

研究計画（案）説明資料

火災防護に係る影響評価に関する研究(フェーズ2)

事前評価 説明資料

令和2年10月

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

システム安全研究部門

目次

1. 背景

2. 目的

3. 研究の概要

3. 1 高エネルギーアーク損傷(HEAF)の影響評価

3. 2 電気ケーブルの熱劣化評価

3. 3 火災影響評価手法・解析コード等の整備

4. 研究計画(行程表)

1. 背景

火災は共通原因故障を引き起こす起因事象の中でも重要な事象の一つであることから、様々な**火災**事象について更なるリスクの低減を図るための研究を継続的に行うことが重要である。

先行プロジェクトでは、高エネルギーアーク損傷（以下、HEAFという。）試験を実施し、**爆発**現象の解明に必要なデータを取得するとともに、電気ケーブルの熱劣化や**火災**事象に係るデータの拡充とそれらの**火災**解析コードの整備を行ってきた。

新規プロジェクトでは、これまでの知見を踏まえ、実機を模擬した試験・解析を行い、**火災**防護に係るガイド類の見直しの要否の検討に向けた試験・解析データ、知見等を拡充する。

2. 目的

火災防護に係る安全研究の成果の活用により作成され、制定された「实用発電用原子炉及びその附属施設の**火災**防護に係る審査基準」、「原子力発電所の内部**火災**影響評価ガイド」、「原子力発電所の外部**火災**影響評価ガイド」及び「高エネルギーアーク損傷(HEAF)に係る電気盤の設計に関する審査ガイド」の見直しの要否の検討に必要な技術的知見を取得する。

(1) HEAFの影響評価

HEAFの**爆発**現象に係る試験データ、知見等を拡充する。

(2) 電気ケーブルの熱劣化評価

加熱による計装・制御ケーブルの誤信号及び電気ケーブルの絶縁体が損傷することによる短絡・地絡・混触(ホットショート)等に係る電気ケーブルの熱劣化試験データの取得及びその熱劣化評価手法を整備する。

(3) **火災**影響評価手法・解析コード等の整備

今後の**火災**防護に係る規制の高度化等に資する**火災**影響評価手法・解析コード等を整備する。

3. 研究の概要

- 3.1 高エネルギーアーーク損傷 (HEAF) の影響評価
- 3.2 電気ケーブルの熱劣化評価
- 3.3 火災影響評価手法・解析コード等の整備

3.1 HEAFの影響評価(背景①)



図1 参画しているOECD/NEAプロジェクト



写真1 2011年3月11日 女川原子力発電所1号機

出典:<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8814249/www.nsr.go.jp/archive/nisa/earthquake/files/houkoku230530-2.pdf>

- ・OECD/NEA/FIREプロジェクトでは、炉心損傷に至る可能性の高い**火災**事象の一つとして、HEAFを抽出している。
- ・1975～2016年の間に原子炉施設で発生した**火災** 491件中62件(12.6%)がHEAFによる**火災**であったとしている。
- ・日本では、2011年3月の女川原子力発電所1号機の高圧電源盤**火災**など4件のHEAFが発生している。
- ・現在、OECD/NEAでは国際共同研究としてHEAF (Phase II)プロジェクトを推進している。
【Phase I: 2014-2016, Phase II: 2018-2021】

3.1 HEAFの影響評価(背景②)

・HEAFには第一段階における爆発現象と第二段階におけるアーク火災がある。

・第二段階におけるアーク火災への対応については、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ及びOECD/NEA HEAFプロジェクトの試験研究を基にその発生メカニズムの解明等が進んだことで、第25回原子力規制委員会(平成29年7月19日)において、アーク火災の発生防止に関する規則等の改正とHEAF審査ガイドの新規制定が決定され、同年8月8日付けで公布(施行)された。

・一方、第一段階における爆発現象への対応については、今後研究が進み有効な対応策が確認された時点でさらなる規制基準の見直しの要否の検討を行うこととされている(第25回原子力規制委員会(平成29年7月19日))。



写真2 アーク放電に起因する爆発



写真3 アーク放電に起因する火災

3.1 HEAFの影響評価(先行研究概要)

HEAFの要素試験を行い、HEAF初期の爆発現象のメカニズムに関する知見を得た。図2に示すようにHEAFの爆発圧力には初期のスパイク的な圧力上昇とその後の安定的な圧力上昇の2種類が存在することが分かった。また、初期のスパイク的な圧力上昇は空気の熱膨張、その後の安定的な圧力上昇は金属ヒュームの発生によるものであることが分かった。

