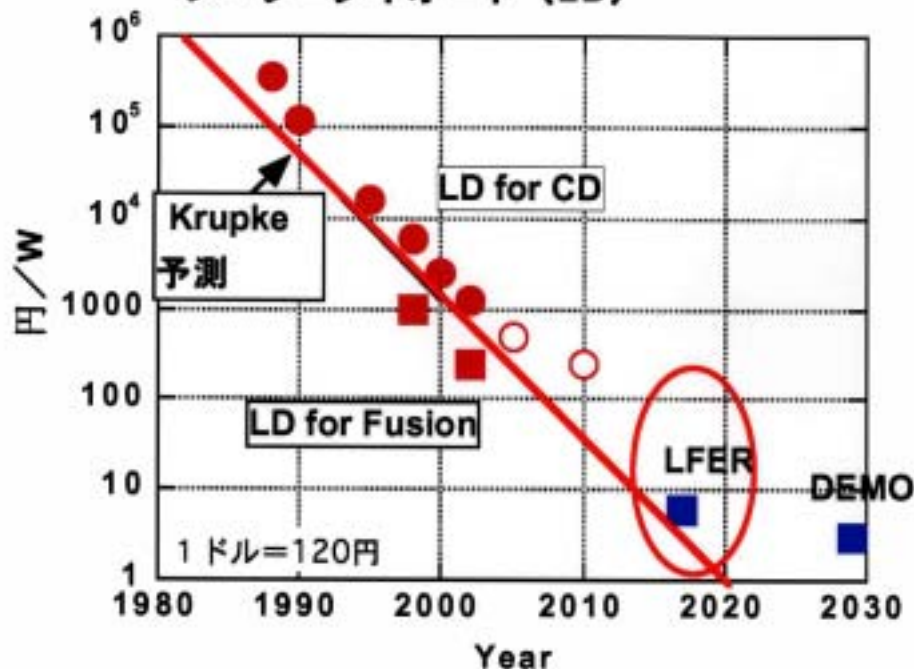
・炉チャンバーの成立性検討

・ペレットインジェクション&ビームステアリング技術

レーザーダイオード(LD)とレーザーの価格低減の見通しと 高速点火実験炉に必要なレーザーコスト



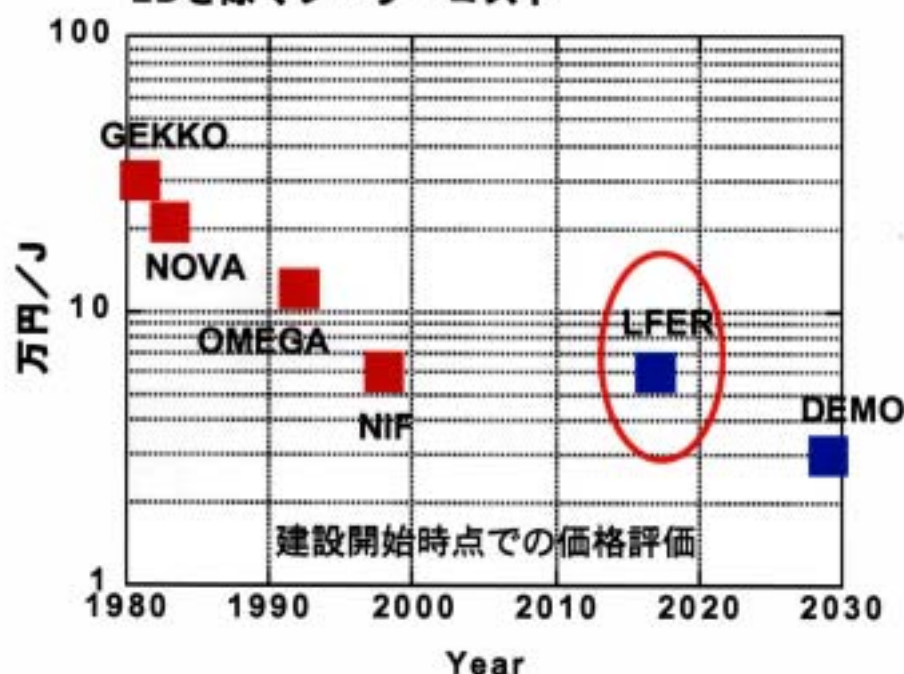
レーザーダイオード (LD)



