

## 原子力材料における DX 利用と課題

DX application to the field of nuclear materials and its issues

## (4) ARKADIA—次世代原子力プラント設計のイノベーションに向けて

## ～原子炉構造設計最適化プロセスの実装～

(4) ARKADIA—Innovation in Next Generation Nuclear Power Plant Design

～Implementation of Structural Design Optimization in Nuclear Power Plant～

\*田中 正暁<sup>1</sup>, 森 健郎<sup>1</sup>, 岡島 智史<sup>1</sup>, 菊地紀宏<sup>1</sup><sup>1</sup>原子力機構

## 1. はじめに

日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）では、原子力イノベーションにおいて、民間で実施する多様な原子炉システムの概念検討等を支援するため、ナトリウム（Na）冷却高速炉を含む革新炉開発における知見の進化の過程を集約し、最新の解析評価技術との連携によって、既往知見を最大限活用した設計最適化や安全評価を実現する「AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法: ARKADIA (Advanced Reactor Knowledge- and AI-aided Design Integration Approach through the whole plant lifecycle)」の開発を行っている[1]。本報では、ARKADIA の全体構成の概要と、材料分野と関連が深い、原子炉構造設計最適化プロセスに焦点を当てて概説する。

## 2. ARKADIA の全体概要

ARKADIA は、図 1 に示すように、革新炉開発の知見を管理する KMS (Knowledge Management System)、精緻／簡易解析及び異分野間の連成解析を行う VLS (Virtual plant Life System)、設計最適化プロセスでの評価を行う EAS (Enhanced and AI-aided optimization System)、これらを統合制御する AI (Artificial Intelligence) 支援プラットフォームで構成される。2023 年度末までに、設計基準事象までを対象に設計及び保全の最適化を行う ARKADIA-Design [2]、シビアアクシデント事象を踏まえた安全性評価を行う ARKADIA-Safety[3]、双方と連携して必要なナレッジを供給・格納する KMS[4]を個別に整備し、2024 年度以降に、プラットフォームの下に統合する。

## 3. ARKADIA-Design の概要

ARKADIA-Design では、まずは Na 冷却高速炉を対象に、炉心及び炉構造分野での設計検討、並びに保守・保全(点検工程)計画立案における最適化を支援する。図 2 に全体構成を示す。図 1 に示したように、既存の解析コード等を組合せてプラント挙動を解析する VLS、プラント特性を評価する EAS、必要なナレッジを管理する KMS で構成し、「インターフェース (PSSP)」で結合する。2023 年度末までに、主要課題（代表例題）に対して、条件等の入力から最適値（候補）の出力までの一連の最適化プロセスの実装と、AI 関連技術の適用を進めている。

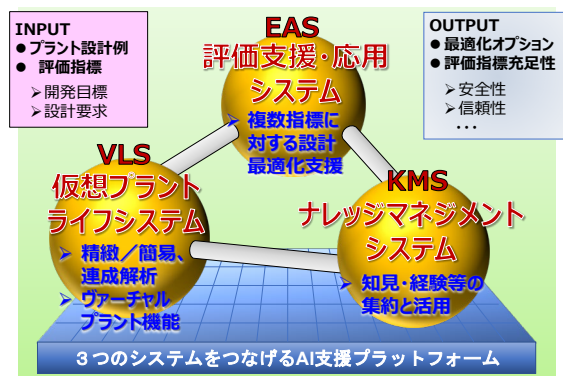


図 1 ARKADIA システム構成

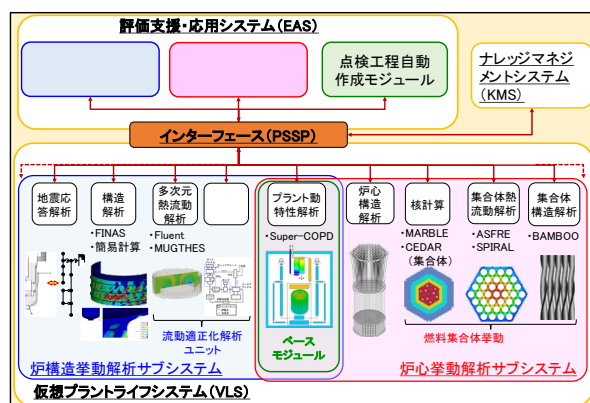


図 2 ARKADIA-Design の全体構成

\*Masaaki Tanaka<sup>1</sup>, Takero Mori<sup>1</sup>, and Satoshi Okajima<sup>1</sup><sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

