

Nuclear Materials Letters

(Vol. 36, 2026 年 4 月)

(部会 HP <http://www.aesj.or.jp/~material/>)

目 次

I. 2025 年秋の大会 企画セッション報告	1
「常陽の再稼働に向けた取り組み」	安堂 正巳(量子科学技術研究開発機構)
(1) 高速実験炉「常陽」の運転再開と中性子利用に向けて	板垣 亘(JAEA)
(2) 常陽における核融合炉用タングステン材料の照射研究への期待	長谷川 晃(東北大学)
II. 受賞者よろこびのことば.....	19
功績賞 若井 栄一(ミシガン州立大学)	
若手優秀賞 耿 殿程(東北大学)	
若手優秀賞 李 博(東京大学)	
Best Figure 賞 野志 勇介(福井大学)ら	
Best Figure 賞 大野 直子(東北大学)ら	
III. 関連する国際会議のリスト.....	28
	大野 直子(東北大学)
IV. 運営委員会委員名簿.....	31
V. 寄稿のお願い.....	32
VI. 編集後記.....	32

I. 2025 年秋の大会 企画セッション報告

「常陽」の再稼働に向けた取り組み

安堂 正己（量子科学技術研究開発機構）

日本原子力研究開発機構の「常陽」は西側諸国で唯一稼働をめざす高速炉であり、研究プラットフォームとして幅広い貢献が期待されている。日本の「戦略ロードマップ」に定められた実証炉の開発、カーボンニュートラル実現のための照射試験、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減及び医療用 RI 製造の実証など、運転再開後はこれらの重要な役割を果たすことが期待されている。2011 年の東日本大震災以降、安全対策工事に取り組み、今般、原子力規制委員会の安全審査などが完了し、再稼働に向けた取り組みが進められている。一方で、国内照射場の喪失は著しく、エネルギー材料開発においても支障が生じてきており、「常陽」の運転再開は材料照射研究の発展においても極めて貴重な機会と考えられる。

このような現状に鑑み、材料部会では 2025 年秋の大会の企画セッションとして、常陽の再稼働に向けた取り組みについて、2 名の講師より、「常陽」の現状と今後の展望、さらに材料開発に向けた期待についてご講演をいただいた。

ご講演いただいた先生方のご厚意に感謝いたします。また、講演スライドの掲載を快く許可いただいたことにも感謝いたします。

◆企画セッション概要

日時：2025 年 9 月 12 日(金) 13:00～14:30

会場：G 会場(北九州国際会議場 3F 33 会議室)

座長：QST 安堂 正己

講演者：JAEA 板垣 亘 「高速実験炉「常陽」の運転再開と中性子利用に向けて」

東北大学 長谷川 晃 「エネルギー材料開発に向けた「常陽」への期待」

常陽の再稼働に向けた取り組み

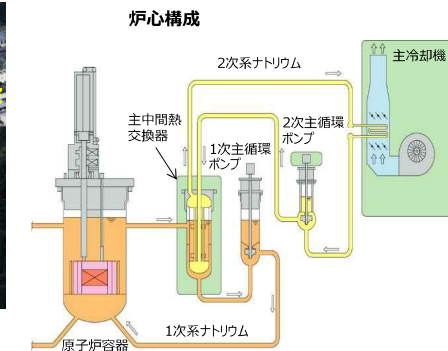
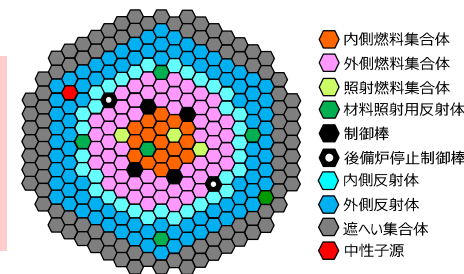
(1) 高速実験炉「常陽」の運転再開と中性子利用に向けて



板垣 亘
日本原子力研究開発機構 大洗原子力工学研究所
高速実験炉部 高速炉照射課

主要仕様

- 熱出力 100MW (空気冷却)
- 冷却材 ナトリウム (2ループ)
- 燃料 ウラン・プルトニウム混合
酸化物燃料 (MOX燃料)
- 炉心 直径: 約78cm 高さ: 約50cm



新規制基準に関する設置変更許可の経緯

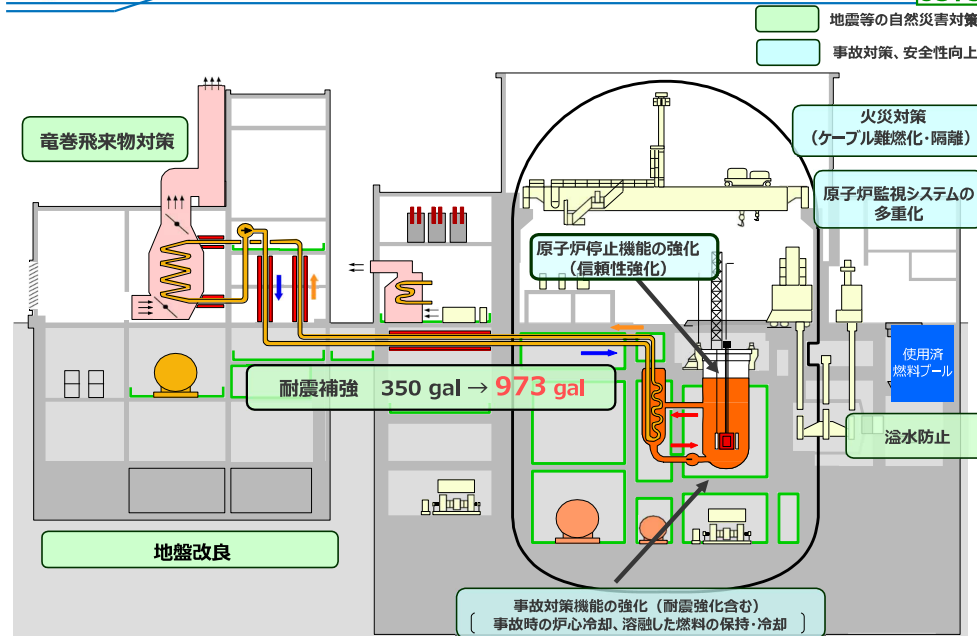
【申請】 (平成29年3月30日)	
【第1回補正】 (平成30年10月26日)	熱出力を100MWとしたMK-IV炉心に変更
【第2回補正】 (令和3年12月2日)	全国共通の標準応答スペクトルを考慮した基準地震動を追加
【第3回補正】 (令和5年2月22日)	火災対策を強化
【第4回補正】 (令和5年4月19日)	竜巻、火山、火災、溢水事象が発生した場合の原子炉の停止、影響及び対策等

【原子炉設置変更許可取得】 (令和5年7月26日)

【次城県原子力安全協定に基づく新增設等に対する事前了解】 (令和6年9月6日)

この1年間の動き

原子炉設置変更許可	ラジオアイソトープ生産に係る設置許可取得 (令和6年10月)
設工認	バックフィット設工認を申請 (令和7年1月) 安全審査対応中
改造工事	実施中 (令和8年度まで)
運転再開	令和8年度中ごろ
照射試験利用開始	令和9年度ごろ



附属施設耐震改修工事

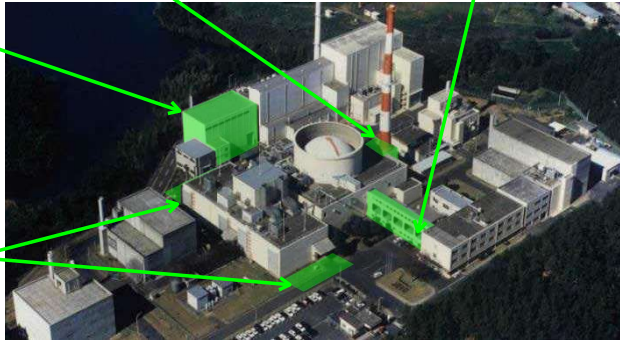
（主排気筒の耐震補強）

（渡り廊下の耐震補強）

メンテナンス建物
耐震改修他工事



主冷却機建物
地盤改良工事



「常陽」及び関連施設の全景

1次系ナトリウム配管サポートの更新

交換
追加

226台
54台

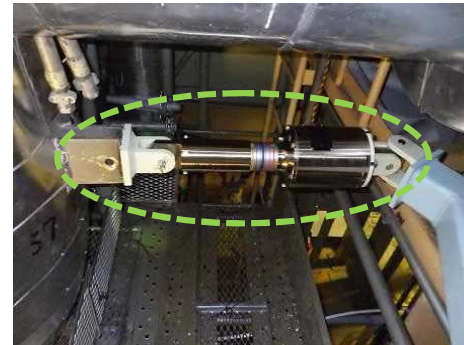
2次系ナトリウム配管サポートの更新

交換
追加

126台
24台

210箇所完了/全280箇所（R7.9月現在）

全150箇所完了（R6.11.29）



例：ばね防振器 → より防振力の高いメカニカル防振器に更新

ナトリウム火災

①発生防止、②感知・消火、③影響軽減の3方策を全て適用。
ナトリウム配管の耐震補強により、火災発生防止を強化。

【発生防止（燃焼防止）、影響軽減※】

- ✓ ナトリウム配管等の耐震補強
- ✓ 1次系ナトリウム配管は二重管（間隙：窒素ガス）
- ✓ 1次系ナトリウムの機器・配管がある区画は窒素ガスを充填
- ✓ 2次系ナトリウム漏えいにより、水素が蓄積する区画に、窒素ガス供給設備を追加
- ✓ ナトリウムとコンクリートの接触防止のための鋼製の床ライナ・受樋
- ✓ 耐火壁・隔壁により系統を分離※



【感知・消火】

- ✓ ナトリウム漏えい検出器
中央制御室で監視
- ✓ 特殊化学消火剤、防護服、携帯用空気ボンベを増設・配備

一般火災

①発生防止、②感知・消火、③影響軽減の3方策を適切に組合せる。
実用炉の審査知見も反映し、対策を強化。

【発生防止】

- ✓ 重要ケーブルの難燃化
- ✓ 可燃物及び発火性・引火性物質の管理強化

【感知・消火】

- ✓ 感知器の多様化、増設
早期感知のための光ファイバー敷設
消火設備・消火器を増設

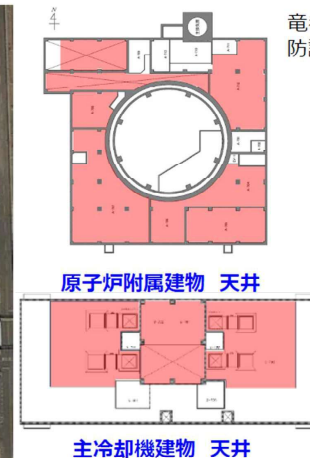
【影響軽減※】

- ✓ ケーブル敷設経路の変更、耐火壁・隔壁や耐火シートの敷設により、系統を分離※

※ 多重化されたそれぞれの系統が、火災によって同時に機能を失うことなく、原子炉を安全に停止できるように設計。



「常陽」上空からの写真



アラムド繊維シート
施工範囲

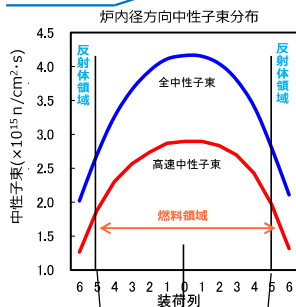
竜巻による飛来物（鋼製材）から、建物を防護するため、アラムド繊維シートを施工



【アラムド繊維】

ナイロンと同じポリアミド系の合成繊維。
軽量で強度が高く、防弾チョッキや建物の耐震補強、山小屋の屋根補強（火山噴石対策）など幅広い分野で利用されている。





MK-IV炉心の主要目

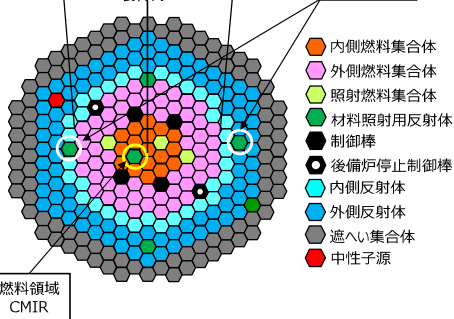
原子炉定格出力	100 MWt
最大高速中性子束	$2.9 \times 10^{15} (n/cm^2 \cdot s)$
一次冷却材流量	2700 t/h
冷却材温度(入口*) / 出口)	250* / ~350℃ / 456℃
炉心高さ	500mm
燃料集合体数	最大79体
反射体 / 遮へい集合体	ステンレス鋼 / B ₄ C
定格出力運転日数	最大60日 / サイクル

