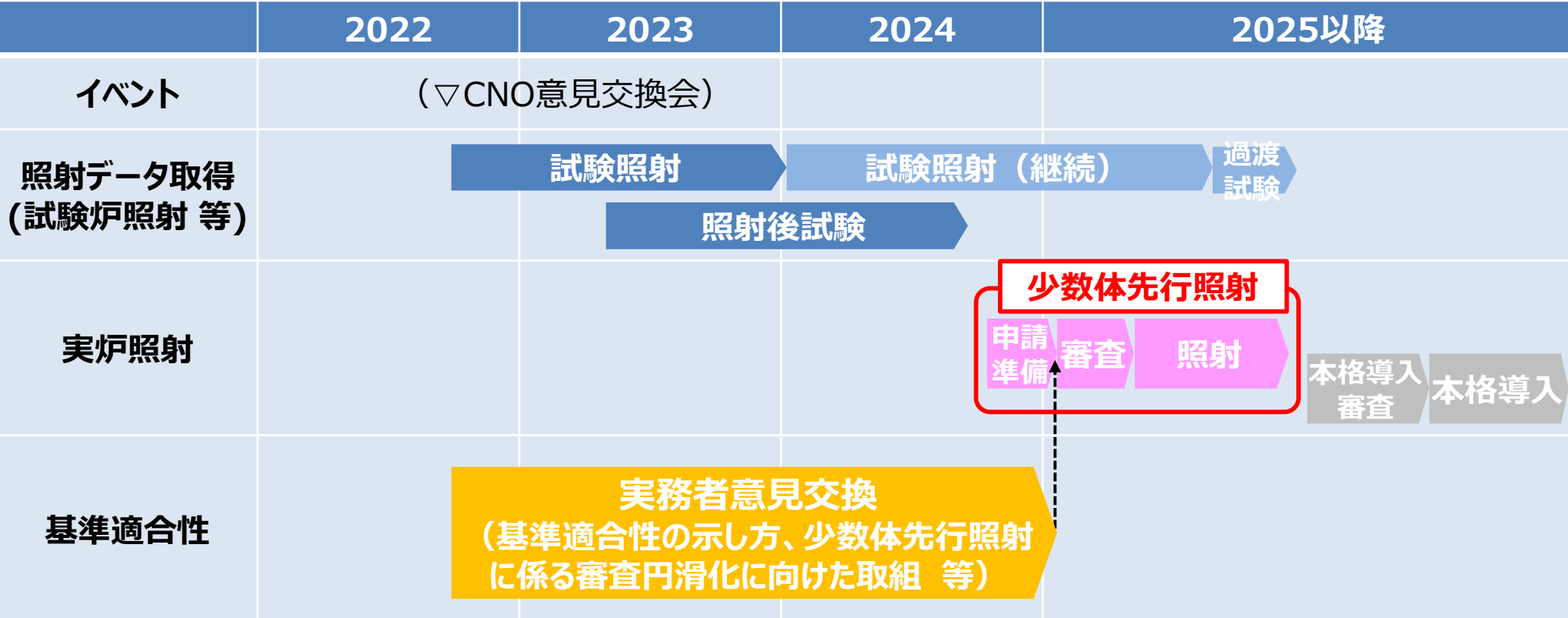


ATF導入に向けた事業者の進め方

- ✓ 過去に55GWd/t燃料を導入した際、試験照射炉において照射を実施後、安全影響等をまとめた報告書を発行し、国内先行照射に向けた整理を行った。
- ✓ 一方、クロムコーティングは現行被覆管からの仕様変更および影響度合いも小さいことから、**早期に少数体先行照射を行い、速やかにATFの本格導入の検討を進めてまいりたい。**