NRAが実施したHEAF試験



実機試験

写真4 電源盤を用いたHEAF試験



要素試験

写真5 筐体を用いたHEAF試験

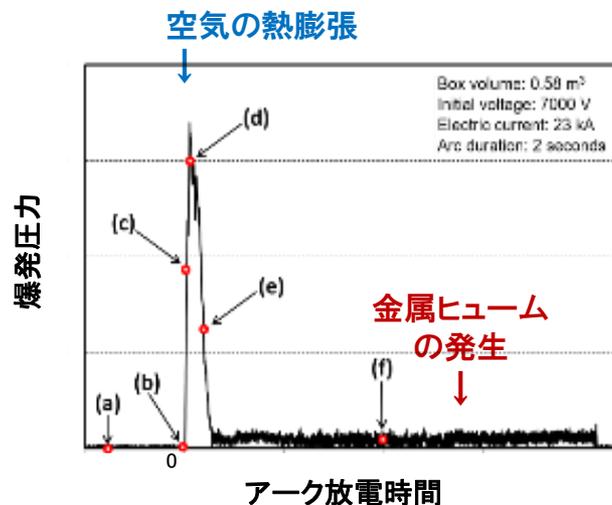


図2 HEAFの爆発圧力とアーク放電時間との関係

3.1 HEAFの影響評価(新規研究概要)

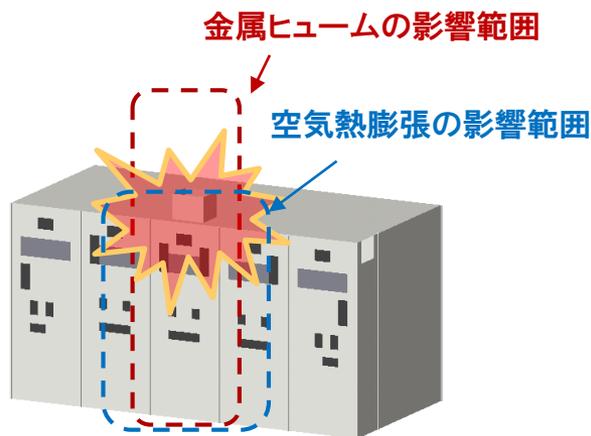
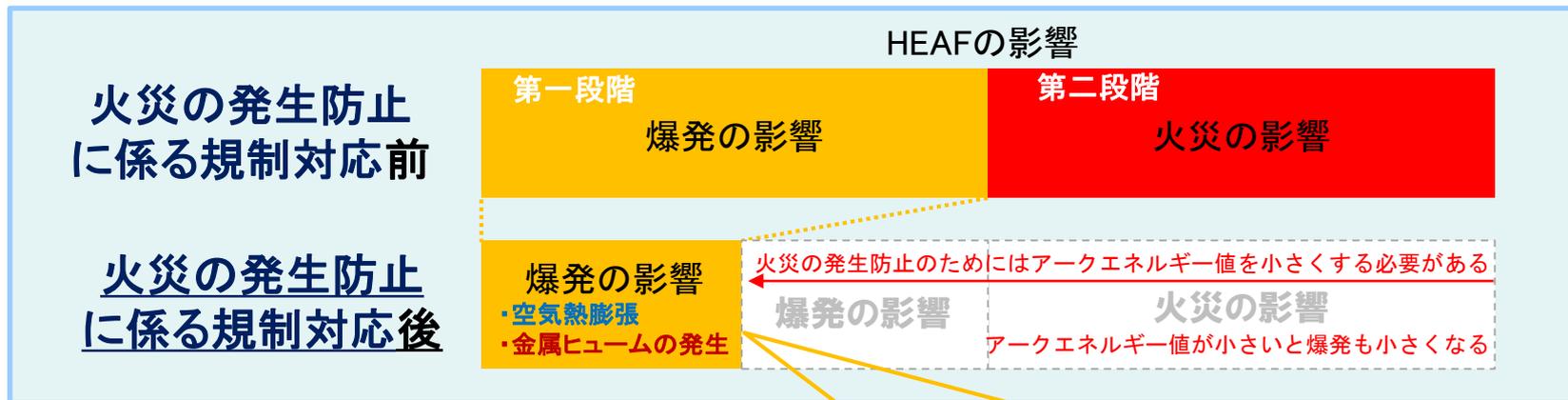


図3 爆発現象における影響範囲

新規研究での着目点

表1 HEAFの爆発現象における電気盤内外の熱・圧力の影響

爆発原因 影響を受ける場所	空気の熱膨張	金属ヒュームの発生
電気盤内	圧力の影響？ 熱の影響？	圧力の影響？ 熱の影響？
電気盤外	圧力の影響？ 熱の影響？	圧力の影響？ 熱の影響？

先行研究の知見を基に実機を模擬した試験・解析を行い、HEAF審査ガイドの見直しの要否の検討に向けた爆発現象の熱・圧力に係るデータ、知見等を取得する。

3. 研究の概要

- 3.1 高エネルギーアーク損傷(HEAF)の影響評価
- 3.2 電気ケーブルの熱劣化評価
- 3.3 火災影響評価手法・解析コード等の整備

3.2 電気ケーブルの熱劣化評価(背景)

- ・原子炉運転中における火災事象は、その約半数が電気起因のものである。また、関連する電気ケーブル(以下、ケーブルという。)が熱によって損傷(劣化)し、短絡・地絡・混触(ホットショート)並びに誤信号発生等の原因になる。
- ・实用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準及び原子力発電所の内部火災影響評価ガイドは、ケーブル自身の火災による延焼等に対応したものとなっており、火災時におけるケーブルの熱劣化やそれに伴う絶縁低下などの電気的特性の不具合等に関しては記載されていない。
- ・これらガイド類における記載の充実や見直しの要否の検討に向けた準備のため、ケーブルの熱劣化試験データを取得する及びその評価手法を整備する必要がある。

3.2 電気ケーブルの熱劣化評価(先行研究概要)

- ・先行研究では、ケーブルの熱劣化試験の方法を検討するとともに原子炉施設で使用されているいくつかのケーブルについて試験を行い、ケーブルの熱劣化に関する基礎的な知見を得た。
- ・ケーブルは、**火災**時の熱による絶縁体の損傷により絶縁抵抗が急激に低下することが分かった(図4)。また、ケーブルの熱による絶縁体の損傷速度はアレニウスの反応速度式で整理できることが分かった(図5)。

