

ブランケット開発 (ヘリカル炉)

液体ブランケットを中心にして

<具体的な検討事例>

3. ブランケット開発

(1) 原型炉の稼働率と遠隔保守性との関係

特に留意すべきこと、基本的考え方

(2) 原型炉用ブランケット開発に対する基本姿勢

TBMで足りない点についての今後の進め方、工学設計に向けた工学R&Dの厳選

(3) 先進的なブランケット開発に対する考え方

相良明男

大学共同利用機関法人自然科学研究機構
核融合科学研究所

(1) 原型炉の稼働率と遠隔保守性との関係(1/3)

◆ 原型炉用ブラケット研究開発で特に留意すべきこと

(詳細検討は安全・保守に関する別途議論の場にて)

1. RAMI を評価基準とする

Reliability(信頼性), Availability(稼働率), Maintainability(保守性), Inspectability(検査)

→ 原型炉設計での優先順位: 保守性 > ... > ...

2. 事故事象での安全性の確保

- ✓ 炉内冷却材喪失事故: In-vessel LOCA (Loss Of Coolant Accident)
- ✓ 炉外冷却材喪失事故: Ex-vessel LOCA (Loss Of Coolant Accident)
- ✓ 流量喪失事故: LOFA (Loss Of Flow Accident)
- ✓ 電源喪失事故: LOPA (Loss Of Power Accident)
- ✓ 真空喪失事故: LOVA(Loss Of Vaccum Accident)

→ 固有安全を最大限取り入れる設計

3. 各種の設計・評価計算コードのV&V(検証と妥当性確認)体制

→ 大学等の学術基盤の育成・強化

→ 初めから国産の世界標準を視野に

(1) 原型炉の稼働率と遠隔保守性との関係(2/3)

◆ 稼働率と遠隔保守の関係についての基本的考え方

1. 稼働率の向上は、発電単価(COE)を下げるのに必要(反比例)
2. 稼働率上げるには、平均稼働時間(MTBF)を増やすと共に、保守交換の平均時間(MTTR)を減らすことが必要
 - $\text{稼働率} = \text{平均稼働時間(MTBF)} / \text{全部の時間(MTBF + MTTR)}$
MTBF : mean time before failure,
MTTR : mean time to repair
 - 原型炉の稼働率 目標 > 50%
 - 商用炉の稼働率 目標 > 80%

(参考 <http://www.rist.or.jp/atomica/data/pict/02/02050201/02.gif>)
3. 核融合では炉内機器ユニット数が多いので、MTBF増やすには、
 - 1) 炉内機材の長寿命化が必須(計画保守に関して)
 - 2) ユニット当たりの信頼度を上げる(計画外保守に関して)

炉内機器としてのブランケット/ダイバータへの信頼性(長寿命)の要求は特に厳しい

An Example Illustration of Achieving a Demo Availability of 30%

(Table from J. Sheffield's memo to the Dev Path Panel)

Component	Number	Failure rate in hr ⁻¹	MTBF in years	MTTR for Major failure, hr	MTTR for Minor failure, hr	Fraction of failures that are Major	Unavailability
Toroidal Coils	16	5 x 10 ⁻⁶	23	10 ⁴	240	0.1	0.098
Pooidal Coils	8	5 x 10 ⁻⁶	23	5x10 ³	240	0.1	0.025
Magnet supplies	4	1 x 10 ⁻⁴	1.14	72	10	0.1	0.007
Cryogenics	2	2 x 10 ⁻⁴	0.57	300	24	0.1	0.022
Blanket	100	1 x 10 ⁻⁵	11.4	800	100	0.05	0.135
Divertor	32	2 x 10 ⁻⁵	5.7	500	200	0.1	0.147
Htg/CD	4	2 x 10 ⁻⁴	0.57	500	20	0.3	0.131
Fueling	1	3 x 10 ⁻⁶	3.8	72	--	1.0	0.002
Tritium System	1	1 x 10 ⁻⁴	1.14	180	24	0.1	0.005
Vacuum	3	5 x 10 ⁻⁵	2.28	72	6	0.1	0.002
Conventional equipment- instrumentation, Cooling, turbines, electrical plant ---							0.05
Sum of Unavailability							0.624

Assuming 0.2 as a fraction of year scheduled for regular maintenance.
Availability = 0.8 * (1 - 0.624) = 0.3

Extrapolation from other technologies shows expected MTBF for fusion blankets/divertor is as short as ~hours/days, and MTTR ~months

GRAND Challenge: Huge difference between Required and Expected!!

