

核融合フォーラム 第12回 全体会合

核融合炉開発における材料研究の現状

東北大学・工： 長谷川 晃

量子科学研究開発機構：谷川博康、野澤貴史、
中道勝、星野毅、金宰煥

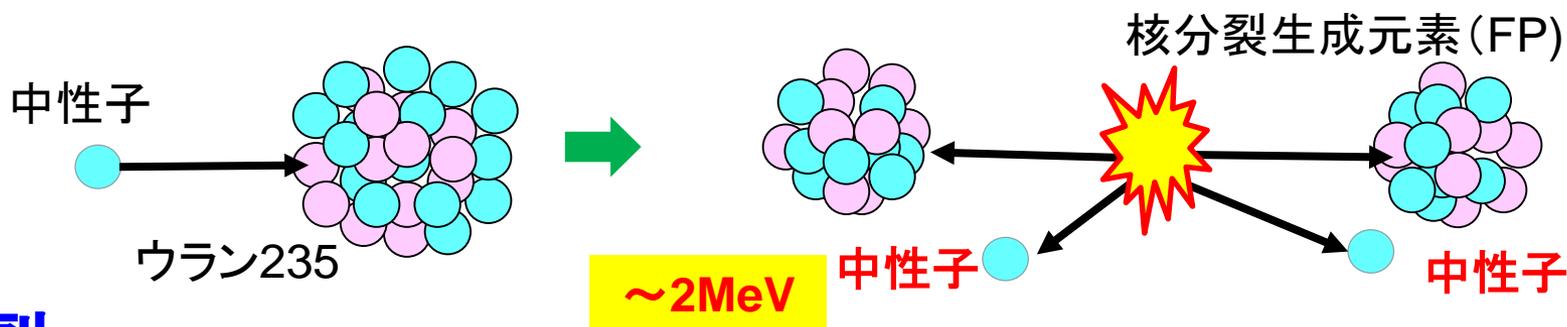
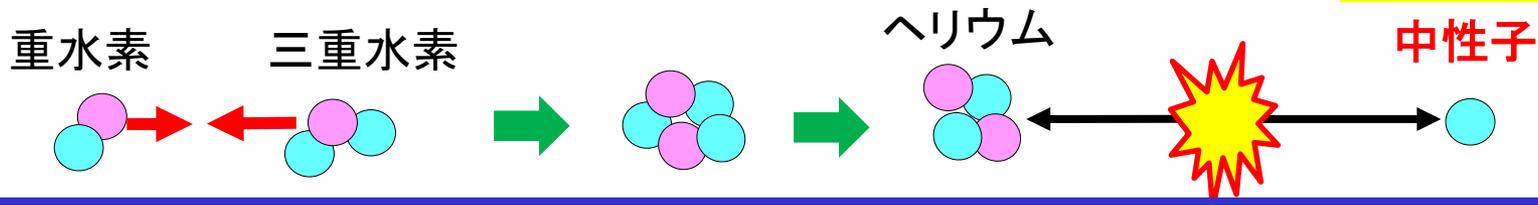
京都大学：木村晃彦、核融合研：長坂琢也

1. 核融合炉、そのエネルギー発生仕組み
2. 核融合炉環境の特徴
中性子照射環境とは、そして材料に求められるもの
3. 核融合炉での照射環境と材料選択の基準
放射性廃棄物低減の方向
低放射化材料とは
先進材料とは
4. 核融合炉材料開発の現状
低放射化構造材料
ブランケット用材料（中性子増倍材・トリチウム増殖材料）
ダイバータ材料
5. 今後の展望と展開
今後の材料開発に求められるもの
核融合中性子照射データ
炉工学への展開

核融合と核分裂反応

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

核融合： 軽い原子核が融合して新しい核種ができること



核分裂： 重い原子核がほぼ等しい重さの2つの原子核に分裂すること

反応前後の質量の差 (Δm)

$$\Delta mc^2 = E$$

核反応の反応前後の質量欠損によるエネルギーがすなわち原子力エネルギーの源

生成粒子の

運動エネルギー

放射線

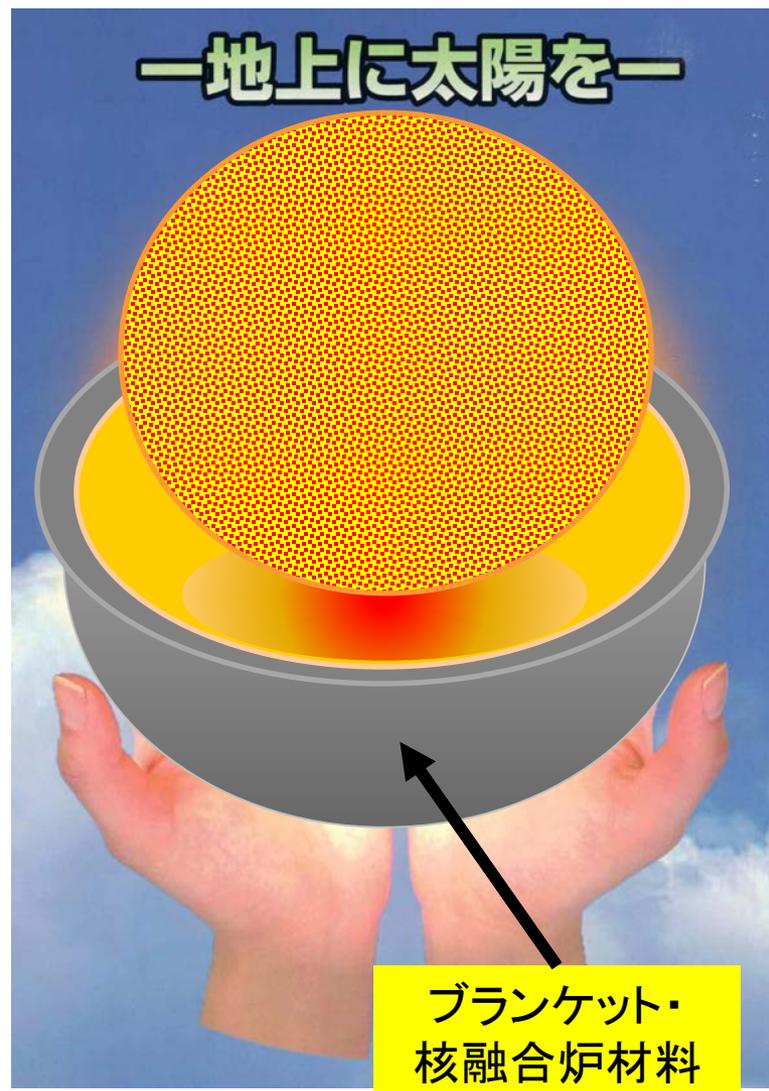
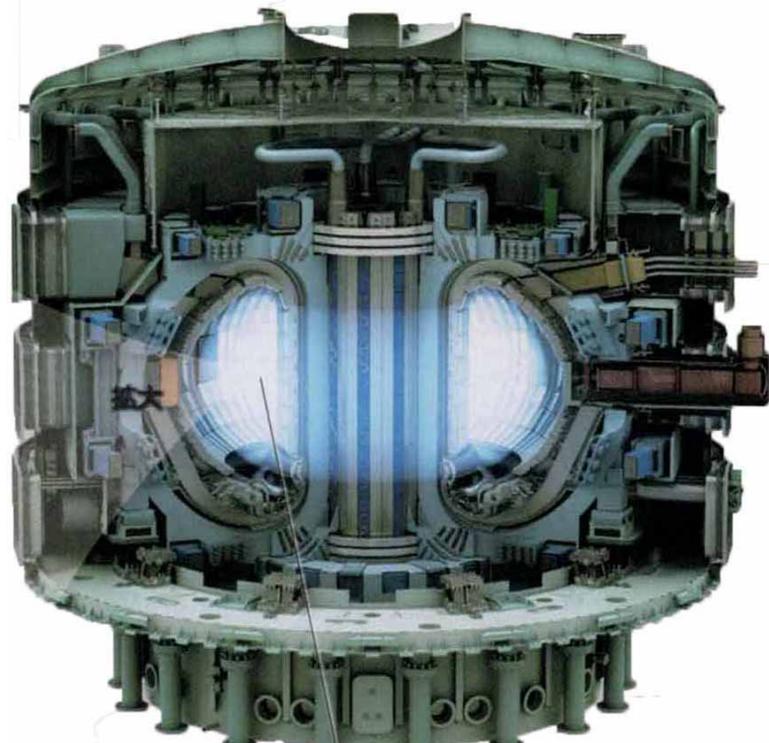
どちらの反応も放射線が出て、放射性廃棄物ができる。

プラズマを磁場で浮かせる

一億度にも耐えられるかも……

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

プラズマは閉じ込められたとしても、エネルギーをとりだすとなるとたいへん。



火傷をしないために……

融けない丈夫な入れ物(材料)と、ちゃんと冷やす方法(ブランケット)が必要

プラズマ実験装置および核融合炉用材料の開発の状況

核融合中性子(最大)	—	～数 dpa	150～200 dpa
	プラズマ実験装置	ITER	DEMO
構造材料	・オーステナイトステンレス鋼	・オーステナイトステンレス鋼	・低放射化鉄鋼材料 ・オーステナイトステンレス鋼
ブランケット構造材料	— プラズマに火がつくか	・低放射化鉄鋼材料 F82H プラズマを制御できるか	・低放射化鉄鋼材料 F82H ODS-S ・バナジウム合金 ・SiC/SiC複合材料
ブランケット T増殖材料	—	・Li-Ti酸化物粒子 燃料を自前で供給できるか	発電が可能か ・酸化物粒子 ・液体金属(Li, LiPb etc.) ・溶融塩(Li-F-Be等)
中性子増倍材	—	・Be, ベリライド (Be ₁₂ Ti, Be ₁₂ V 等)	・ベリライド等
ダイバータ	C/C複合材料	タングステン/銅合金	タングステン/F82H

核融合炉のエネルギー変換装置:ブランケット

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

プラズマは磁場で閉じこめ、エネルギーは磁場に影響されない中性子で取り出す

核融合パワーの約80%が中性子の運動エネルギーとなる

プラズマから入射する中性子の運動エネルギーを吸収し、それを熱に換える。

中性子の運動エネルギーのほとんどは材料中の格子原子のはじき出しに使われる。

格子原子のはじき出しによって材料中に多量の格子欠陥が導入されるが、その99%以上は極短時間(10^{-12} 秒以内)に回復し消滅する。はじき出しに使われたエネルギーは格子原子の振動、すなわち熱に変わる。格子原子の熱振動は 10^{12} - 10^{13} Hz

この間の物質と中性子の相互作用が材料の健全性、寿命、経済性を左右する。

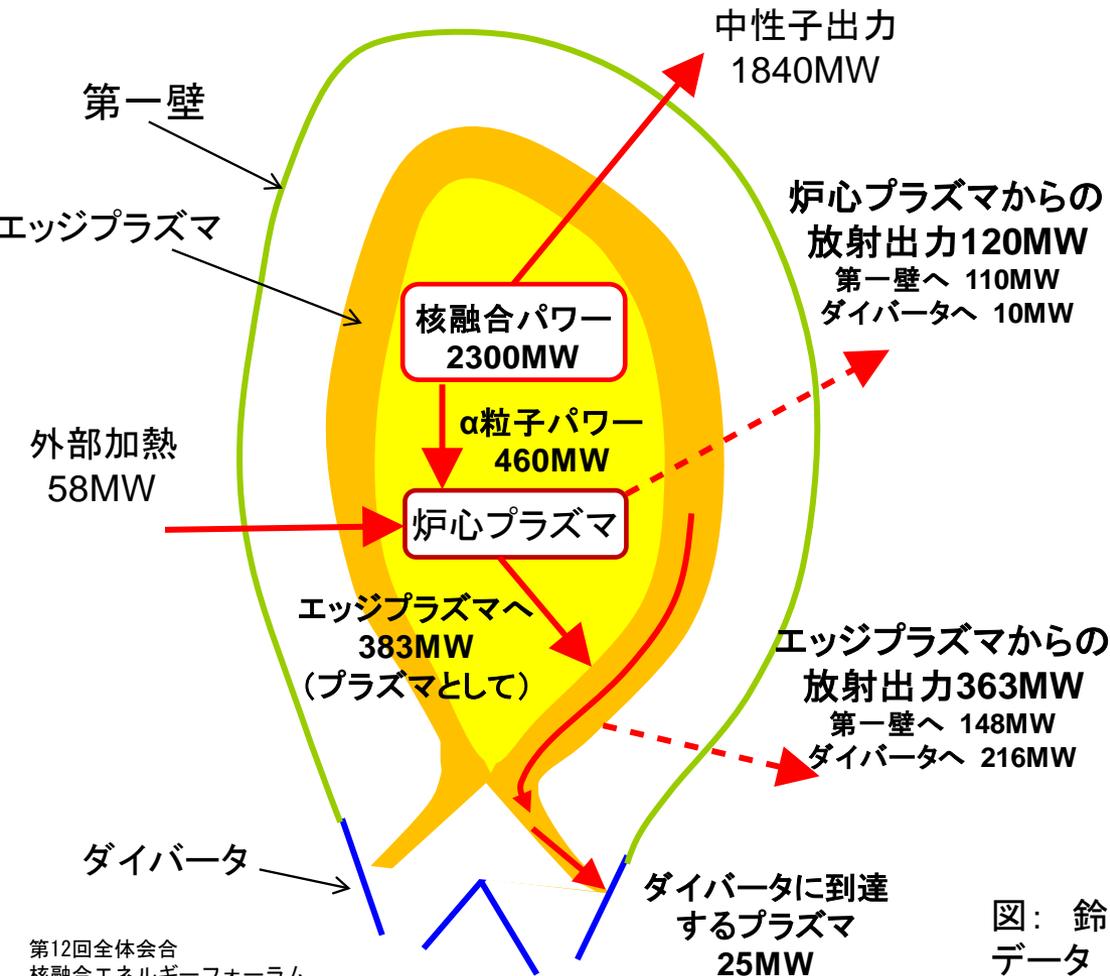
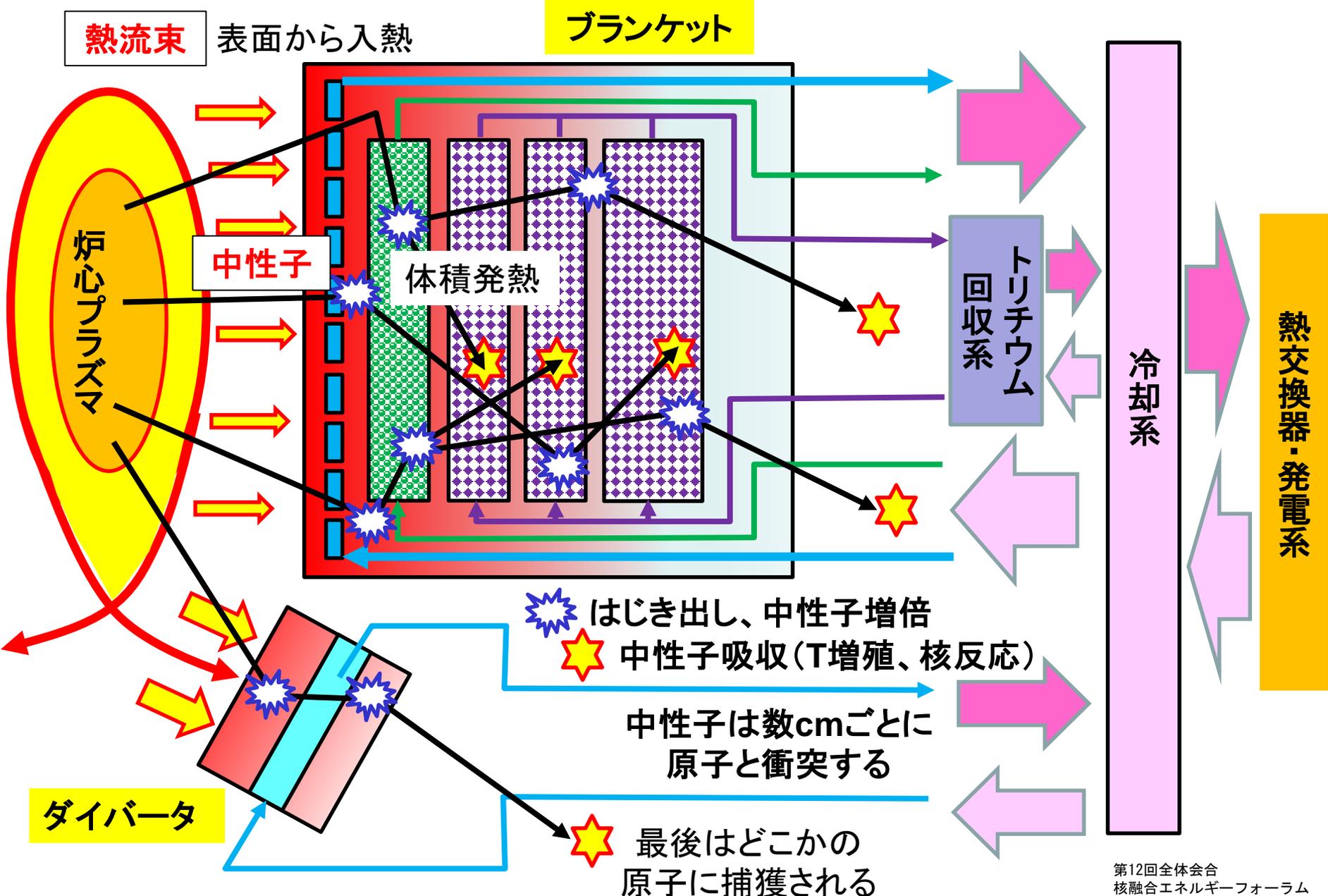


