

2022年12月21日
事故耐性燃料開発に関するワークショップ

原子力の安全性向上に資する技術開発事業 での事故耐性燃料の開発

日本原子力研究開発機構
原子力基礎工学研究センター
山下 真一郎

本日より紹介する内容

1. はじめに

- ✓ 政策的位置付け、目的、開発ステップ等

2. ATF共通基盤技術開発の現状

- ✓ 国内におけるATF開発体制、スケジュール
- ✓ これまでに得られている成果の例
- ✓ 海外試験炉照射試験、及び国内基盤インフラ整備の進捗

3. ATF要素技術開発の現状

- ✓ Crコーティング被覆管（三菱コンソ殿ご提供資料）
- ✓ FeCrAl-ODS被覆管、SiC被覆管（日立コンソ殿ご提供資料）
- ✓ SiC被覆管、SiCチャンネルボックス（東芝コンソ殿ご提供資料）

4. まとめ

プロジェクトの政策的位置付けと目的

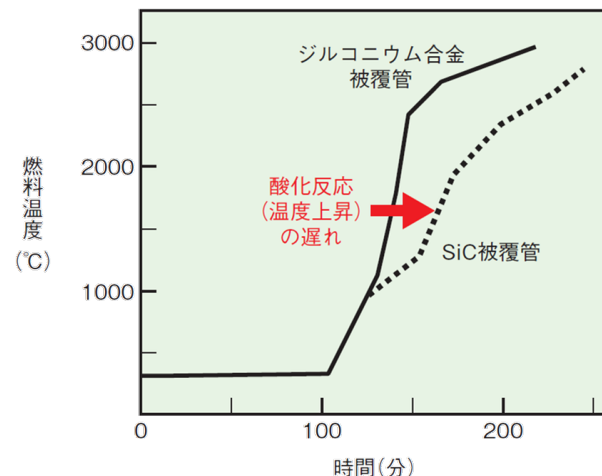
政策的位置付け

- 第6次エネルギー基本計画（令和3年10月閣議決定）では、いかなる事情よりも安全性を全てに優先させる等、安全性向上への一層の取組の必要性が示されている。
- また、原子力事業者を含む産業界には、自主的に不断に安全を追求するという安全文化の醸成に取り組む必要があるとされる中、東京電力福島第一原子力発電所事故の経験を踏まえて、万が一の事故のリスクを下げるための過酷事故対策を含めた軽水炉の一層の安全性・信頼性・効率性向上に資する技術を開発し、安全性の高度化に貢献する技術開発を、海外市場の動向を見据えつつ国際協力の下で推進することが重要とされている。
- 令和元年度以降、複数の事業者によりそれぞれの技術の差別化が図られながら、新型燃料の早期実用化を目指した開発が行われている一方、国大としては新型燃料開発を効果的に進めるため、共通する課題に対しては共同で取り組む枠組みが必要であり、国際協力を活用しながら有機的な連携協力による成果の創出を目指すべきである。

目的

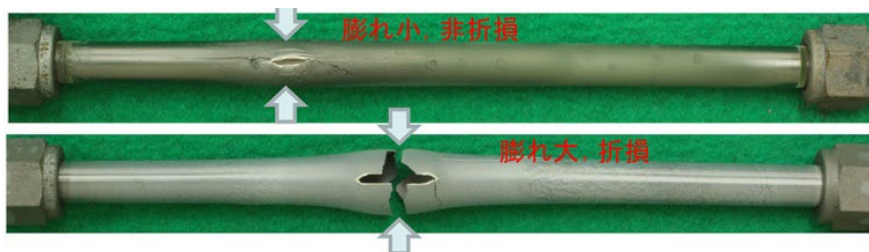
- 我が国の新型燃料開発を、戦略的かつ効果的に進めて工学実証段階へ引き上げるため、国内事業者等との連携・協力体制を継続的に強化し、海外機関等との連携による照射試験の推進や燃料挙動評価を行う。もって、開発に必要な技術基盤を継続的に整備する。

- 福島第一原発事故：ジルコニウム合金（ジルカロイ：Zry）被覆管酸化による温度急昇と水素発生・爆発
- 酸化抑制による温度急昇と水素発生の抑制・緩和
⇒事故への対処時間延伸
- 「燃料・材料」からの対応：
 - Crコーティング、ステンレス鋼等の新材料被覆管
 - 新材料被覆管に対応した燃料（ペレット）
- 現行商用軽水炉への出来るだけ早期装荷を目指した開発
- 現行燃料（ UO_2 ペレット、Zry被覆管燃料と同等以上の性能も追求



図：酸化反応が進行した時の燃料温度の上昇と時間の関係を示した模式図

https://rdreview.jaea.go.jp/review_jp/2016/j2016_4_10.html



LOCA模擬試験後の外観
上：コーティングあり
下：コーティングなし

三菱重工技報 Vol.57 No.4 (2020)

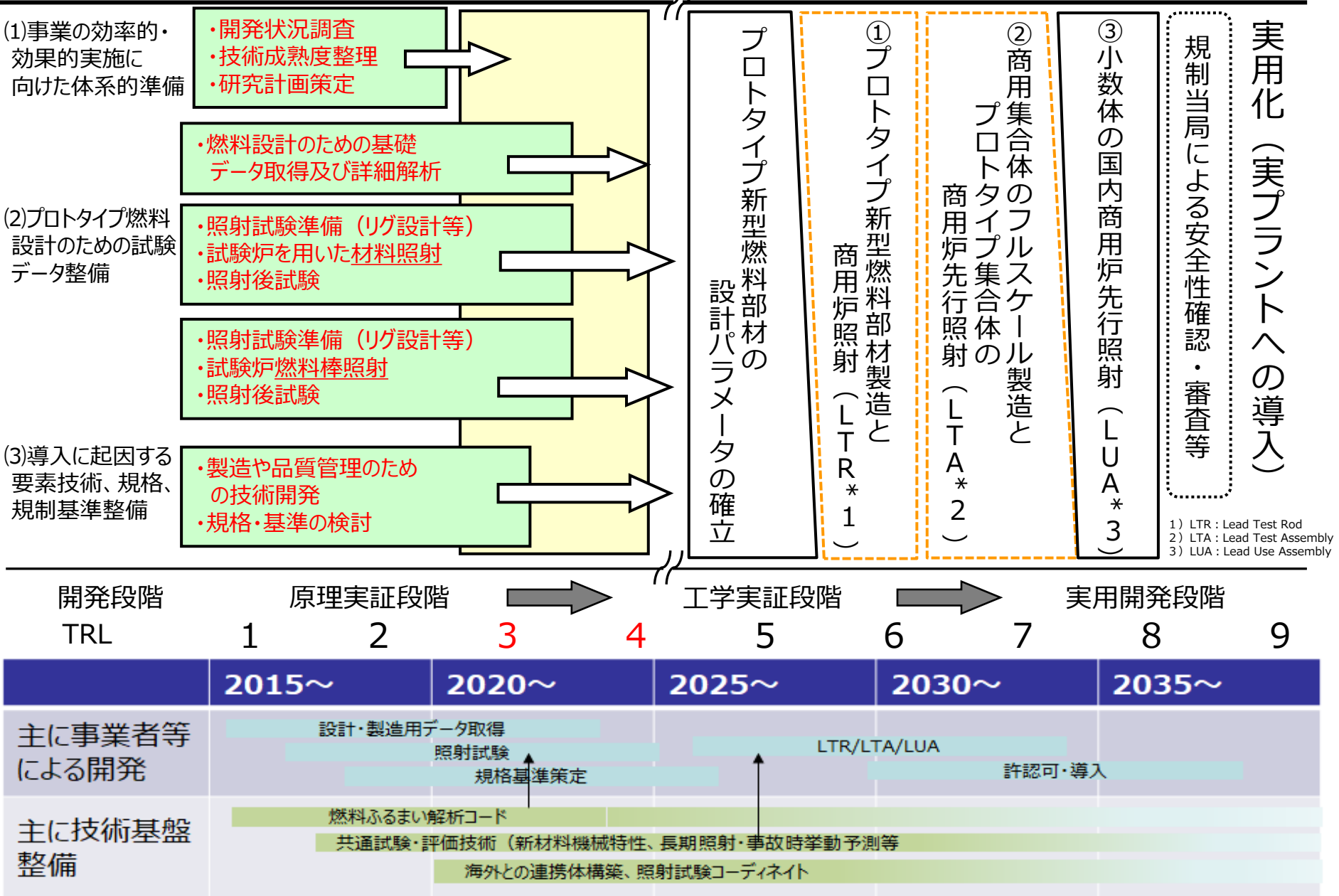
<https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/574/574110.pdf>



写真：SiC/SiC複合材料で製作されたBWR用チャンネルボックス

東芝レビュー Vol. 75 No. 2 (2020年3月)

https://www.global.toshiba/content/dam/toshiba/migration/corp/techReviewAssets/tech/review/2020/02/75_02pdf/3-2.pdf