他方

By M. Abdou (Sept. 2011)

<http://advprojects.pppl.gov/Roadmapping/org2.asp>

DEMOで稼働率30%実現するために必要な各要素の試算例

www.pppl.gov/fesac_fdp/nuclear_tech_dev02.pp

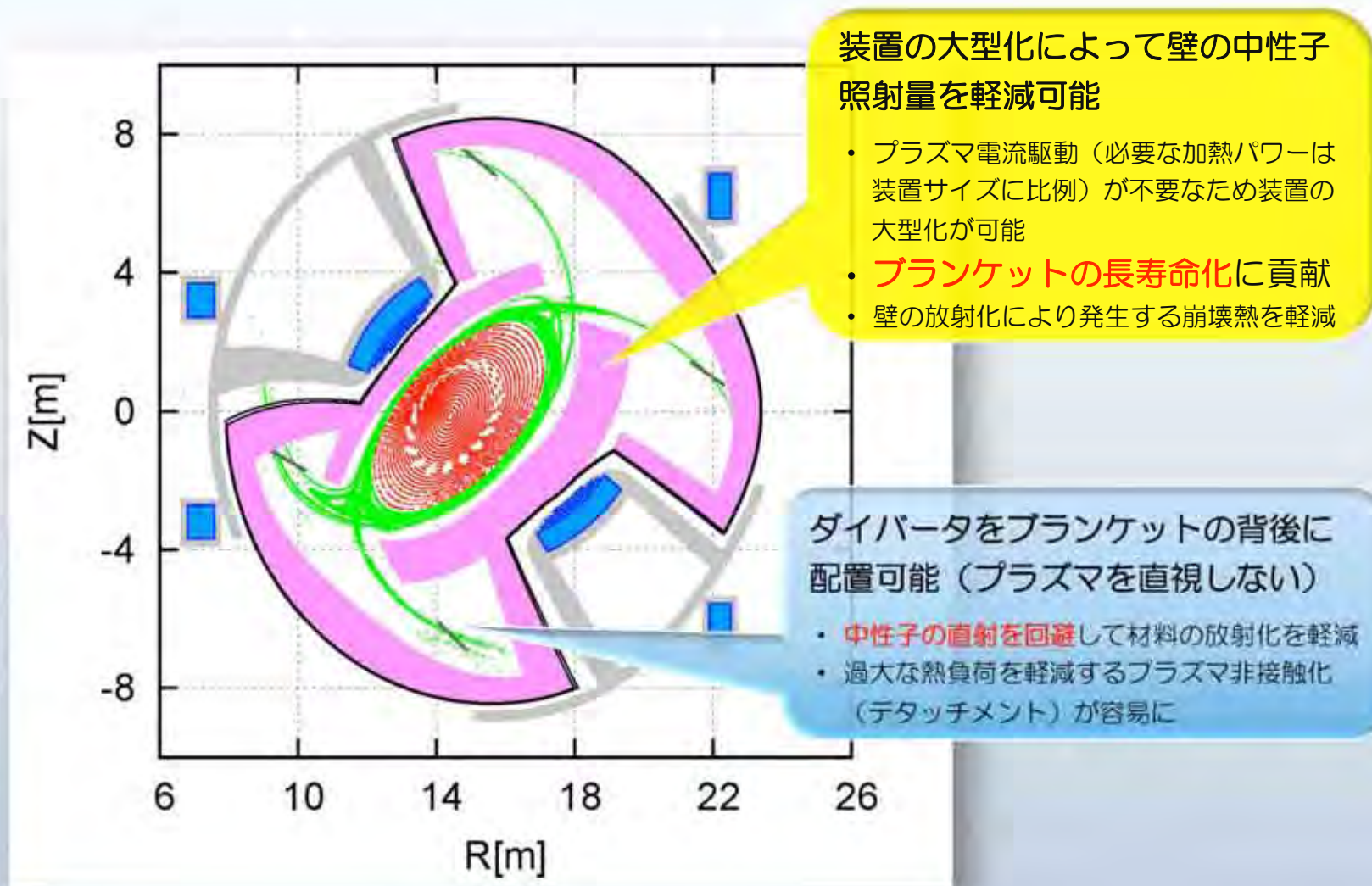
ブランケットへの**要求**
 MTBF >> MTTR
 ~11年 ~2週間

このギャップの克服が課題

現状での**予想**
 MTBF << MTTR
 ~日 ~月

中性子壁負荷の低減が炉内材料の長寿命化に必須

ヘリカル炉の特長を生かした 中性子壁負荷 $2\text{MW}/\text{m}^2$ 以下の設計指針



ヘリカル核融合炉FFHR-d1の断面図

(1) 原型炉の稼働率と遠隔保守性との関係(3/3)

4. 保守交換の平均時間MTTR減らすには、

1) 放射線環境のため、遠隔保守・交換は必須

- 長寿命化しても計画外保守は避けられないので基本的に必要
- この場合、定期交換機器とそれ以外を区分することが重要
 - 遮蔽ブランケットは定期交換不要
 - (* 遮蔽ブランケット研究が不十分: 重量、再利用、安全性、...)

2) 超伝導マグネットの冷却との整合性が重要

- 昇温、冷却には各々月単位の時間が必要

3) 交換作業での二次的リスクを増やさない設計

- 作業に伴う機器の二次的破損
- 作業機器自体の不具合とリカバー
- 再設置箇所の点数とその精度管理に要する時間

炉内機器の
分割・引き出し方が
炉設計の骨格
全体を決める



次の事例

(2) 原型炉用ブランケット開発に対する基本姿勢

TBMで足りない点についての今後の進め方、工学設計に向けた工学R&Dの厳選

プラズマ・核融合学会第27回年会(2010年11月30日～札幌)