図: 鈴木 原子力学会誌 47 (2005) 266 より
データ Konishi, Fus.Eng.Des.,63-64 (2002) 63

ブランケットやダイバータでのエネルギーの流れ



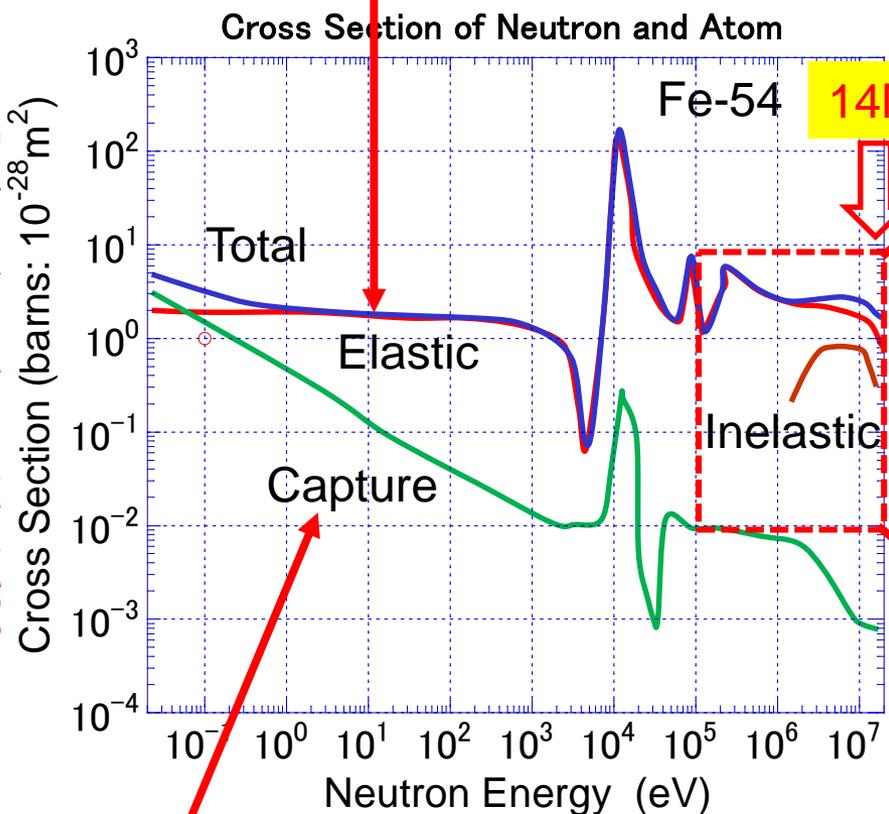
中性子と原子との衝突の起こりやすさ 衝突断面積のエネルギー依存性

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

全断面積 = 弾性衝突 + 非弾性衝突 (粒子生成反応 + 中性子捕獲反応)

● (n,n) は弾性衝突: 格子原子はじき出しの主因

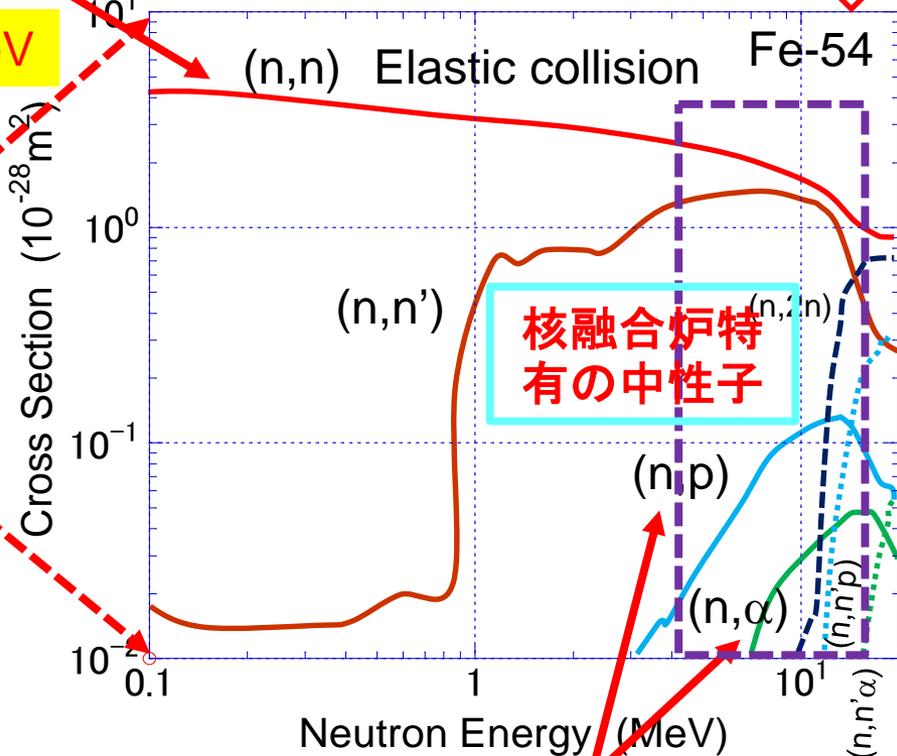
衝突・反応の起こりやすさ



● 低エネルギー側の中性子捕獲反応
(n,γ) 反応による放射化

弾性散乱を繰り返して最後に原子に捕獲される

Cross Section : High Energy Region



● 高エネルギー側で起こる核反応
(n,n'), (n,p), (n,α), (n,2n), (n,n'p), (n,n'α) 等
起こる核反応によって、放出粒子が異なる

核変換 (n,p), (n,α) による気体元素生成反応

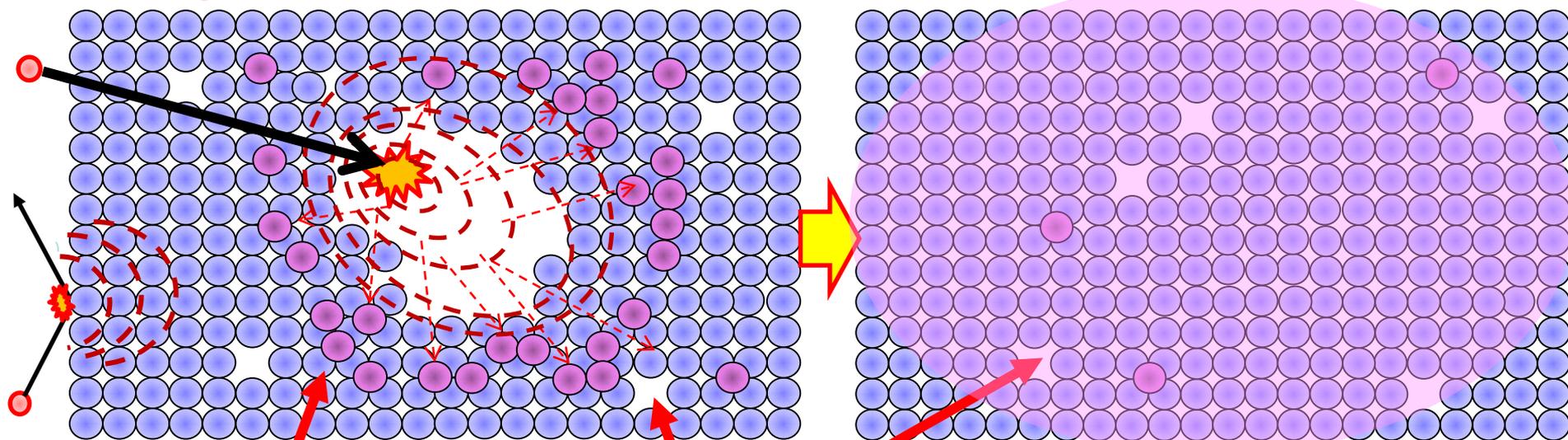
14MeV

核融合炉でのプラズマのエネルギーの伝わり方

9

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

1000eV以上の粒子が材料に照射されたとき、格子原子と粒子の衝突によるエネルギーの伝達により、**材料中での原子配列の乱れ(損傷)**が起こる(弾性散乱、非弾性散乱の一部)



格子間原子

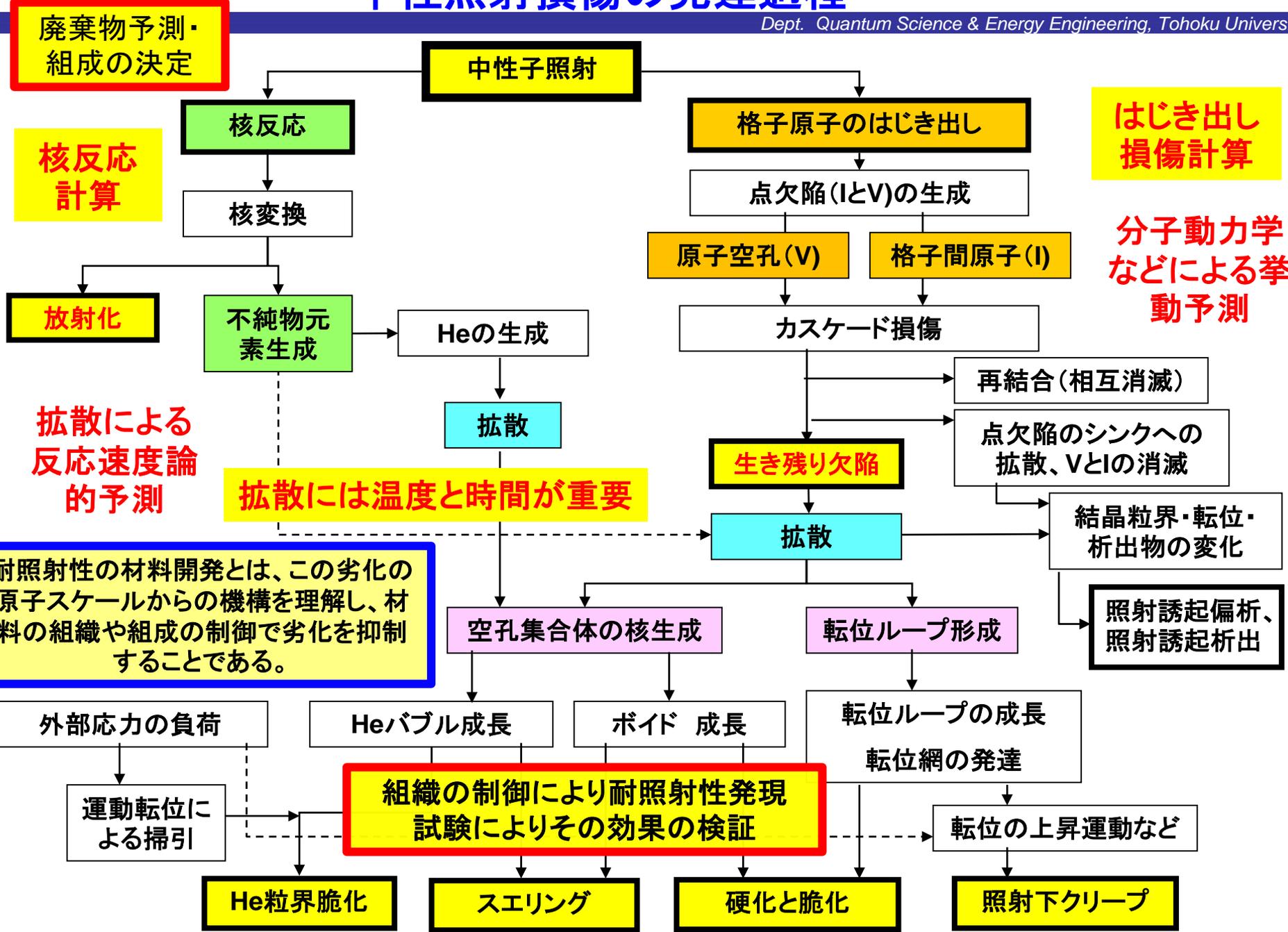
原子空孔

多くの格子間原子や原子空孔はまた一緒になって消滅し、ほとんど残らない。

はじき出しに使われたエネルギーの多くは、格子原子の振動のエネルギー(熱)として材料中に広がっていく

中性照射損傷の発達過程

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University



核融合炉での照射環境と材料選択の基準

構造材料とその他の機器用材料

核融合炉では高速中性子がプラズマのエネルギーを周辺に伝える**エネルギーの運び屋**です。

高速中性子は**物質中の原子と衝突**してそのエネルギーを周辺の機器に伝えます。
高速中性子が物質に入ると、物質中の原子が、その結晶格子の位置からはじき出されます。
その結果、**原子サイズの非常に小さな欠陥**が物質中に入ります。

この欠陥によって**材料の変質・劣化**が起こります。

材料の機械特性の劣化(**脆くなる**)や、体積変化(**膨張**)が起こります。

⇒ **機器の寿命を決める原因**なので、**長く安全に使える劣化しにくい材料**を選びます。

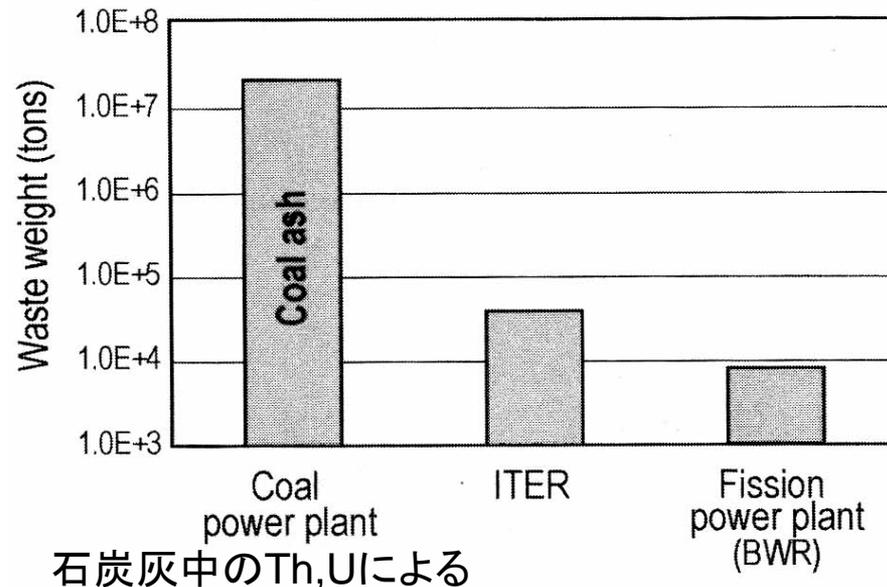
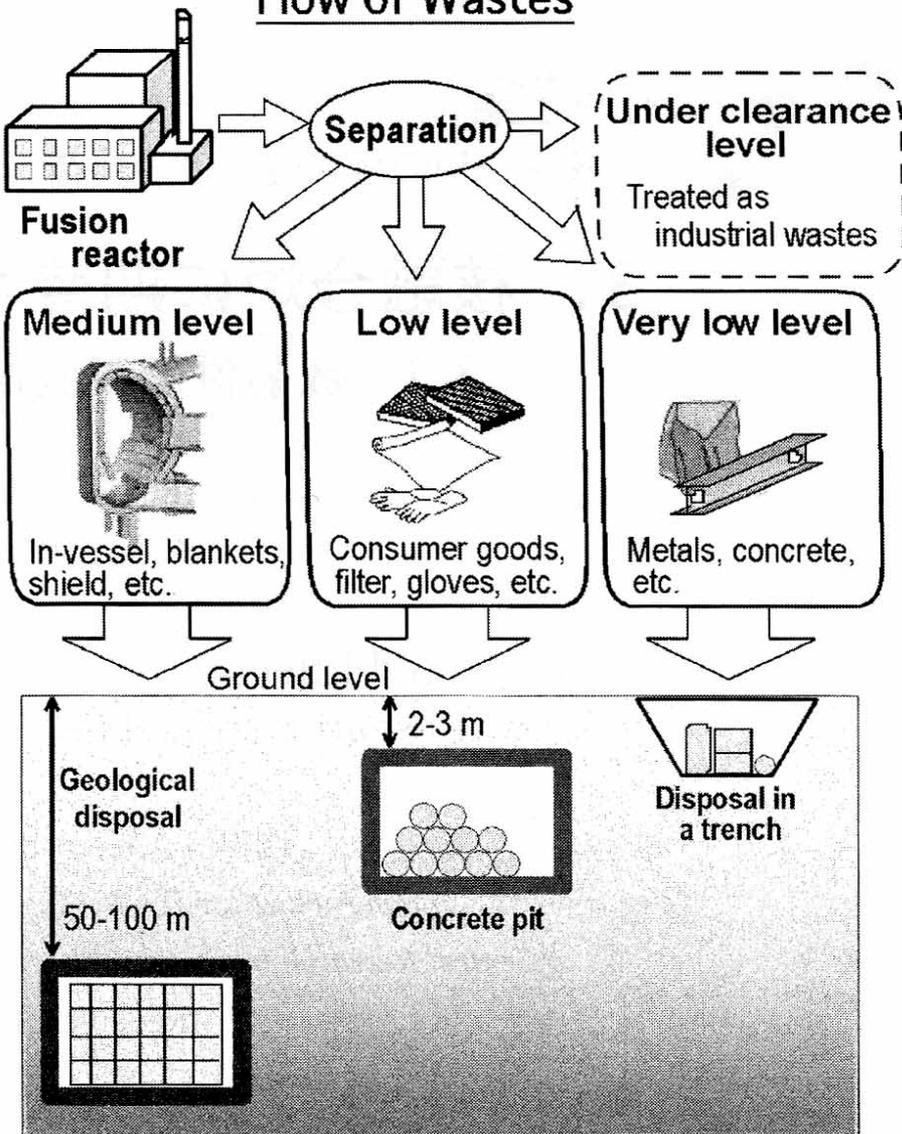
中性子と物質中の原子との核反応により、**長寿命の放射性同位元素**ができます。

材料が放射性を帯びるので、廃棄するときには**放射性廃棄物**になります。

⇒ **放射性廃棄物をできるだけ減らす**にはどうするか。

出典：飛田ら、プラズマ核融合学会誌, vol.78, No.11, 2002

Flow of Wastes

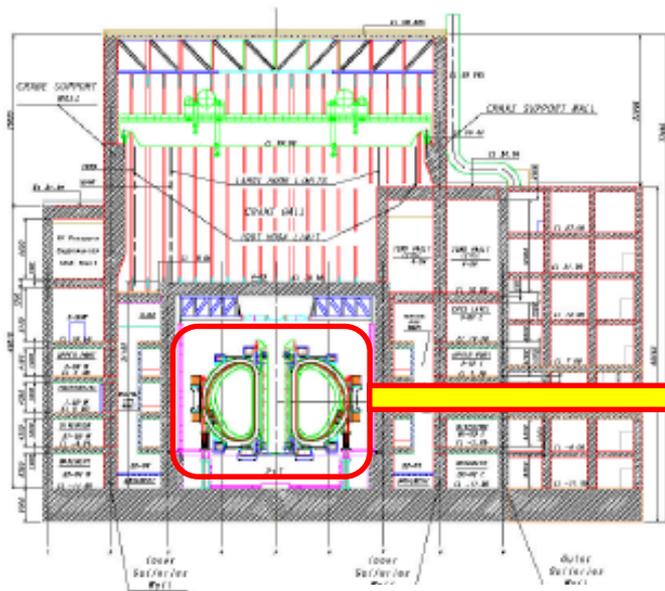


Radioactive waste from ITER, coal and fission power plants at decommissioning [7].