基準適合性について

- ✓ 少数体先行照射に係る許認可申請においては、現行被覆管の照射実績、一部照射データや未照射材からの評価および運用管理等により、基準適合性が説明可能と考えている。
(下記枠内のとおり)
- ✓ 合わせて、少数体先行照射に係る審査円滑化・早期実施の観点からは、**少数体先行照射の基準適合性について、審査ガイド作成・学会標準の技術評価等の対応をお願いし、詳細について実務者にて意見交換させていただきたい。**(学会標準は現在作成中かつ、その後の技術評価に要する期間を踏まえると、審査ガイドのほうが比較的短期間の対応と考えられる)

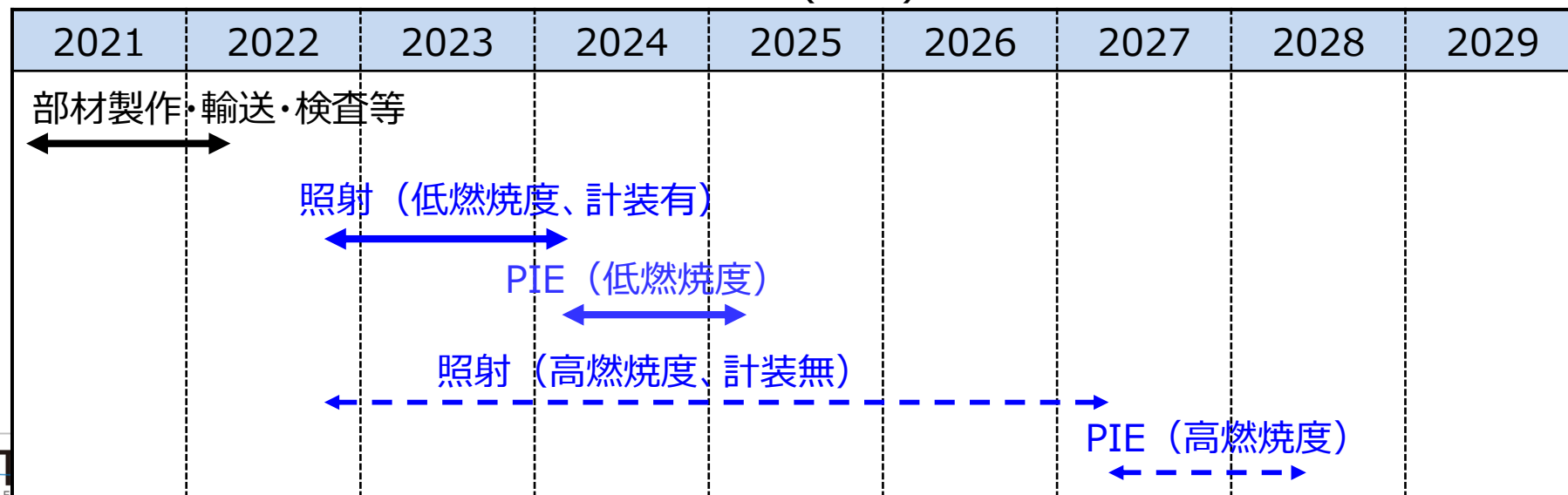
<少数体先行照射の基準適合性の示し方(案)>

以下の方法またはその組み合わせにより基準に適合することを示す。

- 現行被覆管(ジルカロイ)の照射実績**により、クロムコーティングでも安全要求を満足することを示す。
(例:被覆管母材の機械特性は同等であること、およびクロムコーティングは外面のみであること等により、現行材と基本的に同等であることを示す 等)
- クロムコーティング材の一部照射データや未照射データを用いた評価で補完**して安全要求を満足することを示す。
(例:表面腐食、外径変化等については、申請時点までに得られているデータで評価・予測する等)
- 運用管理**(運転中監視、装荷体数・位置制限)により、安全要求を満足することを示す。
(例:運転中のような素濃度監視、出力の低い位置に装荷する、事故影響の緩和 等)

- 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、**JAEAにて、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であることを確認。
 - ✓ 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、JAEAにて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)】