*) 250℃に下げた運転も可能

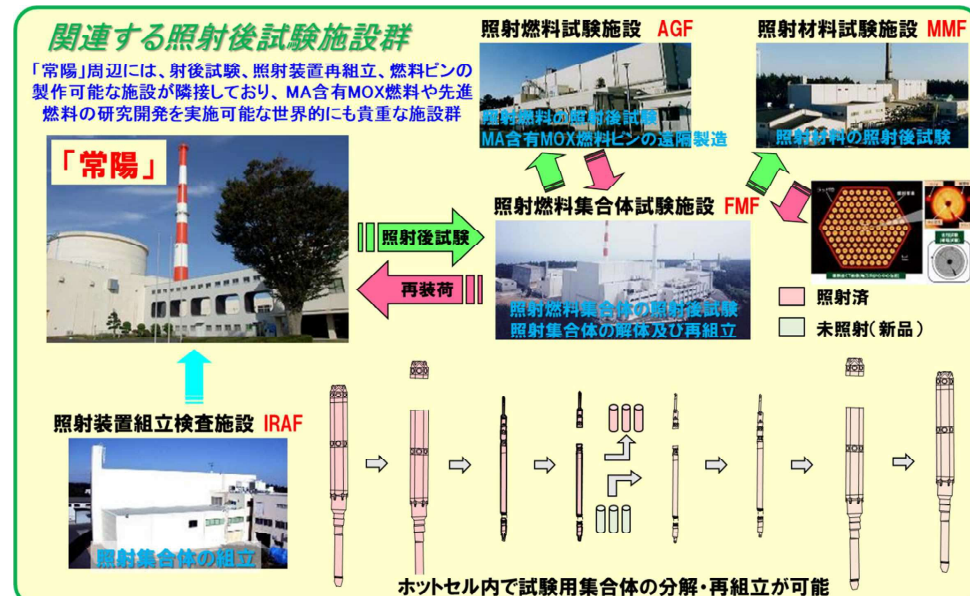
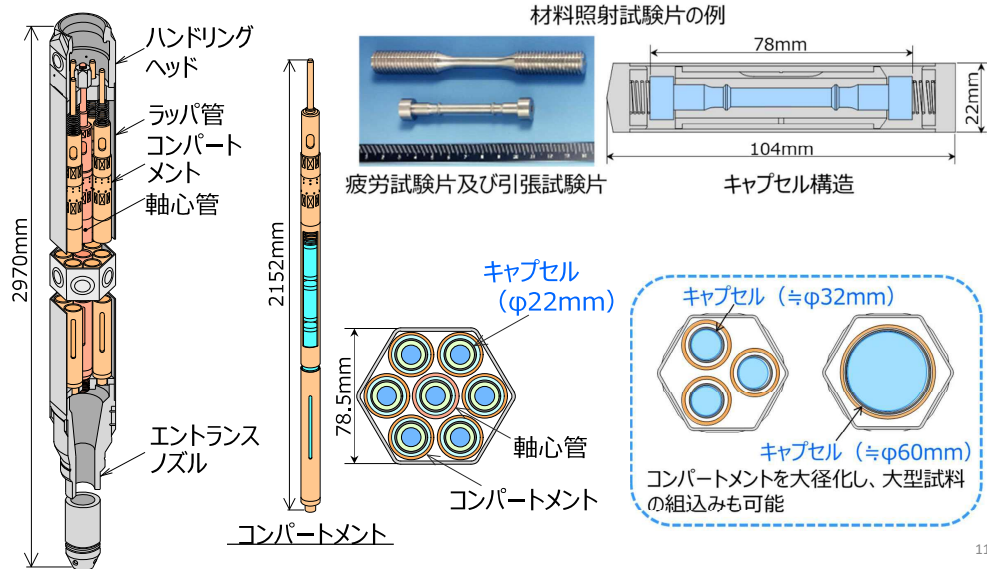
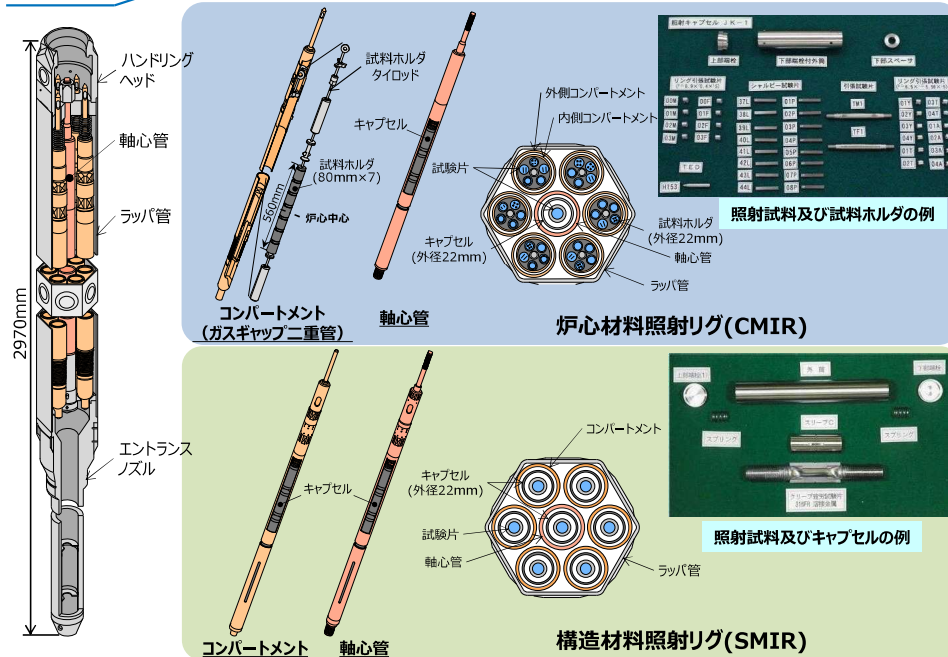
MK-IV炉心の中性子束及び1サイクル(60日)の照射量

装荷列	最大高速中性子束* ($\times 10^{19} (m^2 \cdot s^{-1})$)	1サイクルの高速中性子照射量* ($\times 10^{26} (m^2)$)	最大全中性子束 ($\times 10^{19} (m^2 \cdot s^{-1})$)	1サイクルの全中性子照射量 ($\times 10^{26} (m^2)$)	はじき出し損傷量 dpa [Fe]
第0列	2.9	1.5	4.2	2.2	7
第1列	2.9	1.5	4.2	2.2	7
第2列	2.8	1.5	4.0	2.1	7
第3列	2.7	1.4	3.8	2.0	7
第4列	2.4	1.3	3.4	1.8	6
第5列	2.0	1.0	2.8	1.5	5
第6列	1.3	0.7	2.1	1.1	4

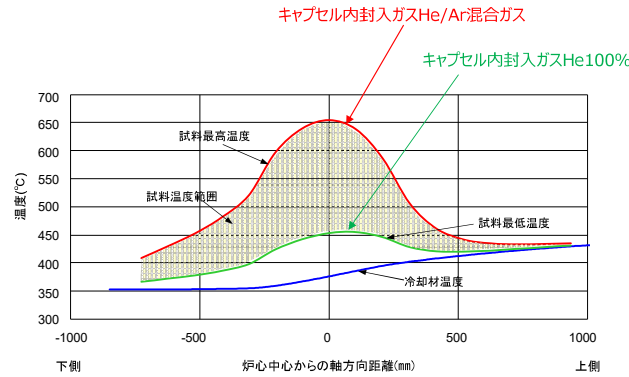
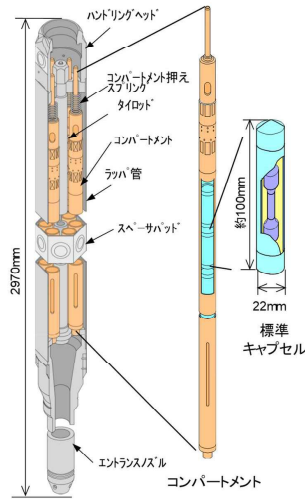
*) E₀ ≥ 0.1 MeV



「常陽」MK-IV炉心の代表的な炉心構成



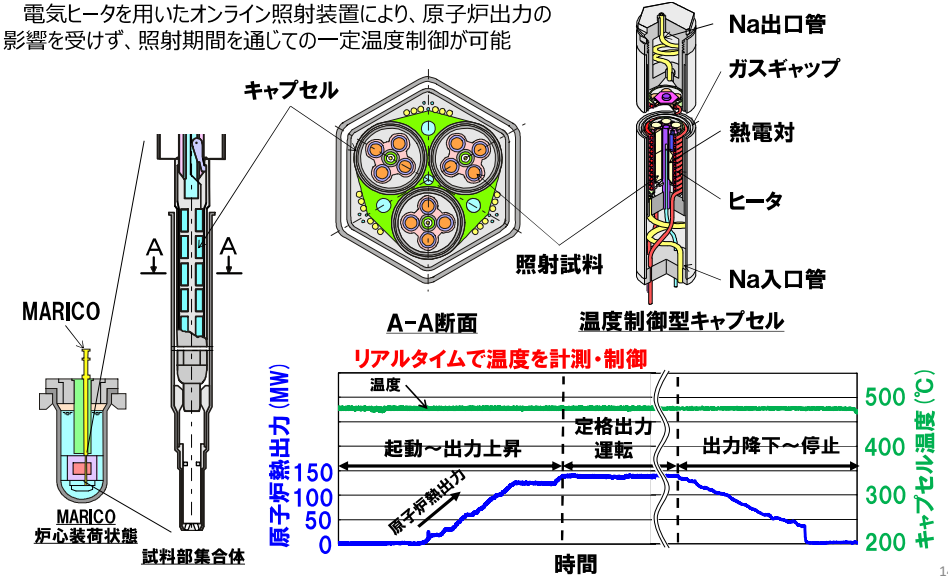
ステンレス鋼などは、原子炉冷却材に浸漬可能なため、低温側は冷却材温度、高温側は、断熱ガス封入により650℃を超える温度設定が可能



標準キャプセルの第6列照射温度評価結果の一例

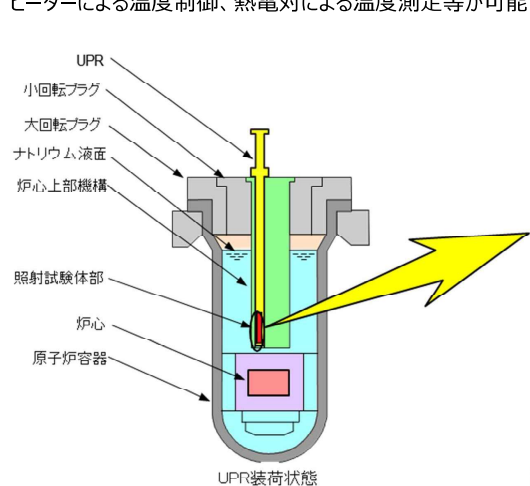
温度制御型材料照射装置 (MARICO)

電気ヒータを用いたオンライン照射装置により、原子炉出力の影響を受けず、照射期間を通じての一定温度制御が可能



炉上部照射装置 (UPR)

炉心上部機構に設置。
ヒーターによる温度制御、熱電対による温度測定等が可能

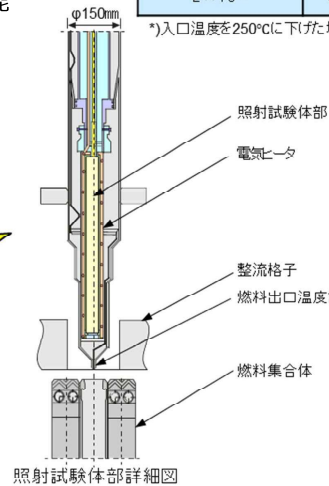


炉上部材料照射装置(UPR : Upper Core Structure Irradiation Plug Rig)

UPRの照射条件

最大高速中性子束 [$E>0.1\text{MeV}/(\text{m}^2\cdot\text{s}^{-1})$]	温度設定 範囲(°C)
2×10^{14}	350°~600

*)入口温度を250°Cに下げた場合の最低温度

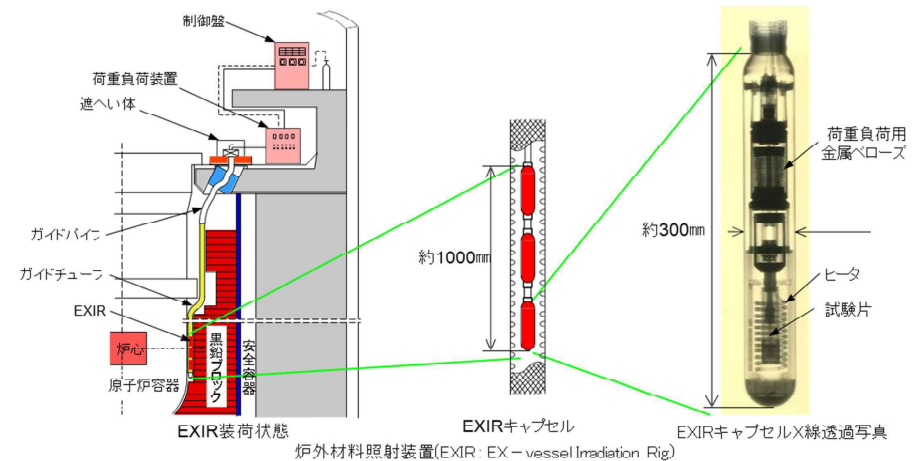


炉外材料照射装置 (EXIR)

原子炉容器と安全容器の間に装置を挿入。
ヒーター加熱、ガス加圧による過重負荷の試験を実施。

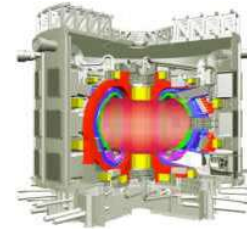
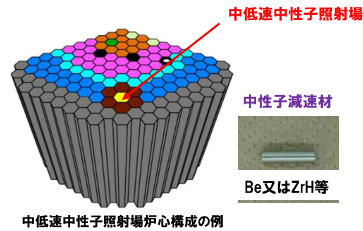
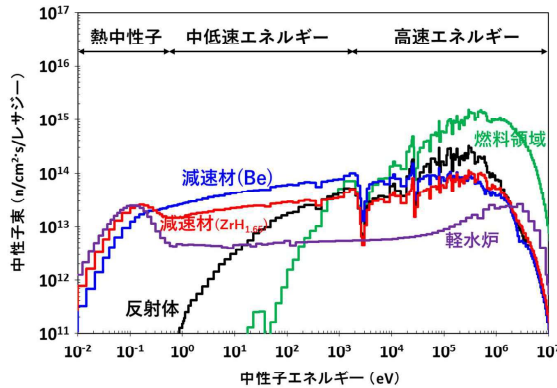
EXIRの照射条件

最大高速中性子束 [$E>0.1\text{MeV}/(\text{m}^2\cdot\text{s}^{-1})$]	温度設定 範囲(°C)
2×10^{14}	200~600

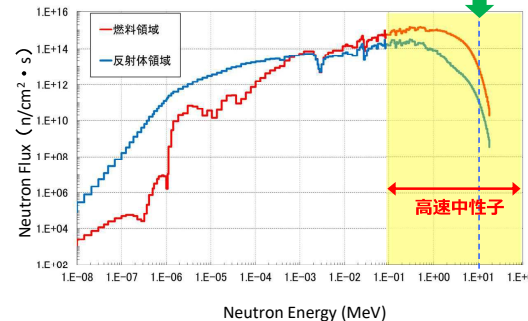
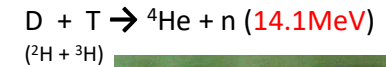