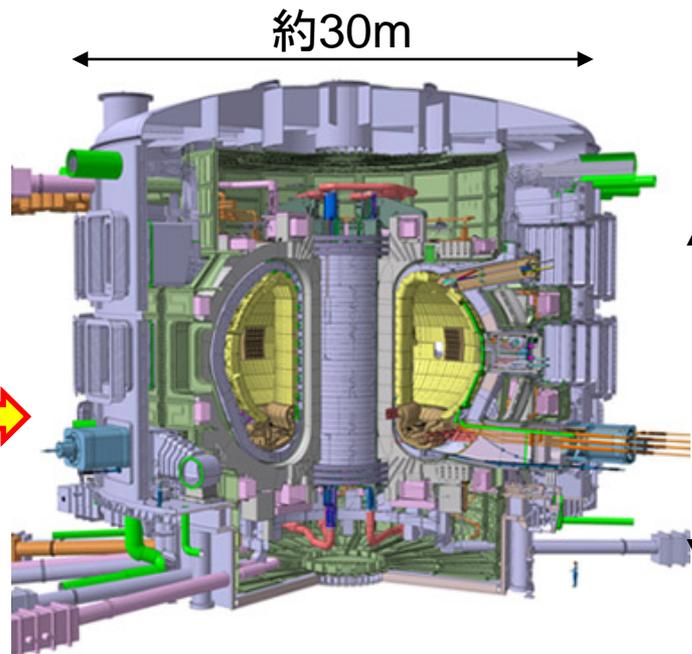
- ・ITER廃炉直後の放射性廃棄物は3万9千トン
- ・100年後はほとんどが放射性物質として扱う必要のないクリアランスレベル以下に減衰する。残りは1万2千トン。RIは安定な形で構造材料中に存在する。
- ・トリチウム含有物が多い。
- ・トリチウム除染を行えば廃棄物管理は易しい

核融合炉と核分裂炉の炉心部分の大きさ比較

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

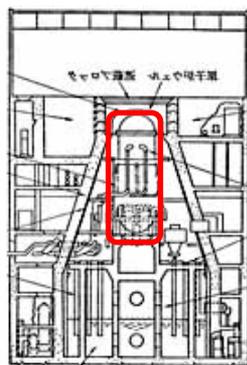


ITER建屋

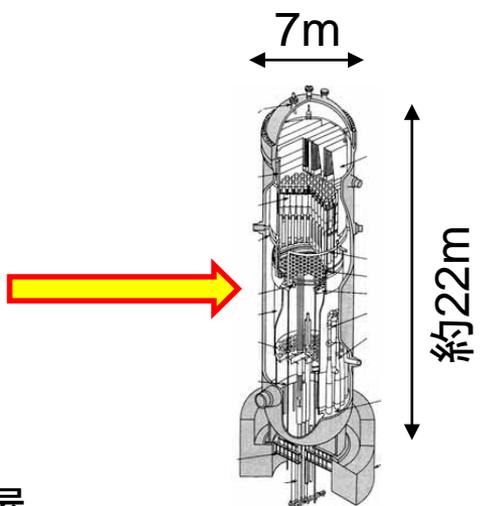


トカマク本体
23000トン
(内、超伝導磁石:
約10000トン)

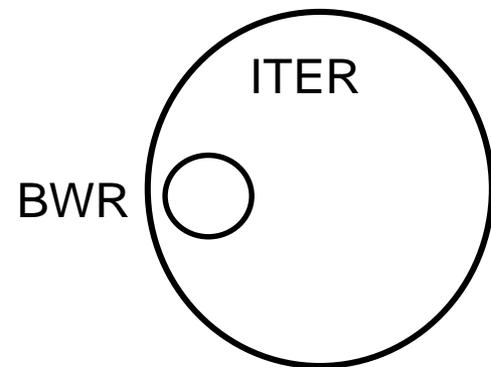
本体部分だけでなく、周辺の中
性子の遮蔽壁も
レベルは低いが
放射化する



BWR炉心建屋



BWR压力容器

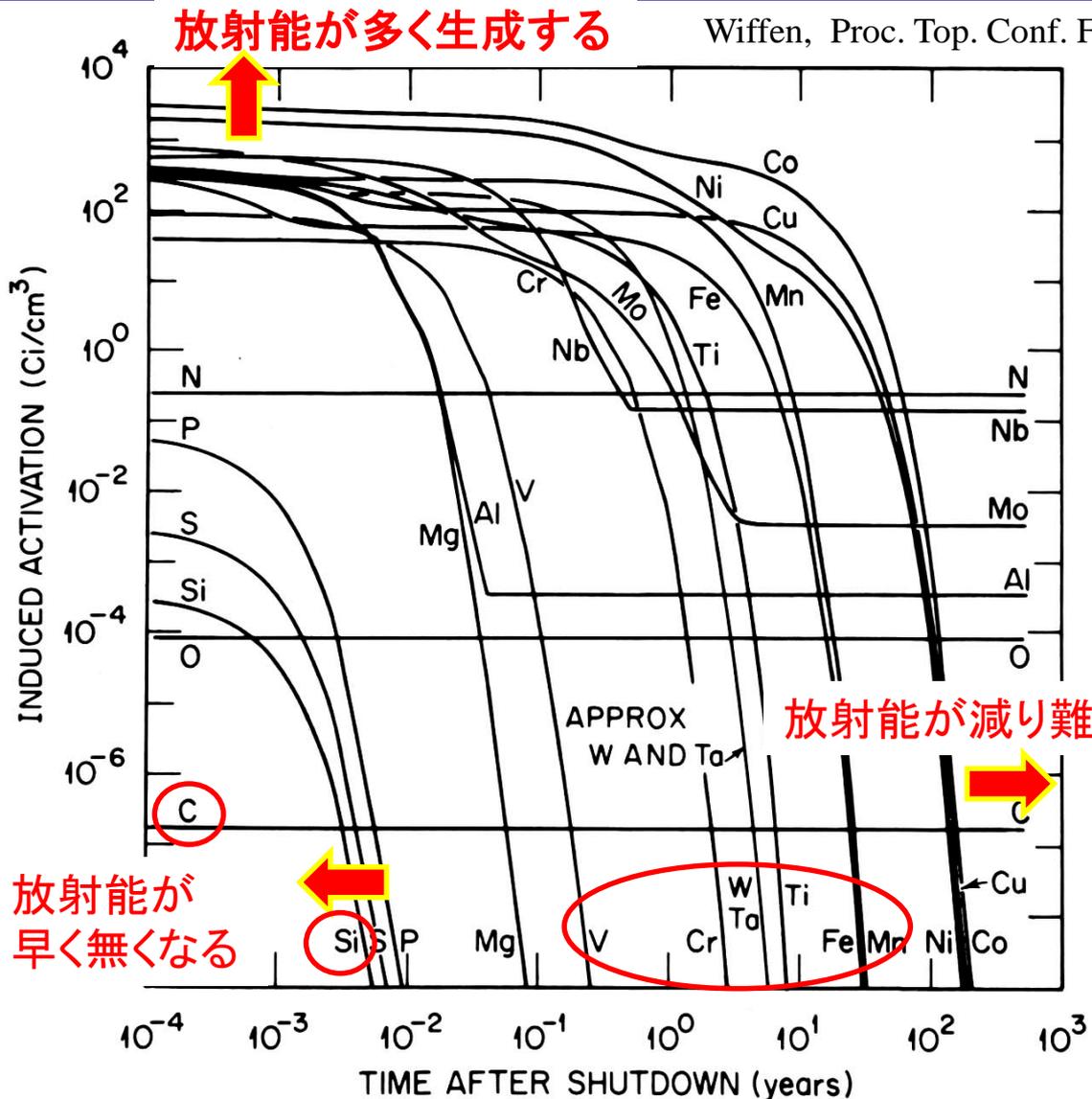


炉心部水平断面の比較

材料の放射化を少なくする方法・低放射しにくい元素を選ぶ

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

Wiffen, Proc. Top. Conf. Ferritic Alloys p195 (1983) Snowbird,USA

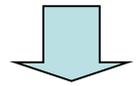


- 核融合炉では、環境負荷を低減するために放射性廃棄物低減する必要がある。

- 誘導放射能の少ない元素を材料として使う。

半減期の短い元素
生成量の少ない元素

- C,Fe,Ti,Cr,V,Siなどの元素で構成される材料の開発

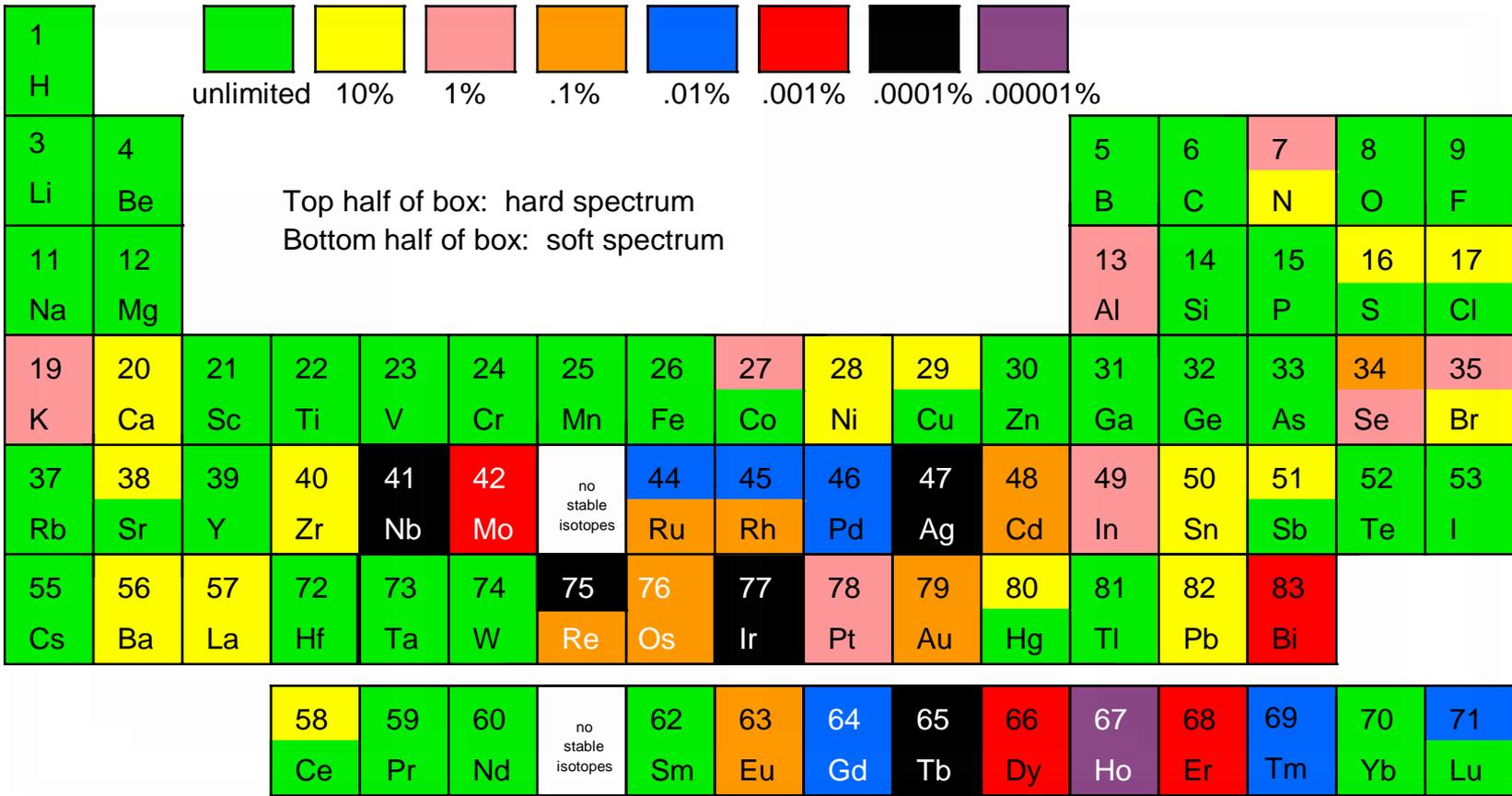


- * Fe-Crを中心とした低放射化フェライト鋼
- * バナジウム合金
- * SiC複合材料

核融合中性子を3年間連続で照射(9MW-y/m²)し、炉を止めた後の放射能濃度の時間変化 (10²⁷n/m²:100dpa,Fe)

核融合炉の廃棄時の材料の埋設処分に関わる条件をクリアするための放射化対象元素の含有量の上限

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

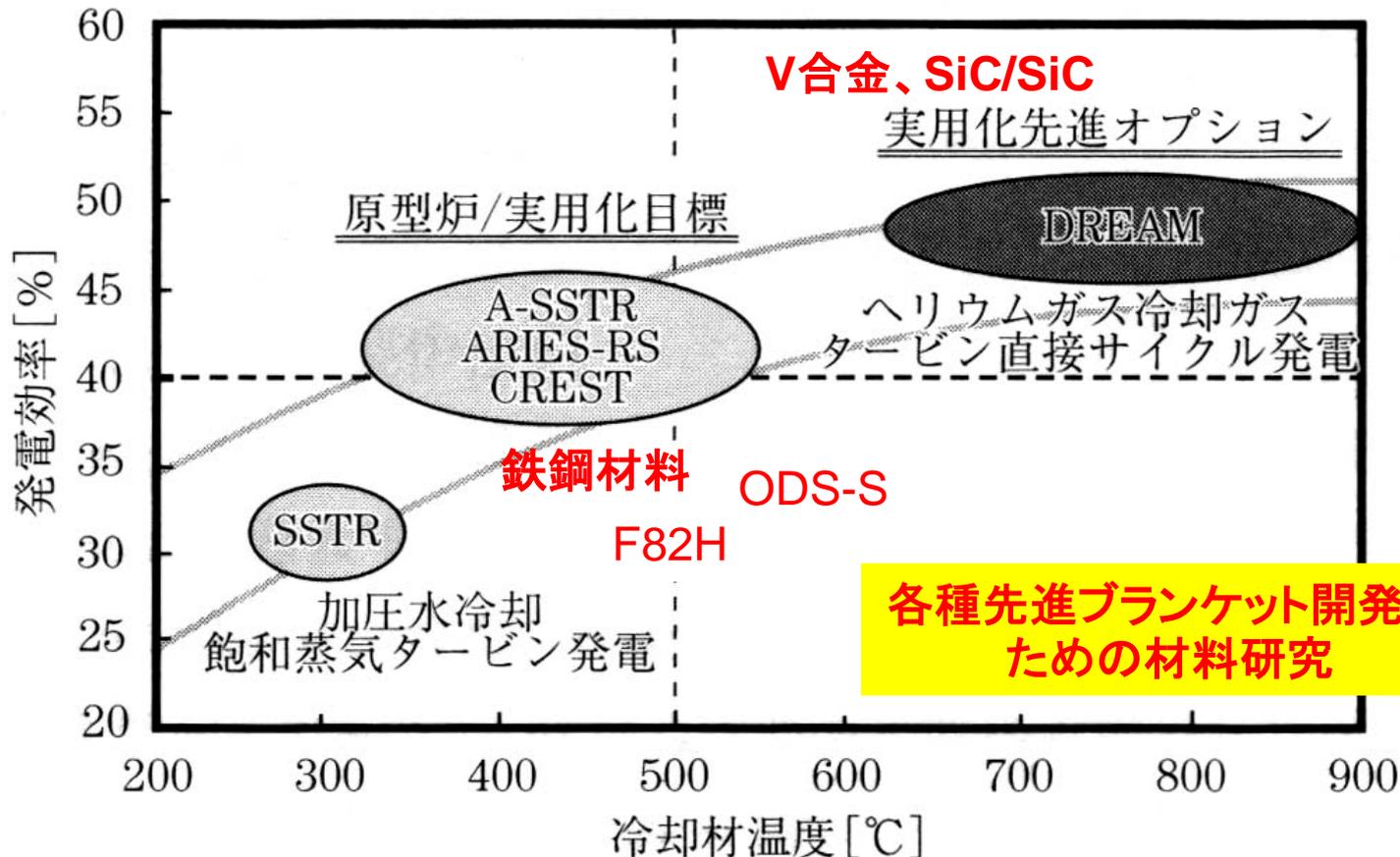


From: Piet, et al., "Initial Integration of Accident Safety, Waste Management, Recycling, Effluent, and Maintenance Considerations for Low-Activation Materials", **Fusion Technology**, Vol. 19, Jan. 1991, pp. 146-161. Assumes 5 MW/m² for 4 years; and E. T. Cheng, "Concentration Limits of Natural Elements in Low Activation Materials", **presented at ICFRM-8, Sendai, Japan, October 1997**

5MW/m²で4年間照射した後での浅地埋設処分が可能となる
廃棄物にするための濃度限界

冷却材温度と発電効率 先進ブランケット開発

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University



プラントにおける発電効率を上げるためには冷却材の温度を高温にしなければならない。**先進ブランケット(冷却媒体: 液体金属、ガス等)の開発が必要。**

高温でブランケットを安全に長期間用いるための先進材料の開発が必要。

⇒ **ODS-S, SiC/SiC, V合金の開発。**

核融合炉構造材料

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

低放射化フェライト鋼等の有力な候補材料が存在する中、中性子照射損傷研究を着実に進め、核融合炉に必要な数10~200dpa程度の中性子照射に耐え得る材料の開発を目指す

- 構造材料としては、低放射化フェライト鋼等の有力な候補材料が存在する。中性子照射損傷に対する材料組成の最適化研究を着実に進めることにより数10~200dpa程度の中性子照射に耐え得る材料が実現できると判断する。
- ブランケットは、今後の開発とITERにおけるモジュール機能試験を経て原型炉の使用条件に耐えるものにする事が可能と判断する。

候補材料

(1) 低放射化フェライト鋼

(原型炉候補材料)

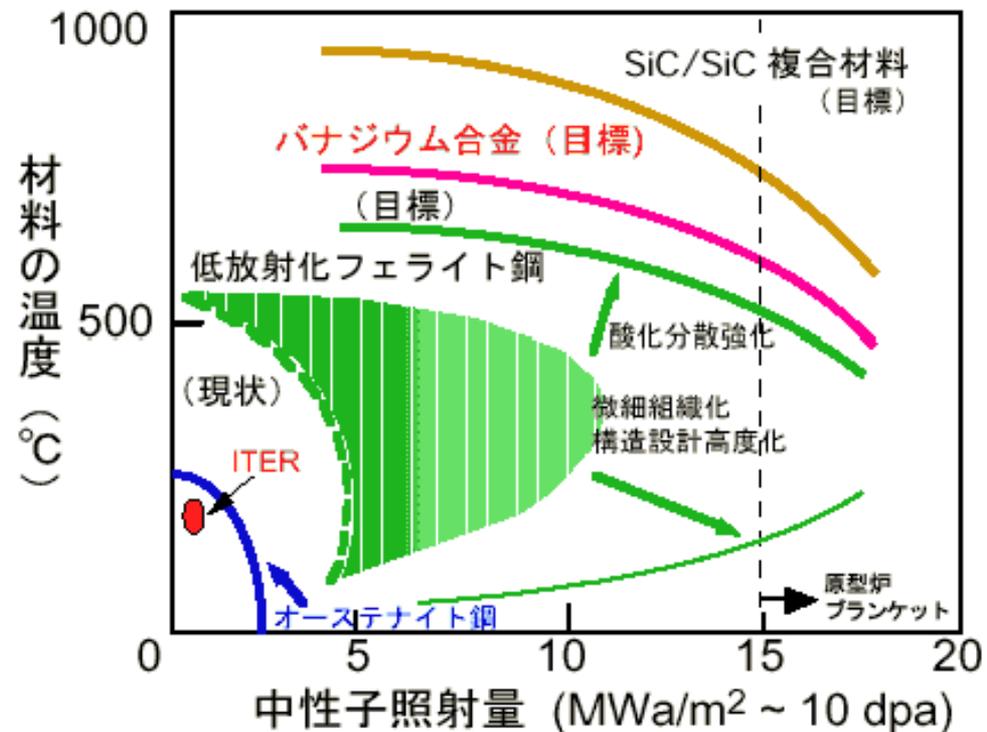
- ・ ~500℃使用可能
- ・ 素材開発をほぼ終了
- ・ 重照射試験、総合性能試験

