

日米次期共同プロジェクト提案

原型炉ダイバータにおける界面反応 ダイナミクスと中性子照射効果

2019年度～2024年度(平成31年度～平成36年度)

提 案 代 表 者：波多野雄治(富山大学)

コーディネーター：横峯健彦(京都大学)

取りまとめ責任者：檜木達也(京都大学)、大矢恭久(静岡大学)
近藤正聡(東京工業大学)

1. 研究目的

原型炉の開発に向け、固体ダイバータと、より先進的な液体ダイバータについて、高熱流束・中性子・トリチウムプラズマ照射下の成立性・長期健全性・安全性に大きな影響を与える**界面反応ダイナミクス**と、それに及ぼす**中性子照射の影響**を明らかにする。これらにより、原型炉ダイバータの工学設計に必要なデータを提供する。

2 . 研究の位置付け

(1) 核融合研究開発における背景

- プラズマ対向材料、構造材料、冷却材等から構成されるプラズマ対向機器（PFC）中には必然的に異種材料間および異相間に界面が存在する。
- 中性子照射下では、原子のはじき出しや電子の励起により界面反応が大きく促進されると共に、核変換で生成される不純物元素の界面への偏析等により材料特性が変化する。

PFCの伝熱特性や耐久性は
「最も弱い部分で決まる」



中性子照射により誘起される界面反応に伴い、致命的な材料特性の劣化が生じうる

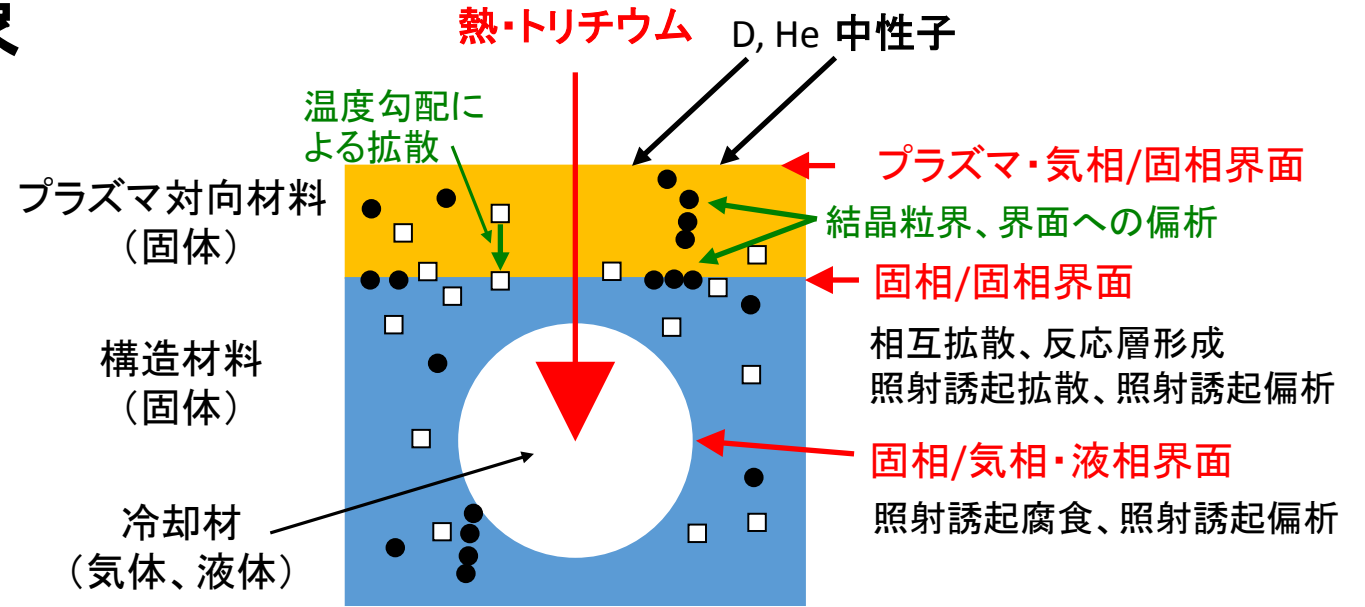


中性子照射下の
界面反応ダイナミクス
解明とモデリング

重要だが従来研究がない

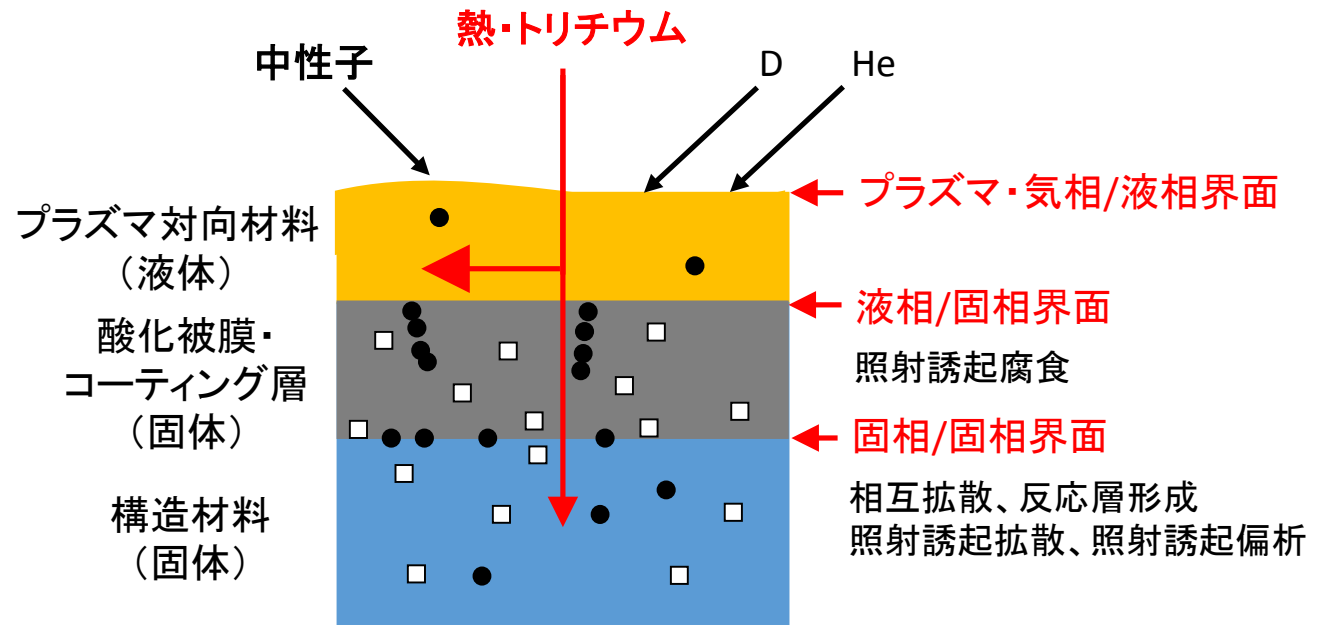
本計画で取り扱うPFC内異種材料・異相界面および問題となると予想される現象