- 世界トップクラスの**高速中性子照射量**
- OECD加盟国での**唯一の高速中性子照射炉**
- 軽水炉に近いエネルギーの中性子の照射場の提供**

高速炉開発のみならず
幅広い照射ニーズに
対応可能

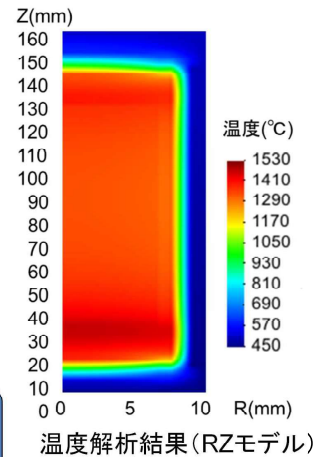
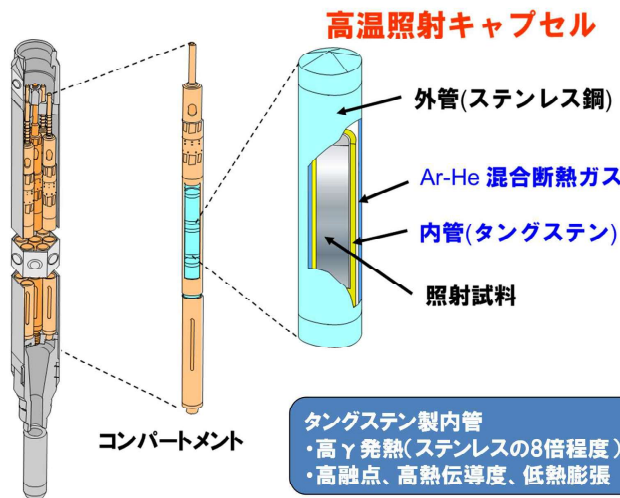


高フラックスの高速中性子により、種々の核融合材料の照射試験を実施



「常陽」における核融合材料の照射試験実績

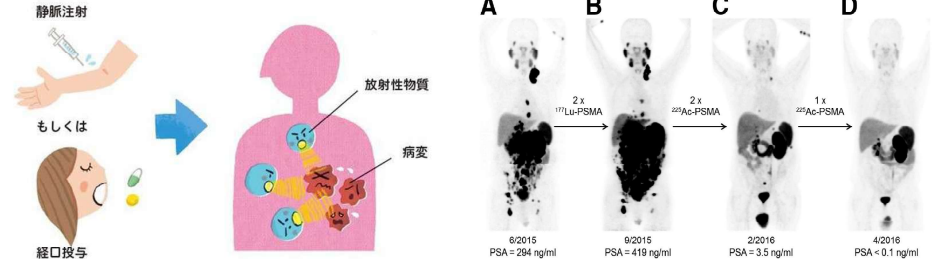
- サンプル: W, W-alloy, V, V-alloy, SiC/SiC 複合材, 低放射化フェライト鋼
- 照射量 ($E \geq 0.1\text{MeV}$) : $\sim 8 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$
($\sim 760\text{EFPD}$)
- 照射温度 : 400 ~ 800 deg-C



- タングステン製内管
- 高 γ 発熱(ステンレスの8倍程度)
 - 高融点、高熱伝導度、低熱膨張

解析上は γ 発熱密度の小さい反射体領域(3dpa/cy)でも1000°C以上を達成可能

がん治療に有効なラジオアイソトープ(アクチニウム(Ac-225))生産への期待
核医学治療: 微量の放射性物質を身体に投与し、がん細胞などを体の内側から治療



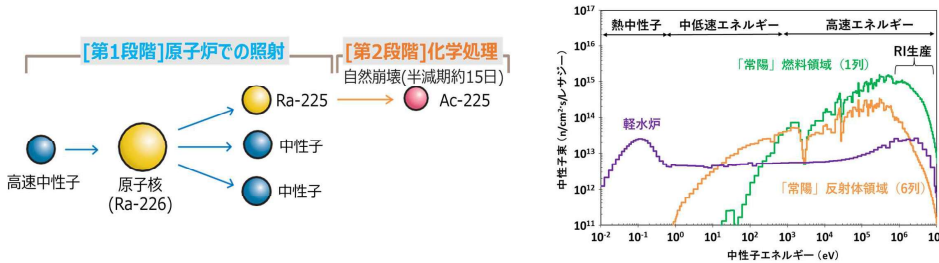
末期の転移性前立腺ガン患者に「アクチニウム」を投与した結果

アクチニウム (Ac-225)

- 病巣の内部から放射線(α 線)を当てて、がん細胞を死滅させる「アルファ線内用療法」に使用
- 多くの症例に対し短半減期 α 核種による治療効果確認
- Ac-225の治療効果は高い(壊変途中で4回 α 線を放出)
 α 線の飛程は短く遮へいも不要なため病室の入退室制限緩和
⇒ 世界で治療・臨床研究の競争が激化する一方、供給は不足(供給量: 3,000人/年分)
- 日本は、研究に必要なAc-225の確保が十分でなく、実用化に向けた治療の円滑実施が困難

出典: Brookhaven Newsroom: The Goldlocks of Radioisotopes. Just Rights for Treating Cancer
<https://www.bnl.gov/newsroom/news.php?a=220754>

- ガン治療に使用する**アクチニウム225**は、高速中性子により引き起こす $(n,2n)$ 反応を使用(閾値6.4MeV)。「常陽」は軽水炉の約10倍の高速中性子束を有する。
- 照射後に、隣接する照射燃料集合体試験施設にて**迅速な化学処理が可能**。



「常陽」におけるAc-225の製造法

「常陽」と軽水炉の中性子エネルギー分布

- 7つの医学会から要望書提出 (2020.8:文科大臣, 2021.7:文科・厚労・経産・内閣府特命担当各大臣、原子力規制委員長)
- 複数がん患者会関連団体 (2020.8:文科大臣)、全がん連(2021.5:文科・厚労大臣、公明党議員) から要望書提出
- 参議院・決算/予算委員会にて医療用RI製造取組み強化質疑(2021.5、2022.3)
- カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略に「常陽」への期待記載(2021.6)
- 医療用等ラジオアイソトープ製造・利用アクションプランを原子力委員会で決定 (2022.5)

※三菱重工技報 Vol.57 No.4 (2020) 原子力特集「経済産業省委託事業 令和元年度 高速炉の国際協力等に関する技術開発」より

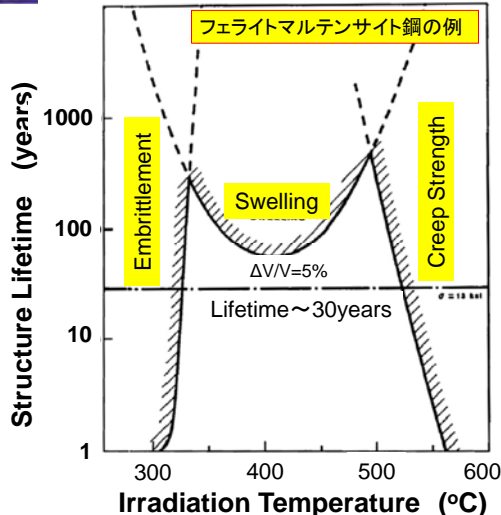
2025.9.9撮影



Thank you for your attention !



構造材料における照射下での使用上限を決めるものは？



照射環境下における静的または周期的な応力荷重による構造材料の機械的な破壊が最初の材料課題

- (1)初期の破壊(運転開始直後)
- (2)遅れて起こる破壊(熱、応力、腐食、照射効果に起因するもの)

フェライト・マルテンサイト鋼のデザインウィンドウへの主な影響因子

- * 350°C以下の照射脆化
- * 550°C以上での熱クリープ破壊

- (3)低温部の脆化傾向は照射脆化に類似

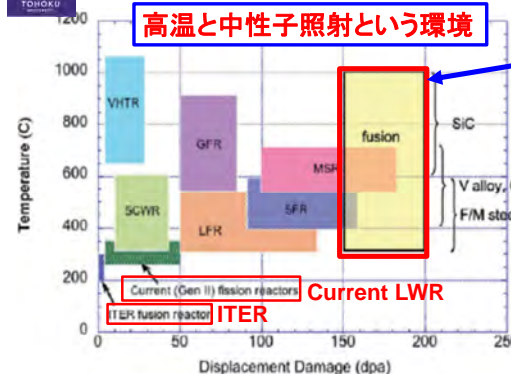
フェライト鋼を使ったミラー型磁場閉じこめ核融合原型炉におけるブランケット・第一壁の運転温度のデザインウィンドウの例
Zinkle JNM 417(2011) 2-8

N.M. Ghoniem, R.W. Conn, in: Fusion Reactor Design and Tech., II, IAEA-TC-392/62, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1983, p. 389.

5



さまざまな原子力システムにおける損傷量と材料ごとの使用温度領域

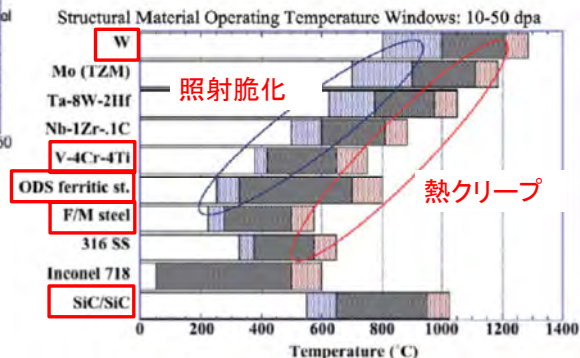


MSR: Molten Salt Reactor
SFR: Sodium Fast Reactor
VHTR: Very High Temperature Reactor
SCWR: Super Critical Water Reactor
GFR: Gas Fast Reactor
LFR: Lead Fast Reactor

Zinkle, Materialstoday (2009) vol.12 No.11

核融合炉の想定運転温度範囲は、同じ中性子が発生するなどの核分裂炉システムよりも高温で厳しい

核融合・核分裂を含む炉型において 10-50dpa 照射を想定した材料ごとの運転温度範囲



6



Anticipated operation parameters and loading conditions for the PFCs materials of ITER and a DEMO like reactor

	ITER		DEMO like Reactor	
	Divertor	First Wall	Divertor Target	Divertor Target
Component Replacement	Up to 3	5 year cycle	5 year cycle	5 year cycle
Av. neutron fluence dpa	Max.0.15 (MWa/m ²) 0.7 dpa/W	10 (MWa/m ²) 30dpa/W	5 (MWa/m ²) 15dpa/W	5 (MWa/m ²) 15dpa/W
appm(He)*		120dpa/RAFM ~20appm/W*	60dpa/RAFM ~10appm/W*	60dpa/RAFM ~10appm/W*
%Re for W	0.15% Re	6%Re	3%Re	3%Re
Normal Operation				
No. of cycle	10000	<1000	<1000	<1000
Peak particle flux	10 x 10 ²³ /m ² s	0.02 x 10 ²³ /m ² s	~10 x 10 ²³ /m ² s	~10 x 10 ²³ /m ² s
Surface heat flux	10 MW/m ²	<1 MW/m ²	<1 MW/m ²	<1 MW/m ²
PFM operational Temperature	W: 200-1000°C	W: 550-800°C	W: 500-900°C(Water cool) 650-1450°C(He cool)	W: 500-900°C(Water cool) 650-1450°C(He cool)
ELM energy density	30MJ/m ² (Disr.)	<<1MJ/m ²	<<1MJ/m ²	<<1MJ/m ²
Off-normal operation (Disruptions)				
Peak energy density		-	30MJ/m ²	30MJ/m ²
Duration(ms)/no.of event	1-10(%) (Disr.)	-	1-10, max. 10	1-10, max. 10

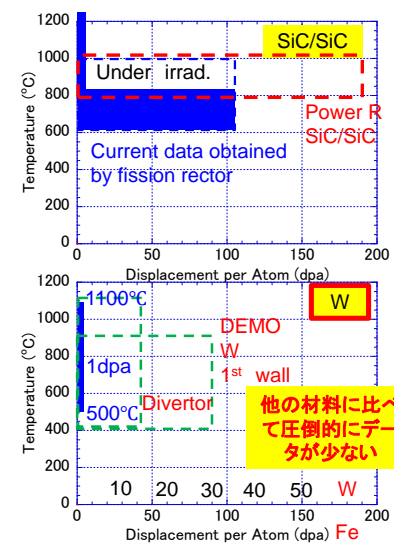
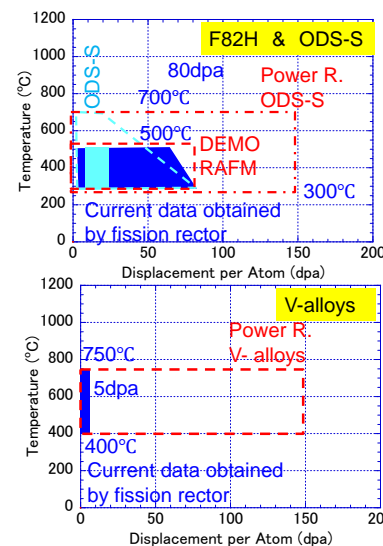
*) A.Robinson et al. UWFDM-1378

H.Bolt et al. JNM 307-311(2002) and JNM 329-333(2004) 66

7



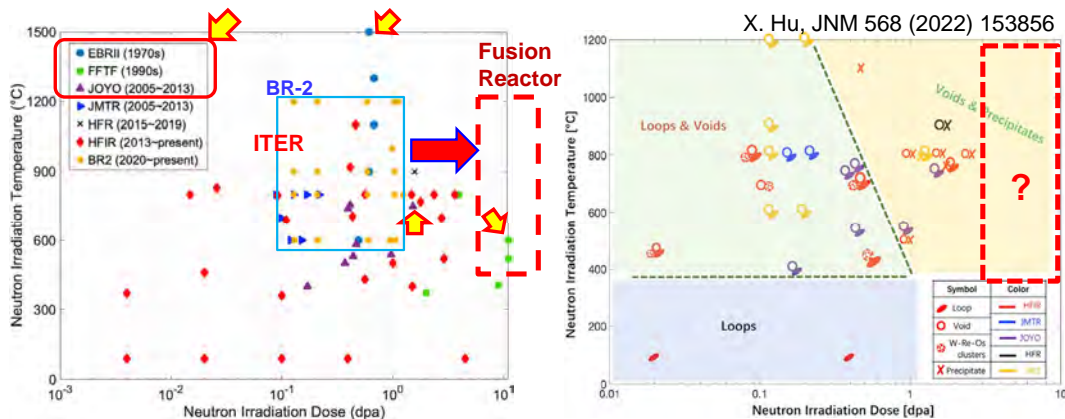
核融合炉材料の中性子照射データ取得の現状とDEMO・動力炉での条件



8

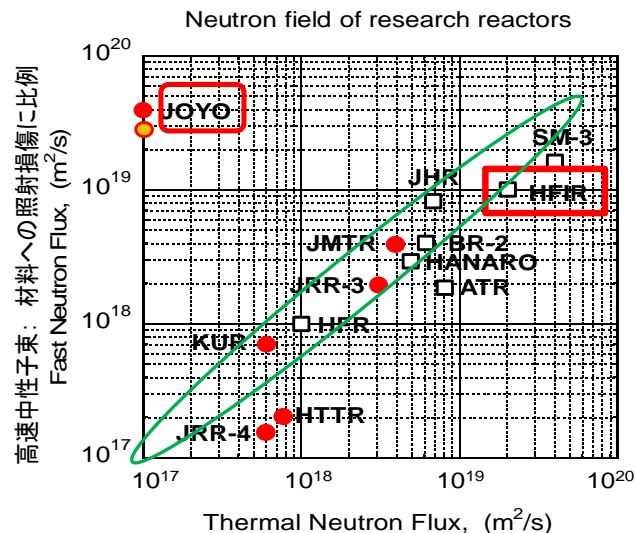
他の材料に比べて圧倒的にデータが少ない

Wにおけるこれまでの中性子照射データ



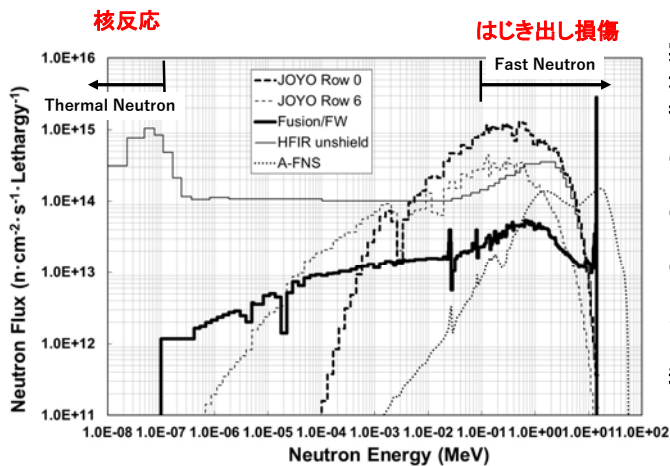
数dpa以上の照射データは1970~1990年代の高速炉での照射データであり、密度測定や微細組織観察のデータ。機械特性のデータは水冷炉(BR2)で熱中性子遮蔽をした1dpa前後が最近の最高値。