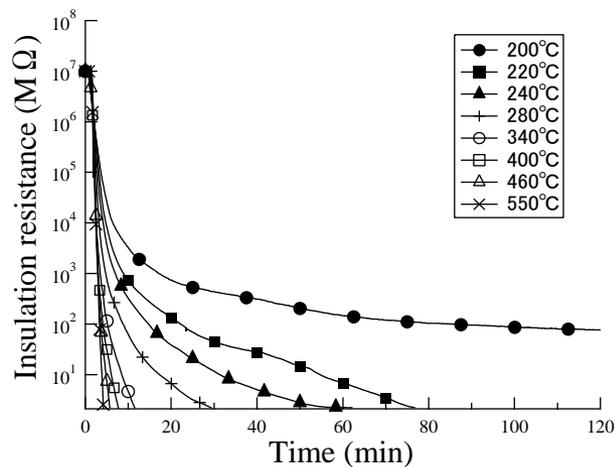


図4 原子力発電所用制御ケーブルの熱劣化試験結果の一例

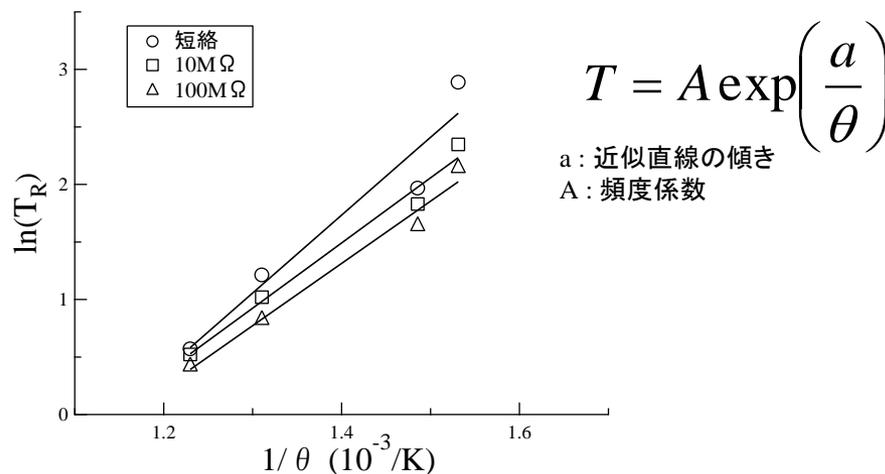


図5 ケーブル熱劣化に係るアレニウスプロット

3.2 電気ケーブルの熱劣化評価(新規研究概要)

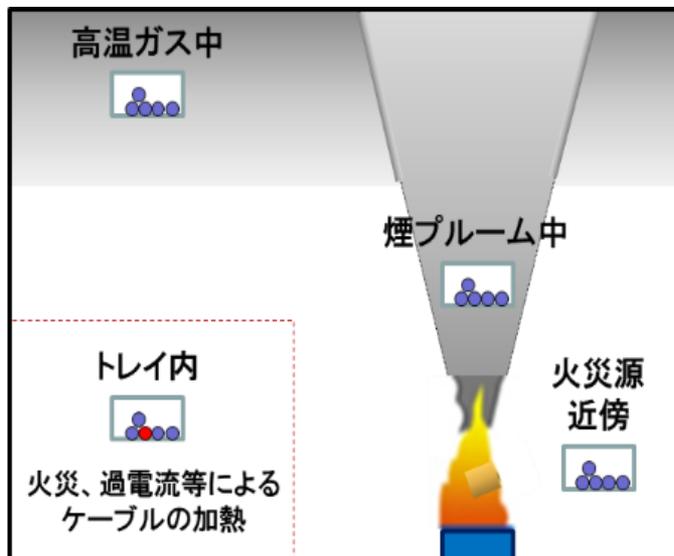


図6 火災時に加熱されるケーブルの例

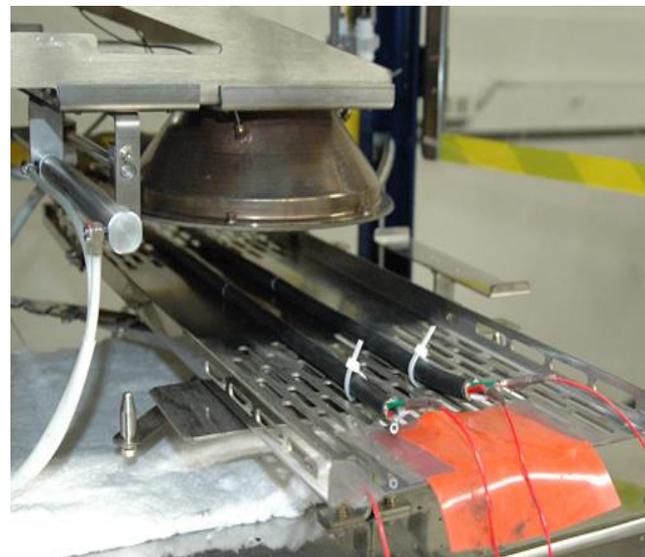


写真6 コーンカロリメータによるケーブル熱劣化試験の一例

火災源近傍のケーブル、高温ガス中に存在するケーブル及びトレイ内ケーブル(図6)の火災時模擬環境下における熱劣化試験・解析を行い、試験データ、知見等を拡充するとともにケーブルの熱劣化評価手法を整備する。また、長期間使用したケーブルの火災時模擬環境下における熱劣化挙動を評価する。

3. 研究の概要

- 3.1 高エネルギーアーク損傷 (HEAF) の影響評価
- 3.2 電気ケーブルの熱劣化評価
- 3.3 火災影響評価手法・解析コード等の整備

3.3 火災影響評価手法・解析コード等の整備(背景)

- ・火災影響評価手法・解析コードの整備等は、技術基盤の構築・維持及び今後の火災防護に係る規制の高度化等に役立つことから継続的な整備が必要である。
- ・原子力発電所の内部火災影響評価ガイドにおいて、火災による影響を考慮しても、原子炉を安全停止するための火災防護対策が妥当であるかどうかを評価する手法が求められていることから、火災影響評価手法・解析コード等を用いた事象進展の分析・把握による火災防護対策の検討、火災リスクの高い区域(区画)での火災影響(火災防護対象機器の損傷可能性等)の詳細解析等は、安全停止の確認に有効なツールになる。
- ・(1) HEAFの影響評価及び(2)電気ケーブルの熱劣化評価に係る分析及び詳細解析にも有用である。

3.3 火災影響評価手法・解析コード等の整備(先行研究概要)