1) レーザーダイオード (LD) のコスト
実験炉用レーザーエネルギー200kJ (基本波
350kJ) にたいして LDコスト=500億円

2) LD電源+冷却系 = 100億円

LDを除くレーザーコスト

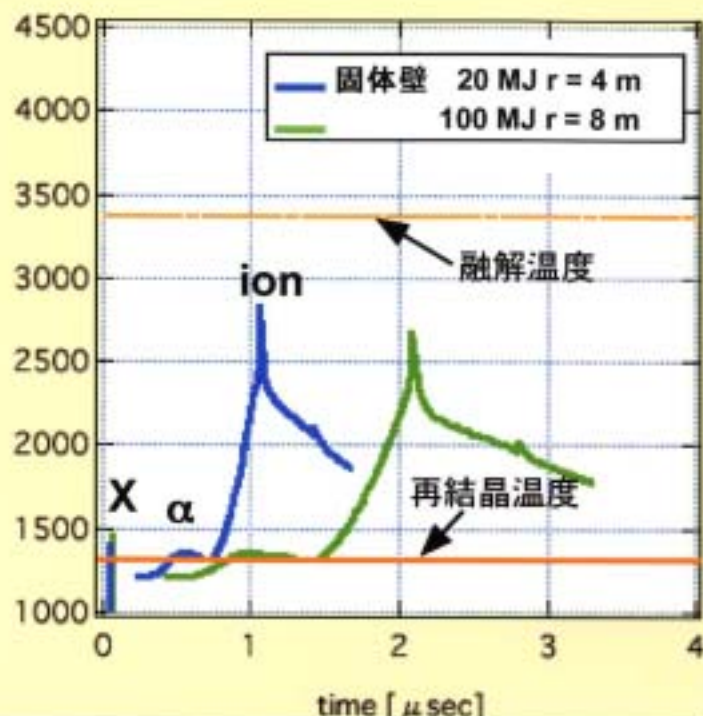


3) 光学素子他 (NIF6万円/J) = 200億円

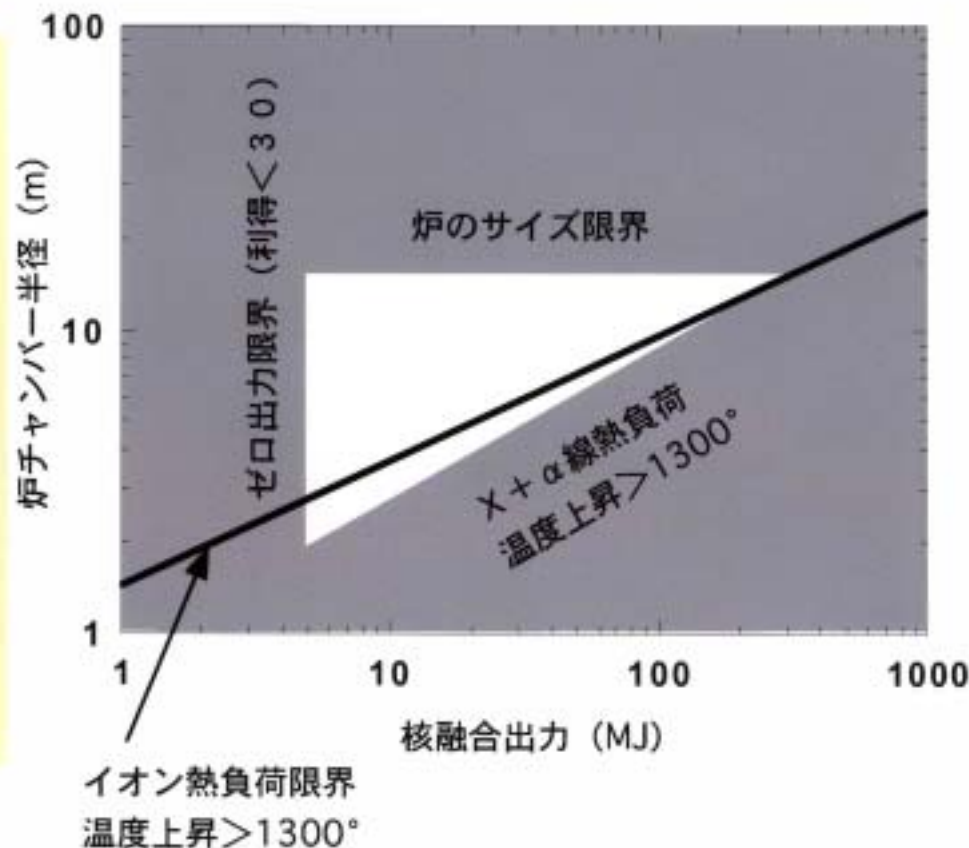
合計 800億円

固体壁の温度上昇と設計窓の想定例

タングステン炉壁温度



- ・ X線の吸収長 ($\sim \text{mm}$) と α 粒子の飛程 ($5 \mu\text{m}$) は長いので温度上昇は小さい。
- ・ 再結晶温度以下となる設計は可能。
 - ・ 炉チャンバーの大型化
 - ・ 炉内ガス によるイオン阻止