材料試験炉における中性子照射環境



高速中性子束：材料への照射損傷に比例

各種の中性子照射場における中性子のエネルギースペクトル



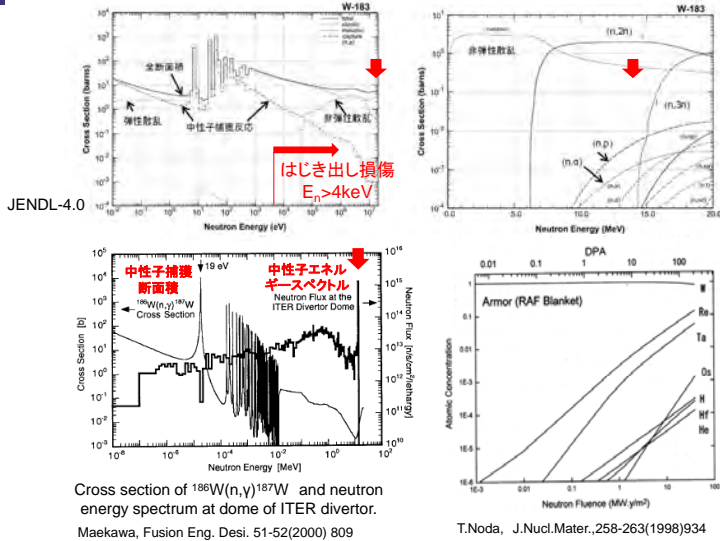
実際の材料が照射される環境に近い中性子スペクトルをもつ照射場が望ましい。

- 核融合炉：14MeVにピークを持つ
- 核破砕中性子源：30~40MeV以下
- 核分裂炉：核分裂中性子スペクトルは2~5MeV以下
熱中性子束は核分裂炉の冷却材や減速材の種類で決まる。

中性子照射環境の特徴

これまでの照射データの概要

中性子とWの相互作用(衝突断面積)の特徴 (W)

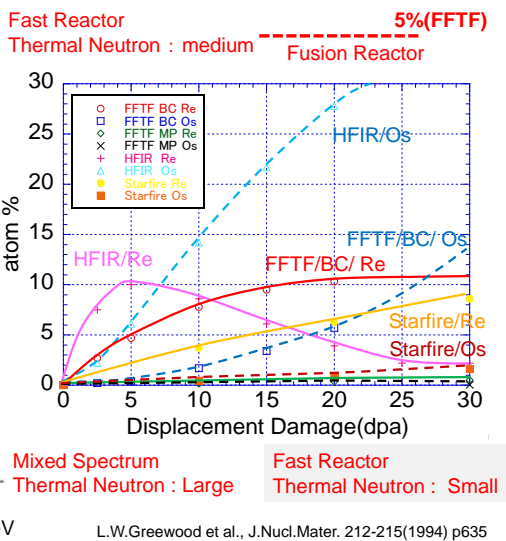


Fe:1dpa → W:0.3dpa
 衝突によるエネルギー遷移効率の違いと、はじき出しエネルギーの違いによる
 Greenwood, JNM, 212-215(1994)635-639

● (n,γ)反応断面積が大きい。低エネルギー側の核変換が大きい。
 ● 高エネルギー側の核変換による水素やヘリウムの生成量は比較的少ない。
He/dpa ratio: 0.6(W), 11(F82H)

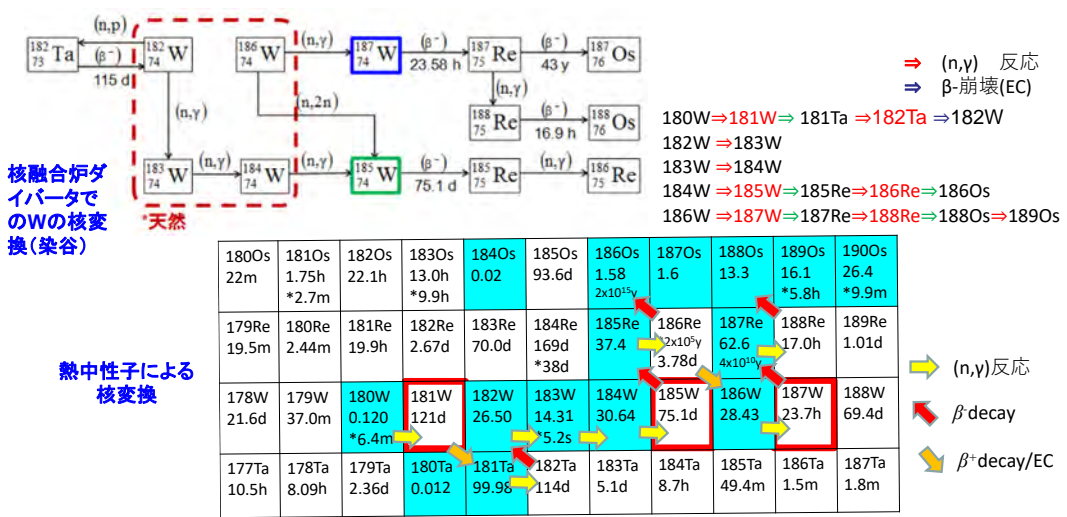
原子炉照射中におけるタングステンの核変換

● タングステンでは中性子捕獲反応(n,γ)の断面積が大きい。
 ● 核変換元素の量は、照射場の中性子スペクトルに大きく依存する。
 ● WへのRe添加により、低温脆性の改善、高温強度の向上、ポイド形成の抑制が報告されている。核変換の進展により、劣化だけではなく、改善する特性もあるのか？

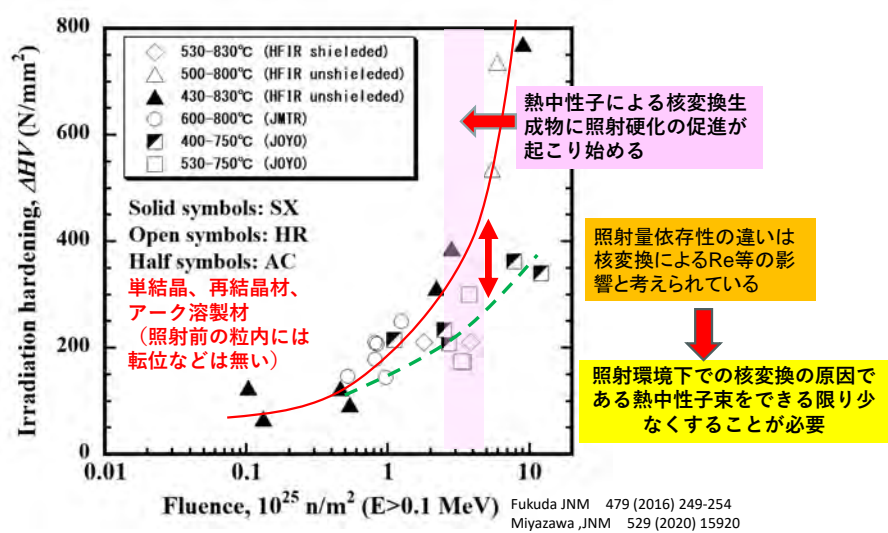


● 照射データを検証する際は、中性子スペクトルの影響を考慮する必要がある。
 dpa 値 Fe (E_d=40eV)
 W(dpa) : Fe(dpa) x 0.27 E_d=90eV

Wの核変換生成反応の例

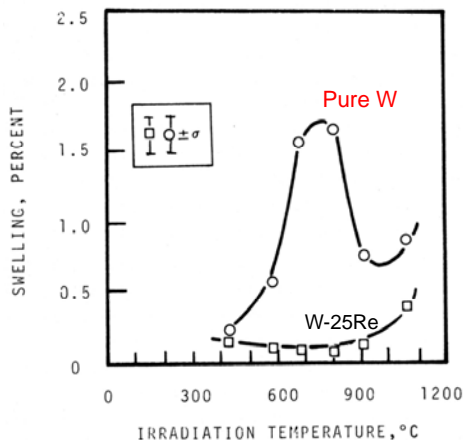


照射硬化の照射量依存性



熱中性子による核変換生成物に照射硬化の促進が起こり始める
 照射量依存性の違いは核変換によるRe等の影響と考えられている
 照射環境下での核変換の原因である熱中性子束をできる限り少なくすることが必要

中性子重照射したタングステンのスエリング挙動



Recrystallized at 1750°C
EBR-II $5.5 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$
($E > 0.1 \text{ MeV}$) 9.5dpa

タングステンの重照射領域のスエリングの照射温度依存性

スエリング量の評価方法は密度測定

微細組織の観察結果は報告されていない

論文に記載はないが、おそらく放射化がきつくて密度変化くらいしかPIEができなかった可能性がある

W-25Re: WへのRe添加でスエリングが抑制されている

- ポイドスエリングのピーク温度は700~900°Cか?
- 10dpa照射でも1.5%程度の体積膨張
- 26%Re添加材でスエリングは大きく抑制される。

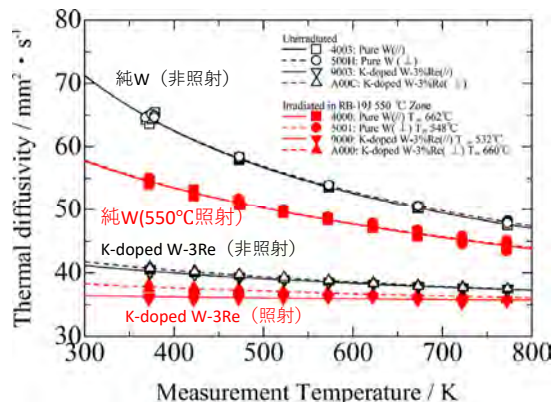
J.Motolich et al., Scripta Metallurgica, 8 (1974) 837-842

中性子照射材の熱拡散率測定

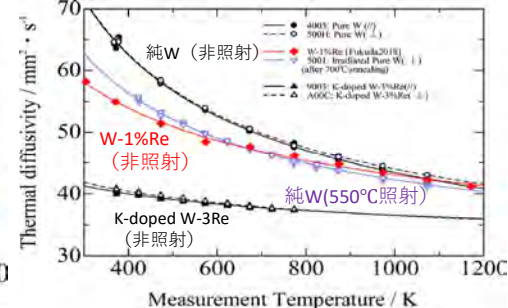
HFIRでの熱中性子遮蔽した600°C照射キャプセル材の試験結果

Akiyoshi, JNM 543 (2021) 152594

核変換元素による熱特性の劣化

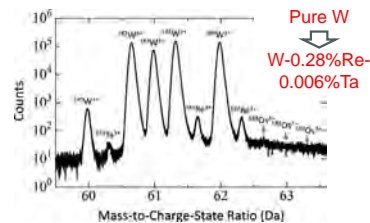
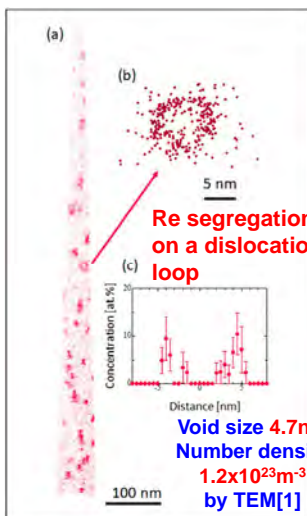
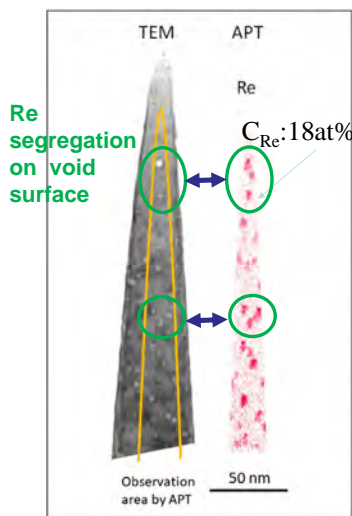


非照射のRe含有材(1および3%Re)の結果から、照射後のRe生成量は0.52%と結論した。
~1.1%@1dpa



0.21-0.46dpa @ 532-662°C irradiation with Gd thermal neutron shielding
Transmuted amount of Re : 0.52%

ポイドや転位ループ上へのReの偏析



● Powder metallurgically pure-W (Plansee) Annealed at 1400°C

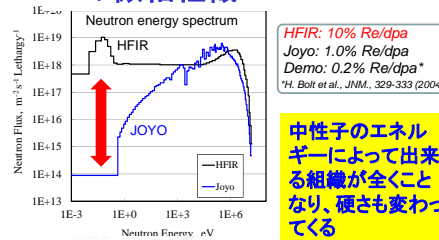
● Irradiated at core position of Joyo (Fast Reactor)

- #Thermal neutrons ($E_n < 0.5 \text{ eV}$): $1.0 \times 10^{14} \text{ n/(m}^2\text{s)}$ and $3 \times 10^{20} \text{ n/m}^2$
- #Fast neutrons ($E_n > 0.1 \text{ MeV}$): $3.9 \times 10^{19} \text{ n/(m}^2\text{s)}$ and $1.2 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$

1.54dpa (Ed:90eV)

Inoue, MTLA 32 (2023) 101963
[1] Tanno, Mater. Trans. 53(2011) 1447-1451

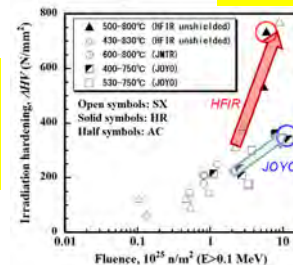
いろいろな原子炉で照射したWの微細組織



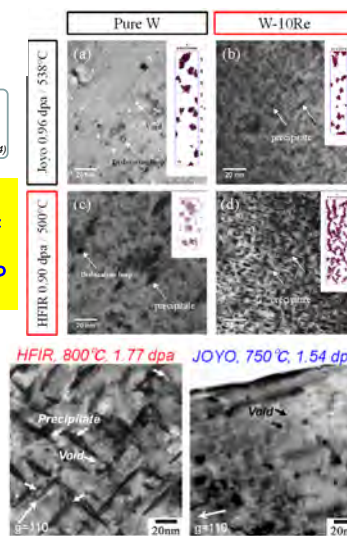
HFIR: 10% Re/dpa
Joyo: 1.0% Re/dpa
Demo: 0.2% Re/dpa*
*H. Bolt et al., JNM, 329-333 (2004)

中性子のエネルギーによって出来る組織が全くことなり、硬さも変わってくる

重照射になるほど高速炉の照射条件の方が、核融合炉の環境を模擬するには良い。



Dependence of irradiation hardening on fluence
*M. Fukuda et al., JNM 479 (2016) 249-254.