『原型炉の主要課題に対する開発シナリオ』2. ブランケットと材料開発

榎枝幹男、相良明男、室賀健夫

核融合研究開発のロードマップに対する検討結果

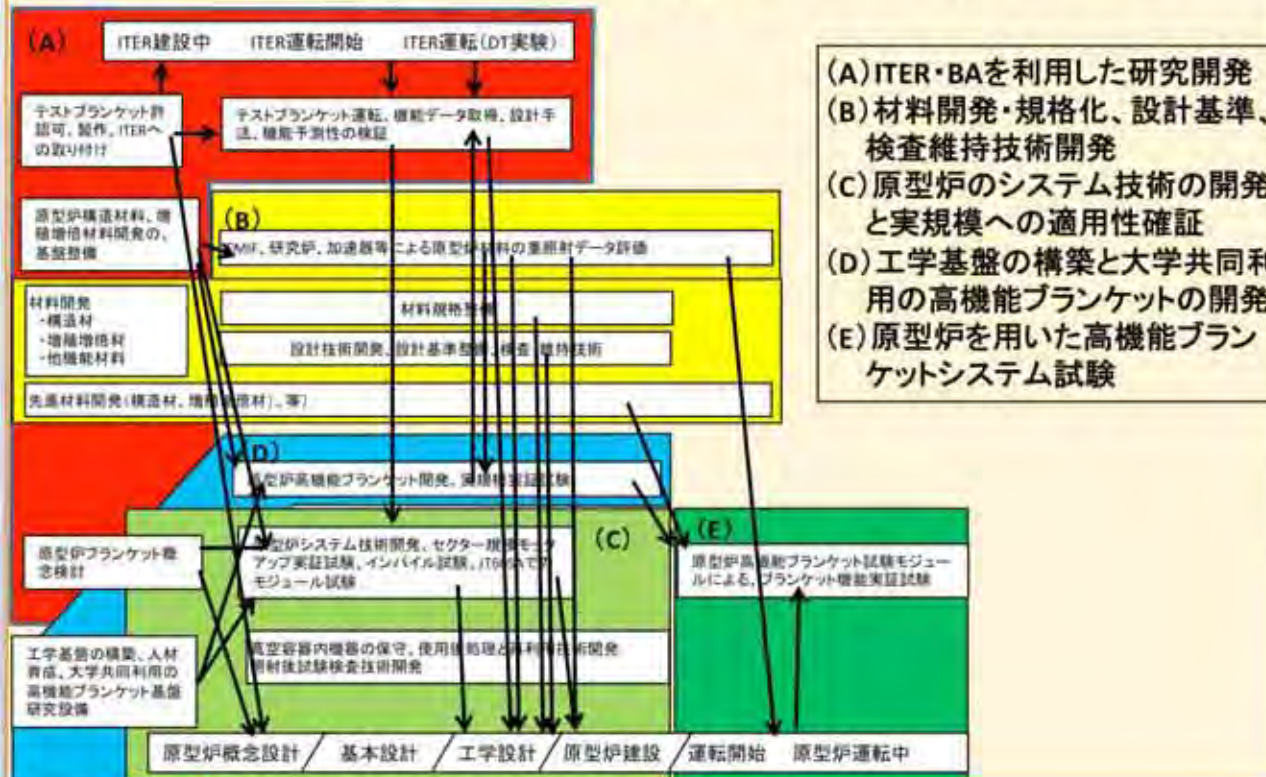
— 文科省核融合研究作業部会からの依頼に対する回答 —

2010年5月31日 核融合ネットワーク (<http://f-net.nifs.ac.jp/100601.pdf>)