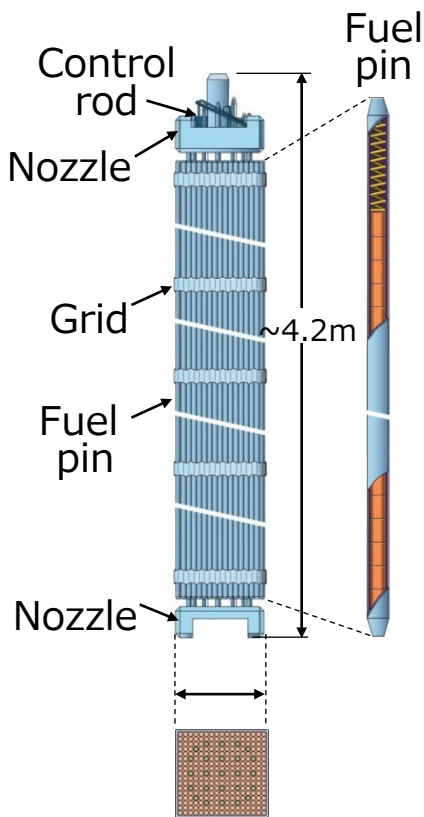


ATF共通基盤技術開発の現状

- ①国内におけるATF開発体制、スケジュール
- ②これまでに得られている成果の例
- ③海外試験炉照射試験、及び国内基盤インフラ等の整備の進捗

事故耐性燃料の候補材と研究推進体制

既存のジルカロイ（Zry）被覆管燃料に比べて、**安全性の大幅な向上**が見込める事故耐性燃料（ATF）開発をオールジャパン体制で進めている



PWR 燃料集合体

ATF候補材料と開発体制

【 SiC/SiC複合材の開発 】

- 開発対象：BWR及びPWR用燃料被覆管
BWR用チャンネルボックス
開発主体：東芝ESS

- 開発対象：BWR用燃料被覆管
開発主体：日立GE/GNF-J

【 FeCrAl-ODS(改良ステンレス鋼)の開発 】

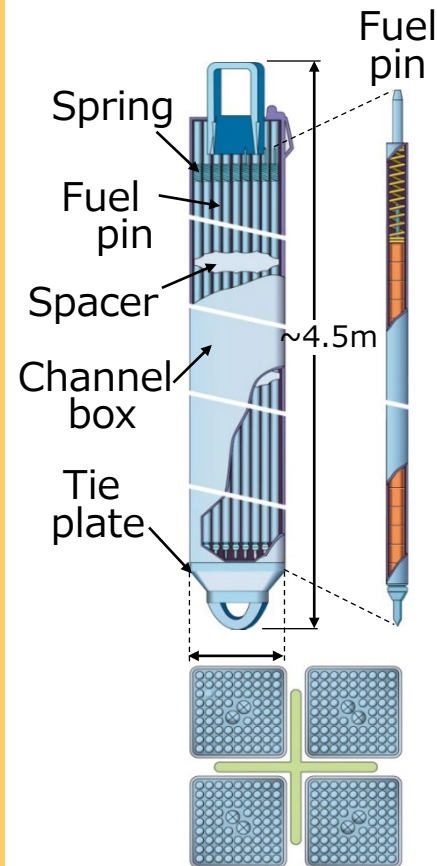
- 開発対象：BWR用燃料被覆管
開発主体：日立GE/GNF-J(+NFD)

【 Coated-Zryの開発 】

- 開発対象：PWR用燃料被覆管
開発主体：MHI/MNF

【 ATF共通基盤技術開発、事業者間の連携推進 】

- 検討事項：代替照射技術開発、長期ふるまい予測手法開発、事故時挙動評価手法開発、海外炉照射試験、等
取り纏め：JAEA



BWR燃料集合体

注）国内では、事故耐性制御棒（ATCR）の開発も進められている

実施項目	R1年度 (2019)	R2年度 (2020)	R3年度 (2021)	R4年度 (2022)	R5年度 (2023)	R6年度 (2024)	R7年度 (2025)	R8年度以降～ (2026～)	
(1) 新型燃料の研究開発に係る 共通技術基盤の整備	①関連事業者との技術課題に係る情報の整理・更新							● 海外試験炉照射の継続 ● 照射後試験の実施 ● ふるまい解析コードの検証 ● 事故時挙動評価 ● 商用炉照射の検討 ● その他	
	②国外での研究開発・導入に関する取組内容の調査・整理								
	③試験技術・解析コード等の共通基盤技術の高度化に係る検討								
(2) 米国等海外との連携協力体制の強化	①照射済み試験片の米国からの輸送及び国内機関への輸送		①国内機関での照射後試験						
	②専門家グループの継続的強化								
	③OECD/NEA QUENCH-ATFプロジェクトへの参加								
(3) 海外試験炉での新型燃料の照射試験の継続と新規照射試験の具体化・準備	① 海外試験炉における各炉固有の照射試験技術調査								
			②海外試験炉における照射試験／照射後試験の計画の具体化や準備						
			③海外試験炉における照射試験						

民間事業者による
要素技術開発

設計・製造のためのデータ取得

照射試験、照射データの整備

規格基準の策定

これまでに得られている成果の例

(1) 国内における新型燃料の開発推進

①国内連携協力推進と開発状況総括：

→異なる部材間での開発状況を俯瞰する[技術成熟度（TRL）整理表を統合・整備し、ロードマップ（RM）の更新に反映](#)

②研究開発動向や規制基準等に係る情報収集：

→国際機関主催の専門家会合や関連国際会議での情報収集、規制庁との意見交換を行い情報を整理

(2) 新型燃料の共通技術基盤の整備と継続的高度化

①照射試験の円滑かつ継続的な推進：

→[ATRでのCrコーティング被覆管（R3年度契約締結）](#)やFeCrAl-ODS被覆管（継続調整中）の燃料棒照射試験、及び[MITRでのSiC/SiC複合材料の照射試験（R4年12月に契約締結）](#)を推進

②基礎基盤研究の推進：

→代替照射技術（@東北大学サイクロトロン加速器）や事故時挙動評価手法開発（JAEA原科研）による各コンソの開発支援

(3) 海外との連携協力体制の強化

①国際連携の継続的推進：

②ATF研究開発に係る国際動向の把握・情報収集：

＊） 電中研殿による2021年度時点の評価結果

制御棒設計（核設計、熱水力設計、安全性評価含む）に関する TRL

段階	TRL	定義	到達に必要な条件（例）	2021 年度末の TRL 到達見込み
実用 開発 段階	9	商用炉で使用されている状態。	—	・実用化
	8	製品の設計が認可された状態。 （詳細設計）	・設計認可 ・工事計画認可	・国内商用炉で先行照射
	7	商用炉での安全性が認められた状態。	・設置変更許可を取得。	・海外商用炉で先行照射
工学 実証 段階	6	商用炉において制御棒クラスタ/ブレードとして使用可能と判断できる状態。	・制御棒クラスタ/ブレードが必要な時間内に挿入可能なこと ・安全審査に係る基準の確立（規格・基準） ・輸送・貯蔵システム設計及びその安全性評価手法の検証（貯蔵・輸送）	・挿入性実証／振動試験 ・規格・基準策定
	5	商用炉において制御棒として使用可能と判断できる状態。	・商用炉環境での照射データ （制御棒設計に必要なもの）	・商用炉で想定される最大照射量の達成 ・模擬バンドル体系での SA 模擬試験
	4	商用炉におけるプロトタイプ制御棒の設計に必要な材料特性が把握されている状態。	・制御棒の原子炉環境での材料特性及び照射特性	実施中 ・中性子照射量を模擬した照射試験（2023～2027 年） ・燃料（ UO_2 ）との共存性データの取得（～2023 年） ・通常時～過酷事故を想定した高温環境における ATF 被覆管材（ジルカロイ-4*、FeCrAl、SiC）との共存性試験を実施中（～2022 年）
原理 実証 段階	3	原子炉環境での材料特性が把握されており、制御棒の設計成立性が評価されている状態。	・原子炉での照射特性 ・原子炉環境特有の材料特性 （炉水腐食、LOCA 時挙動等）	実施中： ・圧力、温度および組成を模擬した原子炉環境（模擬炉水中）における、長期にわたる物理・化学的安定性を確認済 ・研究炉における照射試験を完了 累積で $4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ の中性子照射（LWR 環境で数時間～数日）で有意な形状変化が見られないことを確認済（照射試料の詳細組織観察を実施予定）
	2	主な材料特性が把握されており、実用化された際の影響の評価がなされている状態。	・材料特性データ	達成済み： ・焼結体の高温特性、化学的安定性データを取得済
	1	原理的に実現可能性のある候補技術が立案され、主な開発課題が抽出されている状態。	・特性が既知の材料で構成されていること。	達成済み： ・各材料の化学的、物理的、核的特性は把握されている。 ・開発課題を抽出済