- ・実機解析に必須な技術ではあるが、現状、解析モデルの妥当性が十分に確認されていないケーブル束をモデル化した(図7)。

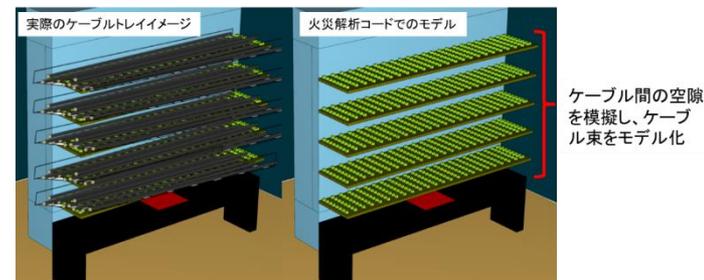


図7 ケーブル火災解析のモデル例

- ・水平多段ケーブルトレイ**火災**試験等を対象に同モデルを適用した結果、ケーブル束の空隙率、伝熱面積、伝熱モデル等のパラメータの組み合わせによって結果が大きく異なるなど、実機への適用にはさらなる検討が必要であるという知見を得た。
- ・また、ケーブルの燃焼過程のモデル化も重要となるため、ケーブルの熱分解特性等化学反応に基づいたケーブル燃焼モデル構築に必要なデータに関する技術的知見を取得した。
- ・実機解析への適用を目的としたHEAFに関する**爆発**のモデル化を進めるとともに、**爆発**現象に対応する解析コードの改良・整備を新たに開始し、試験結果と解析結果の差異について確認した。

3.3 火災影響評価手法・解析コード等の整備(新規研究概要)

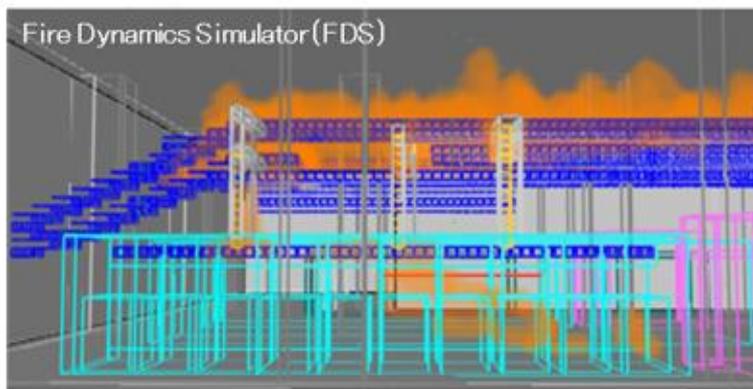


図8 FDSコードを用いたケーブル火災及び電気盤火災の解析例

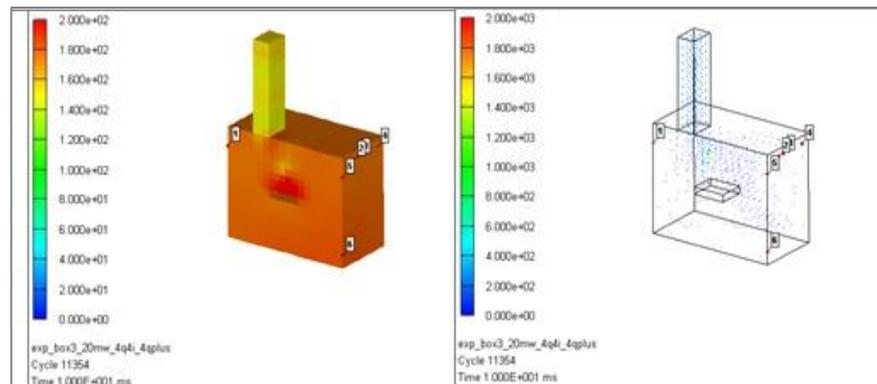


図9 AUTODYNコードを用いた筐体内圧力及び気体流動の解析例

- ・ケーブル火災、電気盤火災、可燃性液体火災、防火設備等の火災試験データを取得して、検証と妥当性確認を行い解析コードの信頼性の向上を図る。
- ・HEAFについては実機解析への適用を目的とした爆発現象等のモデル化を進めるとともに、試験結果と解析結果の差異について確認する。差異を踏まえ、爆発解析モデルの改良・整備を実施し、HEAFの爆発現象に係る解析コードを整備する。

4. 研究計画(行程表)①

	R 3 年度	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度
(1) HEAF の影響評価	<p>HEAF 試験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 空気の熱膨張に係る影響把握試験 ・ 金属ヒュームの発生に係る影響把握試験 	<p>HEAF 試験</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 実機を模擬した試験 	<p>▽学会発表等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 取得データから得られた知見を取りまとめ、解析実施 	<p>▽論文公表等</p> <p>基準値案の作成</p> <p>↓</p> <p>HEAF 審査ガイドの見直しの要否の検討</p>
(2) 電気ケーブルの熱劣化評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火災源近傍のケーブル等を模擬したケーブルの熱劣化試験 ・ 電気ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見の拡充 	<ul style="list-style-type: none"> ・ トレイ内を模擬したケーブルの熱劣化試験 ・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見の拡充 	<p>▽学会発表等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 長期間使用したケーブルの実機を模擬した熱劣化試験 ・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見の拡充 	<p>▽論文公表等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ケーブルの熱劣化に係る技術的知見の取りまとめ ・ ケーブルの熱劣化評価手法の整備 <p>↓</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ガイド類の記載の充実及び見直しの要否について検討

4. 研究計画(行程表)②

	R 3 年度	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度
(3) 火災影響評価 手法・解析コード等の整備			▽学会発表等	▽論文公表等
	<ul style="list-style-type: none"> ・ ケーブル燃焼モデルの妥当性確認 ・ 大規模火災解析の計算モデル、手法の検討 ・ 高温空気等の流動と燃焼パラメータとの関係性の評価 ・ 実機解析への適用を目的とした HEAF の爆発現象等のモデル化 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ケーブル束のモデル化検討 ・ 大規模火災解析のパラメータ感度等の調査 ・ 高温空気等の流動と放射熱流束の関係性の評価 ・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模火災解析の計算モデル、手法の改良 ・ 液面燃焼環境の燃焼挙動等への影響の評価 ・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実機解析に用いる標準モデル案の作成 ・ 可燃性液体火災評価モデル案の作成 ・ ガイド類の記載の充実及び見直しの要否について検討

核特性解析における最適評価手法 及び不確かさ評価手法に関する研究

事前評価 説明資料

令和2年10月

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

システム安全研究部門

目次

1. 背景
2. 目的
3. 研究の概要
 - 3.1. 最適評価手法の導入・整備
 - 3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCSの実機炉心体系への適用
 - 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等
 - 3.2. 不確かさ評価手法の導入・整備
 - 核分裂収率などの不確かさの伝播
 - 遅発中性子割合などの不確かさの伝播
 - 評価済み核データライブラリ等における最新知見の活用
4. 研究計画(行程表)