より抜粋、

詳細は固体増殖ブランケット
に準ずる

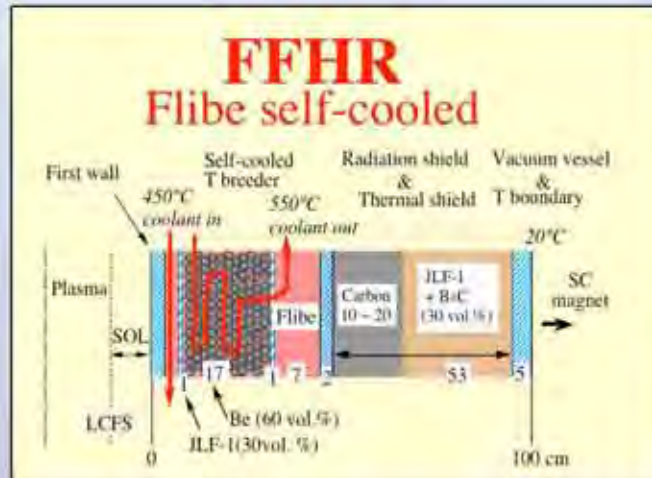
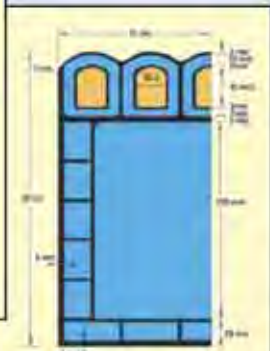
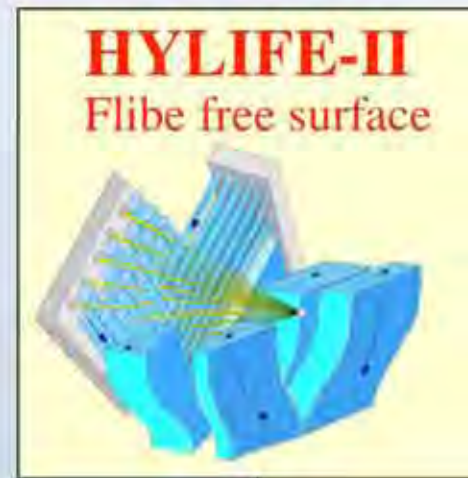