*：Cr コーテッドジルカロイ被覆管の内面を模擬

＊） 電中研殿による2021年度時点の評価結果

製造・品質管理に関する TRL

段階	TRL	定義	到達に必要な条件（例）	2021 年度末の TRL 到達見込み
実 用 開 発 段 階	9	商用製品として生産されている状態。	－	・ 実用化
	8	採算性を伴って量産が可能な状態。	・ 量産ライン	・ 実用規模で制御棒クラスタ/ブレードを量産
	7	工場規模での生産が可能な状態。	・ 製造ライン	・ 製造ラインの完成
工 学 実 証 段 階	6	制御棒クラスタ/ブレードの製造が可能であり、かつ 製品検査技術が確立された状態。	・ 制御棒クラスタ/ブレードの製造技術 ・ 制御棒クラスタ/ブレードの仕様	・ 制御棒クラスタ/ブレードの製造
	5	商用炉で使用可能な制御棒の製造が可能な状態。（フルスケール制御棒）	・ フルスケール制御棒の製造技術 ・ 制御棒の仕様	・ フルスケール制御棒の製造
	4	制御棒としての性能試験（炉外試験及び照射試験）で使用可能なプロトタイプ制御棒の製造が可能な状態。	・ 高密度ペレットの製造技術 ・ プロトタイプ制御棒の仕様 ・ 被覆管に密封された制御棒の製造技術	実施中： ・ 高密度焼結体ペレットの製造実績あり ・ プロトタイプ制御棒の仕様検討中 ・ 模擬制御棒（中性子吸収体装荷、密封）の製造は未実施
原 理 実 証 段 階	3	原子炉環境での材料特性試験（炉外試験及び照射試験）で使用可能な試験片の製造が可能な状態。	・ 高密度焼結片の製造技術	達成済み： ・ 研究炉で照射する高密度焼結試料を作成
	2	材料特性を把握するために必要な試験片が製造できている状態。	・ 試験片の製造技術	達成済み： ・ 焼結体の製造実績あり
	1	原理的に製造可能な状態。	・ 製造原理の確立	達成済み： ・ ペレット焼結技術が適用化

＊）電中研殿による2021年度時点の評価結果

実施時期 開発段階	短期 (～2030年)			中期 (～2040年)		長期 (～2050年)
実用開発段階 (TRL7-9)			商用炉照射 (海外LUA³)	商用炉照射 (国内LUA³) ³: 制御棒クラスタ またはブレード		
技術実証段階 (TRL4-6)	製造・検査技術の確立	商用炉照射² (海外LTR) 挿入性実証・ 振動試験 SA模擬試験 燃料との共存性データ取得 適用性評価に必要なデータ整備¹	規格・基準の策定 ²: 高フルエンスの 実験炉で代替可		¹: 新型被覆管材の開発 状況に応じて継続	
原理実証段階 (TRL1-3)	研究炉照射試験 反応度 測定試験 コード検証					

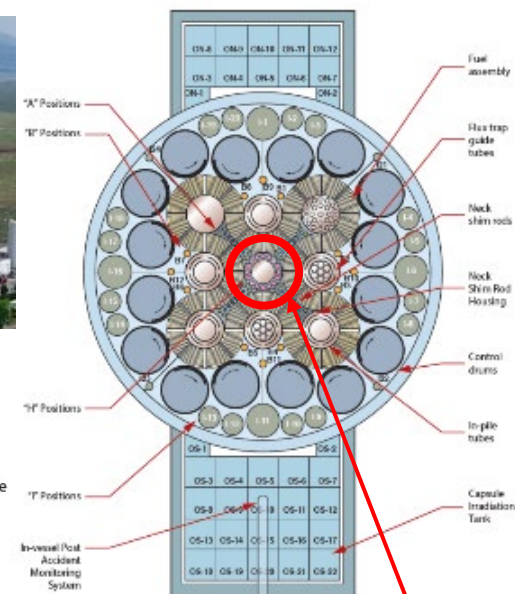
原子炉名	ATR (INL(米国))
熱出力(MWt)	最大250 (通常110)
熱中性子束 (n/cm ² s)	最大 1.0×10^{15} (通常 4.0×10^{14})
高速中性子束 (n/cm ² s)	最大 5.0×10^{14} (通常 2.0×10^{14})
燃料実効長	1.2m
冷却水圧力	2.5MPa
設計冷却水温度	115℃
運転時冷却水温度	<52℃(入り口)、71℃(出口)
運転日数	通常 60日
付帯設備	PWR模擬水ループ*6ループ (1ループ：原子力エネルギー 研究用)

*PWR模擬水ループ
15.2MPa, 300℃

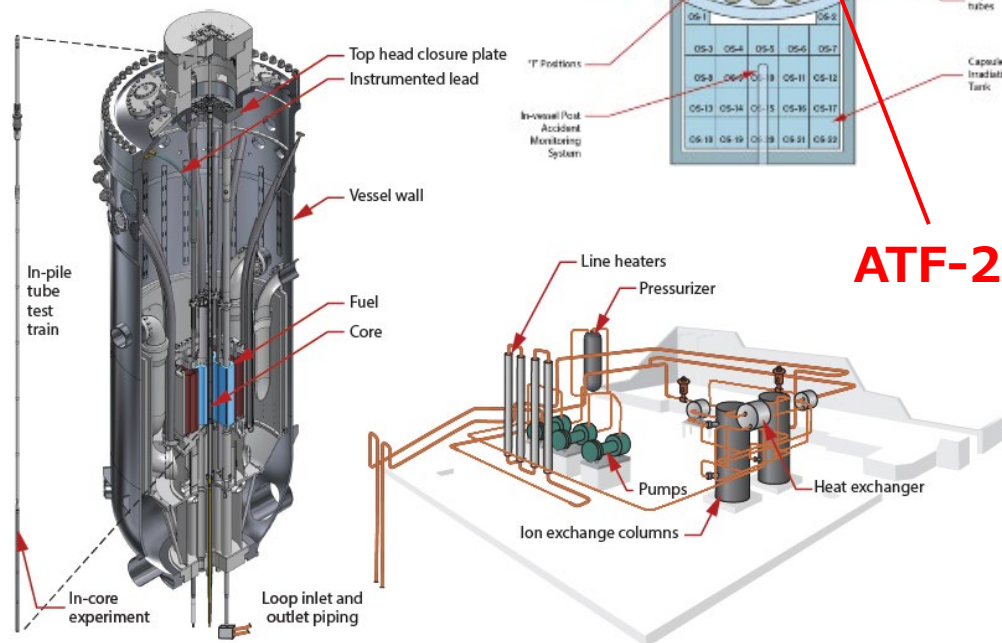
ATF用照射キャプセル

➤ ATF-2：ループ照射

- 燃料ピンを商用PWR模擬水質条件で照射
- 計装（ペレット温度、燃料ピンの内圧及び伸び、中性子束）
- Cr-coated Zry短尺**6本**(4本計装、2本無計装)
照射予定



ATF-2

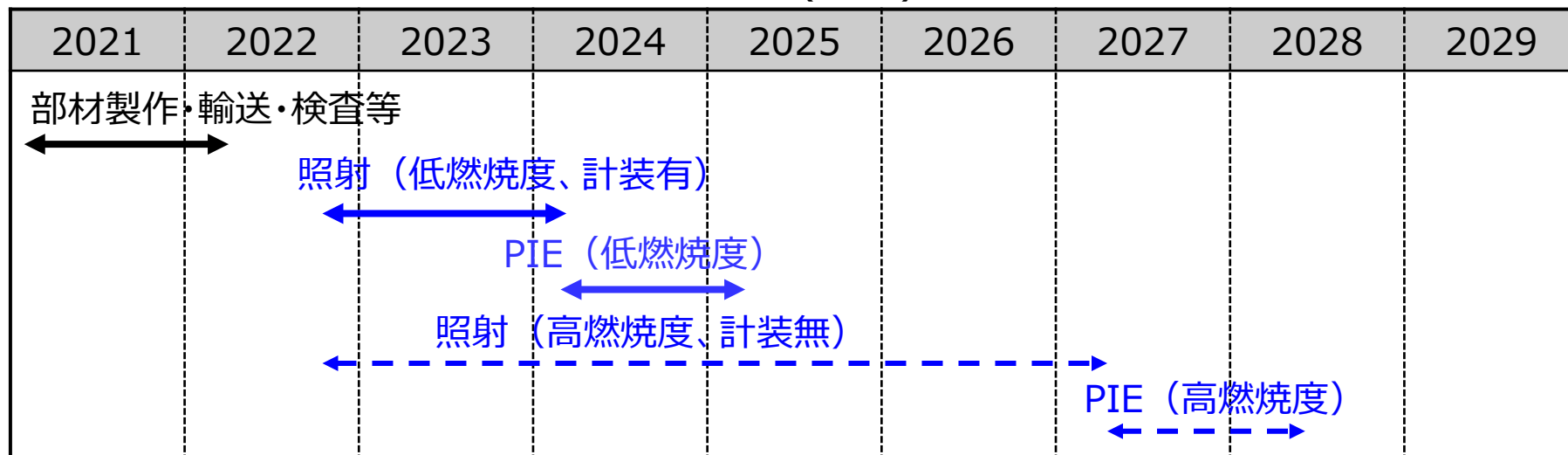


Ref.: Advanced Test Reactor User Guide, http://inl.gov/wp-content/uploads/2021/10/20-50097_ATR_UserGuide_R24.pdf

- 実炉での少数体先行照射にあたっては、実炉装荷前に、実炉と同等の条件で照射試験を行い、データ取得することが望ましい。
- 以下のとおり、**試験照射炉の利用に向けた取組を実施中**。
 - ✓ 米国アイダホ国立研究所(INL)の試験照射炉(ATR)において、PWR水模擬環境中での燃料棒の照射試験が可能なことを確認。
 - ✓ 日米政府間の原子力研究開発協力の枠組(CNWG)に基づき、米国と折衝を進め、昨年、ATRでのクロムコーティング被覆管の燃料棒照射試験に係る契約を締結。
 - ✓ ATRでの照射が順調に進むよう、運転管理を行うINLと調整中。