(2) バナジウム合金 (先進材料)

- ・ ~700℃使用可能
- ・ 基礎研究段階
- ・ 液体金属冷却に適する

(2) SiC/SiC複合材等 (先進材料)

- ・ ~1000℃の先進材料
- ・ 極めて低放射化



出典：原子力委員会核融合会議開発戦略検討分科会

「核融合エネルギーの技術的実現性 計画の拡がりと視野としての基礎研究に関する報告書」(平成12年5月17日)

低放射化構造材料の開発の現状

中性子照射による

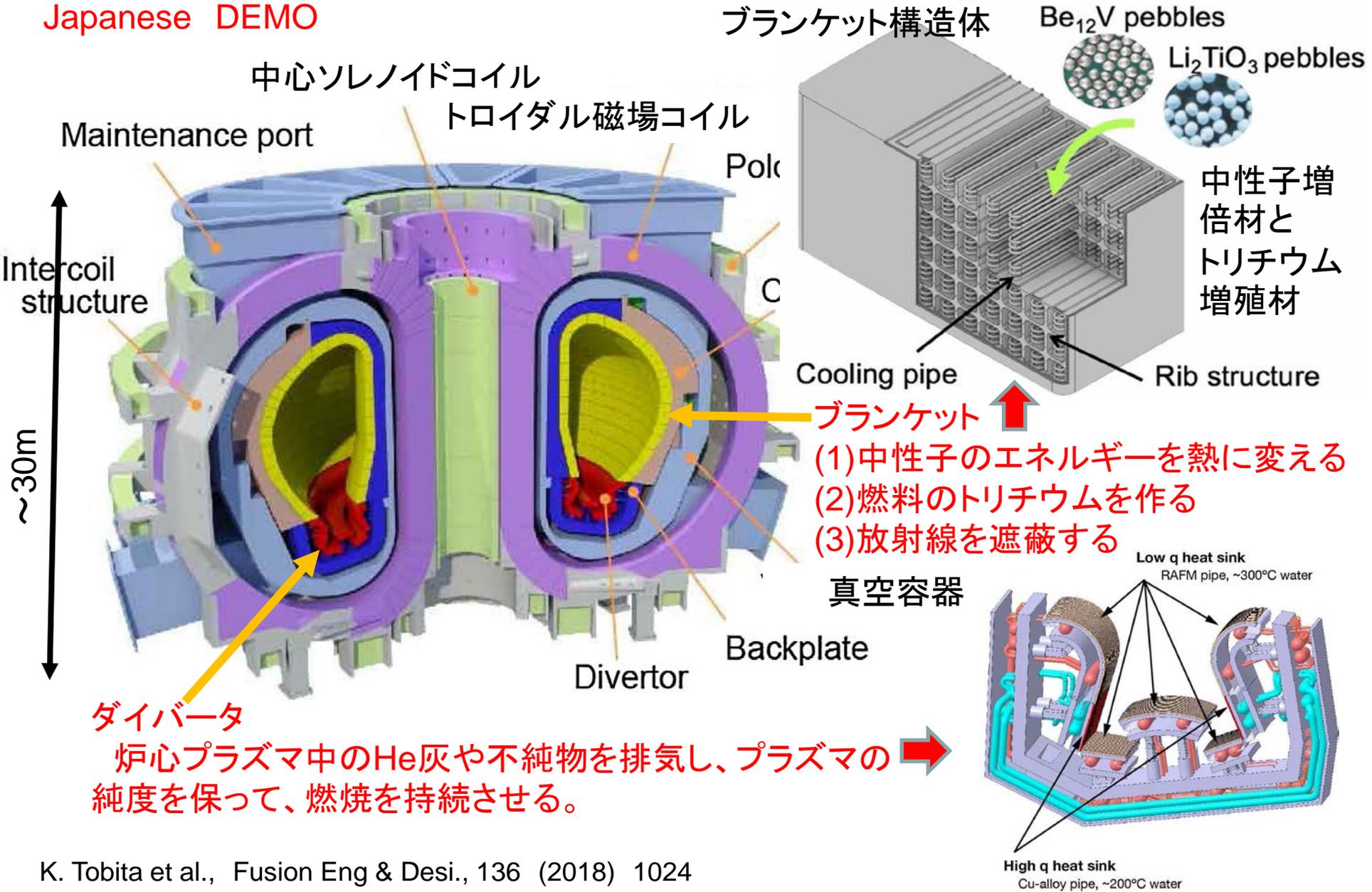
使用中の材料特性の劣化・変質の少ない材料

長寿命の放射性同位元素を作りにくい元素からなる材料

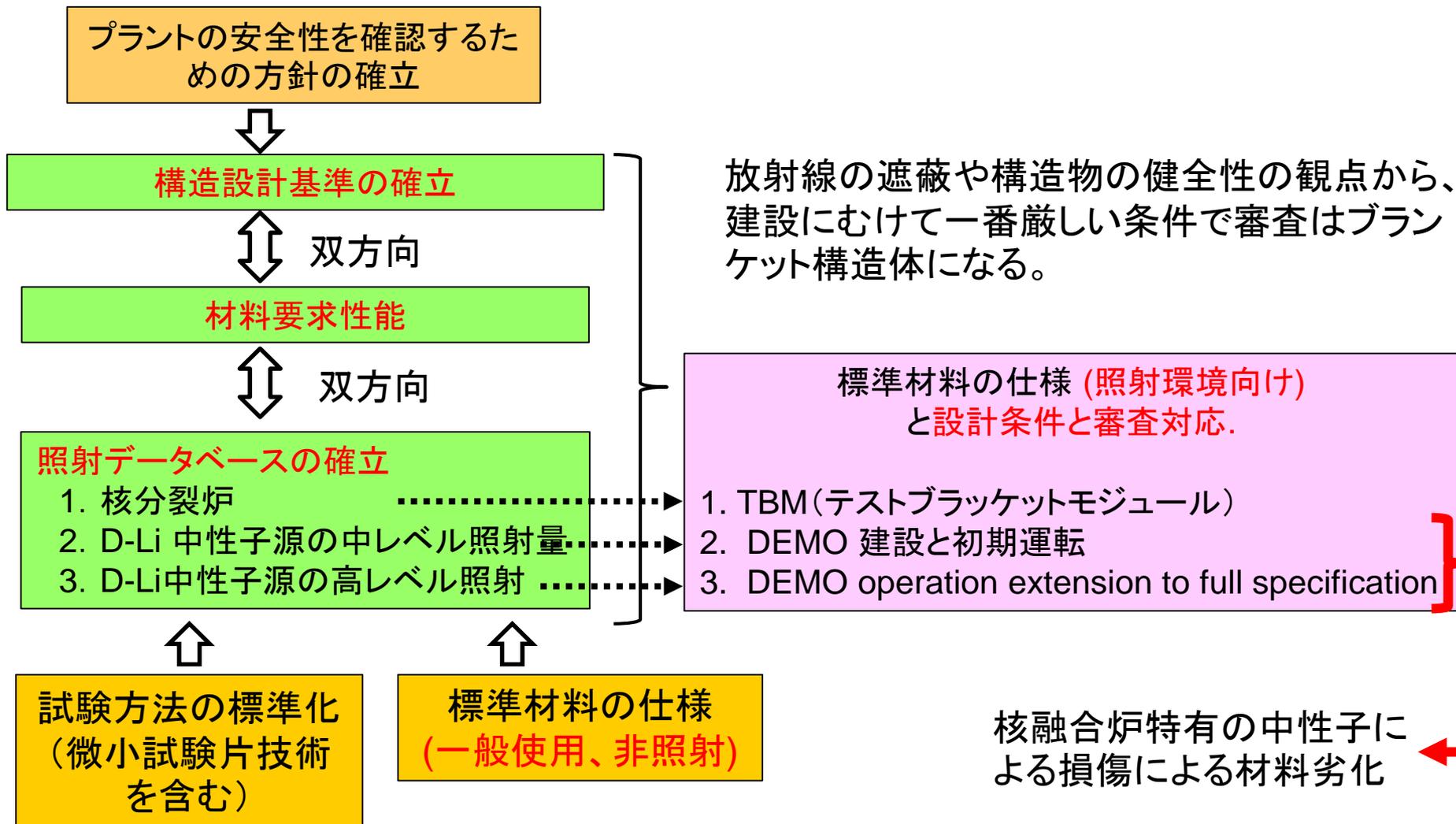
核融合反応のエネルギーを取り出す核融合炉の構成

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

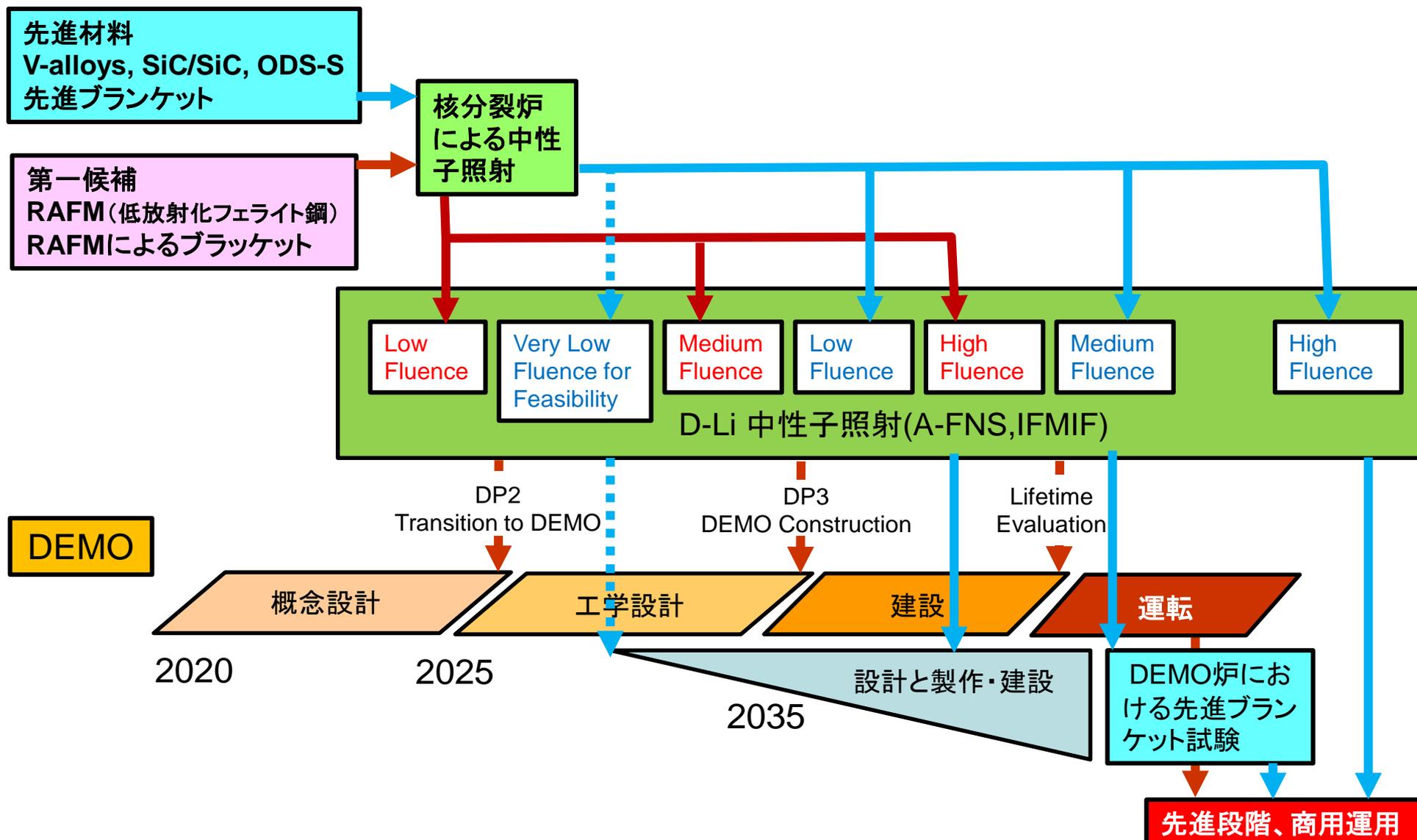
Japanese DEMO



DEMO炉の安全審査にむけた材料開発シナリオ



ブランケット構造材料の第一候補材料および 先進候補材料の照射試験と開発



低放射化構造材料 F82Hの開発の現状

ITERテストブランケットモジュール(TBM)用材料

DEMO炉のブランケット構造材料の第一候補材料

F82H製造技術・仕様 開発状況



H. Tanigawa

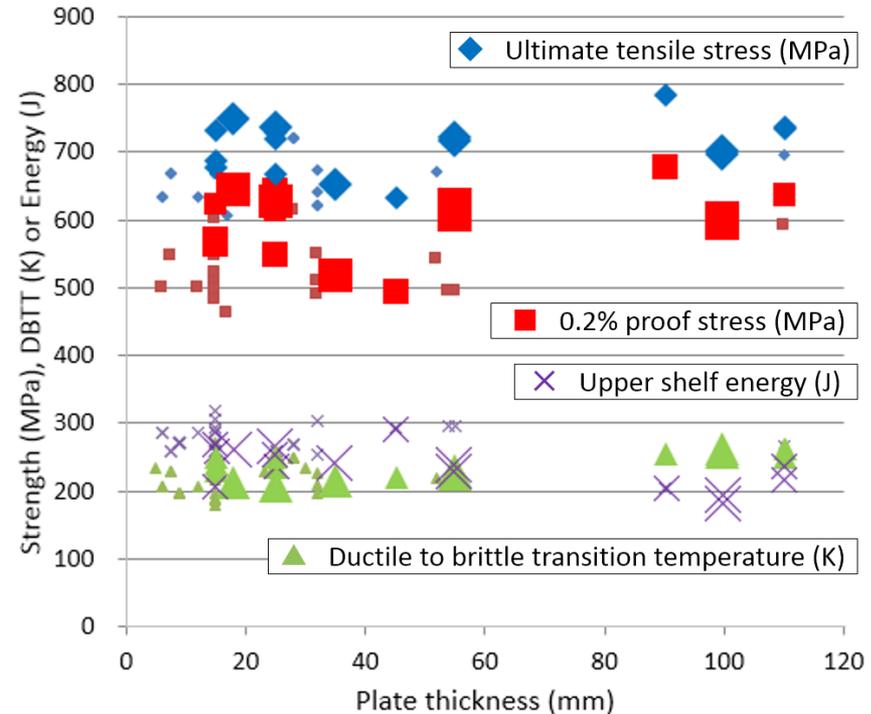
F82H製造技術開発

- ✓ 原型炉規模(～1万トン)生産技術適用性の確認 (20t電気炉溶解/再溶解技術の適用)
- ✓ 部材製作性評価(1.5～110mm板、円管)
- ✓ 低放射化性能達成への見通し
- ✓ 非照射データベースの拡充

- ⇒ 材料特性ハンドブックの作成
- ⇒ 材料強度基準(案)の設定

筐体製作技術開発

- ✓ 基本的なF82Hの溶接健全性(TIG、EB溶接、溶接割れ感受性)について実証
- ✓ 先進溶接技術適用性の確認
- ✓ HIP接合部破壊試験法の開発



トンレベルで溶製されたF82Hの板材の引張・衝撃特性の板厚依存性。大きいシンボルは再溶解(ESR)処理されたF82H材の結果

【TBM】 設計案に対応した各部材形状・接合部の特性評価、性能確認

【DEMO】 実規模筐体製作・検査工程の最適化 (=材料規格化)

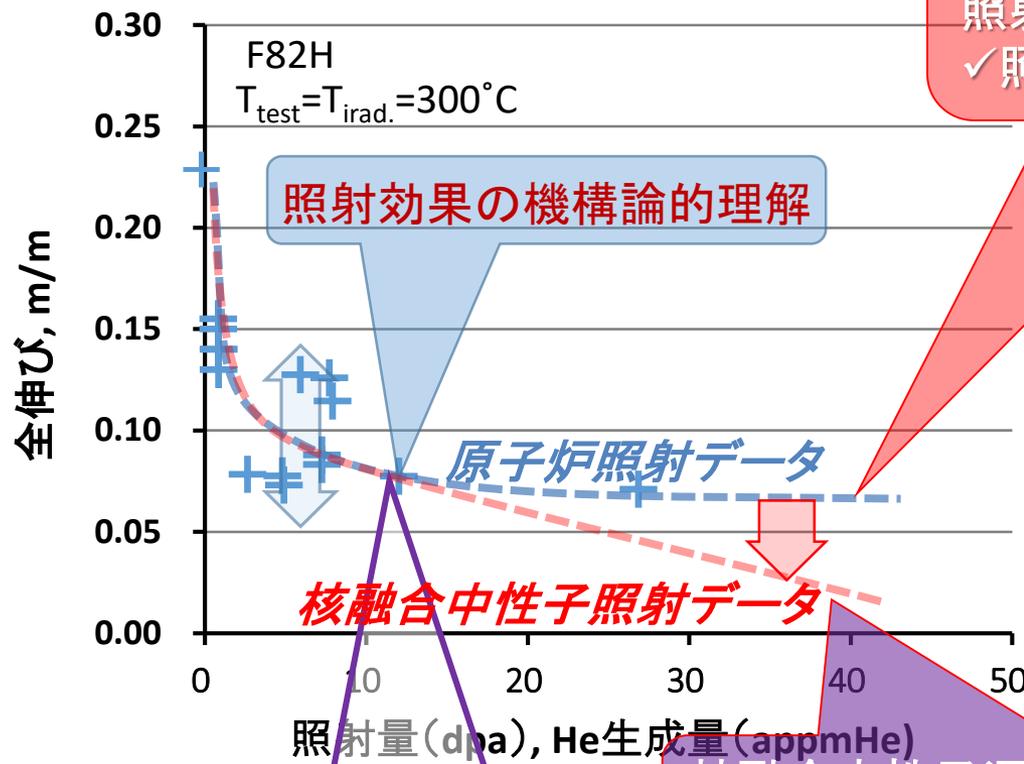
具体的設計案に対応した、HIP接合部等の検査・保証手法の確立
プラズマ対向材(W) 一機能構造材として一 との接合技術の開発