固体ダイバータ



- 照射欠陥
- 核変換元素

液体ダイバータ



2. 研究の位置付け

(2) 核融合研究開発における重要性

核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム報告
(平成27年1月19日)

「ダイバータは原型炉で想定される運転条件と現在の科学的理解及び技術成熟度とのかい離が極めて大きい。」このため、「**原型炉設計活動におけるこの分野の特段の強化**」と「これを指向した研究開発の戦略的な加速が不可欠である。」
具体的には、「**革新的概念の原理検証・性能向上試験**」などについて、「国際協力も含めて、全体として課題解決を指向した戦略的な計画を策定し、実施する必要がある。」

上を踏まえた、「原型炉開発に向けたアクションプラン」
(原型炉開発総合戦略タスクフォース策定)

ダイバータ材料の開発および規格・基準整備において、2025年頃までにNIFSと大学が原子炉照射影響評価を実施し、2025年頃からの工学設計に備える

先進ダイバータを含めたダイバータ材料の原子炉照射影響および照射影響評価を行う本計画は、両提言に目的・時期が合致

(3) 学術基盤構築としての役割

プラズマ対向機器に生じる界面ダイナミクスを明らかにすることによって、プラズマから冷却材までの4相間エネルギー・粒子輸送を統合的に取り扱う学術基盤を構築することができる。

(4) 日米事業としての意義

米国の特徴的な施設

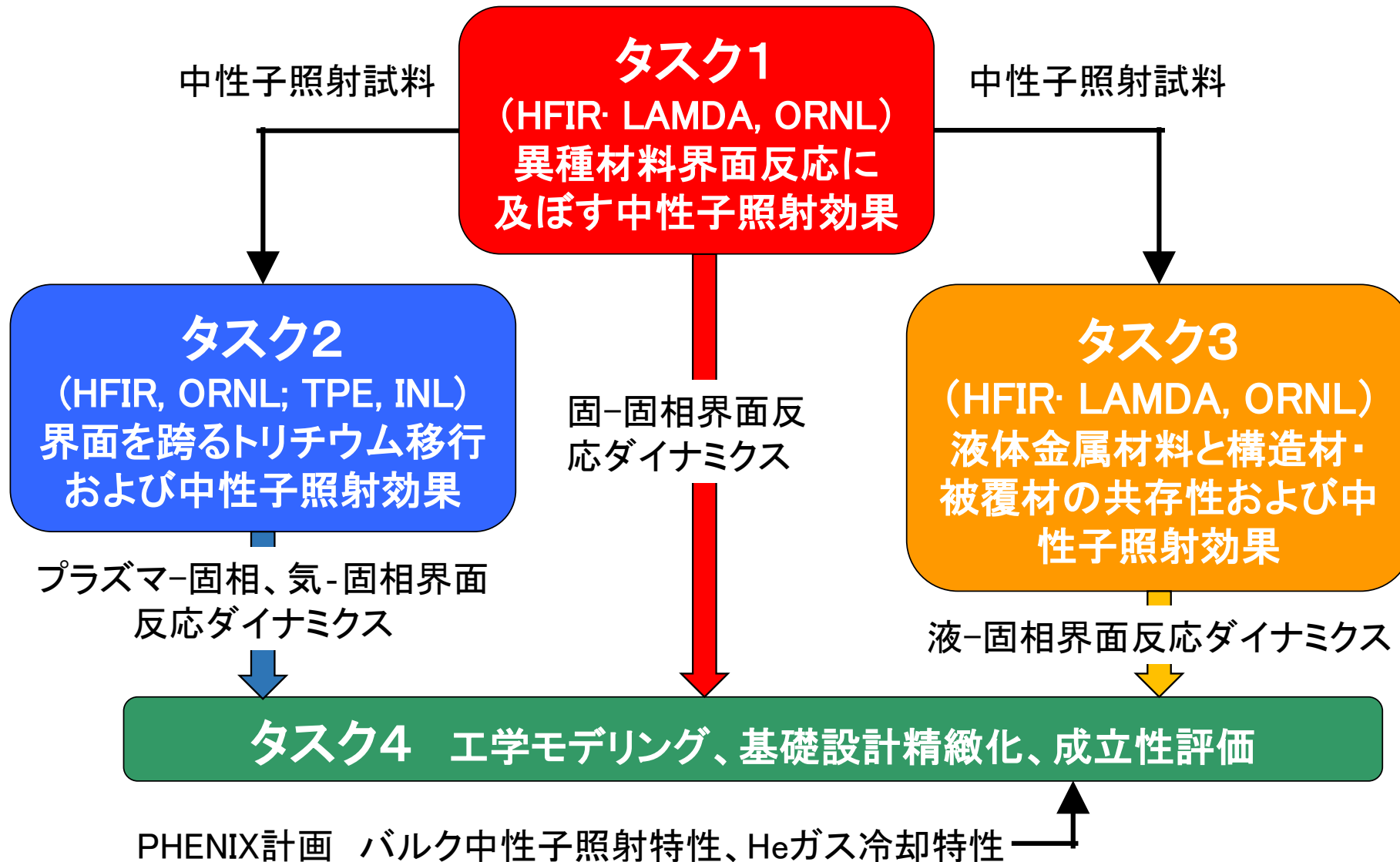
- (1) 高中性子束研究炉HFIR、(2) 低放射化材料開発分析装置 LAMDA
- (3) トリチウムプラズマ装置TPE