【Crコーティングジルカロイの試験照射スケジュール(予定)】

(年度)



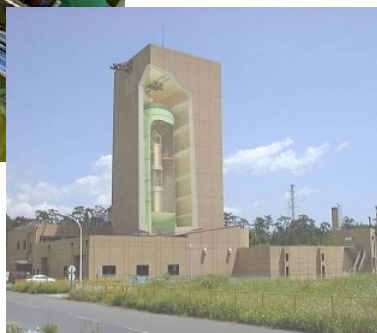
➤ 代替照射技術開発による長期ふるまい予測手法の検討

- ATFの実機環境下健全性評価に資することを目的に、高温高压水環境下での照射実験実施が可能なイオン照射用試験装置を開発し、照射下での表面組織の安定性に及ぼす照射と環境の重畳影響等を評価する。これらの影響評価を行うことで、試験炉照射データの解釈や長期照射下でのふるまい予測に資する。



東北大学のサイクロトロン
加速器

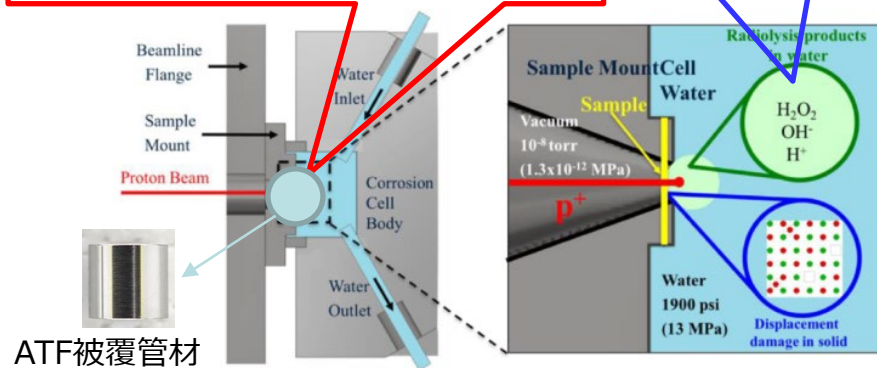
[https://tsc.tohoku.ac.jp/
devices/013/post-83/](https://tsc.tohoku.ac.jp/devices/013/post-83/)



JAEA原科研のタンデム加速器

ATF被覆管材料へのプロトンやイオン
を組み合わせた複合照射による
炉照射損傷条件の再現

γ線照射により原子炉内
水質環境（ラジオリシス）
を再現



P. Wang et al, Journal of Nuclear Materials 533 (2020) 152108

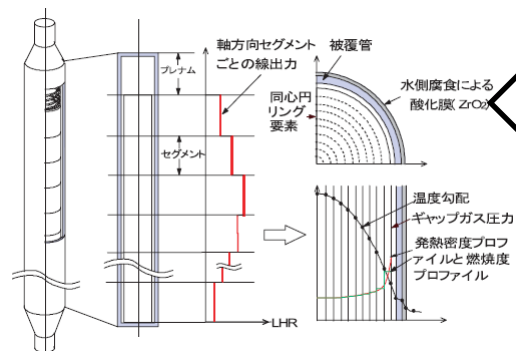
【現在までの進捗状況】

- 大型加速器施設の利用可能性に関する調査・情報整理、加速器施設保有機関との調整
- 試験装置の概念成立性に関する加速器研究の機構外専門家、装置製作メーカ等との技術的議論を経て設計・製作中

➤ LOCA等事故時挙動評価手法に関する検討

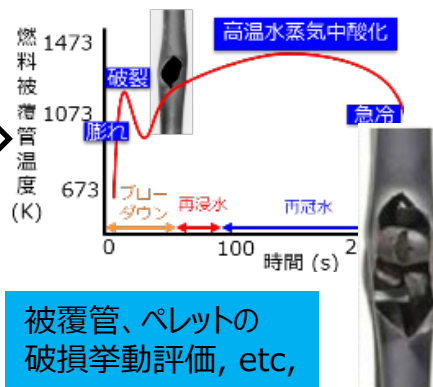
- 冷却材喪失事故（LOCA）時におけるATF被覆管の変形挙動等の詳細評価モデル構築等を目的に、LOCA試験装置の開発を行う。構築したモデルを燃料ふるまい解析コードFEMAXIやSA解析コードに組み込み、OECD/NEA、ドイツKITが主体となって進めている国際プロジェクト（QUENCH-ATF）での模擬バンドルの試験結果との比較、検証を行うことで、ATFによる安全性向上効果を精緻に評価可能な解析手法を開発し、事業者等に事故時挙動に係る基礎的知見や比較参照解を提供する。

ふるまい解析コードのATF-LOCA
条件までの拡張、改良、解析



比較・検討

LOCA試験



比較・検討

集合体でのLOCA試験



国際プロジェクト（QUENCH-ATF）で実施予定

【現在までの進捗状況】

- 高度化（機能付加）したLOCA試験装置の性能確認に係る試験データ取得を継続
- ふるまい解析コード（FEMAXI）の解析可能条件範囲拡張に係る検討（早稲田大学殿）、SA解析コード開発に係る専門外部機関との調整、QUENCH-ATF会合での議論に参加

ATF要素技術開発の現状

- ①Crコーティング被覆管（三菱コンソ殿ご提供資料）
- ②FeCrAl-ODS被覆管、SiC被覆管（日立コンソ殿ご提供資料）
- ③SiC被覆管、SiCチャンネルボックス（東芝コンソ殿ご提供資料）

＊) 三菱重工殿発表資料から抜粋

□ Crの酸化抑制効果を踏まえた導入期待効果が整理されている

技術概要

- 現行Zr被覆管表面にCr層を形成
- 通常運転時から事故時まで、表面でのZr酸化反応を抑制
- 被覆管性能低下(脆化)や水素発生量を低減する技術

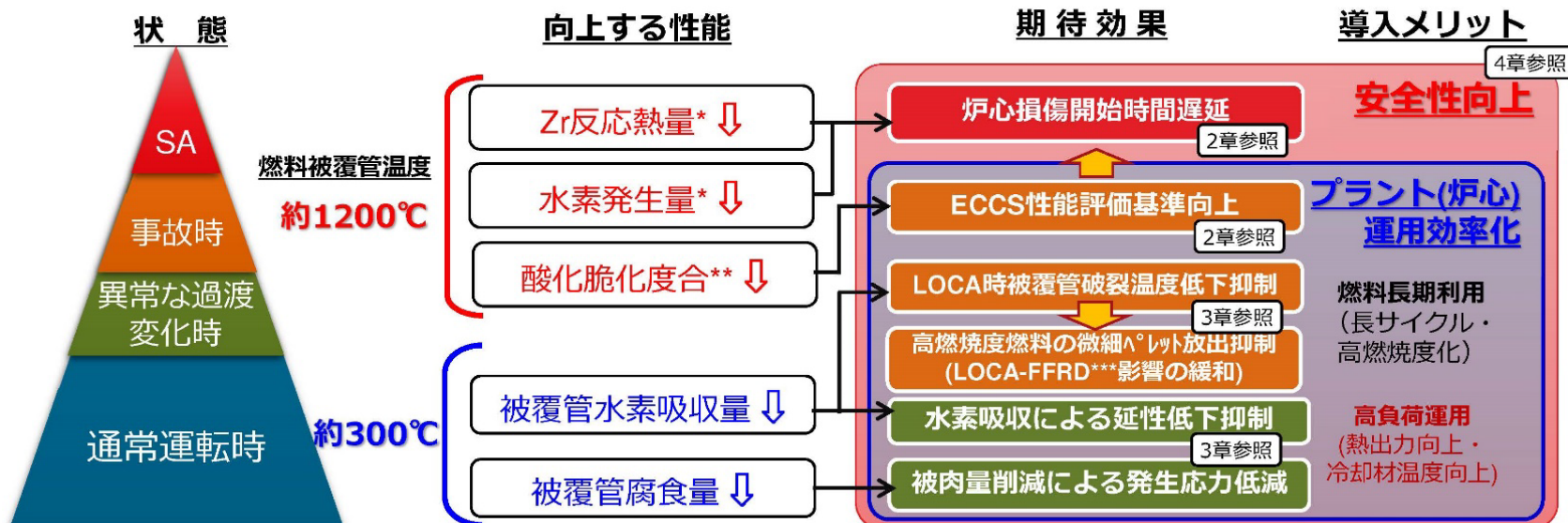
項目	スパッタリング法/めっき法
Cr膜厚さ	約10μm
外径	約9.5mm
母材	Zr基合金(MDA)



導入効果

MDA: Mitsubishi Developed Alloy (耐食性改良被覆管)