核融合中性子照射効果の評価(予測検証)

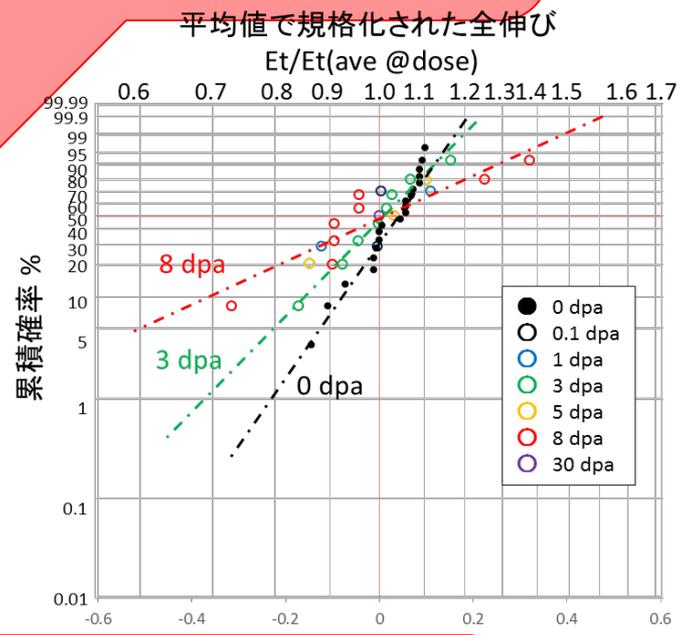
- ✓ はじき出し損傷効率自体は、核分裂中性子とDT核融合中性子とでは大きく異なる。
- 核変換反応生成元素(He、H生成等)の影響範囲が評価対象

H. Tanigawa

低放射化フェライト鋼における照射誘起延性劣化



模擬照射やモデリング・シミュレーションからの核融合中性子照射効果(予測)
 ✓照射場相関による修正



He効果発現臨界条件予測

核融合中性子源(A-FNS)による予測検証
 +核融合中性子照射DB構築

- ✓ 信頼性の高い原子炉照射(核分裂中性子照射)DBを整備していくことが肝要。
- 統計的信頼性向上+微小試験評価法の規格化、照射温度制御の高精度化が必須。

先進ブランケット用材料の開発の現状

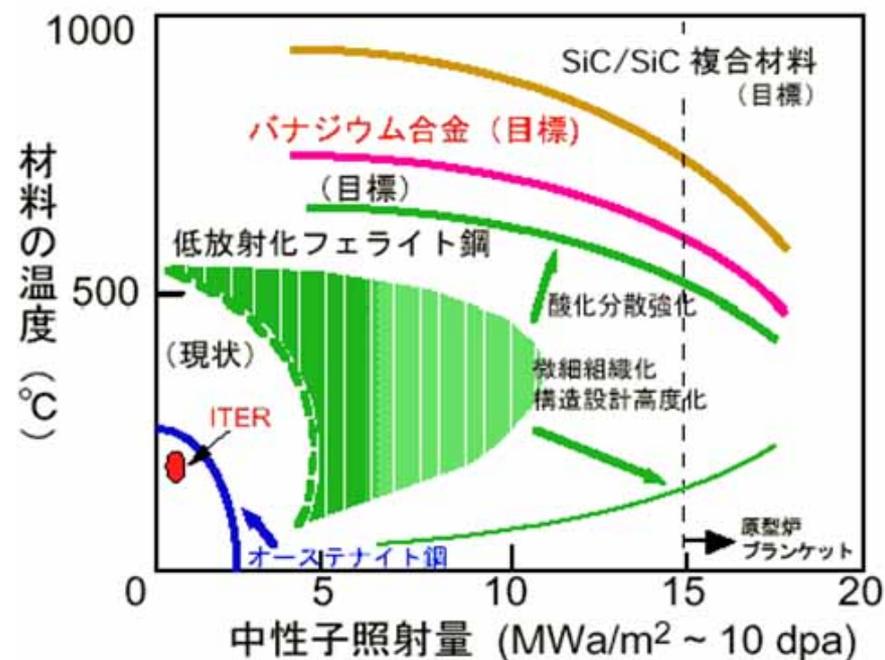
先進鉄鋼材料

酸化物分散フェライト鋼

先進材料

SiC/SiC複合材料

バナジウム合金



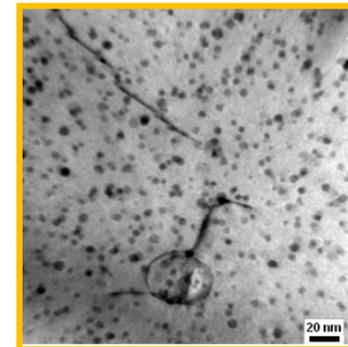
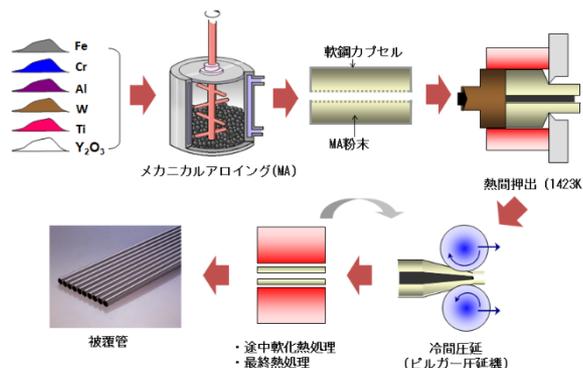
A. Kimura

○粉末冶金製造法による非平衡組織の創製

→鋼のナノ・メゾ組織制御を達成

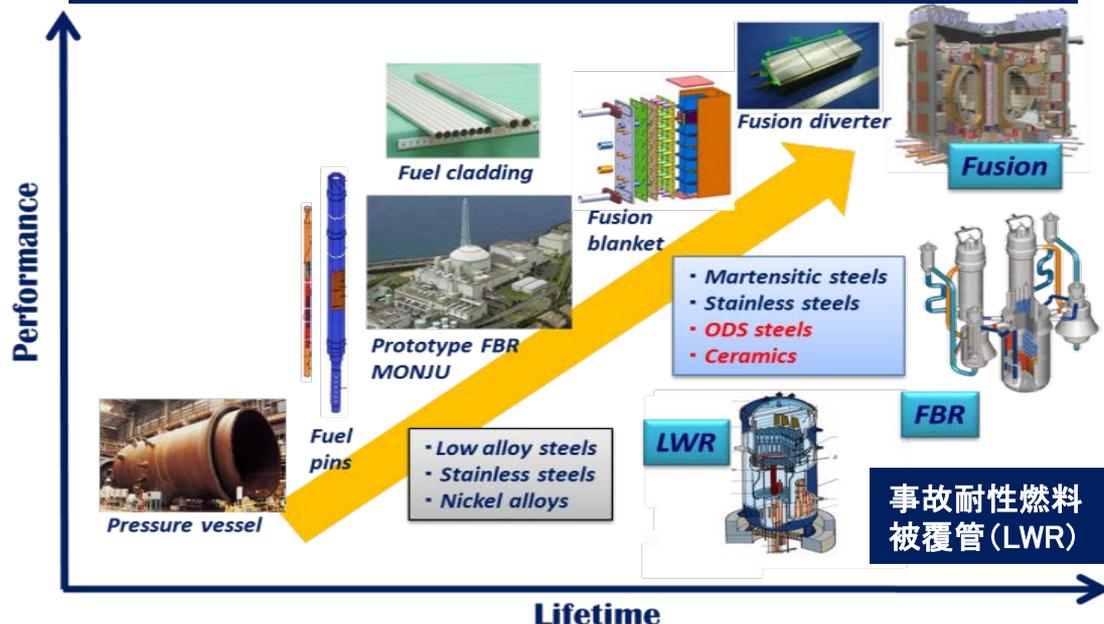
→革新的な先進鉄鋼材料

- 1) 耐熱性(高温高強度)
- 2) 耐食性(水、鉛合金、Na等)
- 3) 耐照射性(脆化、He、 ΔS)



酸化物粒子: ~数nm
結晶粒度: <1 μ m

材料要件の高度化に応えるODS鋼の開発



○核融合発電炉への適用

- ・ 運転温度: 650°C級
- ・ 材料寿命: 200dpa 越え
- ・ He耐性: 1000ppmHe 超え

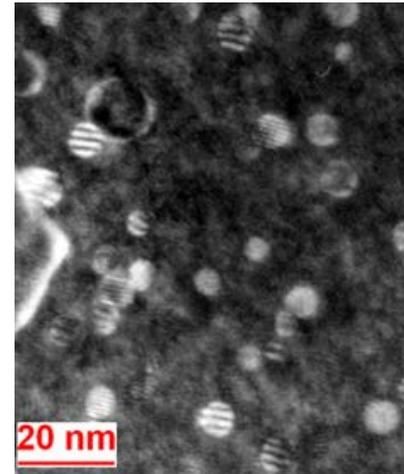
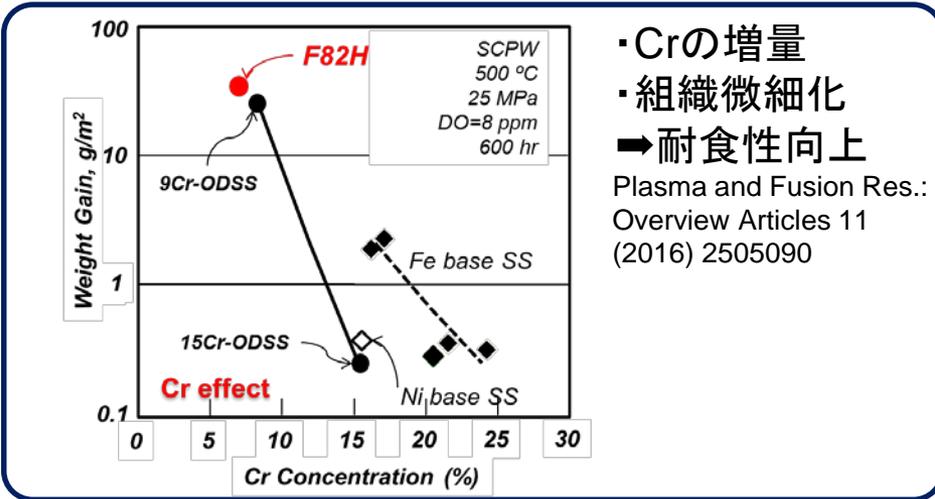
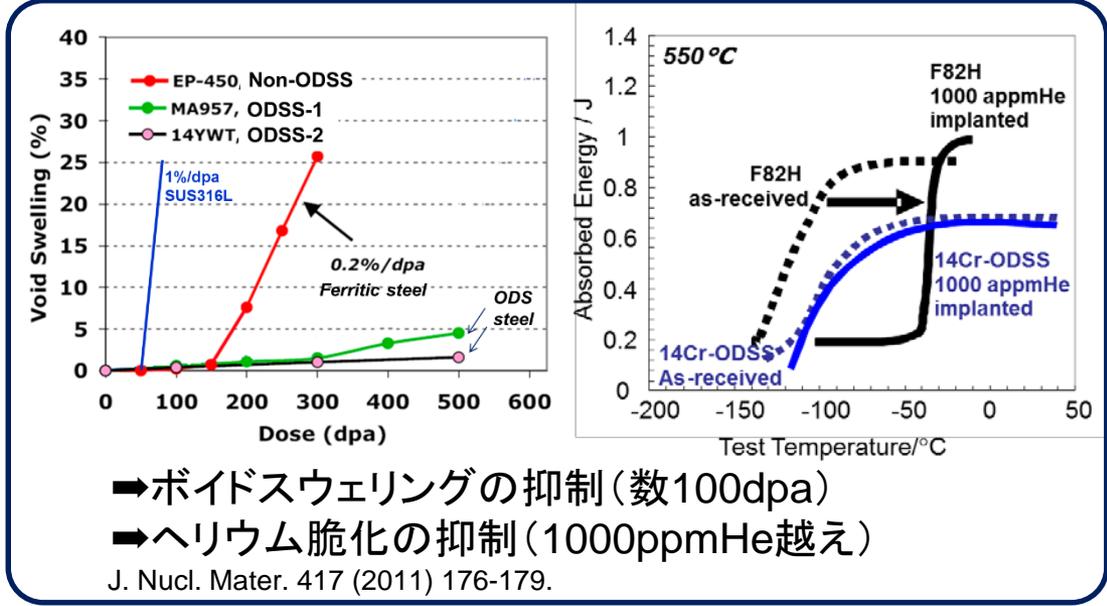
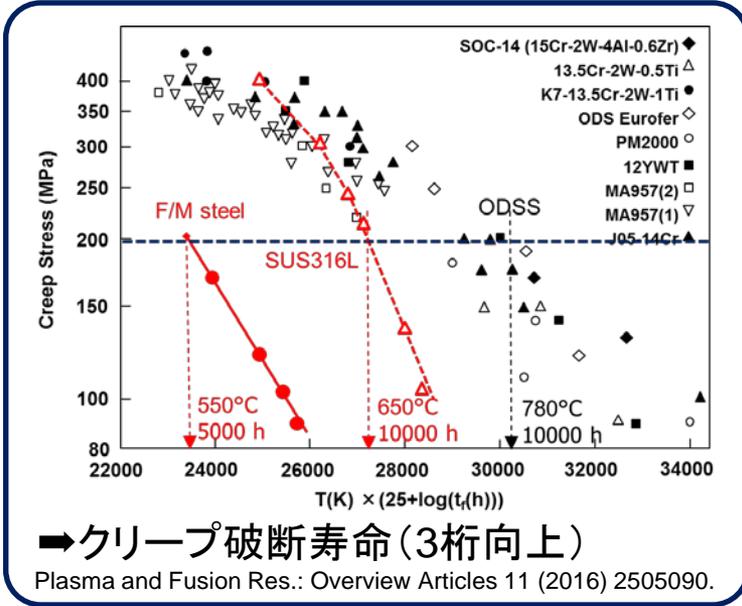
○課題

- ・ 量産技術
- ・ 溶接性
- ・ 成形性

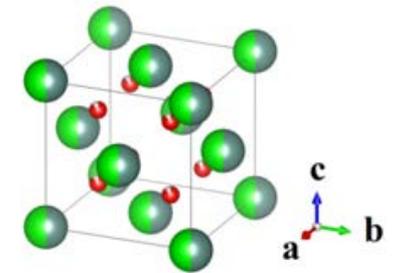


低放射化ODS鋼の優れた性能

○鋼組織のナノ・メゾ組織制御による材料性能の高度化を達成 A. Kimura



酸化物粒子: ~数nm
結晶粒度: < 1μm



Defect fluorite

SiC/SiC複合材料の研究開発

高温での使用を目的とした先進構造材料

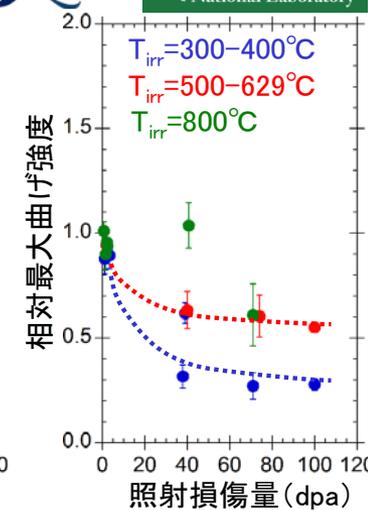
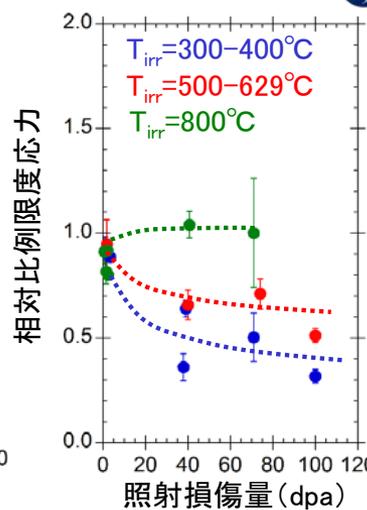
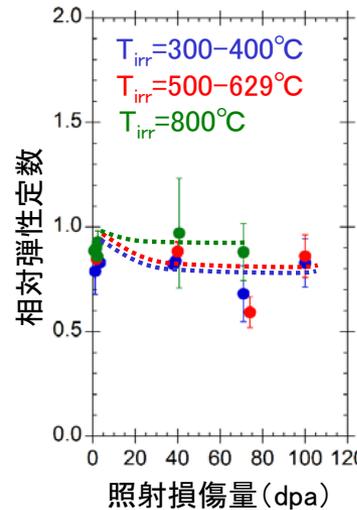
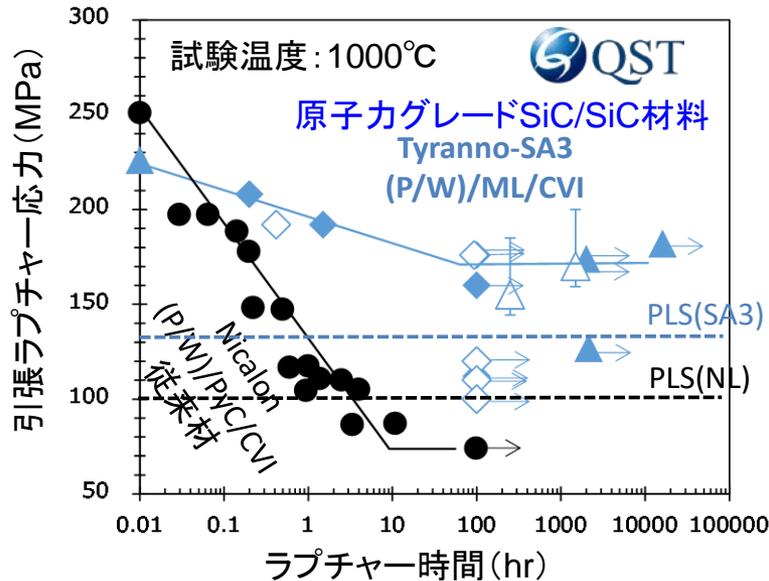
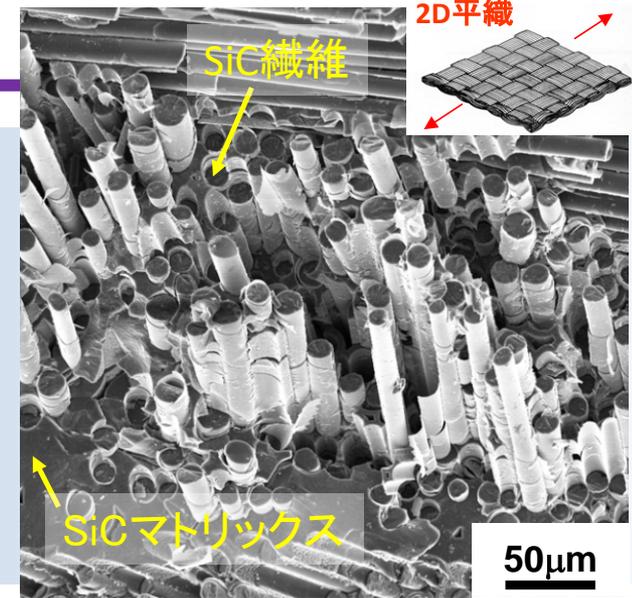
耐熱性 ⇒ 発電効率の向上