日本のPFC研究、先進材料・コンポーネント開発

日本ではNIFS核融合工学研究PJ、LHD計画共同研究、双方向型共同研究などの枠組みを通して、液体ダイバータの概念設計や、磁場下での液体金属の流動研究等に精力的に取り組んでいる。また、現日米共同プロジェクトPHENIX計画では、タングステンおよびその合金について、系統的な高温中性子照射データが取得されつつある。

3. 研究内容および計画

ORNL : オークリッジ国立研究所
INL : アイダホ国立研究所



タスク 1 プラズマ対向材料/構造材料界面の 反応ダイナミクスと照射効果

Task 1 Irradiation Effects on Reaction Dynamics at Plasma Facing Material/Structural Material Interfaces

日本側責任者 檜木達也（京都大学）、橋本直幸（北海道大学）

米国側責任者 Lauren Garrison, Xunxiang Hu, Wilna Geringer (ORNL)

タスク1-(1) 研究の目的と背景

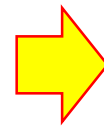
これまでの研究経緯・問題点

- タングステンを基本とした先進プラズマ対向材料、フェライト鋼等の構造材料の各構成要素に関する中性子照射効果に関しては、PHENIX計画や東北大金研大洗共同研究で研究が進められている。
- 界面における核変換や照射誘起拡散の効果はプラズマ対向機器の成立性に影響を及ぼすものと考えられるが、知見が得られていない。

タスクの目的

- プラズマ対向材料/構造材料**界面**に及ぼす中性子照射効果を明らかにする。

- 核変換
- 界面での照射誘起拡散
- 原子の衝突による界面でのミキシング等

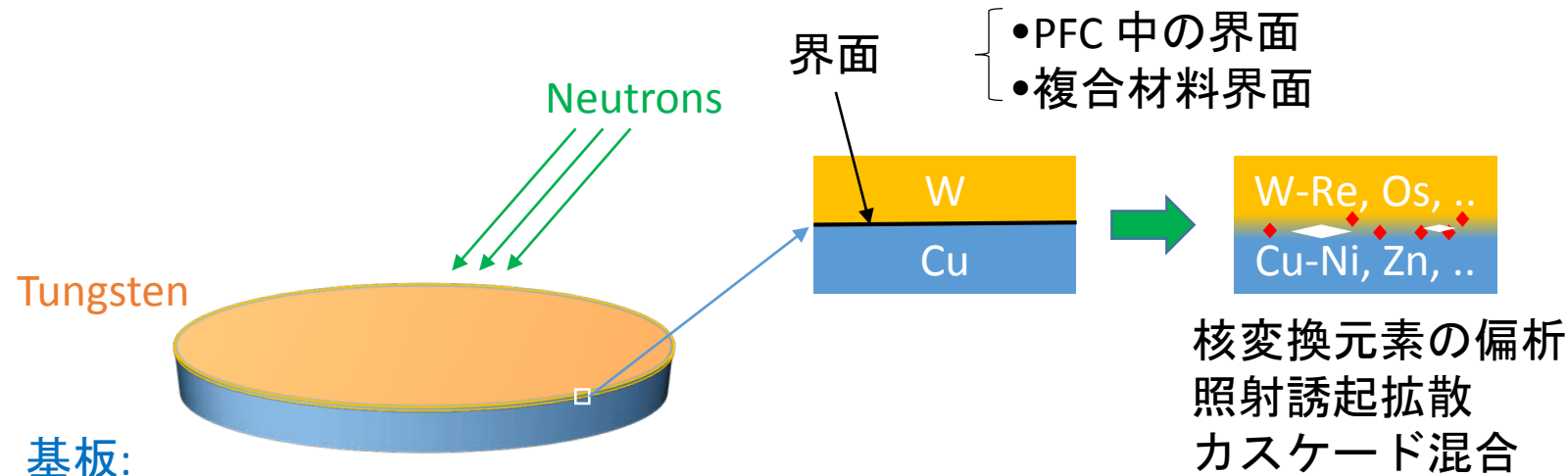


- 界面の強度特性への影響
- 界面の物理特性への影響
- 界面の水素やヘリウムの移行への影響

- プラズマ対向材料、構造材料の各要素に関する知見と合わせて、プラズマ対向機器に及ぼす照射効果の理解を目指す。

タスク 1 - (1) 研究の背景と目的 (続き)

プラズマ対向材料/構造材料界面の照射効果の概念



基板:

銅合金, 低放射化フェライト鋼、
酸化物分散強化鋼、SiCなど

米国の特徴的施設:

- HFIR
原型炉と同等の核変換
- INL T capability

考慮すべき課題

- 中性子照射による核変換元素の生成と界面への偏析
- 照射誘起拡散、カスケード混合
- 温度勾配の効果
- 水素同位体・ヘリウム共存効果

課題:

- 堅牢性
- 熱伝導度
- トリチウム移行
- その他

検討中のオプション:

- In-situ 水素チャージ
- 新たな製造技術
- 同位体比調整
- その他

タスク 1 - (2) 研究計画 (主要研究課題)

- サブタスク① 材料選定及び界面形成
- サブタスク② 微小試験片評価技術開発
- サブタスク③ 照射技術開発及び材料照射
- サブタスク④ 照射効果評価

タスク 1 - (3) 予想される成果

Sub-① 材料選定及び界面形成の成果

- 破壊靱性や耐照射特性に優れたタングステン材料の選定
- 照射特性の得られている構造材選定
- 反応層が抑制された接合方法の選定



Sub-③ 照射技術開発及び材料照射の成果

- キャプセル設計
- 高線量の核変換効果含む照射
- In-situでのヘリウムや水素注入照射
- 温度勾配照射



Sub-② 微小試験片評価技術開発の成果

- 強度評価技術
- 熱伝導評価技術等



Sub-④ 照射効果評価の成果

- 界面組成への照射効果
- 界面強度への照射効果
- 界面熱伝導への照射効果等

サブタスクを統合して得られる成果

- 様々なタングステン材料と構造材料の接合界面に及ぼす中性子照射効果に関して知見を得る。これまでに得られているタングステン材料、構造材料バルクの照射効果に関する知見と併せて、各ダイバータ概念の成立性を評価するのに必要なデータベースをタスク4に提供する。
- 原型炉に相当する濃度の核変換元素を有するタングステン材料に関して、接合界面特性も含めて基本的な評価を行うことにより、タングステン材料を基本とするダイバータ概念の原型炉への適用性に関する知見を得る。

タスク 2 界面を跨ぐトリチウム移行挙動と 事故時の反応ダイナミクス

Task2 Tritium behavior throughout the layered materials and its reaction dynamics in accidents

日本側責任者 大矢恭久（静岡大学）、大塚哲平（近畿大学）

米国側責任者 Masashi Shimada (INL)、Dean Buchenauer (SNL/CA)

タスク2-(1) 研究の目的と背景

タスクの目的

- タングステン材料と構造材料の**接合界面を跨ぐ**トリチウムの移行ダイナミクスを、特にダイバータで想定される高温領域 ($>500^{\circ}\text{C}$) において明らかにするものである。
- 水素同位体比を考慮した**全水素同位体透過・滞留挙動評価**を理解する。この同位体効果の理解は、プラズマ対向材中のトリチウム滞留量低減手法の検討にも有効である。
- 事故時における高温での中性子照射材と大気等のガスとの反応による**トリチウムおよび放射性核種の移行挙動**を明らかにし、核融合炉の事故時における環境中へのトリチウムを含む放射性核種の移行評価に必要なデータを提供する。

これまでの研究経緯・問題点

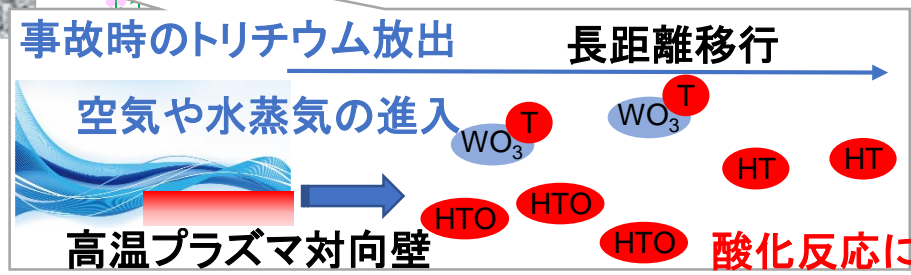
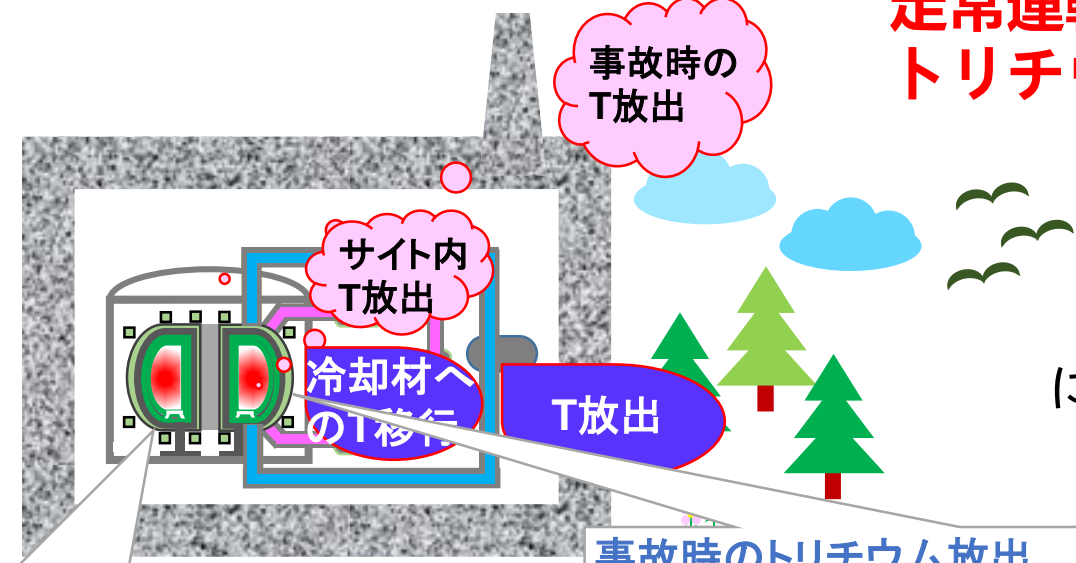
これまでのPHENIX計画では、タングステン材料等の**バルク材料**が高温・高フラックスプラズマに曝された際のトリチウム滞留量およびその中性子照射効果について明らかにしてきた。実際の核融合炉材料でのトリチウム挙動を予測するためには**バルク材の情報のみならず、界面での移行挙動が必要不可欠**である。また、事故時の中性子照射材と大気等のガス反応については、炉設計のためのシミュレーションは行われているが、**実際に実験的に検証された例は国内外でない、シミュレーションの妥当性評価が求められている**。