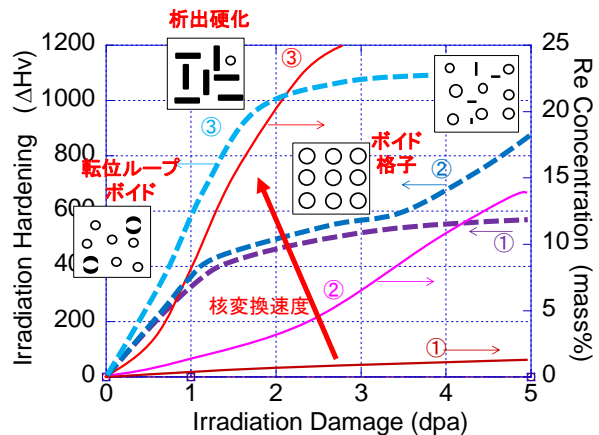


HFIR, 800°C 1.77 dpa JOYO, 750°C 1.54 dpa

W-9.2%Re-5.0%Os W-1.5%Re
Calculated compositions by FISPACT code.
M. Fukuda et al., JNM 455 (2014) 460.
T. Tanno et al., Mater. Transaction 48 (2007) 2399.

照射に伴うdpaとRe量の増加と照射硬化予測

21



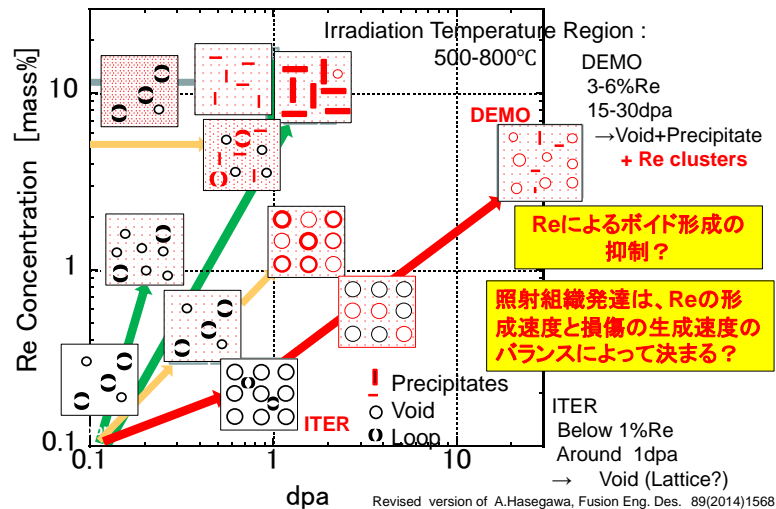
ボイドの自己規則化構造(ボイド格子)の形成でスエリングや硬化が抑制される可能性はないのか?

- ①: Fusion
- ②: Fast Reactor
- ③: Mixed Spectrum Reactor

欠陥集合体 (Void, Disl. Loop, Raft)
固溶Re, Enriched Cluster, 析出物

核融合炉における中性子照射によりW中に形成される照射欠陥組織と核変換Reクラスターの予測

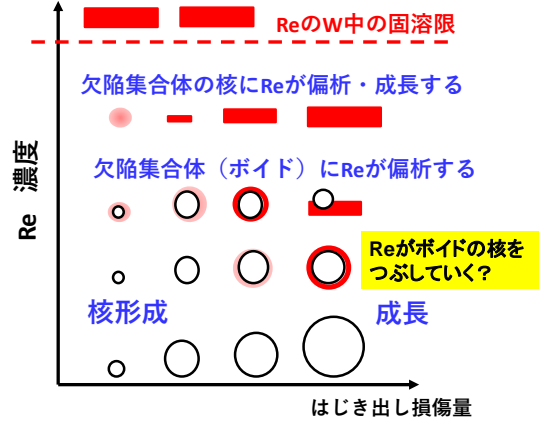
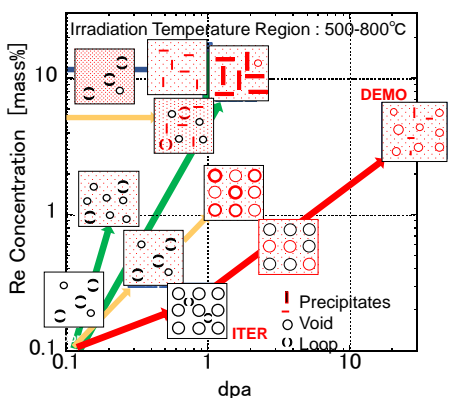
22



Reによるボイド形成の抑制?
照射組織発達は、Reの形成速度と損傷の生成速度のバランスによって決まる?

照射下でのW中のReの挙動とボイドおよび析出物の形成・成長

23



ボイドが超格子構造になるには、核生成で十分な数密度になることが必要
均一な核生成が持続するか

このような微細組織の変化が材料の機械特性などにどのように影響するのか

核融合炉の環境

24

高熱流束機器におけるタングステンの現状

核融合炉用のタングステン材料

・タングステンはITERやDEMO炉などの核融合装置におけるダイバータ用材料の有力な候補材料と考えられている。

- 高い融点(3420°C)
- 高い熱伝導率
- スパッタリングへの高い抵抗性
- 水素吸蔵性が小さい

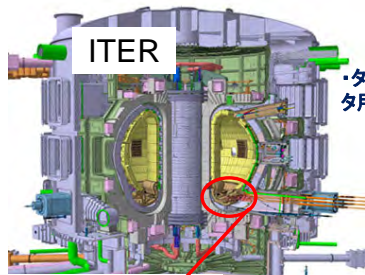
一番遅れて開発が始まった材料だから、先頭を切ってITERに本格的に実装される予定。

Diverter ダイバータは核融合炉のプラズマからの不純物排気装置

高熱負荷に対するため、高い冷却能力が求められる

Cooling parts

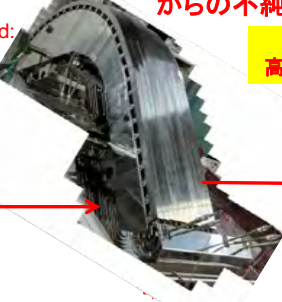
W mono-block (25mmx25mmx10mm)



Surface heat load: 10-20MW/m²
ロケットノズル並の熱負荷

Required number of the W block in ITER: ~400,000
→ PM processed W

ダイバータカセット



核融合炉のエネルギー分布

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

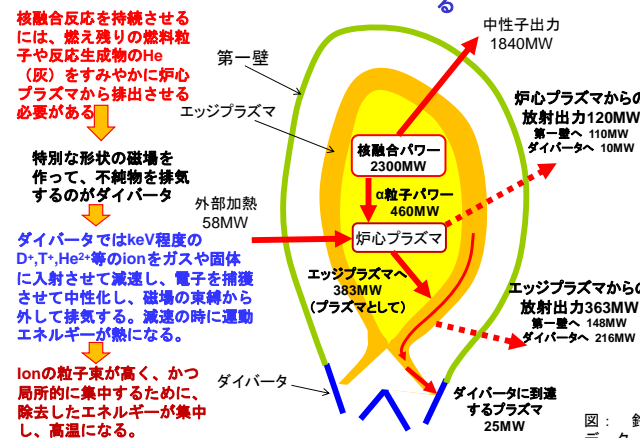
プラズマから入射する中性子の運動エネルギーを吸収し、それを熱に換える。

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。

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。

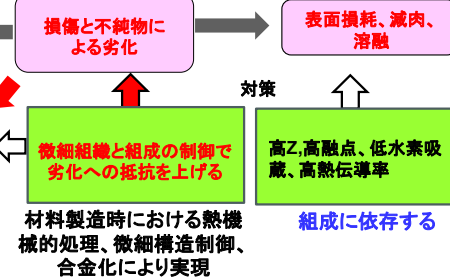
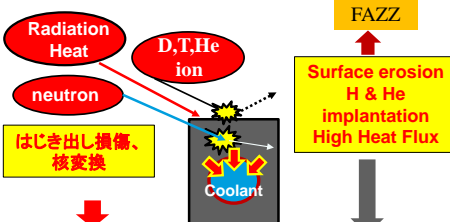
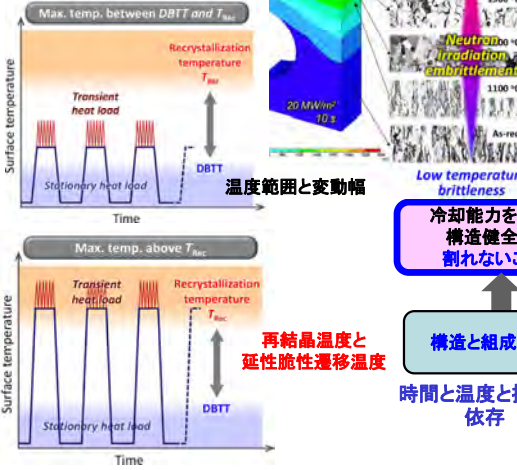
格子原子の熱振動は10¹²-10¹³Hz