- 被覆管性能向上により「安全性向上」と「プラント運用効率化」への寄与が見込まれる

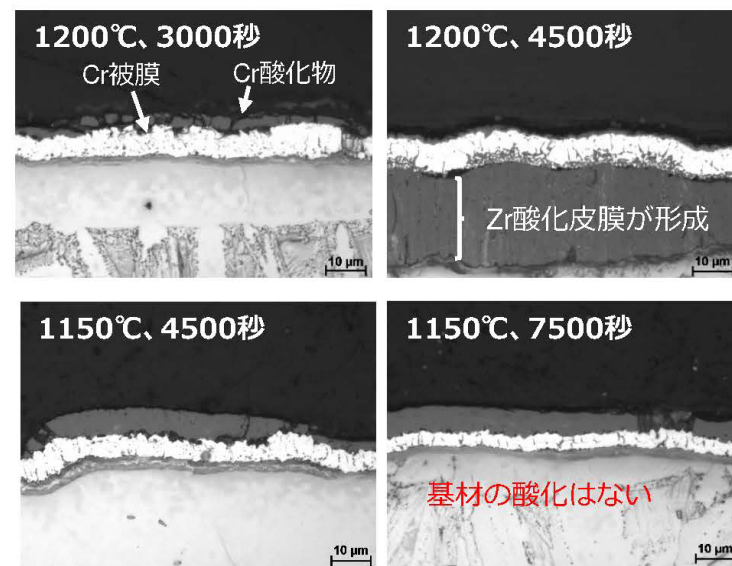
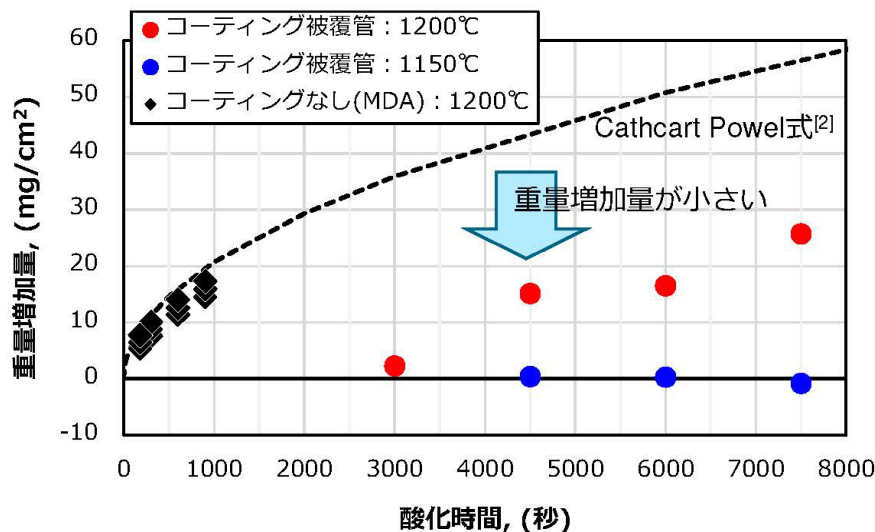


*被覆管損傷までを想定 **再冠水時熱衝撃（クエンチ）に対する耐性向上 ***FFRD: Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal

*) 三菱原子燃料殿発表資料から抜粋

- 事故時を想定した高温酸化試験実施。
- Cr被膜による表面酸化抑制効果を確認

- 1150℃では、7500秒まで、基材の酸化はほとんどなかった。
 - 1200℃では、4500秒以降で、基材の酸化が見られたが、コーティングなしに比べて重量増加量は小さかった。
- ⇒ Cr被膜はLOCA環境下で高い耐酸化性能を示し、長時間に亘り基材の酸化を防ぐことが確認された。



高温酸化試験後サンプルの金相観察写真

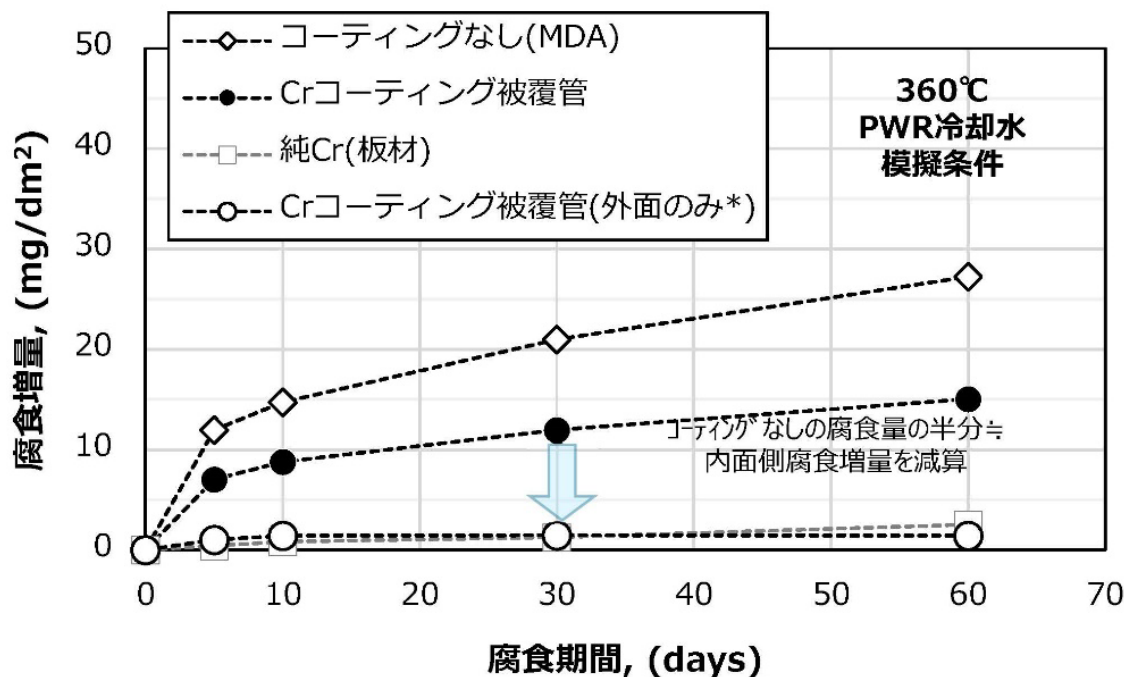
[2] J. V. Cathcart, ORNL-NUREG/TM-41 (1976).

*) 三菱重工殿発表資料から抜粋

□ PWR冷却水模擬環境（未照射）での表面酸化抑制効果を確認

□ 特異な腐食等は見られていない

- 360℃冷却水模擬雰囲気での未照射材による腐食試験を実施中
- 両端開放被覆管を用いた試験のため、被覆管内面はコーティングの有無に関わらず腐食進展
- Crコーティング被覆管は被覆管内面のみ腐食が進展。外面腐食はわずか（純Crと同程度）



試験前(外観)

スパッタリング(10μm)

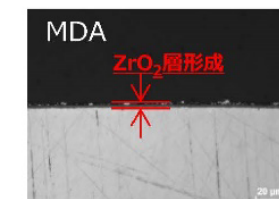
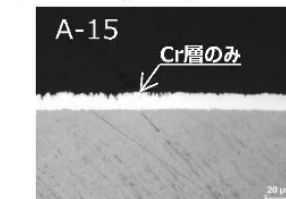


60日後(外観)

スパッタリング(10μm)



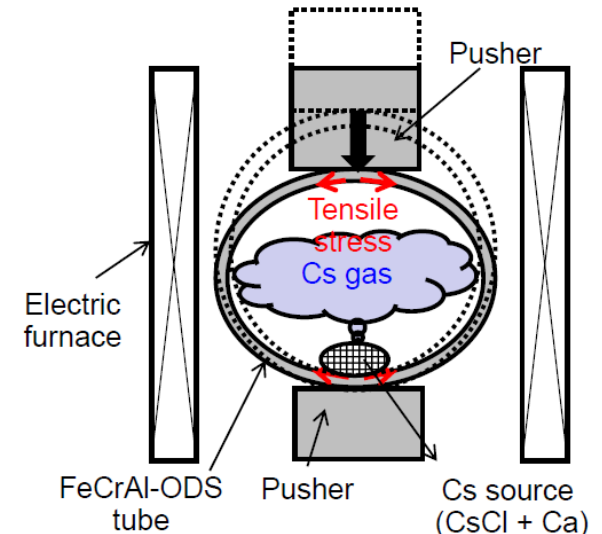
60日後(断面)



PWR冷却材模擬環境(360℃)腐食試験（未照射）結果

概要

- FeCrAl-ODS鋼被覆管の応力腐食割れ（SCC）感受性に対するセシウム（Cs）分圧依存性を炉外 SCC試験により評価。
- SCC感受性を示すしきいCs分圧が0.2～24 Paの範囲にあり、実機条件でのCs分圧（ 1×10^{-8} Pa程度）と比較して十分に高いことから、FeCrAl-ODS鋼の耐Cs-SCC性を確認。



Test ID	Partial pressure of Cs (Pa)*	Pre-heating conditions	Ref.
SCC-1	800**	350° C, 3 h	2
SCC-2	800**	350° C, 3 h	2
SCC-3	800**	250° C, 72 h	2
SCC-4	0.2	250° C, 72 h	2
SCC-5	0.2	250° C, 72 h	2
SCC-6	24	250° C, 72 h	2
SCC-7	800**	250° C, 72 h	This work
SCC-8	24	250° C, 72 h	This work
SCC-9	0.2	250° C, 72 h	This work

*: Calculated pressure

**: Saturation vapor pressure of Cs at test temperature (623 K)

[1] K. Konashi, M. Yamawaki, J. Nucl. Sci. Tech., 29[1], 1-10 (1992).