タスク2(1)
研究の背景と
目的(続き)

定常運転時および事故時の
トリチウム放出制御に不可欠な

界面移行挙動
同位体効果
事故時のガス反応

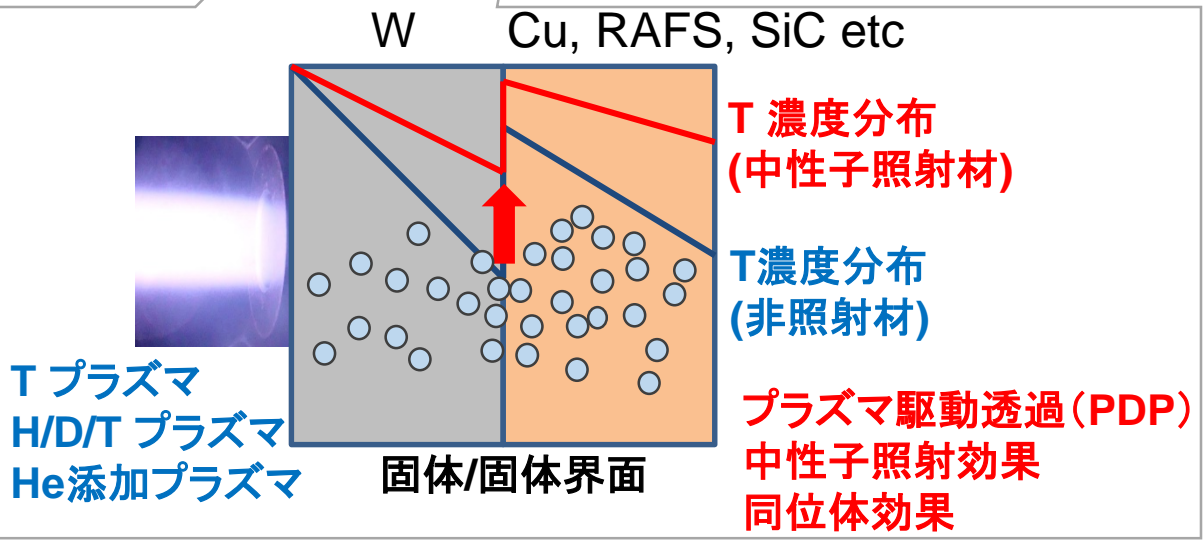
に関する知見を得る。



酸化反応に伴う放射化Wの昇華と、それによるT放出

PFC内部

W Cu, RAFS, SiC etc



使用施設
INLのSTAR (Safety and Tritium Applied Research) 施設および直線型プラズマ装置TPE

タスク2- (2) 研究計画

- サブタスク① 接合界面を跨ぐトリチウム移行評価
- サブタスク② トリチウム滞留に及ぼす水素同位体効果とその中性子照射影響
- サブタスク③ 事故時におけるトリチウムおよび放射性核種の移行ダイナミクス

タスク2- (3) 予想される成果

サブタスク①の成果

定常運転時および事故時のトリチウム放出制御に必要な、材料界面を跨ぐトリチウム移行に関する知見を、中性子照射影響をも包含して提供する。

サブタスク②の成果

核燃焼プラズマを模擬した水素同位体混合時のT移行挙動、中性子影響、および除染のための水素同位体効果を明らかにする。

サブタスク③の成果

事故時の大気・水蒸気流入に伴うトリチウム及び放射化物の移行ダイナミックスを明らかにし、安全解析コードの高度化に資する。

サブタスクを統合して得られる成果

- 接合界面を有する材料中のT挙動を、中性子照射効果をも含めて理解することができる。
- T挙動に及ぼす共存Dの影響やその濃度効果に関する知見が得られる。
- 同位体交換を利用したトリチウム除染（除去）に関する基盤データを集積することができる。
- 事故時のトリチウム及び放射化物に飛散に関する知見を集積し、安全解析プログラムの精度向上に資する。

タスク3 液体ダイバータ概念成立のための 中性子照射下固液界面腐食反応ダイナミクスの解明

Task3 Corrosion dynamics on liquid-solid interface under neutron irradiation for liquid divertor concept

日本側責任者 近藤正聡（東京工業大学）、宮澤順一（NIFS）

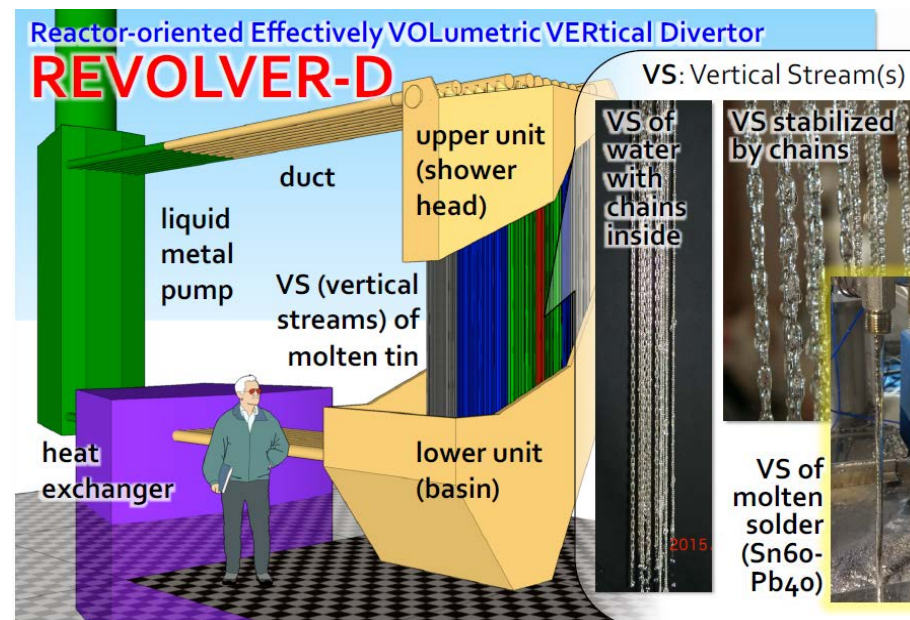
米国側責任者 Bruce Pint (ORNL)