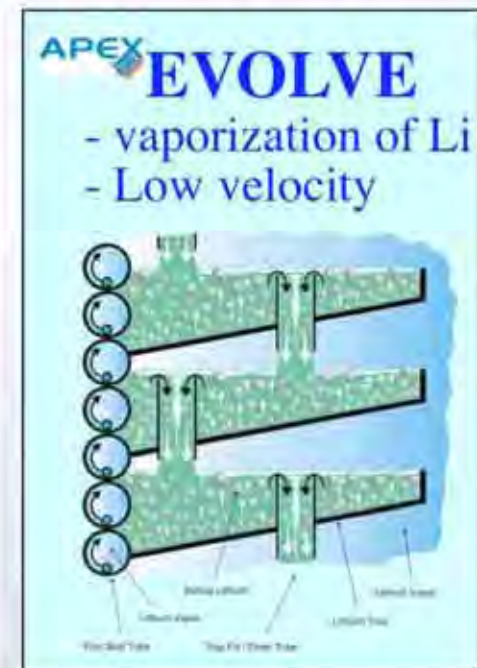
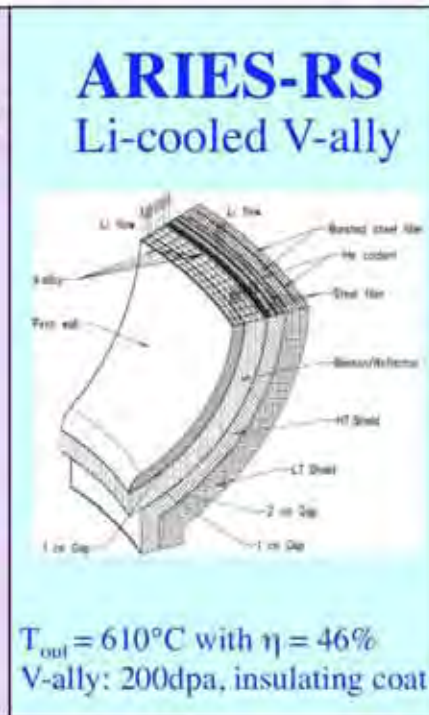
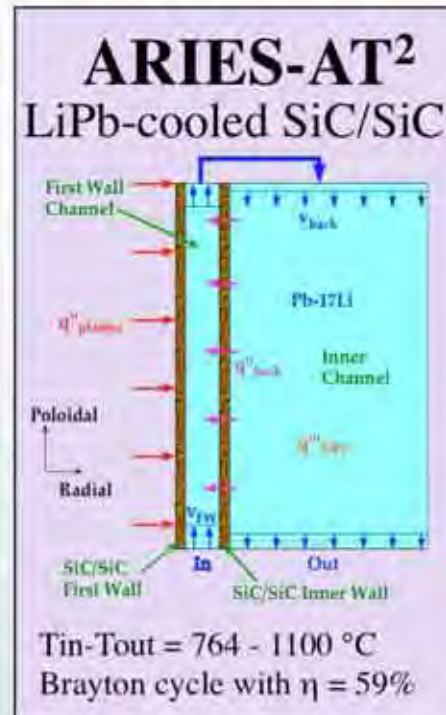
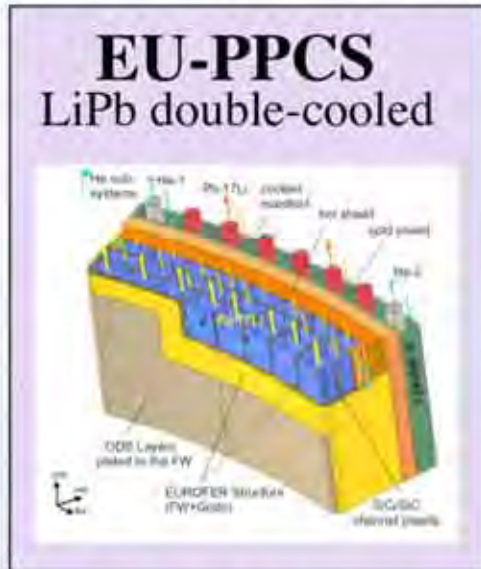
ブランケット・材料開発 ロードマップ