1. 背景

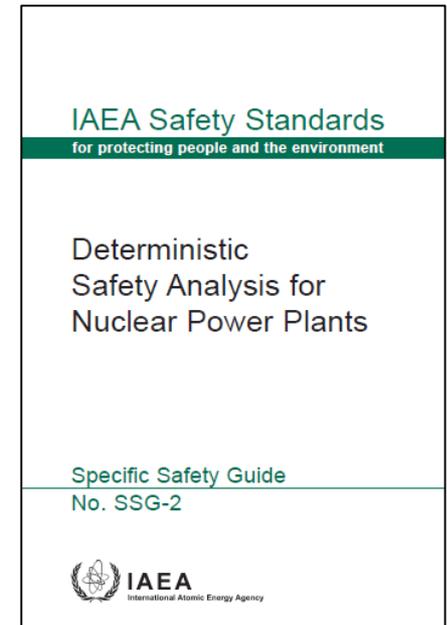
BEPU (Best Estimate Plus Uncertainty) 手法の導入・整備

【国外】

- IAEAの安全基準ガイド(Safety Standard Series No. SSG-2)では、BEPU手法を決定論的安全評価手法の一つとして提示

【国内】

- BEPU手法の適用に係る標準(統計的安全評価の実施基準:2008)が一般社団法人日本原子力学会によって策定
- 現在の審査では取り扱われていないが、今後のプラント安全対策の有効性評価ではBEPU手法に基づく評価が実施・申請される可能性あり

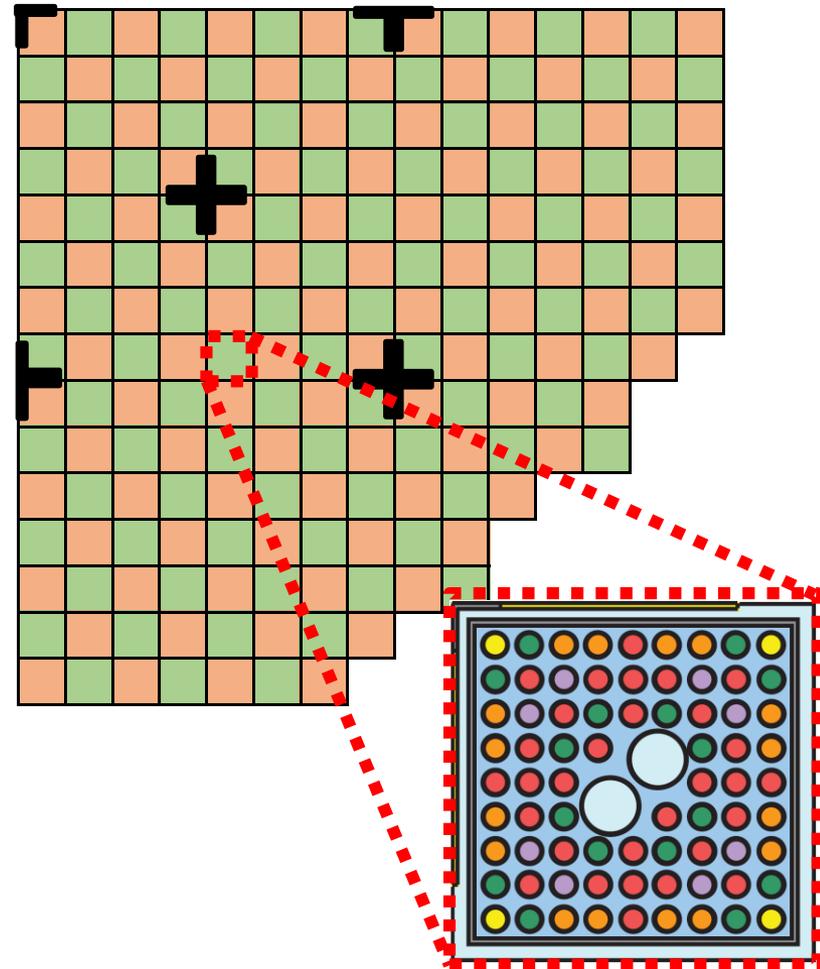


1. 背景

核特性解析のBEPU手法

【最適評価手法(BE)】

- 異常な過渡変化及び事故時の事象を精緻に把握し、実機炉心挙動を現実的な解析モデルを用いて評価することが可能な最適評価コードを使用
- 炉心及び燃料集合体内で生じる局所的な事象(局所的なボイドの発生、燃料集合体内燃料棒出力変動など)の変化を評価