【参考】現状被覆管と比較した場合のクロムコーティング被覆管の改善効果(例)

| 対象 | 現状知見 | 現行管と比較した改善効果(例) |
|---------------------|---|--|
| 過渡時/ 通常運転時 性能 | <ul style="list-style-type: none"> ▶通常運転時より厳しい条件で腐食試験を行い、腐食がほとんど進まないことを確認。[2]。 ▶表面硬さは、母材のジルカロイよりも硬いことを確認。 | <ul style="list-style-type: none"> ▶現状評価に取り込んでいる被覆管腐食による被覆管の性能低下（腐食減肉・水素吸収）を評価に考慮不要となる。燃料設計・炉心運用の高度化に貢献。 ▶燃料リークの可能性低減。 |
| 事故耐性 (DBA) | <ul style="list-style-type: none"> ▶LOCA時の再冠水時に折損する温度の上昇 ▶LOCA時被覆管膨れ量の抑制 | <ul style="list-style-type: none"> ▶LOCA時の折損発生までの裕度向上 ▶被覆管破裂の裕度向上 [3] |
| 事故耐性 (SA) | <ul style="list-style-type: none"> ▶溶融点は現行と同じ。 ▶1350度付近に共晶点を確認。 ▶Crが表面に存在する期間における水反応抑制。 | <ul style="list-style-type: none"> ▶クロムが表面に存在している期間はZrの酸化が抑制されることで被覆管酸化を抑制し、損傷発生までの対処時間の余裕を伸長可能（例：SBO想定対処時間の伸長：～10分程度[1]） |
| その他の影響 | <ul style="list-style-type: none"> ▶Cr膜による核的影響はごく軽微 | — |

[1] NUREG/CR-7282 "Severe Accidents Review of Accident Tolerant Fuel Concepts with Implications to Severe Accident Progression and Radiological Releases"

[2] Murakami, et.al., "Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR (1) Coated cladding performance at accident conditions", 2D07, Atomic Energy Society of Japan (AESJ) 2021 Fall meeting, September 2021 (in Japanese only)

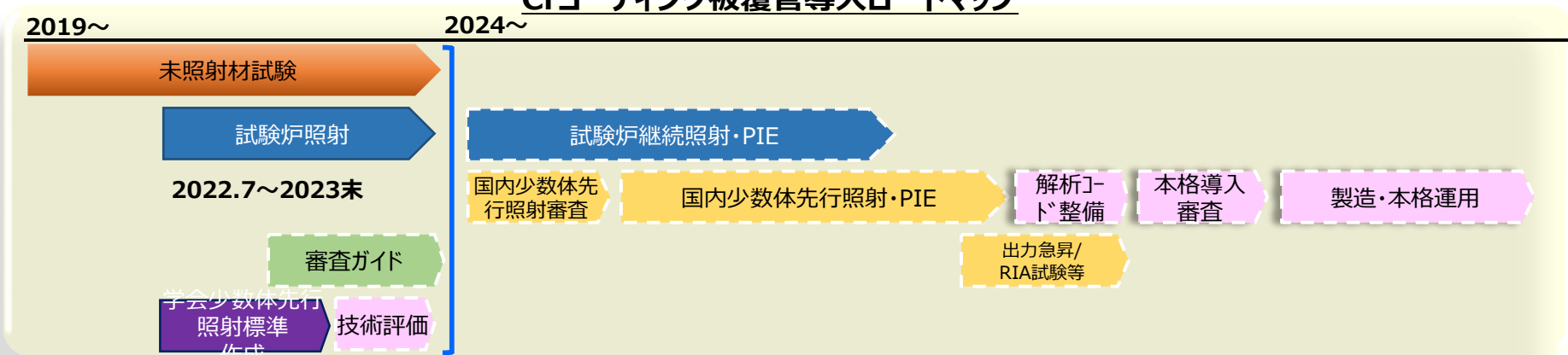
[3] YOOK et.al "POST LOCA DUCTILITY OF Cr COATED CL ADDING AND ITS IMPLICATIONS ON ACCIDENT COPING TIME", Top Fuel 2021, October 2021 (in English)