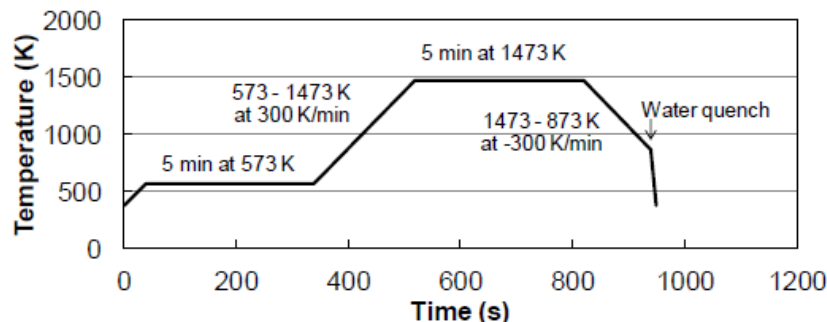
[2] K. Sakamoto et al., J. Nucl. Mater., 557 (2021) 153276.

Test ID	Partial pressure of Cs (Pa)*	Evaluated partial pressure of Cs (Pa)	SCC cracking	Ref.
SCC-1	800**	-	Yes	1
SCC-2	800**	-	Yes	1
SCC-3	800**	-	Yes	1
SCC-4	0.2	-	No	1
SCC-5	0.2	-	No	1
SCC-6	24	-	Yes	1
SCC-7	800**	610	Yes	This work
SCC-8	24	8.0	Yes	This work
SCC-9	0.2	0.09	No	This work

[1] K. Sakamoto et al., J. Nucl. Mater., 557 (2021) 153276.

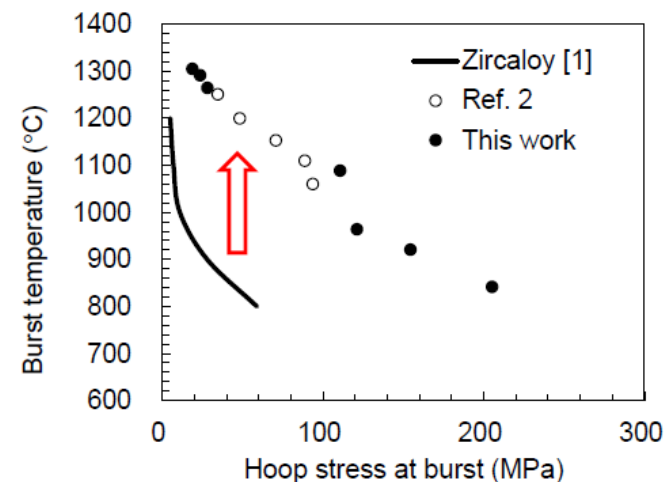
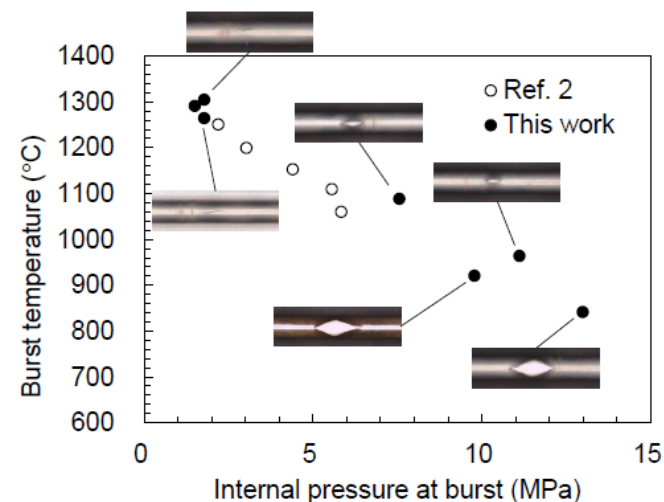
概要

- FeCrAl-ODS 鋼 被覆管の LOCA 模擬試験を CNWG 日米協力の下、米国 ORNL において実施。
- 最高 1300℃ の LOCA 模擬試験において、クエンチ後も被覆管脆化は見られず、かつジルカロイ被覆管よりも高い耐バースト性能を確認。



Sample ID	Isothermal temp. (°C)	Initial pre. (MPa)	Ref.
P50R5ST25	1200	5.45	1
P50R5ST26	1200	4.02	1
P50R5ST27	1200	5.31	1
P50R5ST28	1200	2.70	1
P50R5ST29	1200	1.99	1
P50R5ST30	1200	1.45	This work
P50R5ST31	1300	1.45	This work
P50R5ST32	1200	10.34	This work
P50R5ST33	1200	7.58	This work
P50R5ST34	1200	5.86	This work
P50R5ST89	1200	8.62	This work
P50R5ST90	1300	1.38	This work

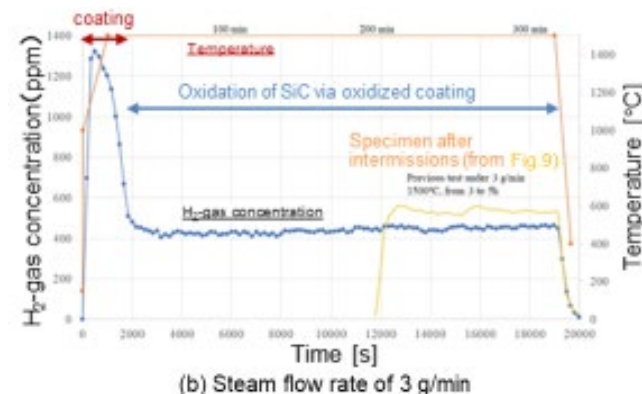
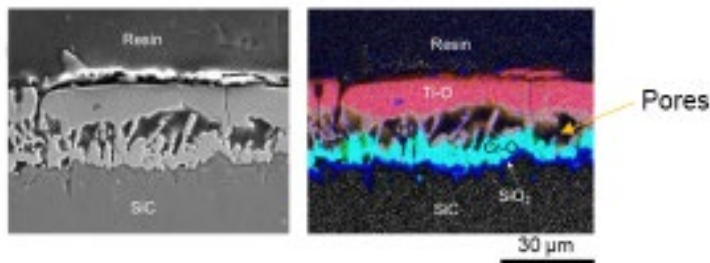
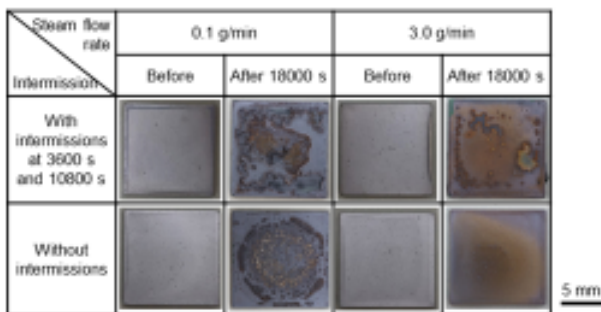
[1] K. Sakamoto et al., J. Nucl. Mater., 557 (2021) 153276.



[1] M. Ishikawa and S. Shiozawa, J. Nucl. Mater., 95, 1-2, (1980) 1.
 [2] K. Sakamoto et al., J. Nucl. Mater., 557 (2021) 153276.

概要

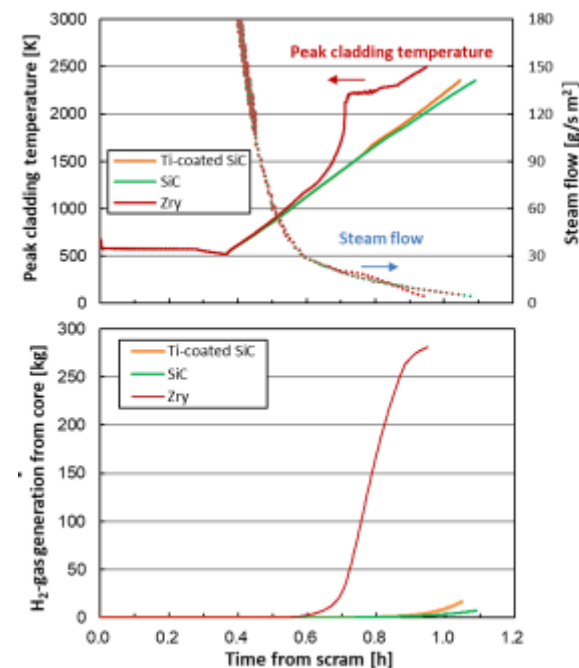
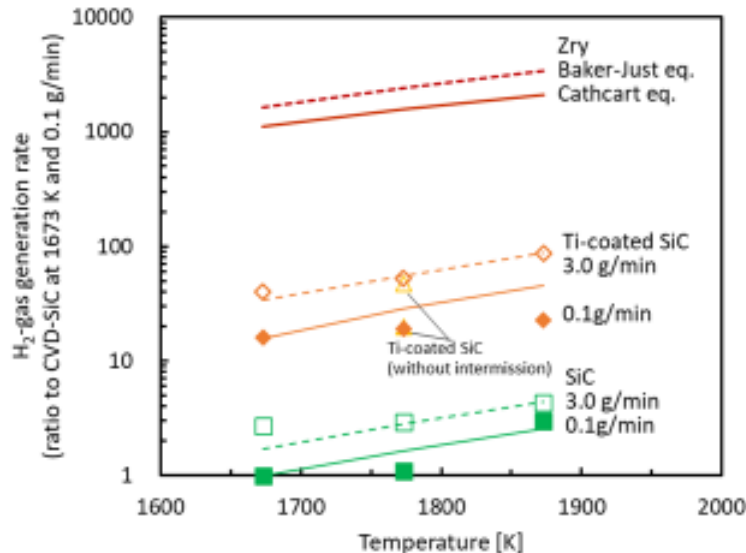
- JAEA保有のレーザ加熱装置（LAHF）を用いて、鉄の融点を超える1600℃まで水蒸気中での酸化および水素ガス発生挙動を評価。
- Ti被覆はSiC基材と顕著な反応を生じず、Ti被覆がSiC被覆管の破損に繋がらないことを確認。
- Ti被覆の有無にかかわらず、水蒸気流量増加に伴い水素ガス発生が増加するという知見が得られた。