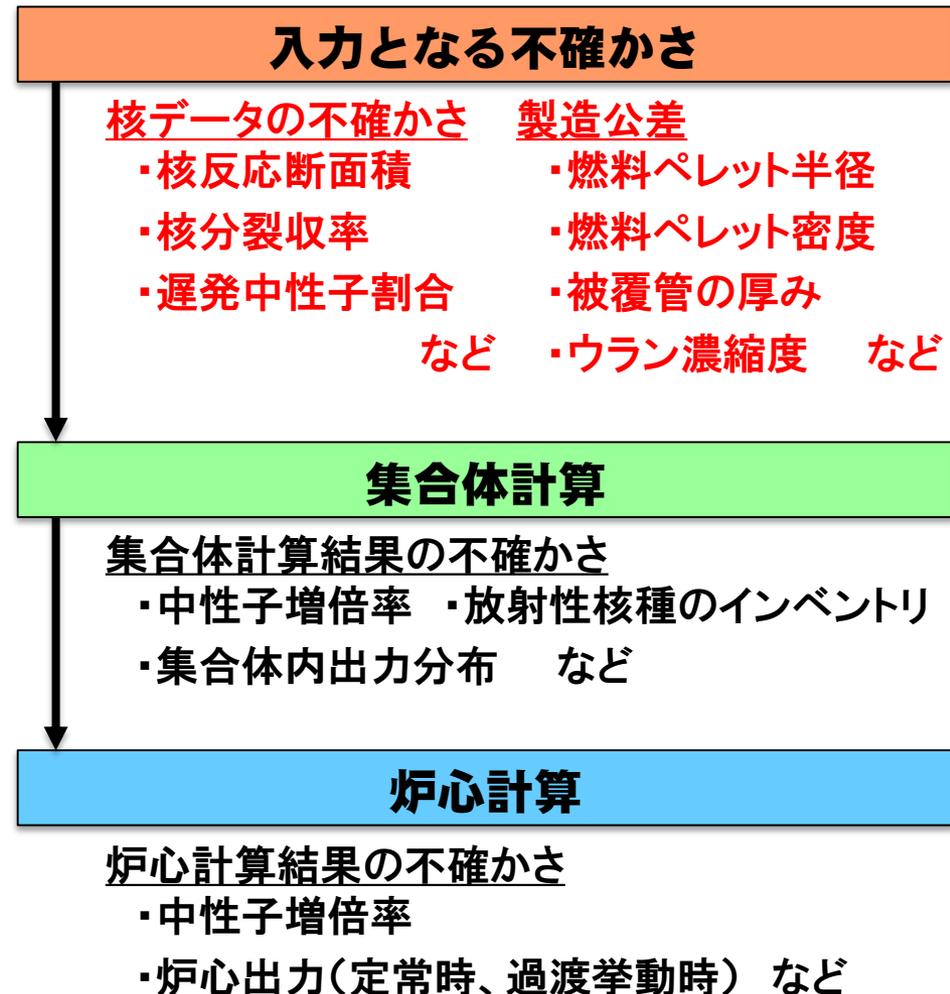


1. 背景

核特性解析のBEPU手法

【不確かさ評価手法(PU)】

- 核特性解析の入力パラメータとなる核データの不確かさの伝播や解析対象の幾何形状や材料組成などの製造公差による影響を評価
- 最適評価コードによる解析結果が取り得る不確かさを適切に評価



2. 目的

核特性解析のBEPU手法の導入に当たって、最適評価手法と不確かさ評価手法のそれぞれに関する技術基盤を構築



【最適評価手法】

- 3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCSの実機炉心体系への適用性の確認(これまで用いてきた最適評価コード)
- 3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発等(より精緻に事象を把握することが可能な最適評価コード)

【不確かさ評価手法】

- これまでの安全研究では未実施であった核分裂収率、遅発中性子割合などの不確かさが燃焼計算や動特性計算の結果に与える影響を確認

3. 研究の概要

3.1. 最適評価手法の導入・整備

～R2(旧プロジェクト+α)

詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備(Phase-2)

- 米国NRCのCAMPに参画し、TRACE/PARCSを導入
- 解析精度・適用性を確認(ベンチマーク問題及び実験の解析)
- 実機炉心体系を対象にしたベンチマーク問題(BWRタービントリップ試験等)を解析

国産システム解析コードの開発

- 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発について調査、プロトタイプを開発
- ベンチマーク問題の解析をとおして適用性を検証、また技術的課題を抽出

R3～R6(本プロジェクト)

TRACE/PARCSの実機炉心体系への適用

- TRACE/PARCSを改良・機能追加(反応度投入事象の燃料棒破損の判断基準である燃料エンタルピ等の評価)
- 原子炉起動時及び出力運転中における制御棒の異常な引抜き並びに制御棒落下事故を解析
など

3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等

- プレナーキャラクタリスティックス法(プレナーMOC)に基づき、3次元詳細炉心動特性解析コードを本格開発
- 実機炉心体系に適用するに当たっての技術的課題を解決
など

3. 研究の概要

3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCSの実機炉心体系への適用

- ① TRACE/PARCSを改良・機能追加
 - 集合体内燃料棒出力分布再構成モデルの改良
 - PARCS用の高速核定数処理コードの改良
 - 燃料エンタルピー評価機能、破損燃料棒数評価機能等の追加
- ② 実機炉心体系における異常な過渡変化及び事故を解析
 - BWR UO_2 及び1/3MOX実機炉心データを整備
 - 原子炉起動時及びに出力運転中における制御棒の異常な引抜きや制御棒落下事故による反応度投入を解析