[4] Okada, et.al., "Investigation of Chromium Coated Zirconium Alloy Behaviour as Accident Tolerant Fuel Cladding for Conventional LWRs", Top Fuel 2021, October 2021

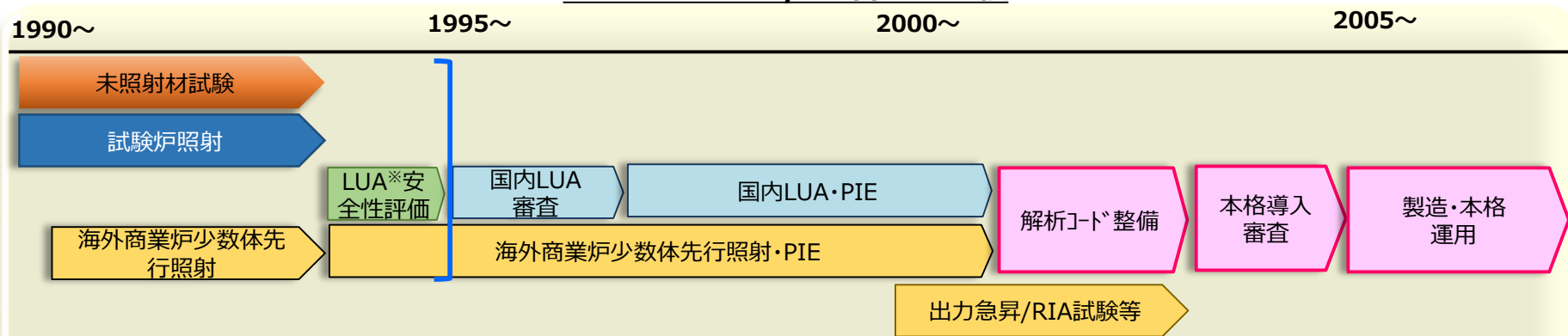
【参考】国内の過去の新型燃料導入プロセス（55GWd/t燃料の例）

- 55GWd/t燃料導入では、初期段階の試験炉照射後に安全影響等をまとめた報告書を発行し、国内先行照射に向けた整理を行った。
- また、国内/海外炉先行照射を並行実施によりデータを拡充し本格導入許認可前に報告書を取りまとめた。

Crコーティング被覆管導入ロードマップ



PWR・55GWd/t燃料導入実績



▼加圧水型原子炉高燃焼度化ステップ²
 先行照射試験 検討結果報告書(1993.4)
 (旧MITI・原子力発電技術顧問会)

▼PWR燃料の高燃焼度化(ステップ²)及び
 燃料の高燃焼度化に係る安全研究の
 現状と課題について(2001.12)
 (METI原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会)
 ※Lead Use Assembly

【参考】クロムコーティングの基準適合性

- ▶ 母材に変更はなく、また、コーティングによる影響は限定的、かつ、既存炉に対して悪影響を及ぼさない方向であることから、以下のとおり基準適合性を示すことは可能と考えており、**今後、実務者で意見交換させていただきたい。**