- ◆ (A:ITER・BA利用)を基礎とし、
- ◆ (B:材料開発・検査技術等)をITERの試験と平行して進める。
- ◆ 原型炉開始のための要求性能とブランケット概念の選定を受けて、(C:実規模適応性試験等)を開始し、原型炉の建設準備に発展させる。
- ◆ (D:高機能ブランケットと工学基盤)は全体に並行して推進し、
- ◆ (E:原型炉利用)に発展させ、原型炉の高機能化を図る。
⇒ 高機能ブランケット試験モジュール(TBM)

(3) 先進的なブランケット開発に対する考え方(1/3)

歴史的に代表的な液体コンセプト (Li, LiPb, 熔融塩)



APEX tokamak
Flibe self-cooled

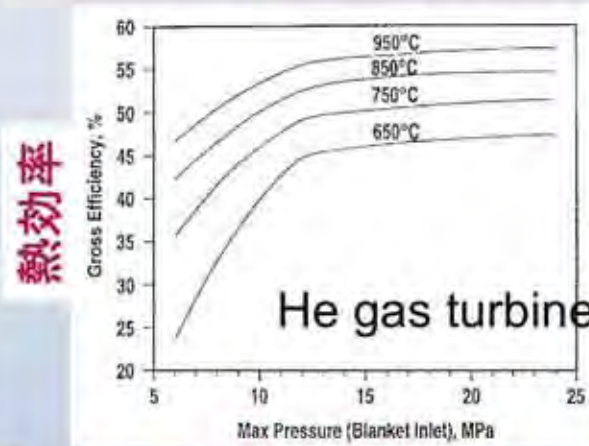
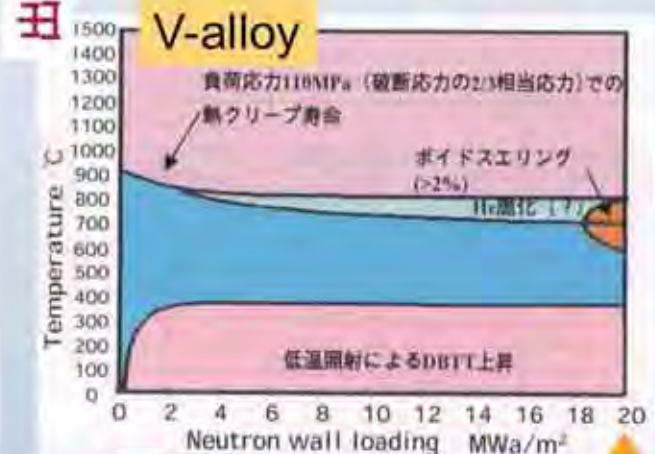
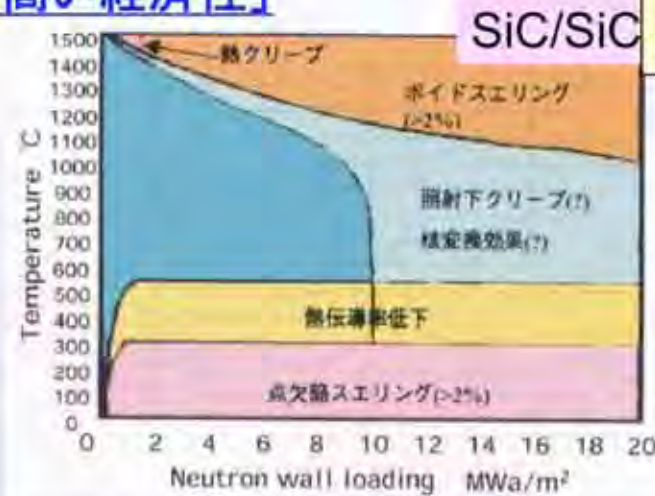
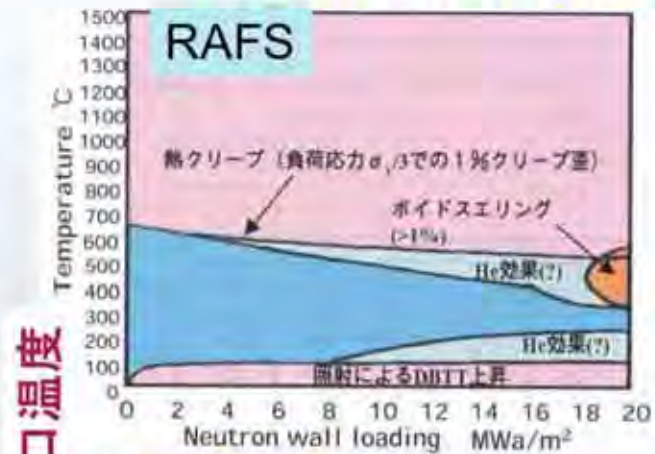
(3) 先進的なブランケット開発に対する考え方(2/3)