概要

- 高温水蒸気酸化試験で得られた水素ガス発生速度に基づき、高温水蒸気酸化のTi被覆SiC被覆管モデルを作成し、過酷事故解析を実施。
- Ti被覆SiC被覆管からの水素ガス発生量は、被覆なしのSiC被覆管と比べ、わずかに増加するが、Zry被覆管と比べると94%減少する解析結果が得られた。
- SiC被覆管の反応熱による温度上昇はZry被覆管と比べて小さく、事故時の水素ガス発生量の低減に寄与することが解析により確認された。

Item	Zry	SiC	Ti-coated SiC
Time from Scram [h]	0.57	0.87	0.85
PCT [K]	1110	1840	1820

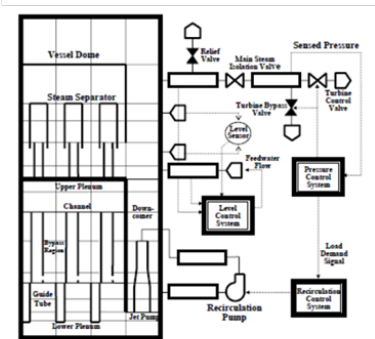
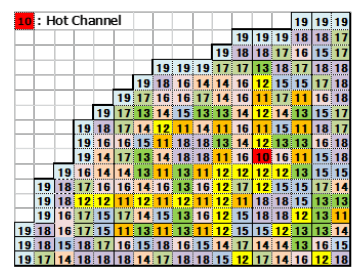


概要

- SiC被覆管を適用した場合の過渡・事故時燃料棒挙動を評価するため、プラント過渡解析コードTRACT™と燃料棒挙動解析コードFEMAXIの連携解析手法を開発した。

【Plant Transient Analysis】

Code: TRACT™



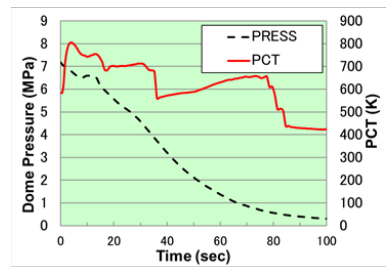
Accident Scenario:

Large Break LOCA@BWR/5

TRACT

Exposure condition

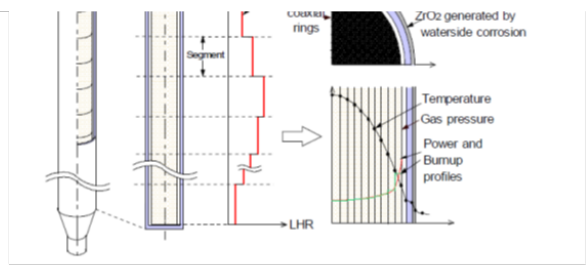
Burn-up Calculation



- thermal hydraulic conditions
- Cladding surface conditions

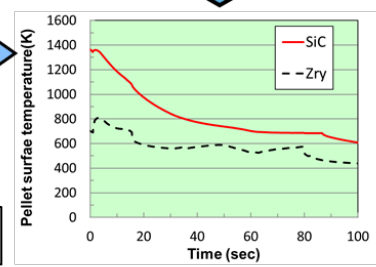
【Fuel rod behavior Analysis】

Code: "FEMAXI-7" ATF version



- fuel pellet radial power profile
- He generation rate

FEMAXI

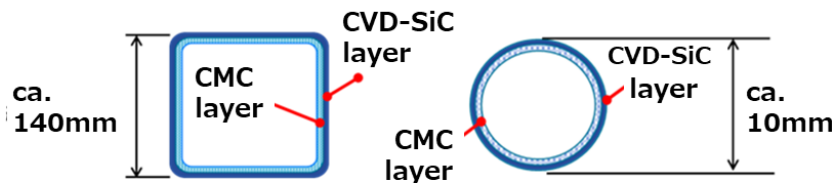


- Pellet temperature
- Cladding surface stress, etc.

Ref) F. Inoue, "Development of Accident Tolerant SiC/SiC Cladding and Channel Box in Toshiba", The 29th International Conference on Nuclear Engineering, Shenzhen, China, August 8-12, 2022.

概要

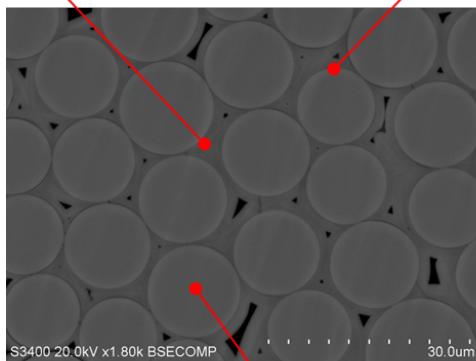
- SiC被覆管及びSiCチャンネルボックスの製造プロセスとして、良好な耐食性と気密性を有するCVI/CVD成膜工程を確立した。



CVI: Chemical Vapor Infiltration
CVD: Chemical Vapor Deposition
PyC: Pyrolytic carbon

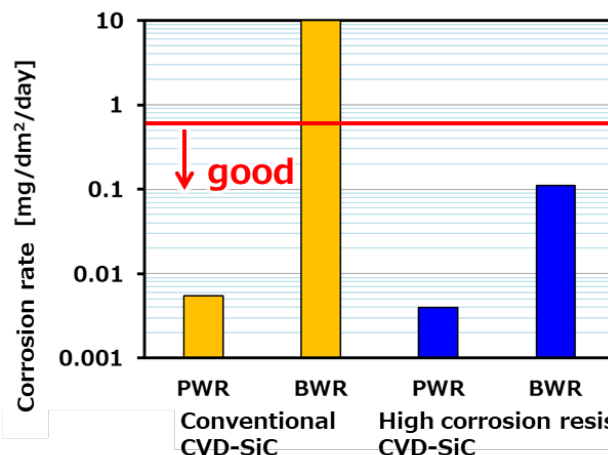
Cross section of CMC layer (SEM)

CVD-SiC matrix PyC interface layer



SiC fiber

Autoclave test for CVD-SiC



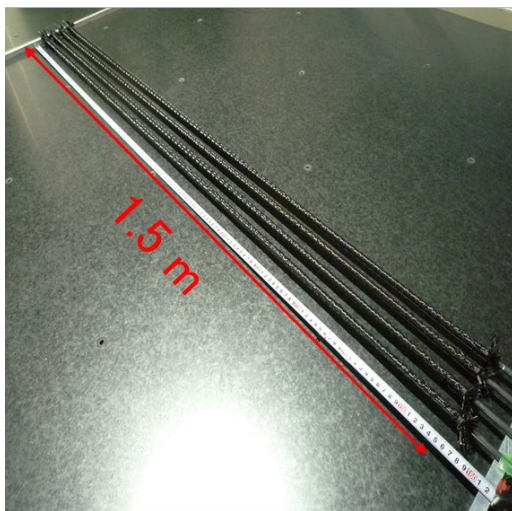
➤ PWR condition
330°C, 18.5MPa
DO <3ppb
➤ BWR condition
290°C, 8MPa
DO 8ppm

Ref1) F. Inoue, "Development of Accident Tolerant SiC/SiC Cladding and Channel Box in Toshiba", The 29th International Conference on Nuclear Engineering, Shenzhen, China, August 8-12, 2022.

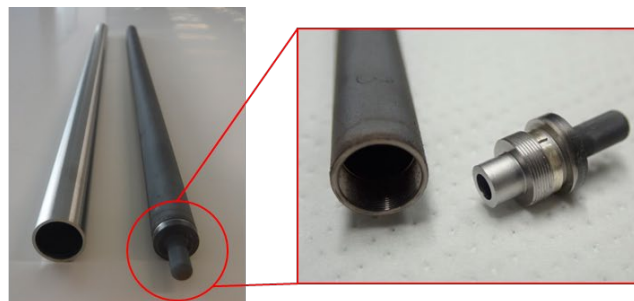
Ref2) T. Nishimura, "Development of CMC for nuclear fuel components", Ceramic Matrix Composites II, Santa Fe, New Mexico, November 13-18, 2022.