低放射化 ⇒ 廃棄物の大幅低減

- 日欧協力(BA活動): 機械的/物理的/化学的特性の成果を総括

- ✓ DEMO設計に資する基盤データベースの整備
- ✓ 関連する試験技術の開発を実施
- ✓ SiC/SiC複合材料の特性予測のための解析手法の開発

- 日米協力: HFIRでのSiC/SiC複合材の重照射試験
- その他の活動: 試験技術・損傷評価技術の開発



- 原子カグレード(高結晶性・化学量論組成)SiC/SiC複合材料は従来材を凌駕する優れたラプチャー特性

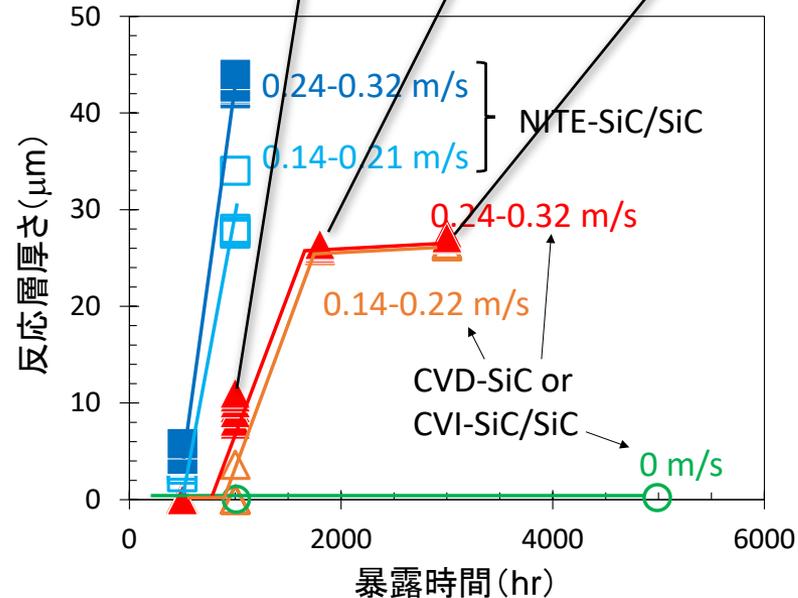
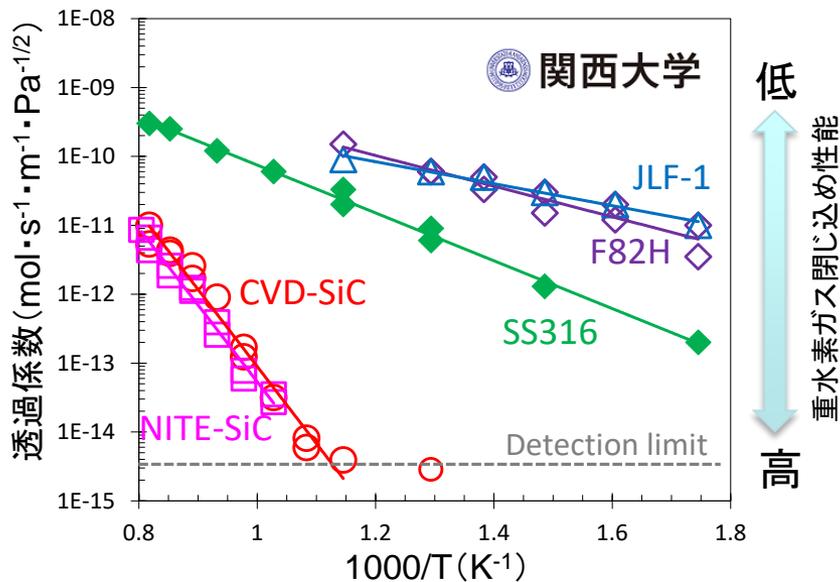
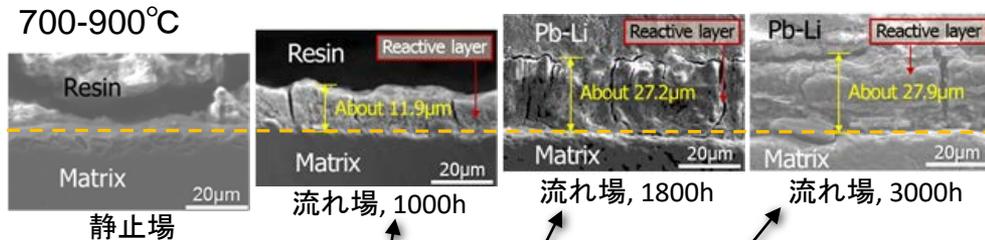
- SiC/SiC複合材料の優れた耐照射特性を確認: 高温での重照射による強度特性の劣化はほとんどない

SiC材料の物理的・化学的特性

C. Park, et al., Fusion Eng. Des. available online
T. Nozawa, et al., J. Nucl. Mater. available online

- 国際協力、大学との共同研究を通じて、原型炉に向けたSiC及びSiC/SiC複合材料データベースの拡充を継続
- QSTを中心に、複合材料特性ハンドブックの整備に着手

日欧協力: 装置製作(欧州)、実験(日本)



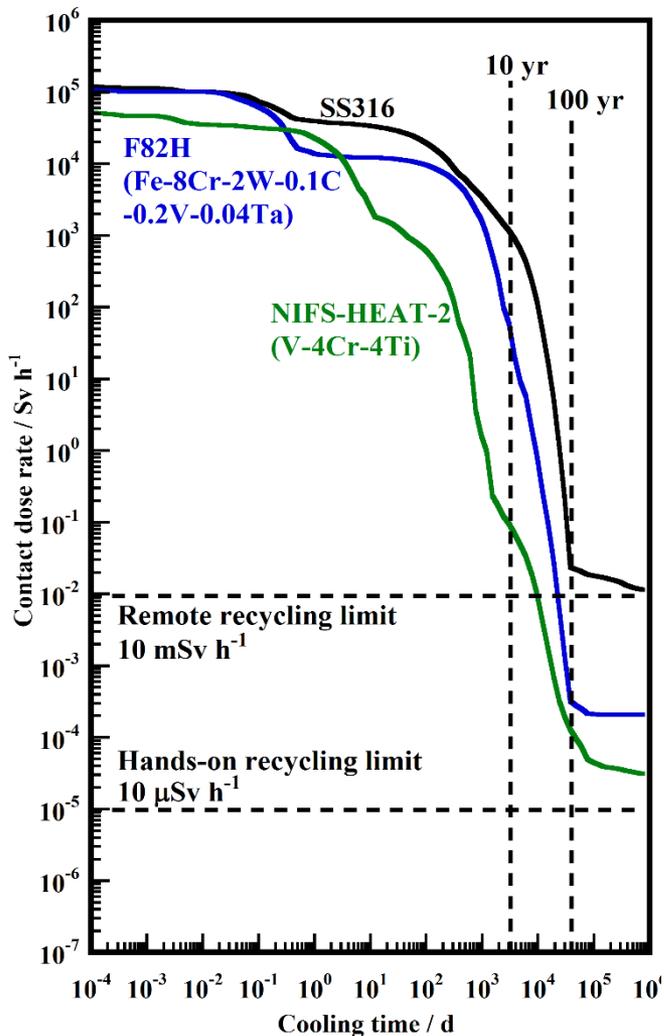
- 他の核融合炉材料と比べ、SiC材料において1桁以上優れたガス閉じ込め性能を確認

- 日欧合意した3000時間までの液体リチウム鉛腐食試験
⇒長時間側で腐食が加速することなく、安定となることを初めて特定

バナジウム合金の特長

— 鉄鋼材料との比較 —

■ 低放射化



■ 鉄より軽く高融点

	Fe	V
密度 / g cm ⁻³	7.87	6.11
融点 / °C	1535	1890

■ 非磁性(磁化は316鋼より小さい)

	SS316	NH2
室温の 透磁率 (H / Oe)	1.004 (200)	1.0005 (1300)

図 1.5 MW m⁻², 7.5 y (110 dpa)中性子照射後の接触線量率

■ 高熱伝導率

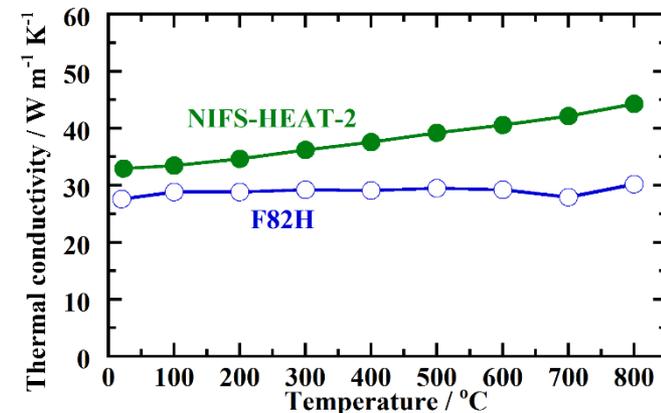


図 熱伝導率

■ 600°C以上で鉄鋼材料より高強度

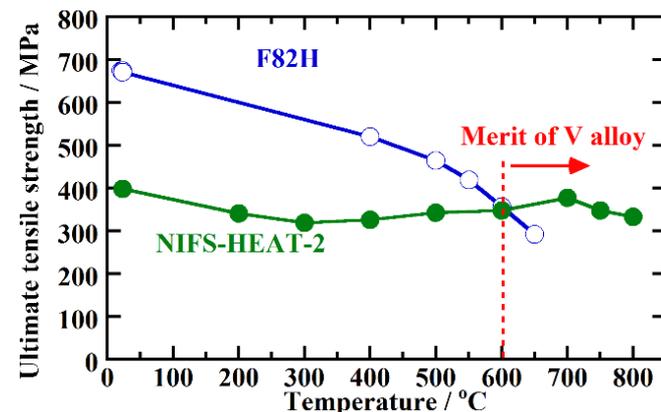


図 引張試験における最大引張強さ

バナジウム合金開発における課題

— 大型化、ブランケット製作技術、実環境寿命評価 —

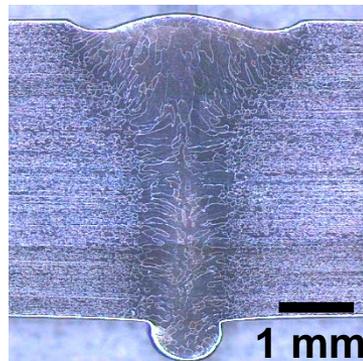


図 166 kg溶解NIFS-HEAT-2による素材製作

図 レーザー溶接材断面

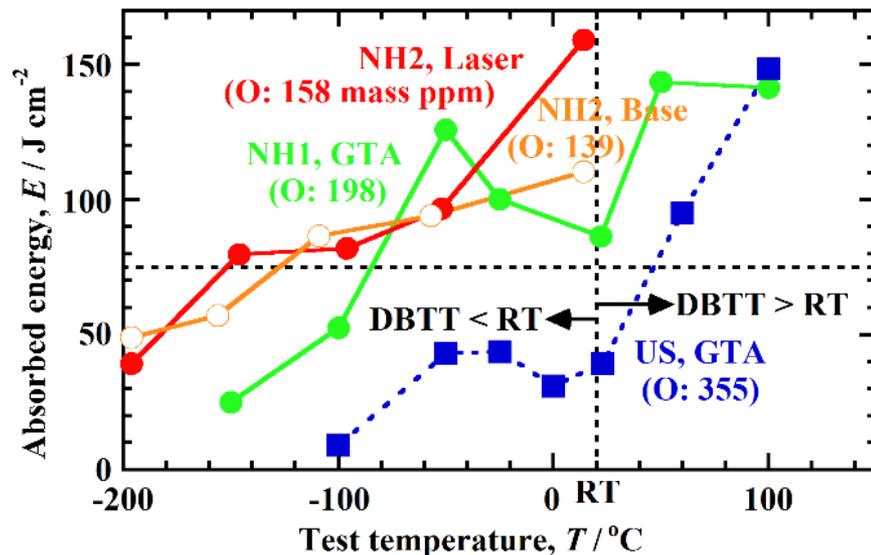
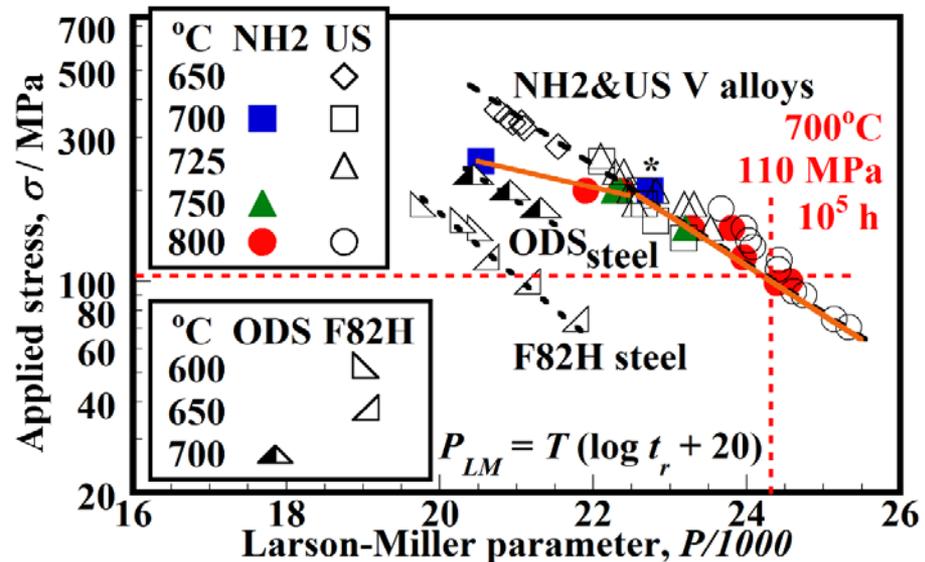


図 溶接前後の衝撃破壊吸収エネルギー [1]



P_{LM} : Larson - Miller parameter

T : Test temperature

t_r : rupture time

図 クリープ破断強度と他材料との比較 [2]

- 大型化の第一歩として166 kg溶解を実施
- 不純物(特に酸素)の低減で溶接材のDBTTが格段に低くなり、初めて溶接が可能となった
- 高純度化による軟化で200 MPa以上のクリープ破断寿命は短くなったが、ブランケットで想定される100 MPa以下では問題とならない

高熱流束機器用材料の開発の現状

ITERおよびDEMO用ダイバータ材料としてのタングステン材料
の開発の現状

プラズマ対向機器用 タングステン材料の開発

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

・ITERの高熱流束負荷・高密度粒子負荷環境である
第一壁の表面およびダイバータ用の材料としてタング
ステン(W)が有力候補材料となっている。

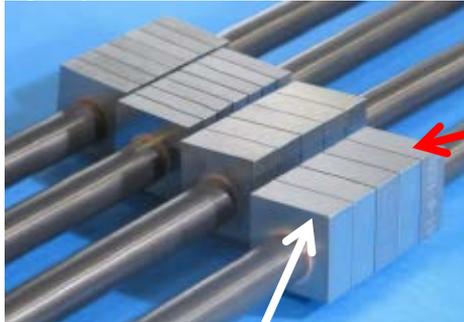
- 高融点 (3420°C: 金属中最高温度)
- 熱伝導率が高い
- スパッタリングへの抵抗性が高い
- 水素吸蔵が小さい

ダイバータはプラズマからの不純物排気用機器

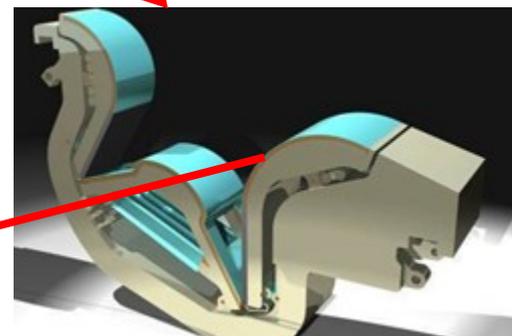
表面熱流束はロケットノズル並み
10-20MW/m²

融けずに冷やし続ける

冷却ブロック



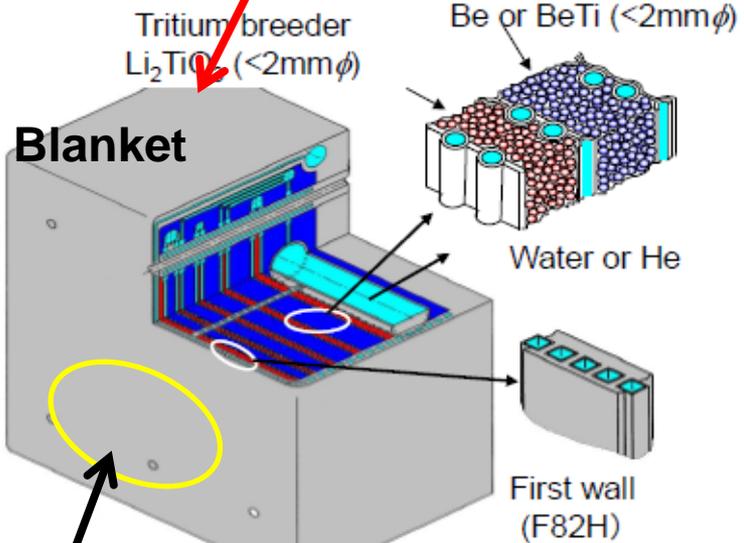
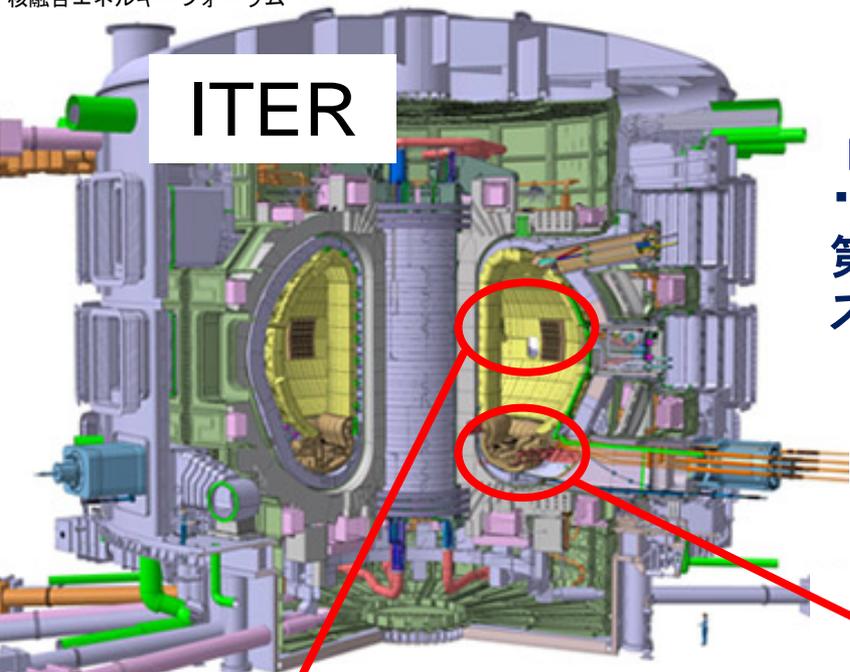
タングステンモノブロック