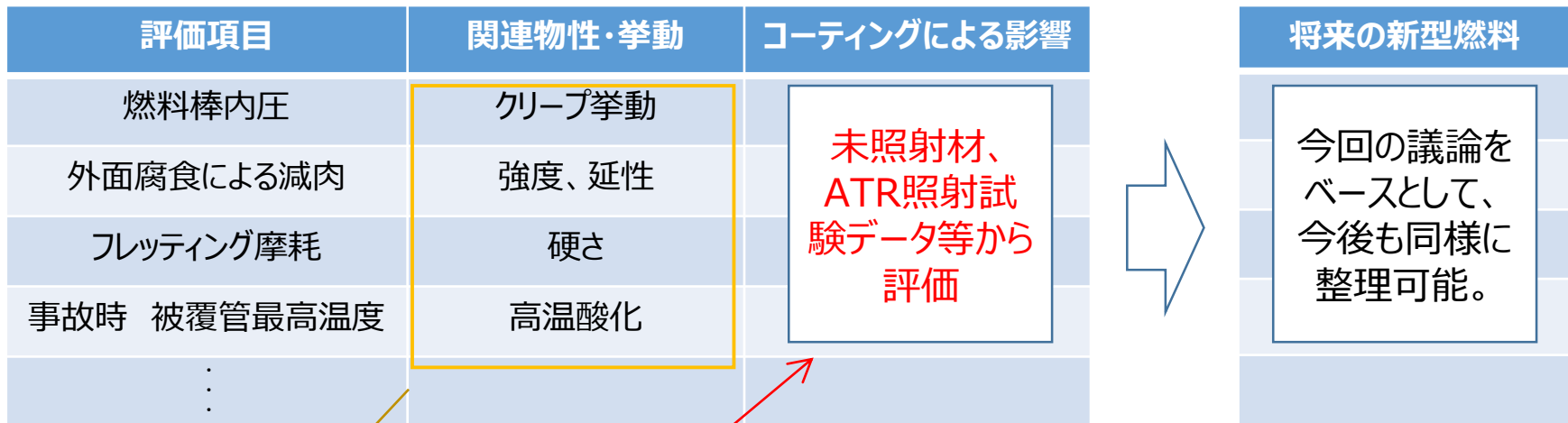
| 取得項目の分類 | 取得時期 | 基準適合性の示し方 |
|--|----------------|--|
| 未照射材 の基礎物性データ、事故模擬時の挙動データ (照射模擬材を用いたLOCA試験など) | 取得中 (~2023) | B. 照射影響が低燃焼度で飽和すること、著しい剥がれがないことを確認することで、実機少数体先行照射において悪影響を及ぼさないことを確認できる。 |
| 一部照射データ の活用(表面の剥がれ状態、外径変化、水素吸収、強度、など) | 少数体先行照射までに取得 | |
| 55GWd/t 到達時点での物性の不確かさ (照射影響は低燃焼度で飽和すると考えているが、その影響を確認する) | 本格導入までに取得 | C. 部分的剥がれによる熱勾配など、物性の不確かさは否定できないことから、ホットスポットに装荷しない炉心設計とする。 |
| 実機使用環境での挙動 (集合体曲がり等) その他、予期しない燃料破損が起こらないこと、過度な集合体曲がり等が起こらないことの確認 | 少数体先行照射中 | C. 制御棒位置に装荷しない炉心設計とする。また、破損したとしてもよう素濃度監視、かつ、装荷本数を限定することで、燃料破損したとしても原子炉の安全を阻害しないことを評価で示す。 |
| 過渡試験データ 。 (ランプ試験、RIA試験など) | 本格導入までに取得 | A. 母材は変わらず、被覆材内面のPCI※への影響はないため、従来材のデータを用いて悪影響を及ぼさないことを示す。 |

※ PCI : ペレット／被覆管相互作用 (Pellet-Clad Interaction)。出力急上昇時等でペレットが膨れすぎると、燃料ペレットが被覆管を内側から押し広げる形となり、それが被覆管の延性範囲を超えると被覆管破損に繋がる。

【参考】被覆材の要求事項からの展開イメージ(例)

コーティングによる影響範囲の検討

- コーティングによる影響範囲を被覆管の安全要求をもとに整理する。
- 具体的には原子力学会技術レポート等を参考にして、燃料の評価項目とコーティングによる影響を特定化し、ATR照射データなどの結果から影響を評価する。
- コーティングを題材に整理について議論を深めておき、将来の新型燃料においても適用できる基礎を作る。



| 関連物性・挙動 | 今回の少数体先行照射実施前 | 本格導入前の必要データ | 過去の先行照射例 |
|---------|---------------|-------------|----------|
| クリープ挙動 | ○ (未照射) | ○ | ○ |
| 強度 | ○ | ○ | ○ |
| RIA時挙動 | | ○ | ○ |