タスク3- (1) 研究の目的と背景

従来の固体ダイバータ方式では、大きな熱負荷や粒子束によるプラズマ対向材料表面の損傷が課題である。液体ダイバータ方式では、ダイバータ表面を冷却材液膜で覆うため、熱負荷や粒子束による材料表面の損傷を防ぐ事が可能である。

これまでの研究経緯・問題点

日本ではSnを冷却材に用いた液体ダイバータ方式(例：REVOLVER D@NIFS)が提案され、アメリカではLiを冷却材に用いたプラズマ対向壁(例：Lithium Tokamak Experiment (LTX) @PPPL)の研究が実施されてきた。しかし、未だ実際に錫(Sn)を用いた実験研究に関しては限定的である。

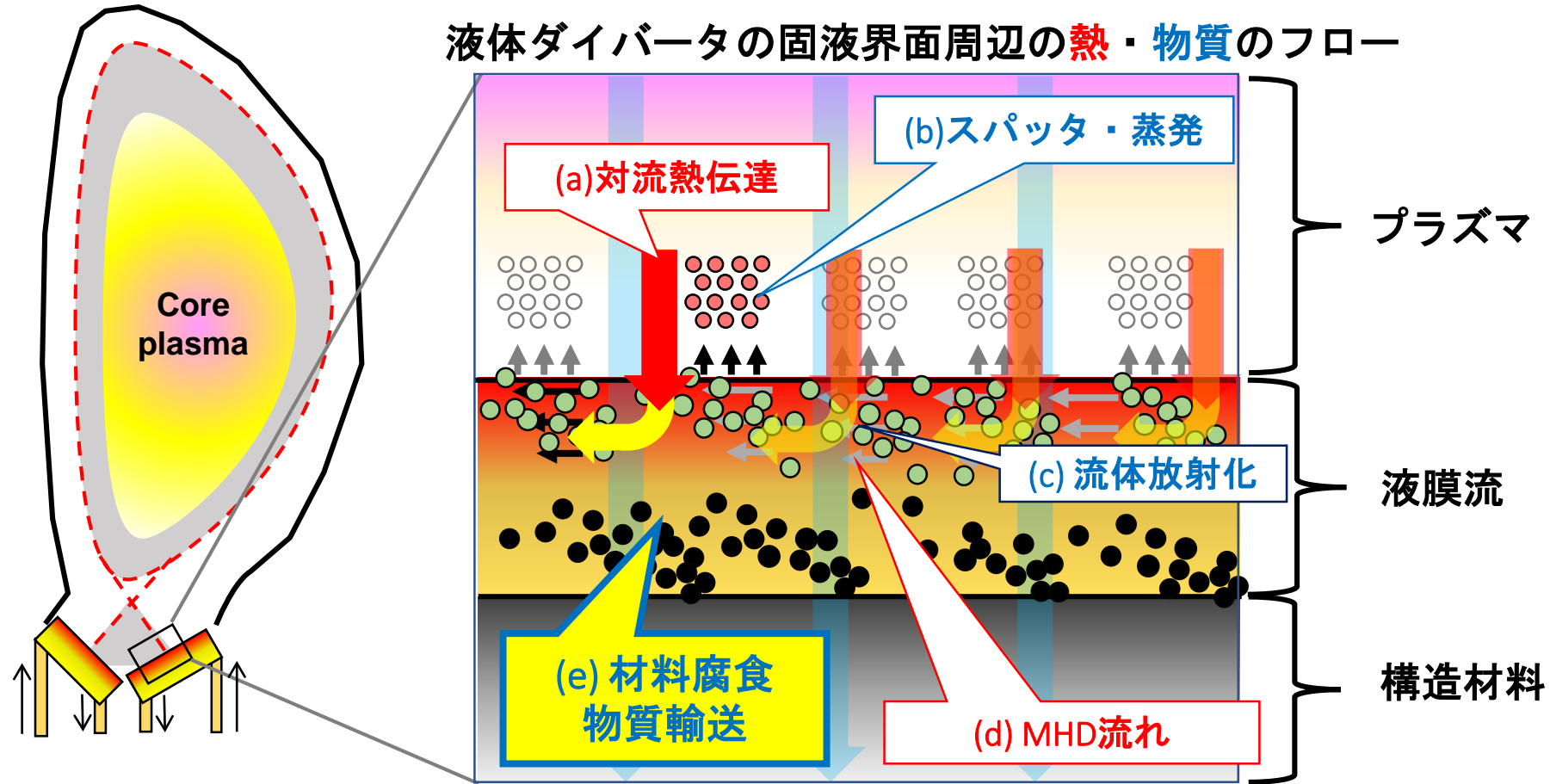


REVOLVER D@NIFS

タスク3-(1) 研究の目的と背景 (続き)