冷却用構造体

ITERで20~40万個必要

ITER

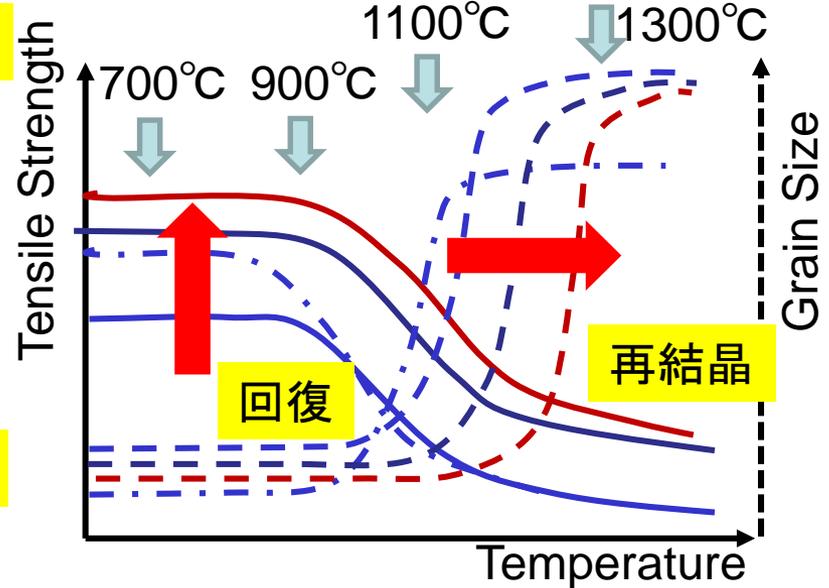
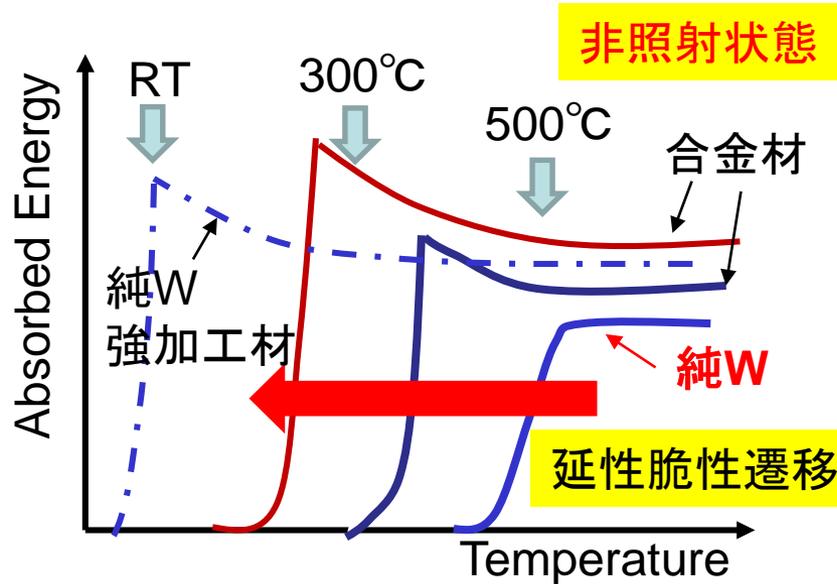


プラズマ対向面への被覆
(厚さはTBRを考慮して1mm程度?)

タングステンの機械特性と再結晶挙動の改善目標

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

低温脆化の抑制(DBTTの低下)と強度の向上、再結晶の抑制(再結晶温度の上昇)を図る



低温脆性改善

強加工、結晶粒微細化、合金化

組織微細化、再結晶抑制

層状組織、繊維状組織

合金化による低温延性改善

再結晶抑制

分散強化、合金化

固溶元素による転位のトラップ

析出物による転位のピン止め

分散粒子による転位のピン止め

粒界移動の抑制

PS-W, UFG-W, ODS-W, 複合化

照射による硬化と脆化に対して如何に改善をはかるか

製造性(大量生産、均質、品質保証、加工性、接合性)、経済性(コスト)の課題

Wは高融点、高弾性率、硬い⇒粉を焼結し圧延で均質化する粉末焼結は大量生産向き

PS-WやUFG-Wは小体積にエネルギーを注入して組織を制御するので現在は少量生産

タングステン材料の開発の現状

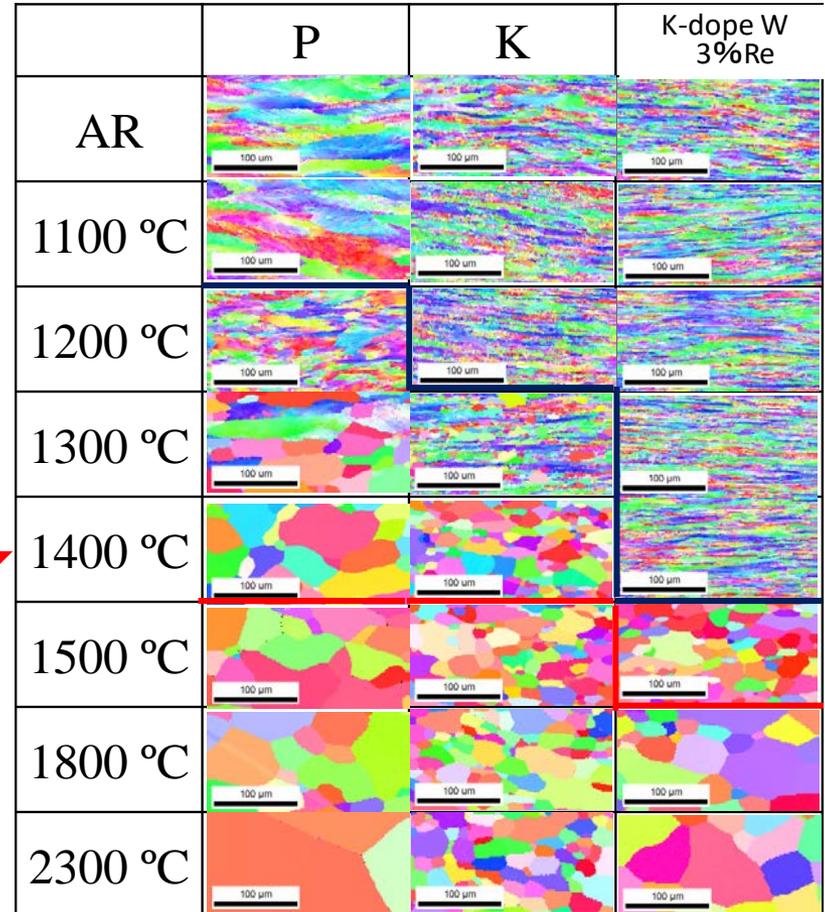
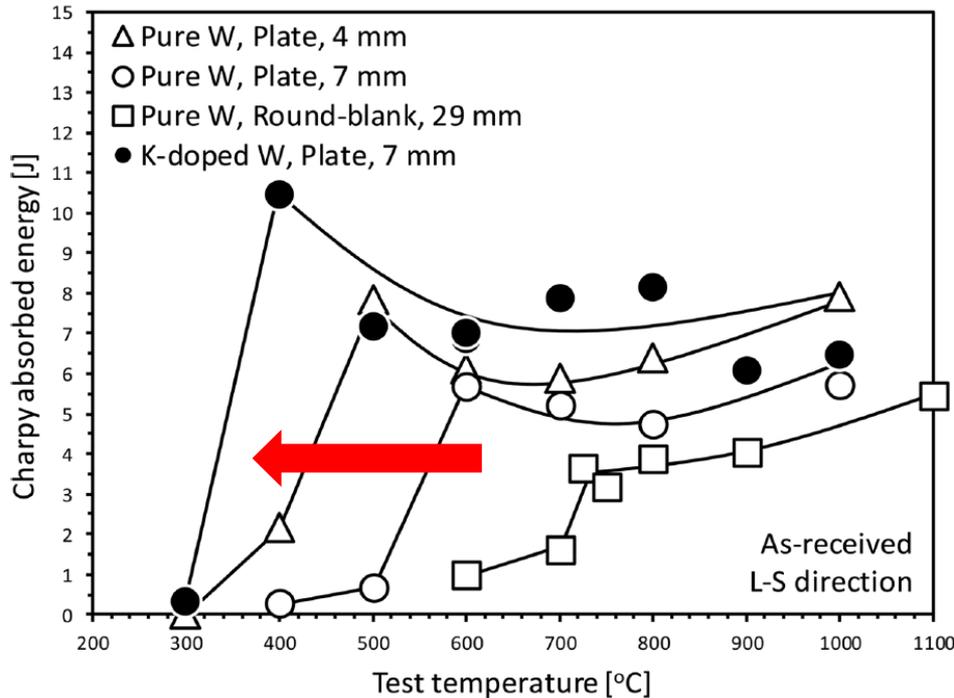
Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University

- ・粉末焼結Wの厚板においても、第2相分散による高温強度の上昇や再結晶温度の上昇をはかりつつ、低温脆化 (DBTTを下げる) の改善をはかれる可能性を示した。
- ・核分裂炉での中性子照射 (500,800,1100°C <1dpa: ITER条件程度) でも従来材よりも脆化が抑制できている。
- ・中性子照射材の水素吸蔵・脱離のデータも取得中である。

PHENIX 計画 (2013~19)

再結晶開始温度の上昇

非照射材の延性脆性遷移温度の低下



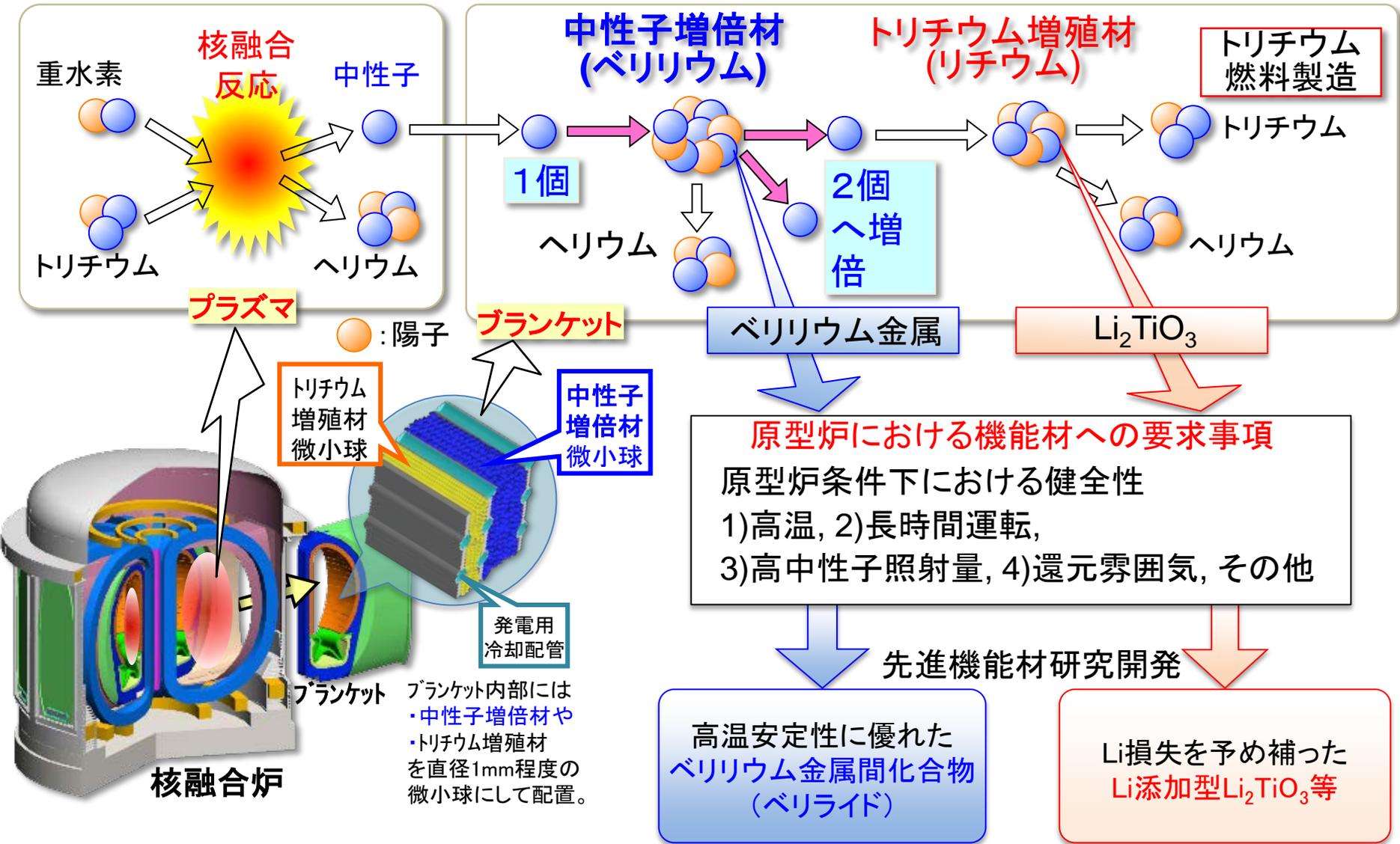
S.Nogami, Fus. Eng. Des. 140 (2019) 48

K. Tsuchida, Nucl. Mate. Ene. 15 (2018) 158

トリチウム増殖に関わる材料の開発の現状

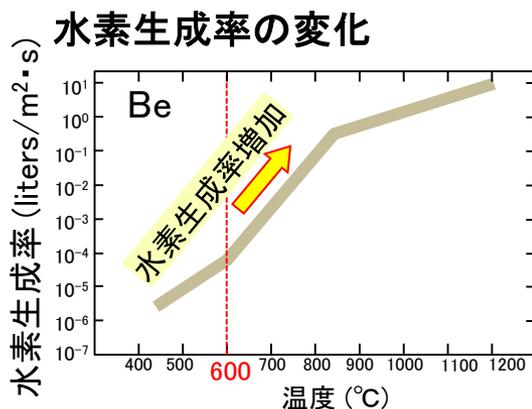
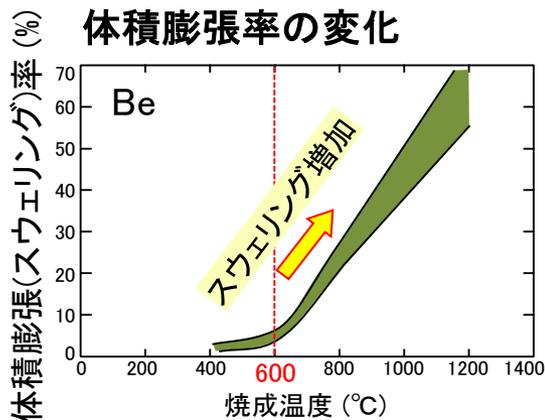
トリチウム増殖材料、中性子増倍材料の開発の現状

先進トリチウム増殖機能材料の開発



先進中性子増倍材料の開発

Beは高温・高照射下で**体積膨張**や水蒸気反応による**水素生成**等が問題



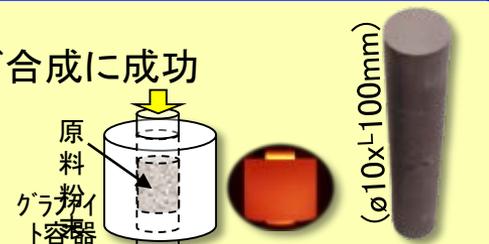
R.A.Anderl, et al., J. Nucl. Mater. 258-263 (1998) 750-775.

ベリリウム金属間化合物(ベリライド: Be₁₂Ti, Be₁₂V, Be₁₃Zr)の合成及び造粒に成功

ベリライド合成

プラズマ焼結法によるベリライド合成に成功
プラズマ焼結プロセス:

- 1) 1軸圧縮
- 2) 放電で原料粉末表面を清浄化
- 3) 直流電流加熱で焼結

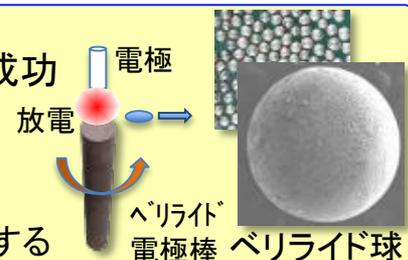


ベリライド電極棒を用いた微小球製造

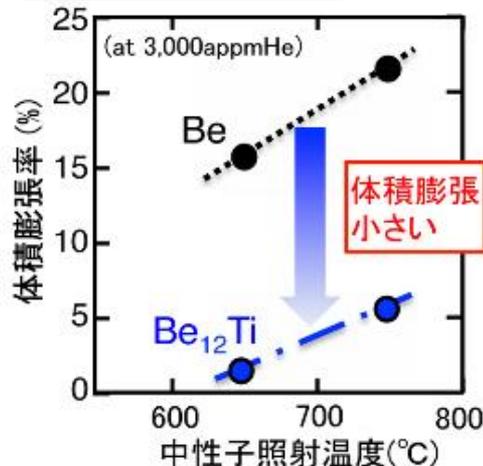
回転電極法によるベリライド造粒に成功

回転電極法造粒プロセス:

- 1) 原料製の電極ロッドを回転
- 2) 一方の電極との間で放電
- 3) 溶けた原料を遠心力で飛ばして球にする

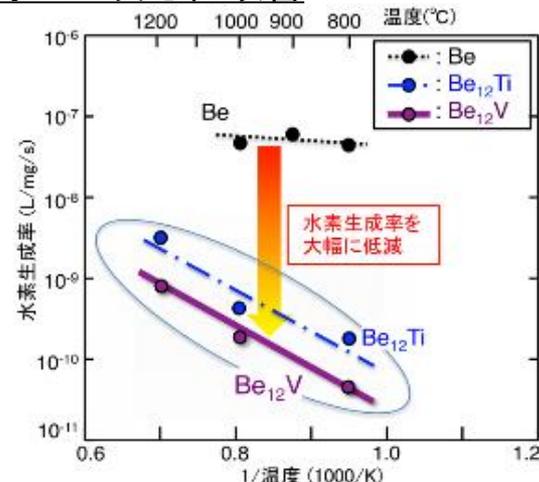


体積膨張率の改善



A.V. Fedorov, et al., Fusion Eng. Des. 102 (2016) 74-80.