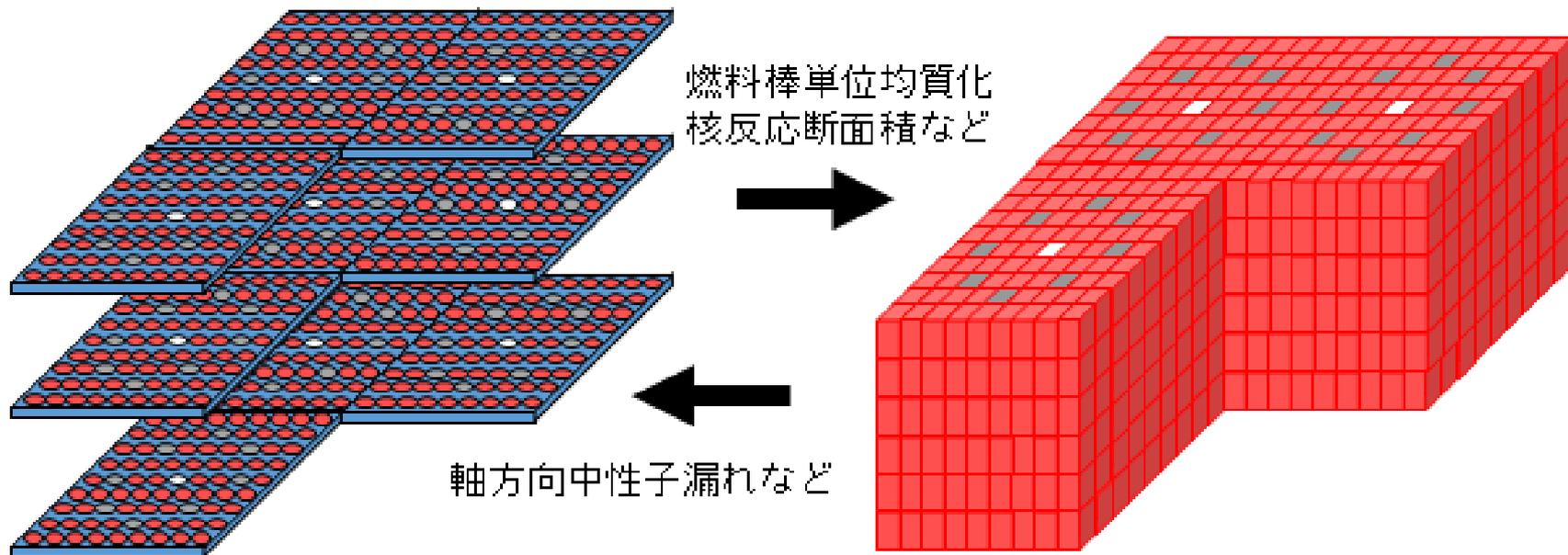
3. 研究の概要

3次元詳細炉心動特性解析コードの開発

- ① プレナーMOCを採用し、本格開発を実施
炉心を軸方向に対して分割した2次元プレーン体系(燃料、被覆管、減速材などから構成される非均質断面)を計算し、その体系を燃料棒単位で均質にした上で積み重ねた3次元体系を計算

2次元プレーン体系

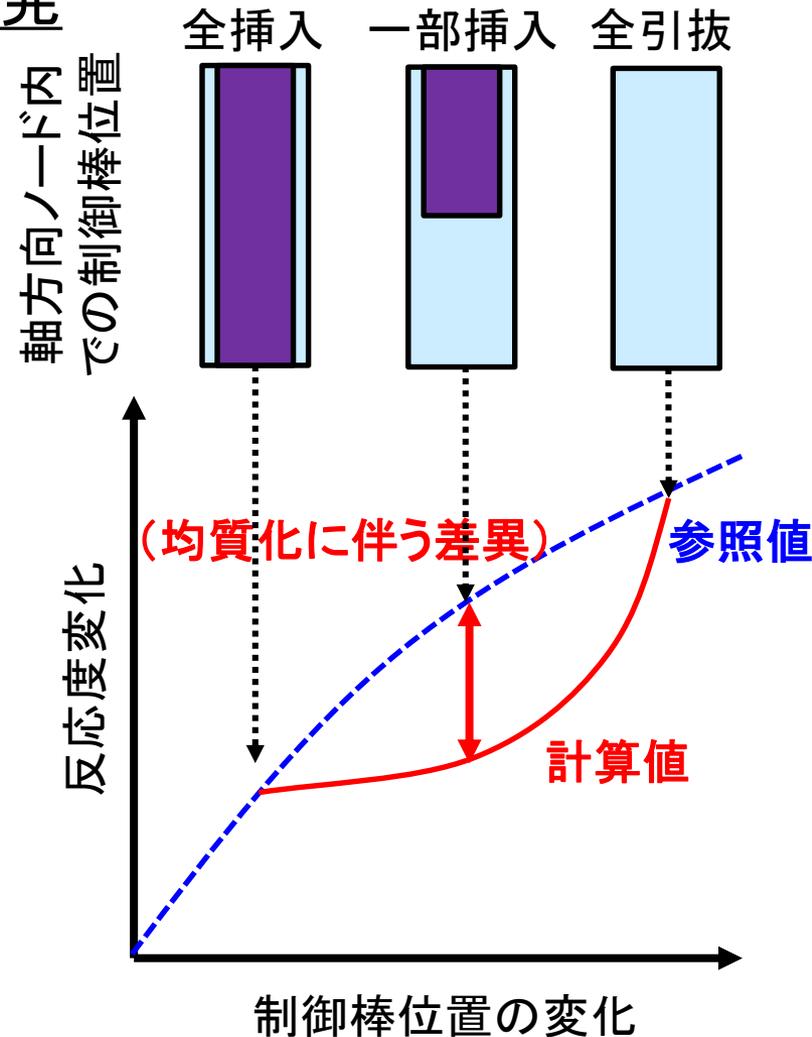
3次元体系



3. 研究の概要

3次元詳細炉心動特性解析コードの開発

- ② 実機炉心体系に適用するに当たっての技術的課題を解決
- 粗細が異なる解析条件の組合方法及び効率的な並列化(計算コスト低減)
 - 制御棒キャスピングモデルの検討(制御棒位置の変化に係る解析精度向上)
 - 3次元詳細炉心動特性解析コードで使用する核反応断面積の取扱いの検討