工学設計に向けた工学R&Dの厳選

液体増殖ブランケットの魅力は、
 1次系10気圧程度の比較的低い運転圧力と、
 600°C以上での40%以上の高い熱効率による、
 「より高い安全性」と「より高い経済性」

キーとなる工学R&D

- ◆ 腐食機構の解明と抑制
- ◆ 材料の高温強度の向上
- ◆ He効果のデータベース
- ◆ 液体/材料の新しい組み合わせ



- 1) 液体増殖材と構造材との組み合わせは、流動場の非平衡環境での物理・化学的腐食特性に主に依存する (erosion, corrosion)
- 2) 腐食の主なドライビングフォースは、高磁場下の電磁流体効果(MHD)と入・出の温度勾配(ΔT)
- 3) 上限温度は構造材の熱クリープ(高温強度)とHe効果(粒界脆化)によって主に決まる

材料寿命 2MW/m²で10年~200 dpa ?

運転圧力

各候補の長所を引き出すための課題克服研究が NIFS、東北大、東大、京大、九大、等で進行中

腐食抑制
NIFS、東大、九大

リチウム自然対流ループ(東大)



伝熱促進
東北大、京大

東北大・NIFS・熱流動
(TNT)溶融塩ループ



絶縁被覆
NIFS、東大

連続回収
東大、九大

透過抑制被覆
NIFS、東大、九大

主な液体ブランケット材・システムの比較

JUPITER-II v.3/ May 25, 2000 / NIFS / A. Sagara

revised / June 21, 2012/ A. Sagara, T. Tanaka

望まれる特性	Li	83Pb-17Li	Flibe (2LiF-BeF ₂)	Flinak (LiF46.5-NaF11.5-KF42mol%)	80Sn-20Li (75Sn-25Li)
大気との化学活性度は低いかな?	No	Yes	Yes	Yes	Yes(?)
環境に出ても人体への影響は無いかな? (放射化なしの場合)	Y 大気に触れ安定酸化物	N 鉛の誘導 RI,鉛中毒	N Be 肺、免疫反応 フッ化物	Medium フッ化物	Y
構造材との共存性は高いかな?	FS: 静止場 Y 流動場 ? V-alloy: Y (N 有ると N)	FS: 静止場 Y 流動場 N V-alloy: N (? , O ₂) SiC とは Y(?)	FS: M (HF, Be での Redox が必要) V-alloy: N(HF, H ₂ O)	FS: M (HF 除去の Redox 必要) V-alloy: N(HF, H ₂ O)	FS: N(?) V-alloy: Y(?)
熱伝導率は高いかな?	Y 60.1(W/(m K))@1000K	M 16(W/(m K))	N (1.00 W/(m K))@800K	N (1.2 W/(m K))@800K	Y ~48(W/(m K))
粘性は低いかな?	Y (3.6E-4Pa · s@800K)	M (2.0E-3Pa · s@800K)	N (1.5E-2Pa · s@800K)	M (4.1E-3 Pa · s@800K 要データ精査)	M (1.5E-3Pa · s@800K)
MHD 圧損は低いかな?	N 絶縁コートか低流速、 または He 冷却 (40.6 μ Ω cm@1000K)	N 絶縁コートか低流速が必要、 または He 冷却 (~200 μ Ω cm@800K)	Y (5.9E+5 μ Ω cm@800K)	Y (8.3E+5 μ Ω cm@800K)	N 絶縁コートか低流速が必要、 または He 冷却
熱伝達への MHD 影響は低いかな?	Y	Y	M	M	Y(?)