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

融合炉におけるダイバータ環境

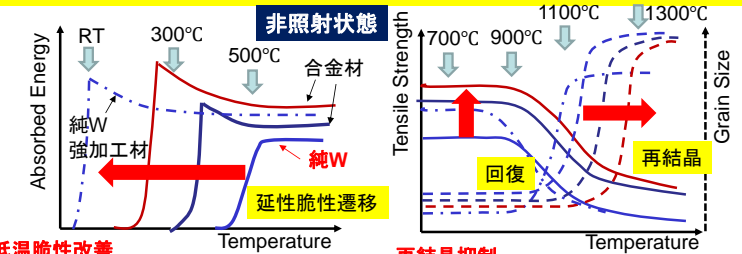
Nogami, JNM 543 (2021) 152506



タングステンの機械特性と再結晶挙動の改善目標

Hasegawa, J. Plasma Fusion Res. 96 2020 66-69

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

再結晶抑制 分散強化、合金化

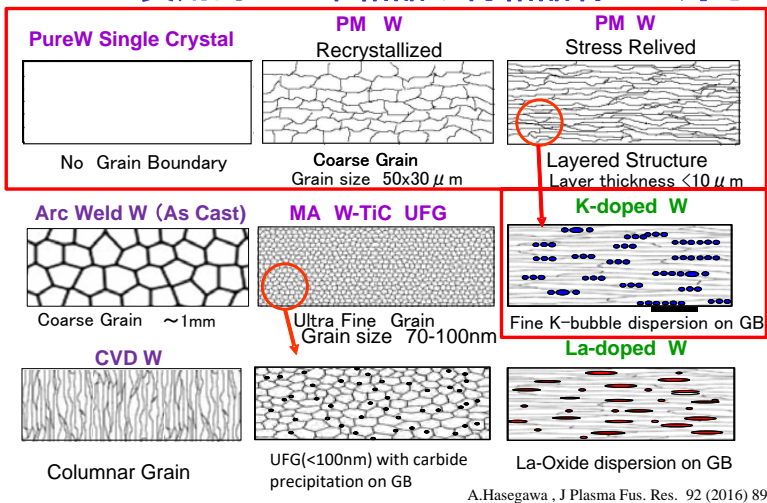
組織微細化、再結晶抑制
層状組織、繊維状組織
合金化による低温延性改善

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
粒子移動の抑制

照射による硬化と脆化に対して如何に改善をはかるか PS-W,UFG-W,ODS-W,複合化

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

核融合炉での使用を目指したW材料開発 実用的には単結晶や再結晶材では対応できない



純金属における照射挙動から実用材料の照射挙動へ

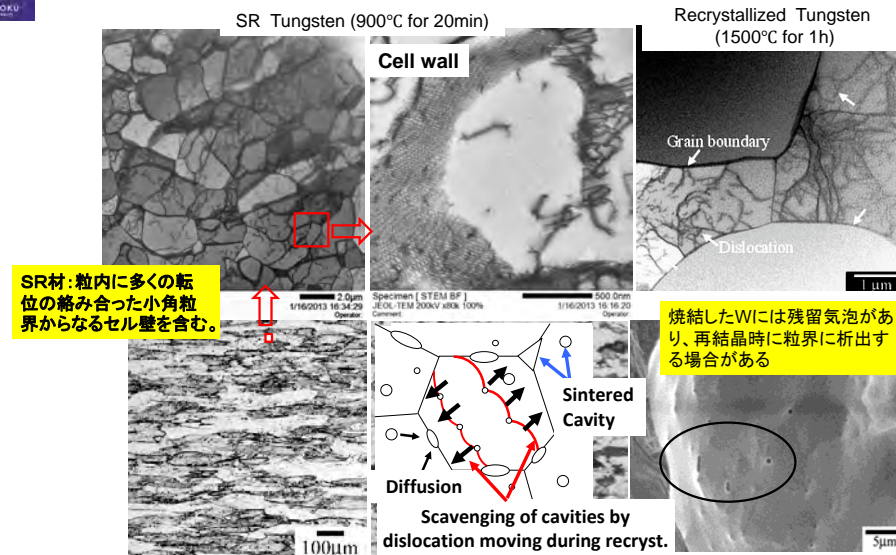
高温での再結晶を抑制した微細構造をもつ材料の開発

熱・機械的処理での組織の導入で低温脆化抑制

析出物、介在物の導入、合金元素の添加

A.Hasegawa, J Plasma Fus. Res. 92 (2016) 891

粉末焼結Wの応力除去処理材と再結晶処理材の微細組織



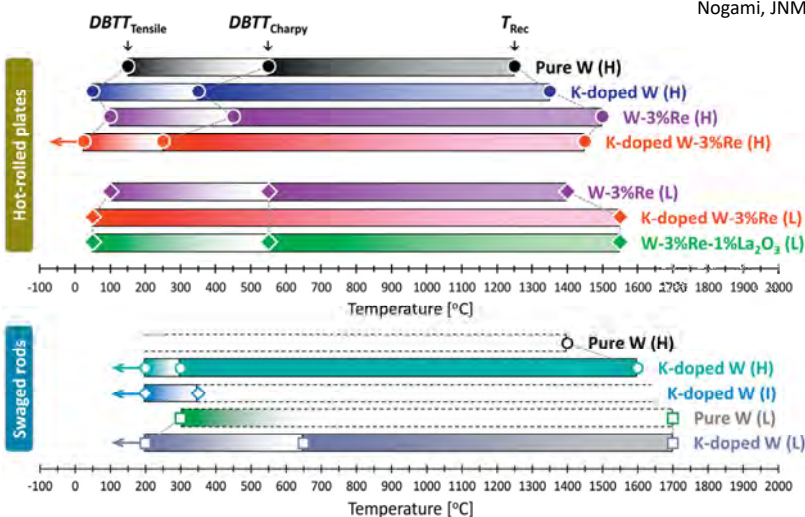
SR材: 粒内に多くの転位の絡み合った小角粒界からなるセル壁を含む。

焼結したWには残留気泡があり、再結晶時に粒界に析出する可能性がある

Specimen (STEM BF) JEOL-TEM 200kV x80k 100% 1/16/2013 16:19:20

各種W材料の試験法による延性発現領域と再結晶温度の比較

Nogami, JNM 543 (2021) 152506

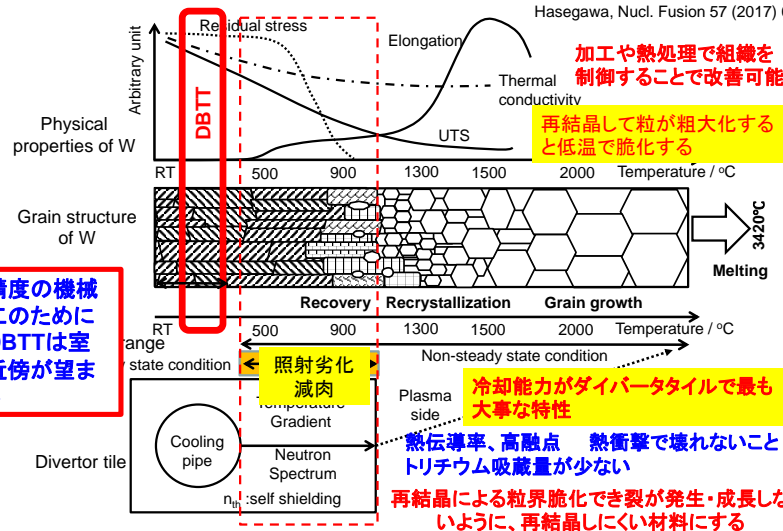


・引張り試験の方が脆性発現の温度が低く現れる傾向がある。

・シャルピー試験のDBTTの傾向と一致するとは限らない。

非照射環境下における焼結Wの組織と特性変化

Hasegawa, Nucl. Fusion 57 (2017) 092006



加工や熱処理で組織を制御することで改善可能

再結晶して粒が粗大化すると低温で脆化する

ダイバータはできるだけ高温(1000°C以上)での微細組織の長期安定性が求められている

高精度の機械加工のためにはDBTTは室温近傍が望ましい

冷却能力がダイバータタイルで最も大事な特性

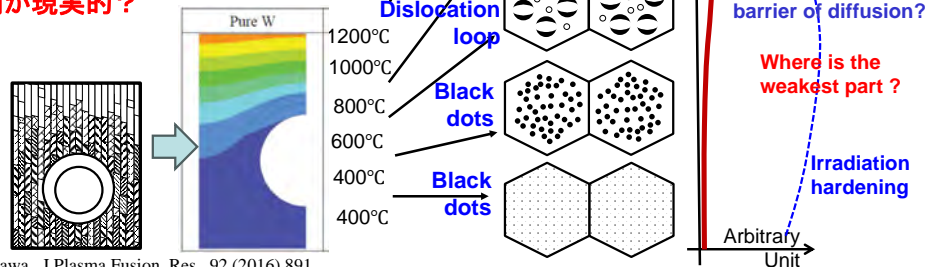
熱伝導率、高融点、熱衝撃で壊れないことトリチウム吸蔵量が少ない

再結晶による粒界脆化で亀裂が発生・成長しないように、再結晶しにくい材料にする

ダイバータタイルにおける温度勾配条件下における微細組織発達

- 粒界は点欠陥の強いシンク
- 点欠陥の易動度は高温側で非常に高い。欠陥クラスターは高温側で回復し、消滅する？
- 空孔の熱平衡濃度は高温側で非常に高い
- He は1200°C以上で易動度が高く、クラスターを形成する

●試験体に温度勾配を付けた原子炉内での照射実験は非常に難しかったため、照射温度依存性のデータを使ったモデリング研究での解明が現実的？

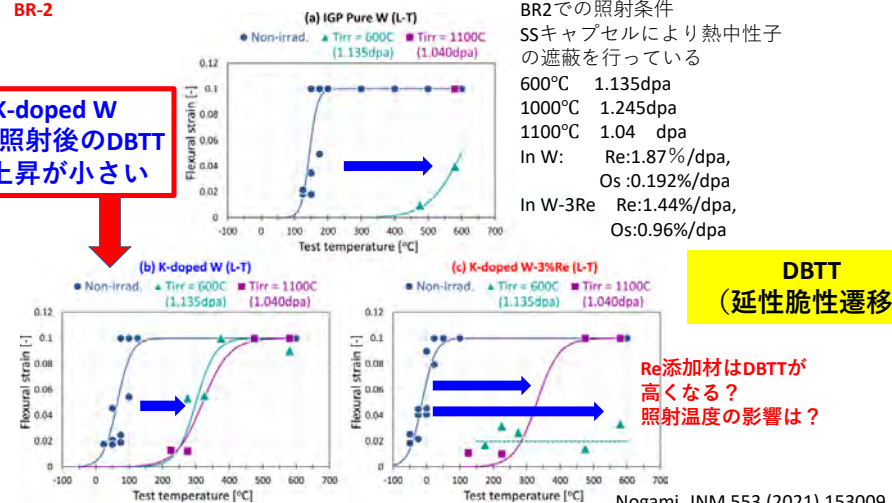


A. Hasegawa, J Plasma Fusion. Res. 92 (2016) 891

BR2で中性子照射したW材料の曲げ試験結果

BR-2

K-doped W
では照射後のDBTT
の上昇が小さい



DBTT
(延性脆性遷移)

Nogami, JNM 553 (2021) 153009

中性子照射したWの評価項目

ダイバータ機器用のタンگステン材料のデータベースとして求められる材料特性と、それに影響する材料組織などのパラメータ。
製造方法(材料中の微細組織)や組成に依存する特性が多い。同一製造方法で、元となる素材の不純物レベルなどを制御した素材を使った材料データのまとめが必要。

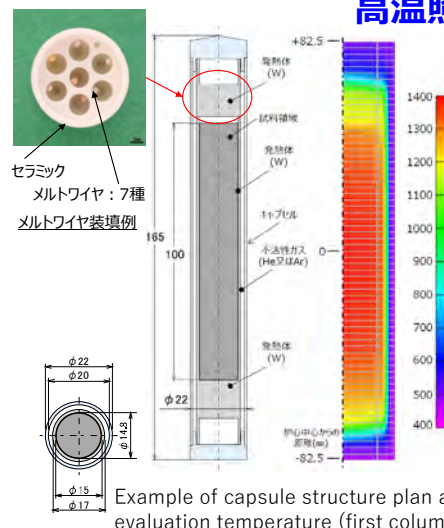
データベース項目	結晶方位	不純物濃度	添加元素	転位組織	粒径、粒形	製造方法
融点			○			
弾性率	○		○			
熱伝導率			○	?		△
再結晶の速度・時間依存性			○	○	○	○
引張強さ	○		○	○	○	○
引張延性	○	△	○	○	○	○
衝撃特性(DBTT)	○	○	○	○	○	○
破壊靱性			○	○	○	○
疲労特性	○	?	○	○	○	○
組織安定性			○	○	○	○
水系特性 溶解度、拡散挙動		?	○	○	△	○
表面特性 (PSI)	△		○	△	○	○
中性子照射効果	△	○	○	○	○	○

これらの評価項目を達成するには、多種多様な形状の試験片が必要となるが、放射化による被ばく量低減のために試験片の体積を小さくする微小試験片法が開発されている。

共通形状の試験片で如何に効率的に照射データを取得するかは、これまでの国内での照射研究でノウハウが蓄積されている。

照射後試験のための管理区域および測定装置の整備が必要。

高温照射のための照射キャプセルの検討状況



- 第1列：試験片がステンレス鋼であっても1000°Cは到達可能と期待される。
- 第6列：タンگステンのようなγ加熱率の高い試料を使用や、試験片を全てタンگステンにすることで1000°Cも到達可能と予想される。

1000°Cを超える高温照射については、タンگステン試料そのものがγ加熱の発熱体になるので、ヒーター無しでも1000°C以上に到達しうると期待される。

Irradiation Conditions

	Raw	First	Sixth
Irradiation Rig		CMIR	SMIR
Installable Specimen Dimension		O.D. <14mm Total L. <100mm	O.D. <14mm Total L. <100mm
Irradiation period and displacement damage of tungsten		Max. 300d : 9dpa (depending on JAEA Irradiation plan)	Max. 40d : 0.4dpa Continuous irradiation possible 240d : 2.4dpa

今後の常陽照射のための試料マトリックス

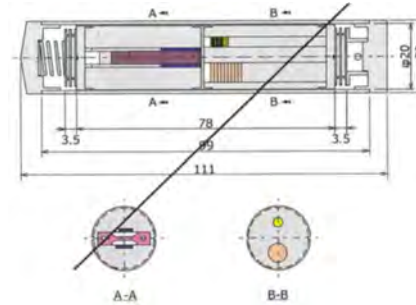
試料名	W合金 3種	W-Ta 合金
およその化学組成	(1)W-PureW (2)W-3%Re (3)K-doped-W(K:40wppm)	(1)W-1%Ta (2)W-3%Ta (3)W-5%Ta
試料寸法	(1)SSJ-0.5mmt : 4.0x16.0x0.5 (2)SSJ-2- 0.5mmt: 4.0x12.0x0.5 (3)TEM disk 0.2mmt : φ3.0x0.2 (4)6mmφx1mmt disk : φ6.0x1.0 (5) 3pt Bend Bar : 1.0 x 1.0x 12.0mm	TEM disk 0.2mmt : φ3.0x0.2
予想される個数	3合金の合計 SSJ: 1温度に45本 SSJ-2: 1温度に10本 TEM: 1温度に9枚 6mmdisk: 1温度に6枚 BB: 1温度に30本	各合金 3枚ずつ 1温度に合計9枚 現在、試験片製作中
備考・特記事項	照射量: 5E+25 n/m2 照射温度: 500°C、750°C (または800°C)、1100°C He封入キャプセル	照射量: 5E+25 n/m2 照射温度: 500°C、750°C (または800°C)、1100°C He封入キャプセル

常陽照射のための試料形状とキャプセル形状の案と今後

その場温度測定のないキャプセル

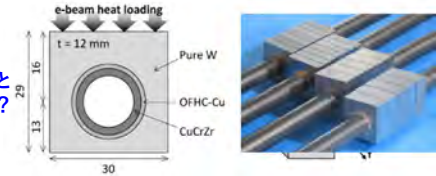


温度制御照射リグ (非常に高価) の実現
費用、期間は現実的か?



炉内のどこに、何個、何サイクル照射できるのか?
照射後の冷却期間も含め、PIEまでの期間の考慮しなければならぬ。

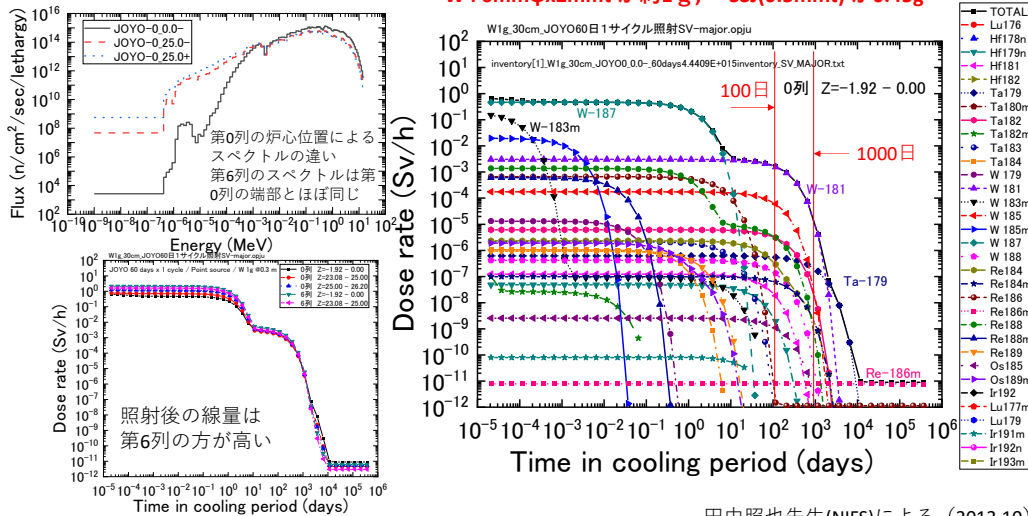
将来的にはダイバータイルごとの照射も必要か?