水との反応性改善



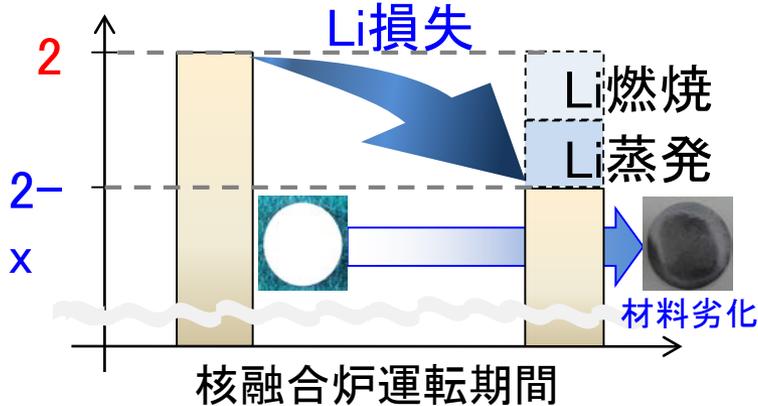
M. Nakamichi, et al., Nucl. Mater. Energy 9 (2016) 55-58.

先進トリチウム増殖材料の開発

Li_2TiO_3 は優れたトリチウム放出特性を有する増殖材料

Liの燃焼及び蒸発に伴い、 Li_2TiO_3 中のLiが損失する

Liを予め多く添加した、Li添加型 Li_2TiO_3 ($\text{Li}_{2+x}\text{TiO}_{3+y}$)を開発した



高温下における化学的安定性を有する新たな先進トリチウム増殖材料として、20wt.% Li_2ZrO_3 を固溶した $\text{Li}_{2+x}\text{TiO}_{3+y}$ (LTZO)の創製及びエマルジョン法による造粒技術開発に成功。

課題 大量製造には大気焼成が最適
大きな結晶粒径⇨トリチウム放出が遅い

着眼点 Li添加型 Li_2TiO_3 と Li_2ZrO_3 の固溶体

エマルジョン法

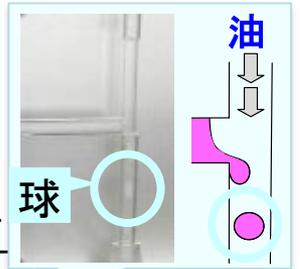
スラリーを油へ押し出し、球状に成形

連続相 (油)

分散相 (スラリー)

シリンジ

固化

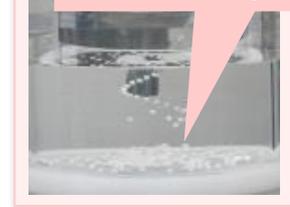
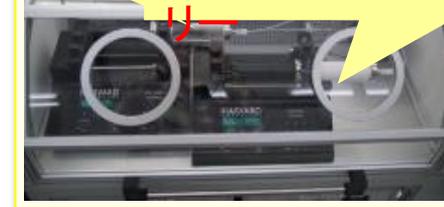


造粒項目の抽出
1)スラリー製造
2)温度
3)固化材

油

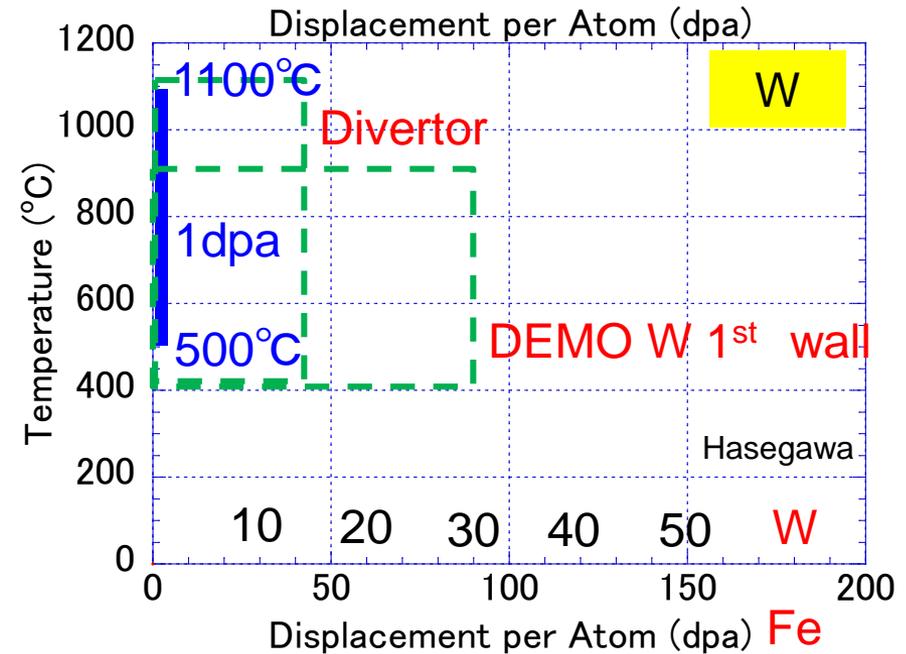
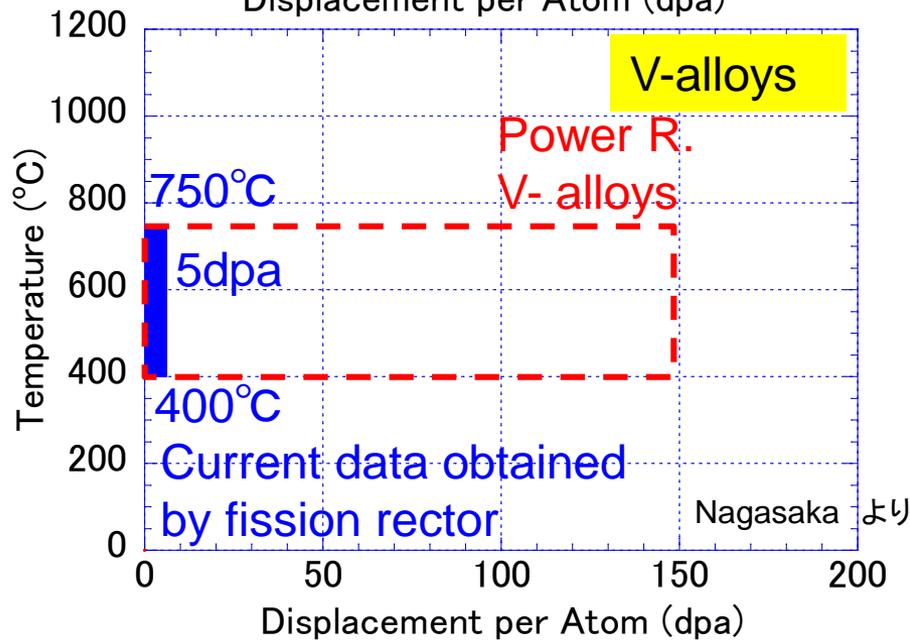
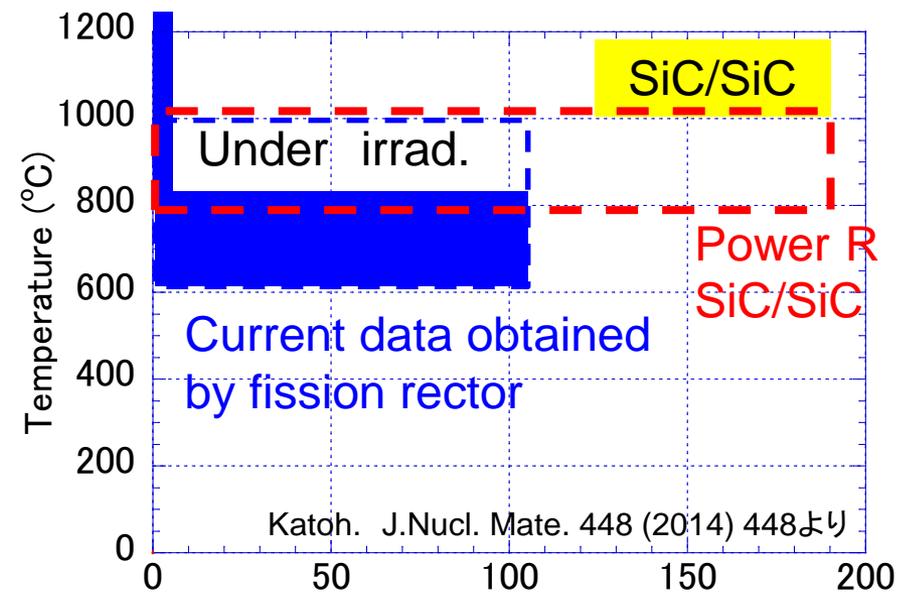
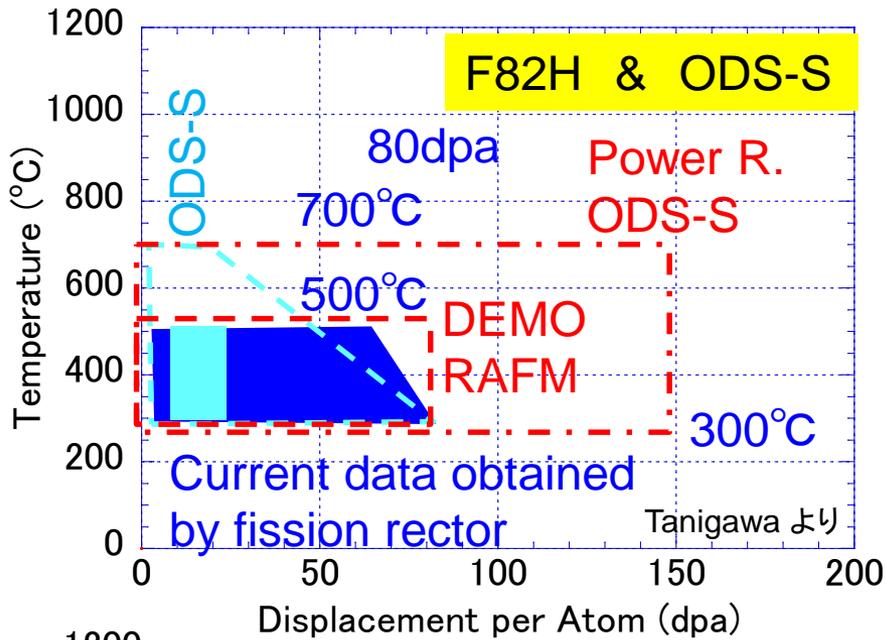
Li添加型 Li_2TiO_3 と Li_2ZrO_3 のスラリー

スラリー球



中性子照射データの現状とDEMO・動力炉での条件

Dept. Quantum Science & Energy Engineering, Tohoku University



核融合強力中性子源でなければできないことに集中すべき
はじき出しのみならず、14MeV特有のHe生成効果やT増殖材
の挙動、計測器の照射効果などの課題がある

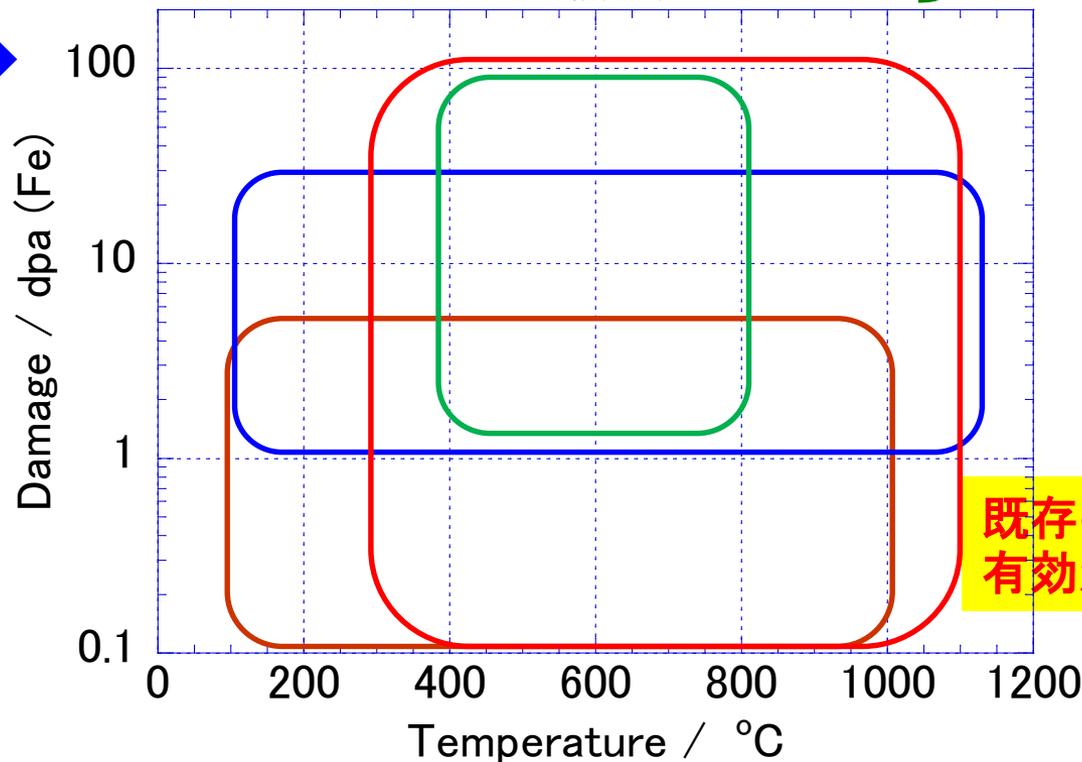
照射下クリープ スエリング
腐食 He脆化
熱クリープ } 照射温度の
照射脆化 } 制御が必須

核融合炉機器

第一壁
増殖ブランケット
ダイバータ

遮蔽ブランケット
炉外との接合部
真空容器
計測素子

超伝導コイル



既存の照射炉の
有効活用が重要

低照射領域のデータも必要

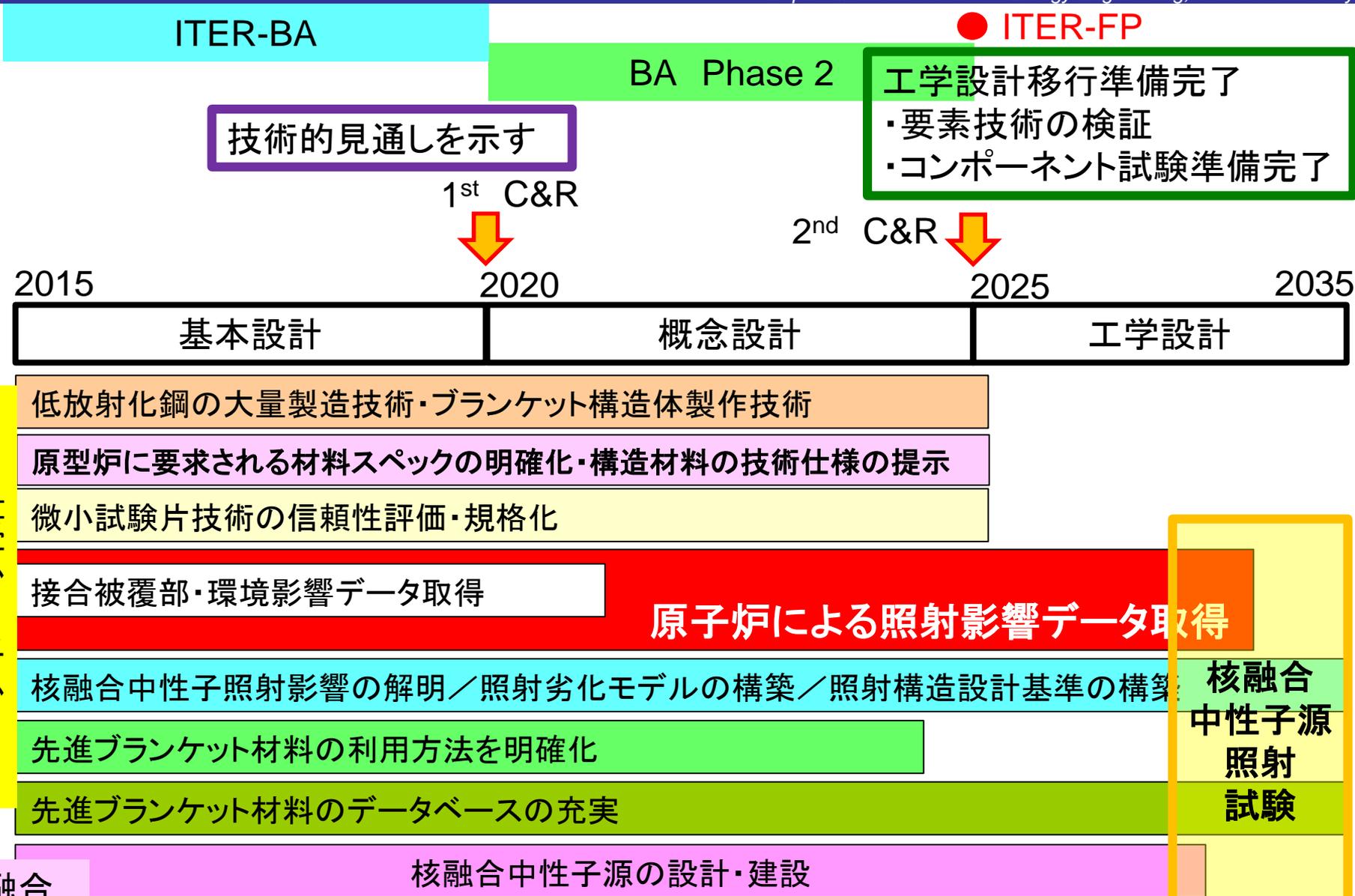
照射体積と照射量の問題

10dpa/年の照射領域は約500cc

温度制御用装置の体積を考えると試験片の体積や数は限られる

照射体積の大きな原子炉照射で多くの試験片、
大きな試験片、複数の温度条件下での照射を並
行して行い、データの精度を上げることが必要

開発スケジュールとアクションプラン



核融合炉材料開発
ブランケット構造材料
ダイバータ材料

核融合
中性子源

核融合
中性子源
照射
試験