トリチウム回収は容易かな?	N (~1E-9Pa (@800K, 1appm))	M (~10Pa (@800K, 1appm))	Y (~1E+5Pa (@800K, 1appm))	Y (?)	M
トリチウム閉じ込め性は高いかな?	Y (7.49E-3 (atom frac Pa ^{0.5}))	M (1.93E-8 (atom frac Pa ^{0.5}))	N (HT/T ₂ : 1.77E-11 Pa ⁻¹ , TF: 4.32E-9 Pa ⁻¹)	N (?)	M (2E-7 - 1E-5 (atom frac Pa ^{0.5}))
放射化学の活性度は低いかな?	Y	Y	遊離 F を Rdox 制御で Y	遊離 F を Rdox 制御で Y	Y
放射化問題は軽微かな?	Y	²¹⁰ Po(138.38d)で N	Y	Y	Sn のβで N
トリチウム増殖率は高いかな?	Y	Y	Y/M	Be、Pb 等あれば Y	Be、Pb 等あれば Y
放射線遮蔽性能は高いかな?	M	Y	Y	Y	Y
蒸気圧は低いかな?	N (96Pa@1000K) (2.1Pa@800K)	M (3.7E-1Pa@800K)	M (1.9E-2Pa@800K) (1.1E-2Pa@800K)	M (?)	Y (1.4E-3Pa@800K)
重量密度は低いかな?	Y (0.461g/cm3@1000K)	N (9.15g/cm3@500oC)	Y (2.0g/cm3@525oC)	Y (2.1g/cm3@800K)	M (6.0g/cm3@873K)
融点は低いかな?	Y(453K)	M (508K)	N (~670K)、Flinabe~570K	N (727K)	M (599K)

(3) 先進的なブランケット開発に対する考え方(3/3)

今後の進め方

工学設計に向けたチェック&レビューまでに必要なこと

1. **要素データベースの拡充**: JUPITER-II, TITANの後は国内研究にシフト (片面真空/加熱、14MeV中性子、等は固体ブランケットと共通)
2. **流動装置による非平衡環境での単独・複合実証研究** (強磁場、トリチウム・熱の分離回収、成分管理、固液界面管理、等は液体固有)
3. **実規模モックアップ、流動ループ等による非照射総合実証**
4. **中性子照射環境での流動ループ試験**:核変換が競合する効果など (IFMIFの中フラックス照射領域あるいは原子炉の活用、等。構造材料で別途議論)



チェック&レビュー

TRL(Technology Readiness Levels)	1	2	3	4	5	6	7	8	9
技術成熟度評価 :NASAに準ずる	発想	明確化	検討と予測	評価	単独実証	総合実証	原型炉	原型炉	原型炉
ブランケット 詳細設計			設計素案	概念設計	概念設計	改良基本設計			
第一壁・ 構造材料	フェライト鋼			特性評価	ヘリカル装置実験	実規模モックアップ	ITERあるいは 原型炉利用 の高機能ブランケット試験 (TBM)		
	フェライト鋼以外		検討	特性評価	ヘリカル装置実験	実規模モックアップ			
増殖ブランケット	構造材・溶接			特性向上・溶接試験	要素試験	ヘリカルTBM			
	セラミック被覆	NIFS水素・熱回収ループ Oroshi ² -1		特性評価・大面積被覆	ループ試験	ヘリカルTBM			
遮蔽ブランケット			核計算	特性評価	小型試験体	ヘリカルTBM			
熱・水素回収 (Flinak/Li/LiPb)			熱計算		材料開発・評価	ループ試験			