【液体ダイバータ特有の課題】

磁場下・中性子照射下の液膜流により生じる熱・物質の輸送現象



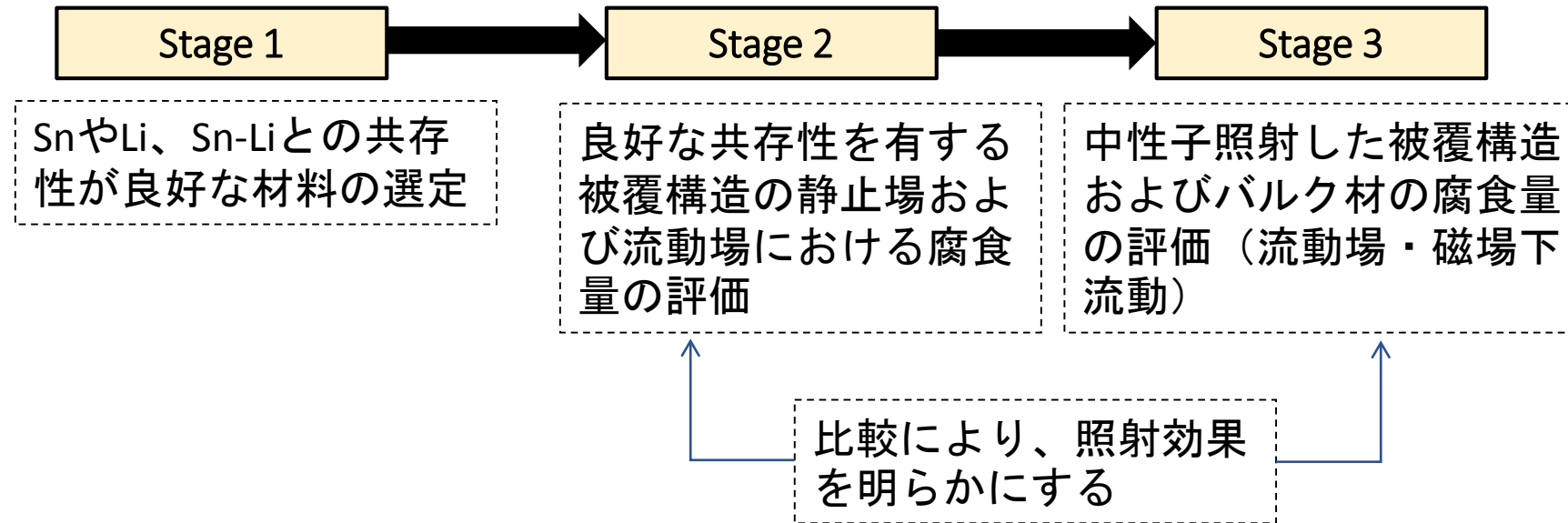
(a)~(d)は、ある程度見通しが得られている項目であり、設計で対応が可能。
 (e)の材料腐食に関しては、極めて深刻であり、この解決がなければ設計が成立しな

タスク3-(1) 研究の目的と背景(続き)

- **液体ダイバータ概念**は、従来の固体ダイバータ方式の材料表面損傷の課題を克服するものではなく、日米それぞれで研究が進められてきた。しかし、プラズマと固体材料の間に液体金属が液膜流として流れる特殊な機構であるため、液体ダイバータ特有の材料共存性に関する課題が発生する。
- 6年間の研究機関内で液体ダイバータ概念の致命的な課題である**材料共存性の克服**に取り組む。具体的な目的は以下の3点である。

1. 液体ダイバータの候補冷却材であるスズ(Sn)やリチウム(Li)、Sn-Li合金等と構造材料との共存性について、高温条件、流動条件、磁場の影響を明らかにする。
2. 液体金属中の材料共存性の改善策として想定されるセラミックスコーティングや酸化被膜の有効性を明らかにする。
3. セラミックスコーティングや酸化被膜の劣化機構、および液体ダイバータ環境下での耐食性への中性子照射効果を明らかにする。

タスク 3 - (3) 予想される成果



最終的なゴール

- **核融合開発の観点から）** 良好な共存性を有する材料の探索から始め、被膜構造等によるシステムへの実装方法を検討し、ダイバータ模擬環境(流れ・磁場・照射)における共存性データ（腐食量）を取得する。
- **学術の観点から）** 従来極めて限定的であった照射環境下における被膜構造の共存性について、電子顕微鏡による被膜構造の腐食組織観察、微小硬さ試験による力学的特性の変化、電気化学的手法による物性の変化を材料科学の観点から明らかにする。

タスク4 工学モデリング

Task4 Engineering Modeling for Solid-Divertor and Liquid -Divertor

日本側責任者 横峯健彦（京都大学）

米国側責任者 Chuck Kessel (PPPL)

タスク4-(1) 研究の目的と背景

タスクの目的

- 本タスクは、異相・同相間界面ダイナミクスに着目した各タスクの成果を横断的に集約し、これらをプラズマ対向機器内の現象として有機的に結び付け、プラズマ対向機器システムに対応できる工学モデルへ昇華させることを目的とする。
- 水冷却以外の固体ダイバータ（ガス冷却）および液体ダイバータの成立性の観点から工学的なインターコンパリソンスタディを行う。

これまでの研究経緯・問題点

- 現在、プラズマ対向機器（ダイバータ）に関しては、タングステン材料を水冷却するシステムが主たる候補であるが、想定外の大きな熱負荷に対する耐性は低い。核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム報告（平成27年1月19日）は、「ダイバータは原型炉で想定される運転条件と現在の科学的理解及び技術成熟度とのかい離が極めて大きい」と分析し、技術成熟度を高める必要と同時に、先進概念の検討も必要としている。