サンプル番号(個)	ユーザー	照射温度 (°C)	中性子照射量 [E=0.1MeV] (n/m2)	試料名	試料形状	寸法(mm)	個数	
UM10	東北大・青田	1100 (可搬で未利用)	?	W alloy	SS-J2	4x16x0.5	6	
				W合金(W-PureW)	SS-J	4x16x0.5	45	
	東北大・長谷田	1000	5.00E+25	W合金(K-doped-W)	3pt Bend Bar	φ3x0.2	9	
				W合金(W-3%Re)	TEM disk	φ3x0.2	3	
				W-Ta合金(W-1%Ta)	TEM disk	φ3x0.2	3	
				W-Ta合金(W-3%Ta)	TEM disk	φ3x0.2	3	
	東北大・青田	1100 (可搬で未利用)	?	W alloy	Disk	φ3x0.5	3	
				W alloy	Disk	φ6x1	6	
		東北大・長谷田	1000	5.00E+25	W合金(K-doped-W)	disk	φ6x1	6

常陽で1サイクル照射したWの放射化の状況

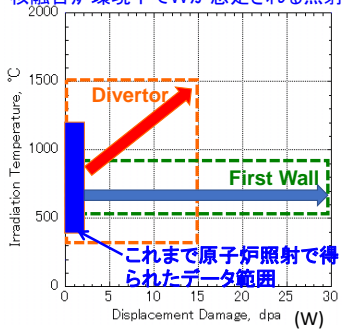
W: 6mmφx2mmt が約1g, SSJ(0.5mmt) が0.45g



高熱流束機器用材料の高温重照射データの取得への期待

低放射化鉄鋼材料のように十分に照射データの無いタンゲステンにおいて、現在は少しでも照射量の高い照射データが世界中の核融合開発PIから求められている。
 材料作製からデータ取得まで4~5年程度かかることから、早急な実験準備の開始が求められる。
 原子炉の運転に係わるコストも重要である。

核融合炉環境下でWが想定される照射条件



原子炉を使った中性子照射の課題
 温度：冷却材・キャプセルの制限
 照射量：時間的制限(年間1~5dpa?)
 核変換：核変換・損傷の同時発生
中性子スペクトル調整が必要
 ターンアラウンドが長い
 中性子照射によって放射化するため、PIEには冷却期間とホットラボが必須

常陽(高速中性子炉)の活用が必須

国内の照射後試験施設での材料評価
 人材育成とノウハウの蓄積が重要

国内で照射からPIEまでが完結する常陽照射に期待している。

核融合中性子源照射
 DONES(将来の装置)

大学・JAEAの共同研究体制の充実を図る

終わり

ご清聴ありがとうございました。

Ⅱ. 受賞者よろこびのことば

功績賞

材料部会ロードマップの策定および国際的原子力材料研究の発展への貢献

ミシガン州立大学 Facility for rare isotope beams (FRIB) 若井 栄一

材料部会の功績賞にご選出頂き、大変光栄に存じます。私は、高エネルギー粒子を受ける加速器機器・材料を含む、様々な原子力材料・機器の研究と開発に貢献する多くの機会に恵まれました。人々の生活を支え、発展させるために原子力材料分野のロードマップは、広い範囲の原子力システムと材料系などをカバーしつつ、社会のニーズを捉えており、大学、国立研究所、民間企業、国家といった諸機関や関係者にとって重要です。私たちのロードマップは、新型コロナウイルスの影響にもかかわらず、原子力材料ロードマップ作業部会を組織することで、私たちのロードマップ作成は着実に進められてきました。若い世代からベテラン世代まで多くの人々と機関のご尽力と強力な協力のもと、2019年12月から2021年5月にかけて作成されました。一方、私は3年前に Journal of Nuclear Materials 誌の編集委員に推薦され、現在では年間約200件近い投稿論文を取り扱い、常に著者に論文の質を高めるための改善提案や要望を行い、この分野の発展に微力ながら貢献し続けています。

私は約2年前に日本原子力研究開発機構(JAEA)を退職し、ミシガン州立大学に転職しました。そこは米国で重イオン稀同位体ビーム(238Uイオンまで)を用いた原子核物理学の最先端の施設であり、出力向上を進めています。このためには、放射線損傷、放射線挙動を模擬するモンテカルロ計算コード(PHITS) 評価や高出力・高エネルギー粒子照射技術、さらには照射後試験技術に関する知識が必要です。また、原子力材料分野の知識や技術、並びに超耐熱工学技術を応用することは非常に有益です。おそらくそれらが私が今ここで働いている理由でしょう。

文学好きでもあった20歳の頃から研究者になりたいと願い、努力してから40年以上が経ち、その間、多くの困難や破天荒な国際共同研究も経験してきました。これまで真剣に協力に取り組んだ仲間たちは今でも助け合います。私は、独自に火力発電並の発電効率を目指す低放射化ハイエントロピー合金の基礎研究なども科研費研究の中で取り組みました。世の中、思い通りにいかないのですが、チャレンジして得られることは本当に多く面白い限りです。天命なのかもしれませんが、今後も研究開発の仕事と人生をしっかりと楽しみ続けた

いと思っています。ですから、もし、ミシガン州立大学やその近辺を訪れる機会があれば、ぜひご連絡ください。最後に、これまでの研究開発の活動と人生を支えて頂いた皆様にお礼と感謝を申し上げます。



若手優秀賞

核融合炉用強靱化 ODS オーステナイト合金の開発と力学特性評価における
超微小試験技術の精密化と相関性向上

東北大学金属材料研究所 原子力材料工学部門 耿 殿程

このたびは、原子力学会材料部会若手優秀賞という栄えある賞を賜り、誠にありがとうございます。本研究を長年にわたりご指導くださいました東北大学金属材料研究所 笠田竜太教授に深く感謝申し上げます。また、研究の各段階でご協力・ご助言をいただいた研究室の皆様、ならびに選考委員の方々に心より御礼申し上げます。

本研究は、核融合炉構造材料として有望な Ni フリーODS オーステナイト鋼の開発と、ナノインデンテーション技術の精密化という二つのテーマを柱としています。修士課程から一貫して取り組んできた研究であり、7年近い歳月をかけて積み上げてきた成果が評価されたことを、大変光栄に思っております。

ODS 鋼の研究では、Fe-Mn-Al-Si 系合金において、不整合 YAlO₃ 粒子を起点とする 9R 相変態・積層欠陥・変形双晶の連鎖機構という ODS 鋼では報告例のない変形メカニズムを見出し、強度と延性の両立を実証しました。ナノインデンテーション技術の面では、圧子摩耗が弾性率に系統的誤差をもたらす一方、ゼロ点補正と Nix-Gao 法によるバルク相当硬さには影響が小さいことを明らかにし、微小試験データの信頼性向上に貢献できたと考えています。

本受賞を励みとして、2026 年 4 月より助教として着任する東北大学金属材料研究所において、核融合炉実現という目標に向けた研究をさらに推進するとともに、材料部会活動にも積極的に貢献してまいります。今後ともご指導、ご鞭撻を賜りますよう、よろしくお願い申し上げます。



若手優秀賞

事故耐性燃料に向けた Cr 被覆 Zr 合金の界面安定化に関する研究

東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻 李 博

このたび、第 17 回日本原子力学会材料部会「若手優秀賞」を賜り、大変光栄に存じます。選考委員会の先生方に心より御礼申し上げます。

私は 2020 年から東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻博士課程に入学し、阿部弘亨教授のご指導の下、核材料の研究を開始しました。2023 年に博士号を取得後、引き続き同研究室で特任助教として 2025 年まで務め、一貫して Cr 被覆 Zr 合金の開発に取り組んでまいりました。2025 年より北京科技大学 (USTB) の准教授として着任し、現在も Cr 被覆 Zr 合金の界面安定性制御に関する研究を続けております。

本賞の対象となった研究は、「事故耐性燃料に向けた Cr 被覆 Zr 合金の界面安定化に関する研究」であり、日本学術振興会 (JSPS) 科研費 (課題番号: 25K17834) の支援を受けたものです。福島第一原子力発電所の事故以降、Cr 被覆 Zr 合金は、優れた高温耐酸化性と中性子経済性から、最も実用化が期待される事故耐性燃料 (ATF) 被覆管材料の一つと考えられています。しかしながら、実用上の重大な課題は Cr/Zr 界面の不安定性です。使用環境下では Cr と Zr の相互拡散が激しく、脆性金属間化合物 $ZrCr_2$ が界面に生成し、被覆管の健全性を損なう恐れがあります。従来の拡散バリア層では新たな界面や第二相の問題が避けられませんでした。そこで私は、微量合金元素添加による $ZrCr_2$ 生成の熱力学的抑制という新しい戦略を提案しました。第一原理計算と実験検証を組み合わせ、以下の成果を得ました。

主な研究成果は以下の通りです。

1. 添加元素の第一原理スクリーニング:

DFT 計算により複数の候補元素を系統的に評価し、Zn、Mg、Sn が $ZrCr_2$ 相の形成エネルギーを有意に上昇させることを見出しました。さらに電子局在関数 (ELF) および QTAIM 解析により、その機構は $ZrCr_2$ 結晶中の Zr-Zr 結合および Zr-Cr 結合の共有結合性を選択的に弱め、熱力学的安定性を低下させることにあると解明しました。

2. 実験的検証:

真空アーク溶解法により Zn、Mg、Sn を添加した Zr-Cr 基バルク合金を作製し、XRD による定量相分析および SEM-EDS による微視的組成分析を行いました。その結果、いずれの添加元素も $ZrCr_2$ 相の生成量を減少させることを確認し、理論予測と良い一致を得ました。なかでも Sn が最も強い抑制効果を示し、0.5 wt.% の Sn 添加により $ZrCr_2$ 生成量が約 10% 減少することを実証しました。

これらの成果は、微量添加 (特に Sn) による界面安定化が、理論的基盤 (結合弱化機構)

と実験的裏付けを備えた、実用可能な Cr 被覆 Zr 合金の改良指針となることを示しています。

最後に、本研究を支えてくださった皆様に深く感謝申し上げます。

まず、本賞のご推薦者であり、博士後期課程から一貫して熱心にご指導いただいた阿部弘亨先生に心より御礼申し上げます。また、Yang Huilong 先生、叶野翔先生、西村洋亮先生、尾亦さん、小藺さんをはじめとする阿部研究室の皆様の貴重なご議論と温かいご支援に感謝いたします。さらに、研究資金を提供してくださった JSPS (科研費 25K17834)、ならびに優れた実験環境を提供してくださった東京大学に御礼申し上げます。

現在は北京科技大学にて准教授として、引き続き Cr 被覆 Zr 合金とその界面安定性の研究に取り組んでおります。本賞を励みとして、事故耐性燃料材料の発展に一層貢献してまいります。

この度は誠にありがとうございました。



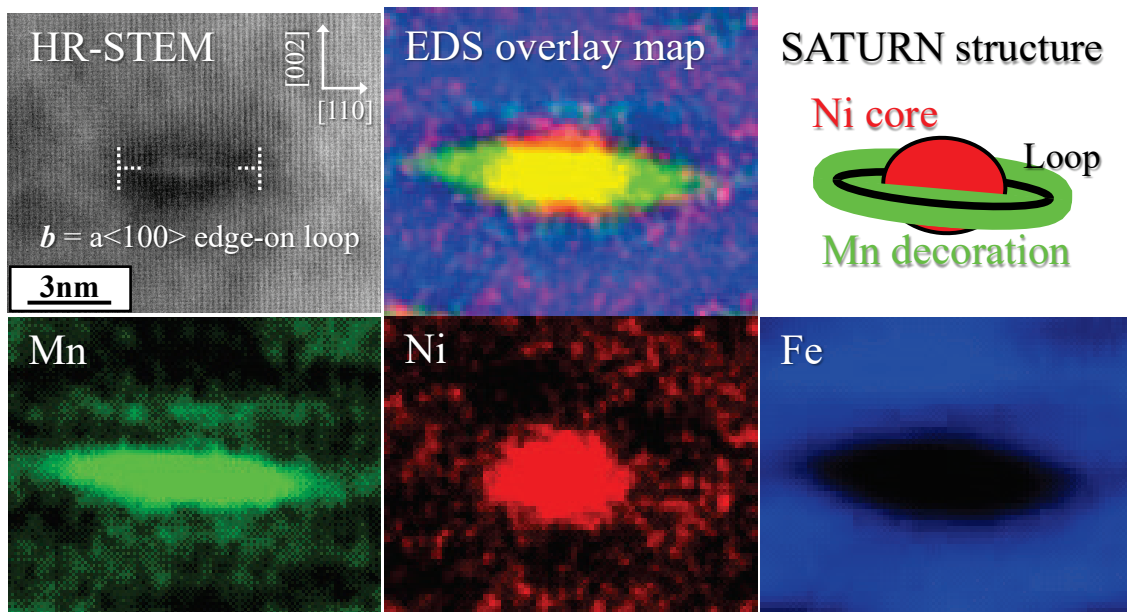
Best figure 賞

作品題目 原子分解能分析電子顕微鏡が捉えた

STRUN(Solute Atom Trapped Under Radiation-induced Nano-scale evolution)構造

福井大学 野志勇介、石脇萌、柿澤真人、福元謙一

九州大学 尾中晃生、山本知一、安田和弘



この度は第8回日本原子力学会材料部会 Best Figure 賞にご選出いただき、誠にありがとうございました。受賞対象となりました図は、エネルギー190 keVのH+照射された軽水炉原子炉压力容器鋼モデル合金中に形成した、転位ループ周辺の局所的な溶質原子の分布を捉えたものです。最新の原子分解能分析電子顕微鏡（日本電子製 JEM-ARM300F2 GRAND ARM™2）を用いて、高分解能走査透過電子顕微鏡法（HR-STEM）とエネルギー分散型X線分光法（EDS）を組み合わせることにより、{100}面を障壁面とするバーガスベクトル $b = a\langle 100 \rangle$ の転位ループにおいて、転位線外側に輪を描くように Mn が、転位ループ内側で球形に Ni が集積し、土星（SATURN）のような修飾構造を形成していることが明らかになりました。

従来から原子炉压力容器鋼の主要な中性子脆化因子は溶質原子クラスターと転位ループの2種類であると考えられており、これらの脆化因子が複合体を形成する可能性が指摘されています。これまで、計算機シミュレーションやアトムプローブトモグラフィと電子線トモグラフィを組み合わせた研究などが実施されてきましたが、その構造は未だ明らかではありませんでした。実機中性子照射条件とは異なるものの、格子ひずみ場と溶質原子との複合体