概要

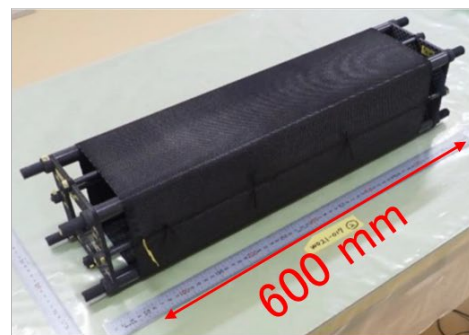
- 実機スケールのSiC被覆管、チャンネルボックスを製造可能とする製造プロセス条件の策定を目的に、安全性に優れるCVI技術の開発試験および量産性を考慮した長尺織物製織試験を実施し、CVI成膜試験の結果および1.5m級のSiC被覆管前駆体での適用可能性確認結果を得て、実機スケールの試作に向けて有効な製造プロセスを構築した。また、高い密封性・耐食性を有する端栓接合技術を開発した。



SiC Cladding tube Preform



End plug sealing structure



SiC Channel Box Preform

Ref) T. Nishimura, "Development of CMC for nuclear fuel components", Ceramic Matrix Composites II, Santa Fe, New Mexico, November 13-18, 2022

- 我が国のATF開発を戦略的かつ効果的に進めて工学実証段階へ引き上げることを目的に、2015年から開始された本事業では、国内事業者等との連携体制を継続的に強化しつつ、海外機関等との連携による照射試験の推進や燃料挙動評価を行い現在までに以下のような成果・結果を得てきている。

(1) 国内における新型燃料開発推進

- ① 国内連携協力推進と開発状況総括：事業者／メーカー／研究機関／大学との連携推進、TRLとRMの継続的更新
- ② 研究開発動向や規制基準等に係る情報収集：国内外関連情報収集と共有

(2) 新型燃料の共通技術基盤の整備と継続的高度化

- ① 照射試験の円滑かつ継続的な推進：Crコーティング@ATR
- ② 基礎基盤研究の推進：燃料ふるまい解析手法の高度化、共通基盤インフラ整備を含む試験技術開発による各コンソーシアムの開発支援

(3) 海外との連携協力体制の強化

- ① 国際連携の継続的推進：米国等（二国間）
- ② ATF研究開発に係る国際動向の把握・情報収集：関連国際会議等

参考資料

種別	項目	説明	ベネフィット定量評価のための実施項目例	対象となる ATF 候補材			ベネフィット 定量評価時期	
				Coated-Zry	FeCrAl-ODS	SiC/SiC		
安全性向上	SA 時	Grace Time 延伸 ・事故耐性向上に伴う Grace Time 延伸 ※ 事故対応操作までの余裕時間延伸	・被覆管破損限界把握、高温挙動・物性把握、モデリングのための試験 ・破損機構・挙動モデル、物性データの事故解析コードへの反映 ・代表シナリオによる SA 解析	△	○	○	【TRL:3~5】 ・開発の方向性検討 ・ATF 採否予備検討 and/or 【TRL:6~8】 ・許認可対応検討 ・ATF 採否検討	
	事故時	LOCA 耐性等向上 ・LOCA 時高温酸化抑制に伴う耐熱衝撃性能向上 ・DNB 裕度拡大に伴う燃料破損リスク低減	・燃料集合体の DNB 試験(燃料集合体の設計変更を伴う場合) ・炉心特性解析、燃料棒挙動解析 ・LOCA 解析、Non-LOCA 解析	○	○	○		
	通常運転時	フレットing 損傷低減 ※ 燃料棒堅牢化による、等	・流水試験/振動試験等での摩耗特性評価試験 ・実炉使用燃料のスペーサコンタクト部の確認 ・被覆管摩耗試験、フレットing 試験	○	○	○		
		AOA ^{*1} 抑制 ※ コーティング適用による、など	・実炉水化学環境下でのクラッド付着特性試験 ・クラッド厚みをパラメータとした AOA 発生リスク評価	○	○	○		
	その他	耐食性向上 ・材料変更またはコーティング層形成による冷却材反応の抑制	・実炉水化学環境下での耐食性確認試験	○	○	○		
		PRA 評価改善 ・CDF ^{*2} 、CFF ^{*3} 、LERF ^{*4} の低減	・(Grace Time 延伸に係る試験と同じ) ・PRA 評価、成功基準解析 (BDBA/SA 解析)	△	○	○		
運用・設備影響	定期検査	地震応答特性改善 材料耐震裕度向上 ・チャンネルボックス軽量化、被覆管高強度化、コーティング層形成による強度の増加による耐震性裕度向上等 ※ 固有振動数増→原子炉建屋との共振回避、軽量化→炉内構造物等への地震応答負荷低減、地震時相対変位低減→制御棒挿入性改善、など	・燃料棒、チャンネルボックス強度試験 ・地震時制御棒挿入性試験 ・燃料集合体耐震試験・加振試験	○	○	○	【本格適用後】 ・活用高度化検討	
		定検時の燃料取扱時間短縮 ※ 燃料棒堅牢化による、等	・照射試験(燃料棒・集合体の寸法安定性に関するデータ取得) ・燃料取扱時加速度制限値の評価 ・FHM 作業高速化の検討	—	○	○		
	定検時被ばくの低減	・高効率運転(燃料交換頻度低減)に伴う定検作業員の被ばく低減	・クラッド付着特性試験、炉水クラッド起因の被ばく量影響評価 ・被覆管耐食性試験(長 Cy 想定)	○	○	○	【TRL:6~8】 ・許認可対応検討 ・ATF 採否検討	
		運用時影響 冷却材水化学 ・被覆管材の冷却材への溶出による水質への影響、被ばくへの影響	・溶出確認試験	△	○	○		
	燃料運用	高効率炉心運用 ・L3P ^{*5} 等 ・プラント条件は現行	・通常運転時性能向上及び事故耐性向上に伴う運転制限緩和の運転範囲拡大への適用 ※ 効率的な燃料運用、等 核的制限値緩和を想定	・被覆管材料の高温挙動・物性把握及びモデリングのための試験 ・沸騰遷移時挙動把握、モデリングのための試験 ・耐食性確認試験、PCI 破損への影響確認試験 ・炉心特性解析、燃料棒挙動解析	○	○	○	【本格適用後】 ・活用高度化検討
		FCC ^{*6} 低減 ・ウラン装荷量増(燃料取替体数減)に伴う FCC の低減	・代表的な燃料運用による FCC 評価	—	○	○		
設備影響	安全系設備合理化 ・通常運転時性能向上及び事故耐性向上に伴う安全系設備合理化	・(Grace Time 延伸に係る試験と同じ) ・DBA で考慮する安全系設備条件をパラメータとした影響評価 ・代表シナリオによる BDBA/SA 解析	△	○	○	【TRL:6~8】 ・許認可対応検討 ・ATF 採否検討		
プラント運用高度化	稼働率向上	負荷追従運転 ・通常運転時性能向上及び事故耐性向上に伴う安全裕度拡大分のプラント運転範囲拡大への適用 ※ グリッド状況等に応じた柔軟なプラント運用、等 核的制限値緩和を想定(①)、早い出力変動などを想定(②)	①・被覆管の高温挙動・物性把握・モデリングのための試験 ・沸騰遷移時挙動・モデリングのための試験 ・耐食性確認試験、PCI 破損への影響確認試験 ②・燃料棒の PCI 挙動への影響を把握するための試験 ・想定出力シナリオでの炉心特性・燃料棒挙動解析	△	○	○	【TRL:6~8】 ・許認可対応検討 ・ATF 採否検討 and/or 【本格適用後】 ・活用高度化検討	
		熱出力向上 ・通常運転時性能向上及び事故耐性向上に伴う安全裕度拡大分のプラント運転範囲拡大への適用 ※ 熱出力向上に伴う発電コストの低減	・燃料集合体の DNB 試験(燃料集合体の設計変更を伴う場合) ・耐食性確認試験、PCI 破損への影響確認試験 ・高出力定常照射試験 ・炉心特性解析、燃料棒挙動解析、燃料健全性判定クライテリア評価	○	○	○		
	長 Cy 運転	・通常運転時性能向上及び事故耐性向上に伴う安全裕度拡大分のプラント運転範囲拡大への適用 ※ プラント稼働率向上に伴う発電コストの低減	・耐食性確認試験、PCI 破損への影響確認試験 ・被覆管腐食/水素吸収特性確認試験 ・炉心特性解析、燃料棒挙動解析	○	○	○		
		廃棄物低減 高燃焼度化 ・通常運転時性能向上及び事故耐性向上に伴う安全裕度拡大分の安全裕度拡大分の運転範囲拡大への適用	・耐食性確認試験、PCI 破損への影響確認試験 ・被覆管腐食/水素吸収特性確認試験 ・炉心特性解析、燃料棒挙動解析	○	○	○		

注)上記表のうち、「定量評価時期の目安」は安全系設備・系統設備等の大幅な改造なしに設置変更許可申請を行う場合を想定。
上記表中の○/△/—はベネフィット見込みで、○:有望(高〜中程度)、△:有望(中〜低程度)、—:見込み薄。

*1) AOA: Axial Offset Anomaly

*2) CDF: Core Damage Frequency

*3) CFF: Containment Failure Frequency

*4) LERF: Large Early Release Frequency

*5) L3P: Low-Leakage Core Loading Pattern

*6) FCC: Fuel Cycle Cost