## 4. ARKADIA-Design での原子炉構造設計最適化

### 4-1. 原子炉構造設計最適化例題

Na 冷却高速炉の運転環境は、軽水炉と比べ、高温低圧で、原子炉容器出入口間での温度差が大きく、原子炉の緊急停止時に生じる熱過渡荷重に着目した設計が為されるとともに、耐震設計基準や高温構造設計基準等に基づき、地震による機械荷重への対策が重要となる。例えば、原子炉容器の板厚は、薄いほど、熱過渡荷重に対する耐性が増加する一方で、機械荷重に対する耐性が低下する相反関係にある。このため、両者に対し適用性のある最適な板厚の設定が求められる。そこで、原子炉容器の板厚を設計変数として、熱過渡荷重と機械荷重を目的関数の因子とする最適化問題を代表例題とした。板厚は、建設コスト等にも影響し、安全性に加えて、経済性についても考慮する必要があるが、最適化プロセスの確立を第一の目的とすることから、より重要な安全性に関わる因子に着目して、整備を行うこととした。

### 4-2. 原子炉構造設計最適化プロセス

従来、プラント寿命期間中に生じる熱過渡事象を決定し、プラント動特性解析の結果に基づいて、熱応力が発生する部位に対して熱過渡荷重条件を設定して構造解析を実施することで熱過渡荷重に対する設計評価を行っていた。この場合、プラントシステムパラメータ（崩壊熱や流量半減時間等）の評価誤差や製作公差による不確かさを考慮して保守側の設定とする必要があった。これらパラメータに対する不確かさが、全て発生応力の増大につながる方向に偏る可能性は小さく、発生応力の過大評価の要因になっていたことから、不確かさの確率論的な考慮が期待されていた。また、各パラメータの影響分析において、多数回の構造解析の実施は計算コストの増大を招いていた。そこで、図3に示すように、設計基準等への適合性を確認するための詳細構造健全性評価を、最適化過程後の適合性確認として実施する原子炉構造設計最適化プロセスを構成した。目的関数は、熱過渡荷重及び機械荷重による異なる破損メカニズムに共通する健全性の評価指標である破損確率の合計値として設定した。設計変数を更新して評価を繰り返し、破損確率の合計が最小となる最適な板厚を求める。ここでは、パラメータの不確かさを確率論的に取り扱い、熱過渡評価時の課題検討に係る既往研究[5]を参照して、破損確率を評価する過程を可能な限り簡素化している。まず、直交表に基づき設定した条件に基づいて、炉構造挙動サブシステムのプラント動特性解析コードにより熱過渡解析を実施し、炉構造評価・設計支援サブシステムに構築した「熱応力評価モジュール」にて発生応力を評価する。この複数の発生応力評価結果を分析することで発生応力の平均及び分散を算出し、一次近似二次モーメント法（FOSM 法）により信頼性指標を求め、正規確率表で破損確率に変換する。発生応力の評価では、熱伝導方程式の解に基づく簡略化したモデルを使用し、構造解析を実施しないため、時間及び計算コストを抑えることができる。なお、機械荷重に基づく破損確率の評価は、本検討では簡易的な評価式で計算することとしており、同破損確率の評価手法について、今後検討を進めていく。

### 5. おわりに

現在、本報で述べた原子炉構造設計の他、炉心設計、格納容器設計、更には、点検工程に係る最適化プロセスを整備し、ARKADIA への実装を進めている。評価プロセスを自動化し、高精度かつ高効率な評価を実施するため、AI 関連技術（ベイズ最適化等）の実装と適用性検討を合わせて進めている。

### 参考文献

[1]大島, 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1C01, [2]田中, 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1C02, [3]内堀, 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1C03, [4]江沼, 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1C04, [5]笠原, 他, サイクル機構技報, No.20 (2003).

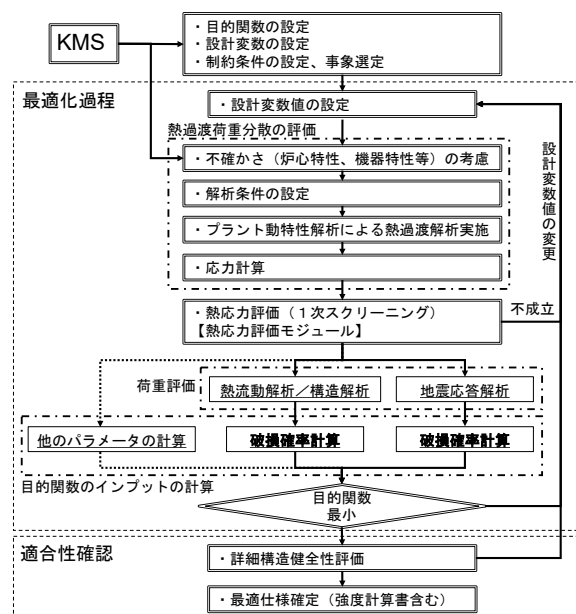


図3 炉構造設計最適化プロセス