の構造が直接的に観察されたのは本研究が初めてであり、HR-STEM/EDS というナノ分析手法が照射脆化機構の解明に資する新たな技術になり得ると考えております。

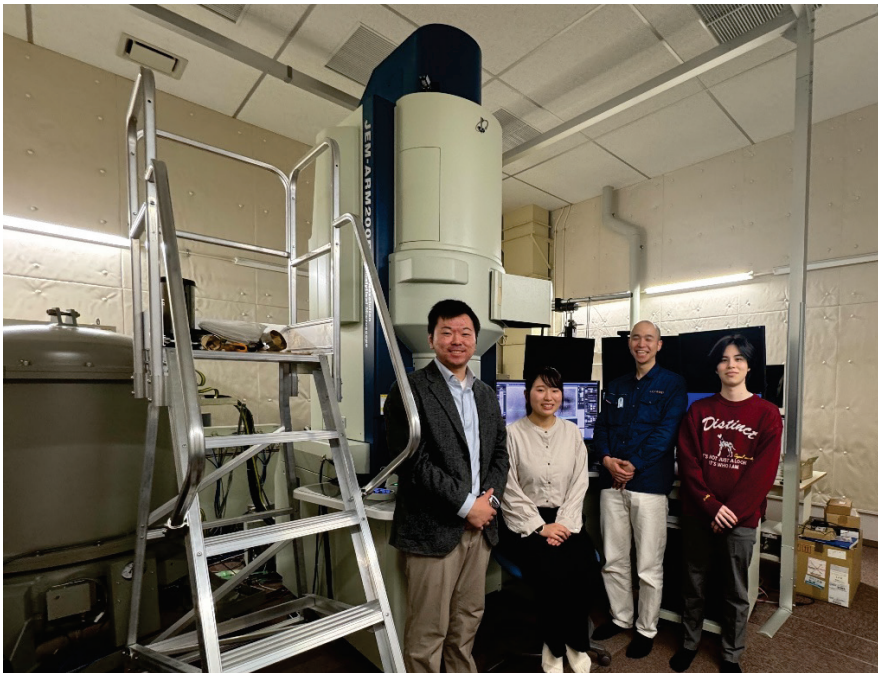
このような分析が可能となった背景には、電子顕微鏡技術の著しい進化があります。当初、試験的な HR-STEM/EDS 分析を実施した際には 2014 年に導入された日本電子製 132 台目の原子分解能分析電子顕微鏡 (JEM-ARM200CF、ACCELARM のプロトタイプ) を用いておりました。格子像と EDS マップの取得には試料ドリフトを最小限に抑えるため、文字通り「息を止めながら」分析を実施し、ようやく Mn のわずかな集積を可視化できたことが思い出されます。一方、2022 年に導入された JEM-ARM300F2 GRAND ARM™2 では、高倍率の EDS 分析でも試料ドリフトや試料汚染の影響が劇的に低減され、安定した大電流の冷陰極電界放出型電子銃と 2 器の大口径シリコンドリフト検出器 (158 mm²) のおかげで、わずか 10 分程度で図のような鮮明な EDS マップが得られるようになりました。

このように絶えず進化を続ける電子顕微鏡技術を最大限に活用し、今後とも我が国の原子力材料研究と照射後試験のさらなる発展に寄与できるよう、一層精進してまいりますので、ご指導、ご鞭撻のほどよろしくお願い申し上げます。

本研究を実施するにあたってご指導いただきました福井大学の福元謙一教授、九州大学の安田和弘教授、山本知一准教授に深く感謝申し上げます。また、HR-STEM/EDS 分析を実施するにあたり、技術のご支援を頂きました尾中晃生博士に深く感謝申し上げます。

本研究は令和 6 年度原子力システム研究開発事業「革新軽水炉圧力容器鋼の長期健全性確保に向けた照射組織制御の研究」の成果を含みます。

本研究の一部は、文部科学省「マテリアル先端リサーチインフラ」事業 (課題番号: JPMXP1225KU0102) の支援を受けて、九州大学超顕微解析研究センターで実施されました。(文:野志勇介)



◀ 実験者一同
(左から筆者、
石脇氏、尾中氏、
柿澤氏)

Best Figure 賞

作品題目 照射とともに踊る: 格子ひずみが織りなす輪舞曲(ロンド)

東北大学 大野直子

横浜国立大学 山田裕斗

山梨大学 長尾雅則

名古屋大学 荒井重勇、中尾知代、依田香保留



このたびは、材料部会 Best Figure 賞に選出いただき、心より感謝申し上げます。例年、美しくも知的好奇心を刺激する入賞作品の数々を拝見しておりましたので、今回私どもの作品を選出いただけたことを、大変光栄に存じます。

本作品は2023年度、文部科学省「マテリアル先端リサーチインフラ (ARIM)」の支援を受け、名古屋大学の超高压電子顕微鏡 (HVEM: 日本電子製 JEM-1000K RS) を用いて、銅酸化物系超伝導体 (REBCO) の RE サイト複数元素置換に対する照射影響を評価する一連の実験過程で、偶然得られたものです。

試料には、結晶育成法により作製した単結晶の $\text{ErBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$ を用いました。集束イオンビーム (FIB) により薄膜化したのち、低加速イオンで表面ダメージを除去し、液体窒素冷却ホルダを用いて 1MeV の電子線を照射しました。照射時の試料温度は 96~101K です。

電子線照射によって観察箇所の原子がはじき出され、結晶構造および膜厚が変化したことで、周辺の未照射領域との間に「ひずみ」が生じました。このひずみによって生じた薄膜の湾曲が、透過型電子顕微鏡特有のベンドコンター（等傾角干渉縞）として現れたのが本作の正体です。

改めて写真を見ますと、照射を受けた3箇所のポイントが節点となり、踊り子の頭部、胴体、そして下半身を形作っているかのようです。そこから広がるベンドコンターは、旋回とともに舞うドレスのドレープのように優美な曲線を描いています。過酷な照射環境下で、試料がその身をよじらせながらも華麗に舞う幻想的な瞬間を捉えた一枚となりました。モニターの中で輪舞（ロンド）を踊るかのような試料の鮮やかな変化に、その場に居合わせた一同が感銘の溜息をついたことを、今でも鮮明に覚えております。

原子力材料の研究分野では、一つの結果を得るために大規模な設備と、ARIMのような機関を跨いだ共用インフラの存在が欠かせません。今回の受賞も、そうした手厚いご支援と連携の賜物であると深く感謝しております。

この受賞を励みに、今後も一つひとつの現象に真摯に向き合い、本分野の発展に寄与できるよう精進してまいる所存です。今後とも、ご指導ご鞭撻のほど何卒よろしくお願い申し上げます。

（文：大野直子）

Ⅲ. 関連する国際会議のリスト

NIC 2026: Nuclear Innovation Conference

URL : <https://www.nrgpallas.com/company/events/nic>

会期 : June 10-11, 2026

場所 : Haarlem, Netherlands

次世代原子炉 (SMR/AMR) の商用化に向けた革新的材料、高度な製造技術 (3D プリントリング等)、デジタルツインの活用をテーマとした会議です。

Fontevraud 11: International Symposium on Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to LWRs' Safety, Performance and Reliability

URL : <https://www.sfen.org/evenement/fontevraud-11/>

会期 : September 14-16, 2026

場所 : Palais des Papes, Place du Palais, Avignon, France

早期登録〆切 : June 30, 2026

軽水炉の運転と安全性の向上に資する材料分析と調査から得られるフィードバックに関する意見交換を促進することを目的とした会議です。現場で発生した故障、摩耗または劣化の分析、欠陥の検出、機器管理、そして現場での故障に関連するあらゆる材料研究調査において、運転員や研究機関が得たあらゆる経験が対象となります。

ISLA-9: 9th International Symposium on Liquid Metal Applications for Fusion

URL : <https://www.differ.nl/isla-9>

会期 : September 14-18, 2026

場所 : Eindhoven, Netherlands

アブストラクト〆切 : April 30, 2026

核融合炉における液体金属応用に関する国際シンポジウムです。液体リチウムや鉛リチウム等の流動・材料共存性、トリチウム回収技術などの最新研究を扱っています。

NuMat 2026: The Nuclear Materials Conference

URL : <https://www.elsevier.com/events/conferences/all/the-nuclear-materials-conference>

会期 : September 21-24, 2026

場所 : Halifax, Canada

早期登録〆切 : May 22, 2026

原子力材料分野で最大級の国際会議です。核燃料、被覆管、構造材料の熱力学・微細組織・照射効果・モデリングを包括的に網羅しています。

RaDIATE 2026: 10th RaDIATE Collaboration MeetingURL : <https://indico.fnal.gov/event/71651/>

会期 : September 21-25, 2026

場所 : Deauville, France

アブストラクト〆切 : May 1, 2026, 1:59 PM (JST, UTC+9:00)

高輝度加速器ターゲット材料に焦点を当てた国際協力枠組みの会議です。極限環境下での材料応答、ビーム窓の寿命評価、照射損傷研究が主眼となっています。

SOFT 2026: 34th Symposium on Fusion TechnologyURL: <https://soft2026.org>

会期 : September 21-25, 2026

場所 : Aix-En-Provence, France

申込〆切 : 済 (March 10, 2026)

早期登録〆切 : July 20, 2026

ヨーロッパの核融合研究コミュニティーが運営する核融合工学に関する国際会議で、二年毎に開催されます。プラズマの話題から最近力を入れている炉工学や材料工学など幅広い分野からの参加者があり、広い視点から議論ができるのが特徴です。特に、今回のホストは Institute for Magnetic Fusion Research (IRFM) of CEA であり、ITER のお膝元であるフランスの Aix-En-Provence で開催されることから、ITER を中心としたホットな話題が期待されます。材料関連については ICFRM 等と比べると日本からの参加者数は少ないですが、会全体の規模としては核融合の国際会議では最大級で、参加者数は 1,000 人規模です。

TopFuel 2026: Nuclear Reactor Fuel Performance Conference --ANS / MeetingsURL : <https://web.apollon.nta.co.jp/topfuel2026/index.html>

会期 : October 12-15, 2026

場所 : Tokyo, Japan

早期登録〆切 : July 31, 2026

核燃料に関する国際会議です。軽水炉燃料の燃焼度向上、事故耐性燃料(ATF)の開発、材料の腐食、機械的性質、燃料挙動解析など、実用炉に近い材料研究が中心となります。

IAEA International Conference on Fuel Supply Chain for Sustainable Nuclear Power DevelopmentURL: <https://www.iaea.org/events/nfsc26>

会期 : October 13-15, 2026

場所 : Vienna, Austria

持続可能な原子力発電のための燃料サプライチェーンに関する国際会議です。SMR 用の新

型燃料や、HALEU（高純度低濃縮ウラン）など、燃料サイクルを支える材料供給と持続可能性に焦点を当てています。

PLiM 6: 6th International Conference on Nuclear Power Plant Life Management

URL : <https://www.iaea.org/events/plim-6>

会期 : December 7-11, 2026

場所 : Tokyo, Japan

アブストラクト〆切 : May 1, 2026

原子力発電所の高経年化対策と長寿命化管理（PLiM）に関する IAEA の国際会議です。構造材料の劣化評価、中性子照射脆化、保全技術など、実機材料の信頼性維持が主なテーマとなります。

2026 MRS Fall Meeting & Exhibit

URL : <https://www.mrs.org/meetings-events/annual-meetings/2026-mrs-fall-meeting>

会期 : November 29 - December 4, 2026

場所 : Boston, Massachusetts, USA

アブストラクト〆切 : June 2026 頃

材料科学における世界最大級の学会です。原子力材料単独の会議ではありませんが、例年「材料に対する照射効果」や「極限環境材料」といった原子力関連のシンポジウムが複数並行して開催されています。

TMS 2027 Annual Meeting & Exhibition

URL : <https://www.tms.org/TMS2027/TMS2027/Default.aspx>

会期 : March 14-18, 2027

場所 : Orlando, Florida, USA

アブストラクト〆切 : July 1, 2026 頃

金属・材料・鈹物に関する国際会議です。原子力材料分野（核燃料・構造材料・照射損傷モデリング）のセッションが非常に充実しており、北米の研究者を中心に最新の知見が発表されます。

IV. 運営委員会委員名簿

2026年度 委員名簿

部会長： 笠田 竜太（東北大学）

副部会長： 外山 健（日本原子力研究開発機構）

財務小委員長： 櫻谷 誠司（日本核燃料開発）

編集小委員長： 近藤 創介（東北大学）

編集小委員会委員： 濱口 大（量子科学技術研究開発機構）

広報小委員長： 河 侑成（日本原子力研究開発機構）

広報小委員会委員： 渡邊 崇（同志社大学）

国内学術小委員長： 岡 弘（北海道大学）

国内学術小委員会委員： 三浦 照光（原子力安全システム研究所）

国際学術小委員長： 入澤 恵理子（日揮株式会社）

国際学術小委員会委員： 松川 義孝（熊本大学）

庶務幹事： 宮澤 健（日本原子力研究開発機構）

庶務幹事： 大平 直也（京都大学）

庶務幹事： 宮原 勇一（電力中央研究所）

庶務幹事： 申 晶潔（核融合科学研究所）

V. 寄稿のお願い

材料部会では部会員の皆様のご参加を心よりお待ちしております。研究に関する学術的な話題から、会議の案内や報告といった連絡事項、研究機関・施設・研究会の宣伝および紹介、国際交流に関する情報、何気ない気づきや所感など、コミュニケーションの活性化のため、お気軽に話題を提供していただければと思います。以下のメールアドレスもしくはお近くの運営委員までご連絡ください。

○材料部会運営委員会宛メールアドレス material-sc@material-aesj.sakura.ne.jp

VI. 編集後記

今年度最初の部会報をお届けします。さて、最近のホルムズ海峡をめぐる報道に接するたび、その構図は原子力や核融合の世界にも重なって見えます。ここでのボトルネックは海峡ではなく、過酷環境下でも安全を支える材料に限られていること、そしてその材料を扱い、評価し、継承していく人材と知識もまた、限られた場に集中していることです。材料の層が細れば安全が揺らぎ、人の層が細れば技術の継続が揺らぐ。現在、原子力学会誌 ATOMOΣ への連載講座「原子力関連材料の新規展開」の掲載も始まっています。本会報や、先の連載講座がその2つの意味でのボトルネックを見つめ直す機会となれば幸いです。

最後になりましたが、本号の発刊にあたり、ご協力・ご支援を賜りました皆様に心より御礼申し上げます。

編集担当 近藤 創介（東北大学） 濱口 大（量子科学技術研究開発機構）