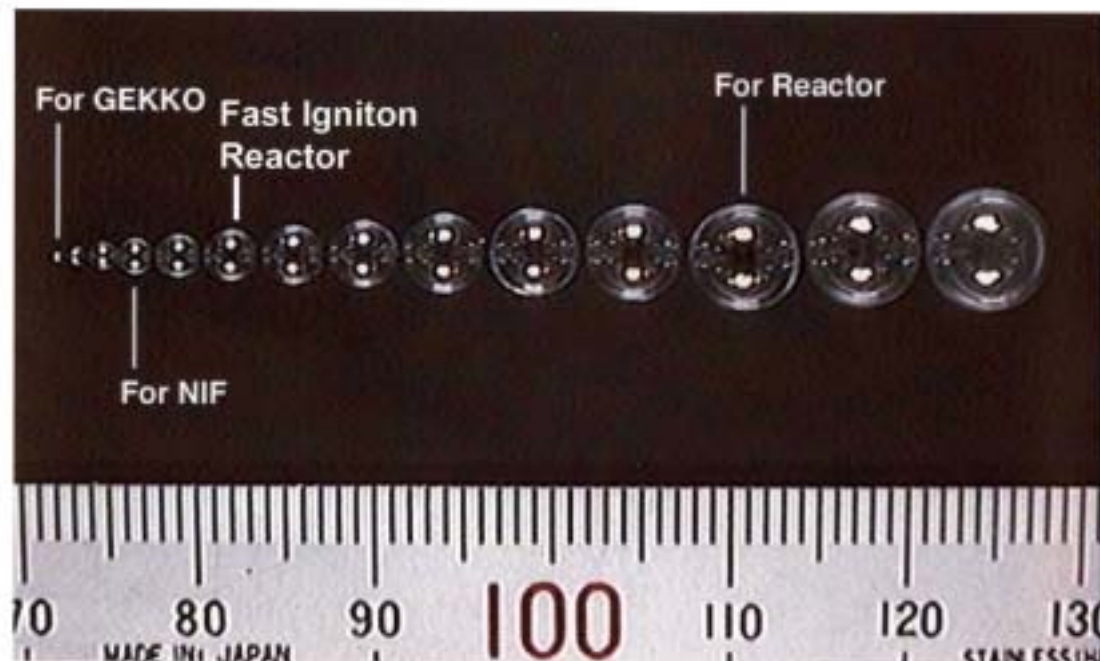


ペレット

高精度炉用ペレットの大量生産技術が
確立された。



ILE OSAKA



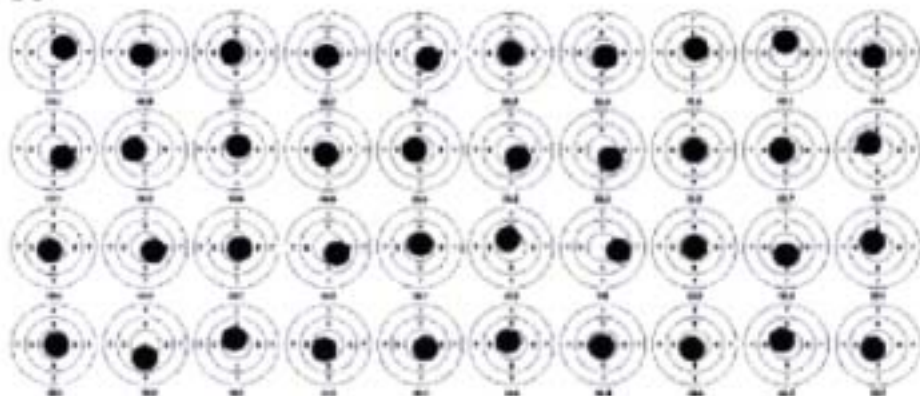
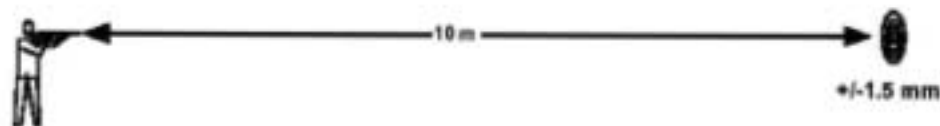
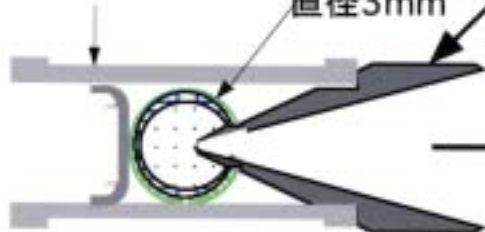
大量生産例

日本のペレット製造技術は米国へ移転され、NIF点火用ターゲットのスペックを満足した。

空気銃方式によるペレットインジェクション

アルミ製サポーター ペレット 加熱ビーム注入用コーン

直径3mm



固定した銃身
真空
半分の飛行距離

日米共同研究

- ・ Air gun方式
- ・ 1km/s
- ・ 10Hz



日本最高を出した女子エアライフルの弾痕。

チャンバー中心でのペレット位置精度は100ミクロンのが期待できる。

炉用に必要な精度 30-100ミクロンを保証するために

- ・ レーザー生成チャンネルによる飛行の安定化
- ・ 光学的全自動ビームステアリングを開発している。