米国ATRでの取得データや未照射データを整理する。

これにより、本格導入（クレジットをとった許認可）で必要なデータを明確にするとともに、将来の新型燃料においても適用できる基礎として活用できる。

【参考】法令手続き

法令等改正

- 設置許可基準規則・技術基準規則では、被覆管の仕様までは規定されていないため、**法令等の改正は不要であり**、現行規則のもとで申請・審査は可能と考える。
- なお、技術基準規則解釈では別記-10のとおりジルカロイ-4を想定した仕様の記載があるものの、既にジルカロイ-4以外の被覆材についても特殊加工認可を取得し導入済であるため、別記-10に限定されるものでもない。
- 一方で、ATFのスムーズな審査を実現するために、審査ガイドの策定が望ましいと考え、それにより導入審査の予見性が高まることで、導入是非の判断にも資すると考える。

| 規則類 | 条文 | 記載 |
|----------|---------|---|
| 設置許可基準規則 | 15条 | 5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。 6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。 一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。 |
| | 13条 | 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。 一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。（以下略） |
| 技術基準規則 | 技術基準23条 | 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷に耐えるものでなければならない。 |
| | | |
| 解釈 | 23条解釈 | 3 第1項及び第2項の燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（昭和63年5月12日 原子力安全委員会了承）」及び「燃料体に関する要求事項（別記－10）」によること。 |

10×10燃料のスケジュール(想定)

| 2022年度 | | 2023年度 | | 2024年度 |
|---|-----------|---------|---------------|---------------|
| 上期 | 下期 | 上期 | 下期 | 上期以降 |
| CNO意見交換会 : ▼4/19 | | | | |
| NRA/ATENA意見交換 | | | | |
| 型式証明 : | | | | |
| | ▼申請(メーカー) | 審査(NRA) | □□□ | ▼認可(NRA) |
| トピカルレポート : | | | | |
| | ▼申請(メーカー) | 審査(NRA) | ▼評価報告書発行(NRA) | 申請(事業者, 時期未定) |
| 個別プラント設置変更許可 : | | | | |
| | | | ▼ | 審査(NRA) |
| <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;"> 他メーカーの10×10及び 9×9MOX 申請 □□□□ </div> | | | | |

- ✓ 2024年度上期以降の個別プラント設置許可申請を想定。それまでに型式証明及びトピカルレポートの審査を完了させていただきたい。
- ✓ 型式証明とトピカルレポートの審査は一部並行して行うと想定するが、相互のリソース配分や、審査結果の連携等、効率的に進めていただきたい。

【参考】10×10燃料導入に向けた対応方針案（1 / 3）

審査プロセス（型式証明，トピカルレポート，設置許可）：

- ✓ 従来，新型燃料導入は個別プラント設置許可にて審査された。
- ✓ 10×10燃料については，設置許可時の審査期間の短縮のため，複数プラント共通の内容を一括して審査する型式証明及びトピカルレポートを活用したい。

[各審査プロセスの想定(案)]

| 審査の枠組み | 審査対象 | 審査目的 |
|------------|---|--|
| 型式証明 | <ul style="list-style-type: none"> ・燃料機械設計 ・熱水力設計 等 | プラント共通条件又はプラントタイプに応じた共通条件に基づく設計の設置許可基準規則への適合性の確認 |
| トピカルレポート | <ul style="list-style-type: none"> ・3次元核熱結合動特性解析コード (TRAC) ・統計的安全評価手法 | プラント共通又はプラントタイプで共通，かつ10×10燃料より新規に導入する安全評価手法の妥当性を確認 |
| 個別プラント設置許可 | <ul style="list-style-type: none"> ・核設計 ・動特性 ・過渡／事故解析 等 | プラント固有条件に基づく設計・評価の設置許可基準規則への適合性の確認 |