タスク4 - (2) 研究課題

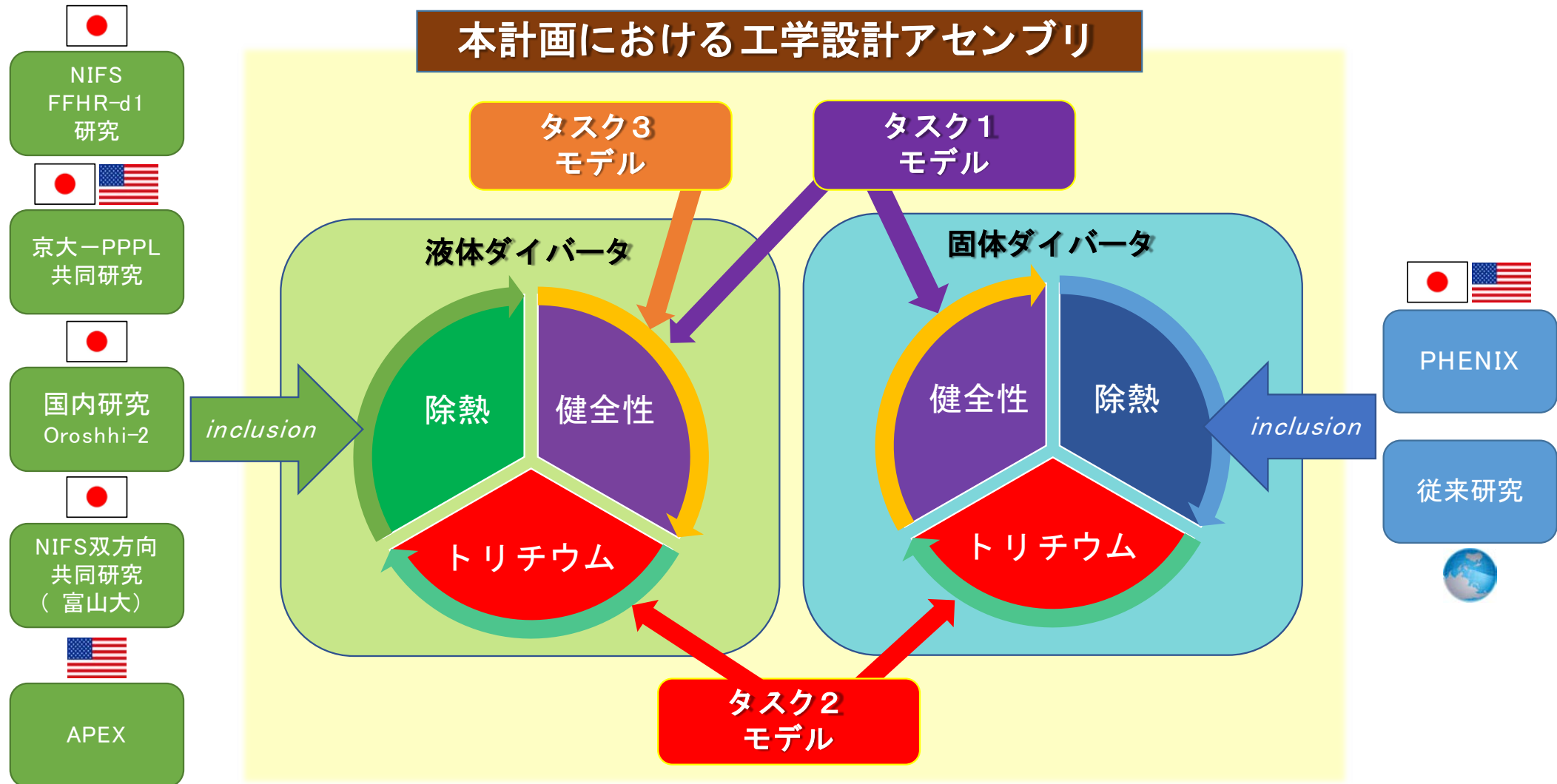
① 各タスクでの界面ダイナミクスに関するモデリング

- ・ タスク1：接合材の物性モデル（熱伝導率、電気伝導度等）・機械的特性モデル
- ・ タスク2：高フラックス高温環境下での接合材内のトリチウム移行ダイナミクスモデルおよび、事故時における放射性核種移行モデル
- ・ タスク3：液体金属のプラズマ対向機器流動による腐食巨視的予測モデル

② 固体ダイバータおよび液体ダイバータに関するシステム統合工学モデリングおよびインターコンパリソンスタディ

- ・ ガス冷却固体ダイバータに関しては、PHENIXで得られたモデルに界面物理ダイナミクスモデリングを考慮することで高度化する。
- ・ 液体ダイバータに関しては、本計画以外の研究結果も組み込んで統合工学モデリングを実現する。

タスク4-(2) 研究課題(続き)



タスク 4 - (3) 予想される成果

1. プラズマ対向機器で生じる界面物理を各モジュール・現象ごとのバルクモデルに組み込むことで、プラズマ対向機器工学設計に必要な工学モデリングアセンブリを構築できる。
2. 上述の工学モデルアセンブリを有機的に組み合わせることで、液体・固体を問わず先進的ダイバータ概念設計を行うことを可能とし、かつ工学設計の基礎基盤データベースを構築することができる。

4. 運営・研究組織

代表者	波多野雄治（富山大学）	Daniel Clark (DOE)
コーディネーター	横峯健彦（京都大学）	Yutai Katoh (ORNL)
タスク 1 責任者	檜木達也（京都大学） 橋本直幸（北海道大学）	Lauren Garrison (ORNL) Xunxiang Hu (ORNL) Wilna Geringer (ORNL)
タスク 2 責任者	大矢恭久（静岡大学） 大塚哲平（近畿大学）	Masashi Shimada (INL) Dean Buchenauer (SNL/CA)
タスク 3 責任者	近藤正聡（東工大） 宮澤順一（NIFS）	Bruce Pint (ORNL)
タスク 4 責任者	横峯健彦（京都大学）	Chuck Kessel (PPPL)