⇒型式証明及び設置許可は設置許可基準適合性に係る審査を想定。

以降の頁では，トピカルレポートの対象となるTRAC及び統計的安全評価手法についてポイントを説明する。

3次元核熱結合動特性解析コード（TRAC）及び統計的安全評価手法の導入：

- ✓ 10×10燃料は燃料棒径が細いため、スクラムなどによって出力分布が過渡的に変化すると冷却材中の蒸気発生量などへの影響が大きくなる。このとき、熱的制限値への影響を正しく評価するには3次元コードであり、熱的制限に関わる局所の状態も取り扱えるTRACを導入する必要がある。
 - TRACを過渡及び事故から炉心損傷前までの有効性評価対象事象（BDBA）まで一貫して安全評価に適用（ごく一部、例外あり）
- ✓ さらに、TRACを用いる場合、炉心内の局所状態の変化から炉心全体の3次元挙動に至るまで多様な核・熱水力・燃料の相互作用を取り扱うことから、局所の熱的制限値を厳しく評価するための保守的解析条件を一律に設定するのが困難な事象がある。このため、モデル、入力データなどの不確かさの影響を定量的に評価することで合理的な保守性を得る統計的安全評価手法を導入する。
- ✓ TRAC及び統計的安全評価手法は、米国等海外許認可で実績がある。また、統計的安全評価手法については、海外手法をベースとした原子力学会標準（「統計的安全評価の実施基準：2021」）が策定され、これに基づきトピカルレポートを作成し申請準備を進めている。

【参考】10×10燃料導入に向けた対応方針案（3 / 3）

3次元核熱結合動特性解析コード（TRAC）及び統計的安全評価手法の導入

（続き）：

[ABWRプラントにおけるTRAC及び統計的安全評価手法の適用事象(案)]

| TRACコード適用事象※1（トピカルレポートの対象） | 統計的安全評価手法の適用有無 |
|-------------------------------|----------------------------------|
| 過渡（プラント系事象（加圧，減圧，流量増加，流量減少等）） | 適用（トピカルレポートの対象） |
| 過渡（起動時の制御棒誤引き抜き） | 適用せず※2 （従来の考え方に基づく保守的解析条件を使用） |
| 事故（LOCA，制御棒落下事故等） | |
| 動特性（プラント安定性） | |

※1：過渡（出力運転時の制御棒誤引き抜き）については，従来より3次元炉心定常解析コードを使用し保守性が確認されていることから，継続して用いることとし，TRACは適用しない。

※2：これらの事象については，事象進展の特徴から系統的な保守的な設定が容易であることなどに加えて，許認可上の余裕の評価値又は運転制限値への不確かさの影響が小さいことから保守的な安全評価を実施し，統計的安全評価手法を適用しない。必要に応じて統計的安全評価結果で裏付けることも考慮。

【参考】課題と対応案

- ✓ トピカルレポート制度については、旧原子力・安全保安院による審査実績※はあるが、NRAとしての実績はない。

⇒NRAにて審査できる制度・体制を早急に整備する。

※評価要領「トピカルレポートの技術評価について（内規）」が作成され、これに基づき保安院/JNESが評価報告書を発行（例：燃料棒熱機械解析コード（PRIME03, CARO-NA））

- ✓ 統計的安全評価手法では、現実的な入力値を用いた最適評価と不確かさの統計的評価に基づき許認可上の余裕を評価する。一方、従来は保守的解析条件を設定しており、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針にも「各判断基準ごとに、結果が最も厳しくなるように解析条件を定めなければならない」との記載がある。

⇒10×10燃料およびTRACの導入に必須でありこれらとともに安全性を向上する統計的安全評価手法について、その使用の妥当性をトピカルレポート審査で確認の上判断する。