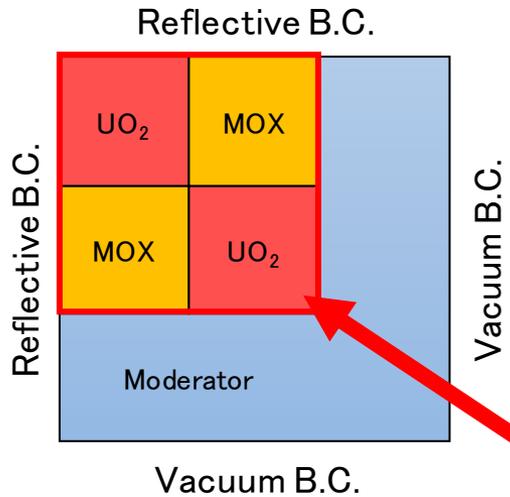


3. 研究の概要

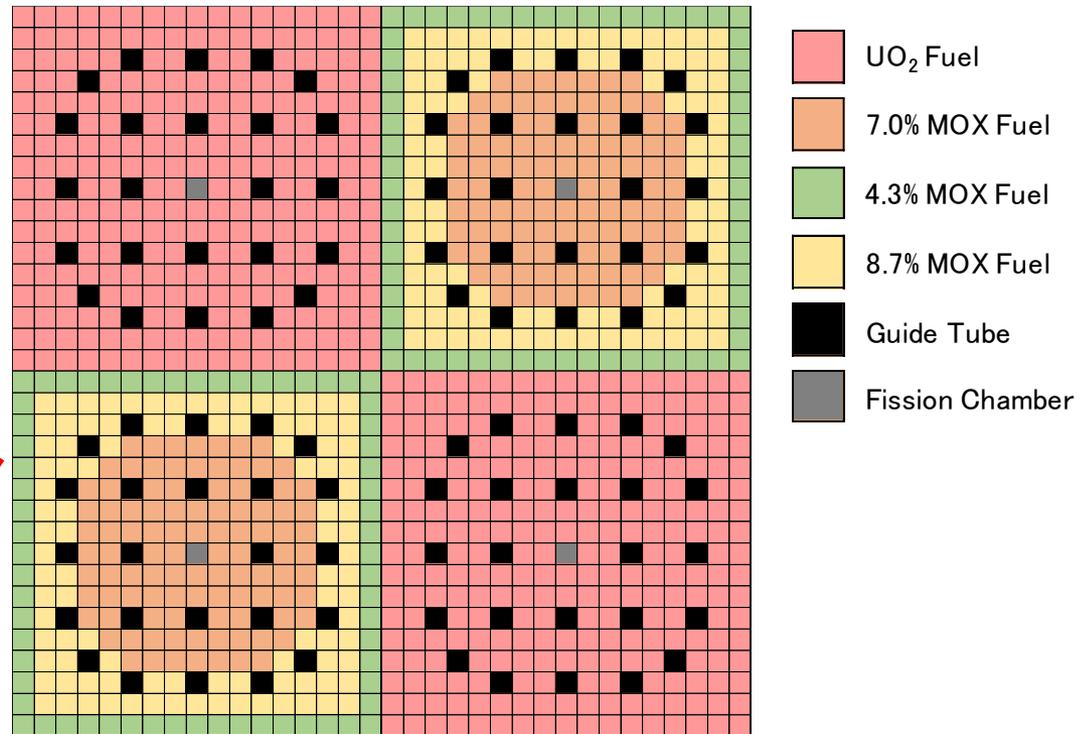
3次元詳細炉心動特性解析コードの開発(続き)

- ③ 動特性解析の検証に係るベンチマーク問題(C5G7-TDベンチマーク問題)の解析等をとおして、解析精度を評価

炉心(径方向)



燃料集合体(2×2)



- UO₂ Fuel
- 7.0% MOX Fuel
- 4.3% MOX Fuel
- 8.7% MOX Fuel
- Guide Tube
- Fission Chamber

3. 研究の概要

3.2. 不確かさ評価手法の導入・整備

～R2(旧プロジェクト+α)

詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備(Phase-2)

- 入力パラメータを不確かさの範囲でランダムに変化させて得られた出力パラメータを統計処理することで出力パラメータが取り得る不確かさを評価する手法(ランダムサンプリング法)を導入
- 核反応断面積の不確かさ及び製造公差の伝播を考慮
- 軽水炉における不確かさ評価に係る国際ベンチマーク問題(UAM-LWRベンチマーク問題)Phase Iを解析
- 核分裂生成核種間での核分裂収率の不確かさの相関の考慮などを検討

R3～R6(本プロジェクト)

核分裂収率などの不確かさの伝播

- UAM-LWRベンチマーク問題Phase II・実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題を解析

遅発中性子割合などの不確かさの伝播

- 遅発中性子割合などの不確かさの取扱いを検討
- UAM-LWRベンチマーク問題Phase II・実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題などを解析

評価済み核データライブラリ等に関する最新知見の活用

- JENDL-5.0やSCALE6.3共分散ライブラリを調査

3. 研究の概要

核分裂収率などの不確かさの伝播

- 燃焼計算に用いる核分裂収率、崩壊分岐比、崩壊定数の不確かさを伝播させることで、燃焼に伴う反応度及び核種組成並びにこれらの変化の不確かさを評価

燃焼方程式

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \sum_j \underbrace{\gamma_{ji}}_{\substack{\text{核分裂による} \\ \text{生成}}} \sigma_{f,j} N_j(t) \phi + \underbrace{\sigma_{c,i-1}}_{\substack{\text{捕獲による} \\ \text{生成}}} N_{i-1}(t) \phi + \sum_k \underbrace{p_{ki}}_{\substack{\text{崩壊による} \\ \text{生成}}} \underbrace{\lambda_k}_{\substack{\text{崩壊による} \\ \text{消滅}}} N_k(t) - \underbrace{\sigma_{a,i}}_{\substack{\text{吸収による} \\ \text{消滅}}} N_i(t) \phi - \underbrace{\lambda_i}_{\substack{\text{崩壊による} \\ \text{消滅}}} N_i(t)$$

核分裂収率 崩壊分岐比 崩壊定数

- UAM-LWRベンチマーク問題Phase IIや実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析に適用し、知見を取得

3. 研究の概要

遅発中性子割合などの不確かさの伝播

- 動特性計算に用いる遅発中性子割合、遅発中性子崩壊定数、即発中性子寿命の不確かさを伝播させることで、過渡時・事故時の炉心出力の時間変化やピーク値などの不確かさを評価

一点炉動特性方程式

$$\begin{cases} \frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t) + \lambda C(t) \\ \frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n(t) - \lambda C(t) \end{cases}$$

- UAM-LWRベンチマーク問題Phase IIや実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析に適用し、知見を取得

3. 研究の概要

評価済み核データライブラリ等における最新知見の活用

【JENDL-5.0】

- JENDL-4.0の次期バージョンとして整備が進められており、R4年度に公開見込み

【SCALE共分散ライブラリ】

- 米国オーク・リッジ国立研究所が開発している統合解析コードシステムSCALEがENDF/Bを基本としつつも独自に改訂
- 次期バージョンであるSCALE6.3でENDF/B-VIII.0に基づくものを整備し、R2年度中に公開見込み



核データ及びその不確かさの整備状況などの最新知見を継続的に収集し、本プロジェクトに反映

4. 研究計画(行程表)

最適評価手法の導入・整備

項目	R3年度	R4年度	R5年度	R6年度
3次元核熱結合解析 コードTRACE /PARCS の実機炉心体系への適 用			学会発表▽	論文投稿▽
	 ・TRACE/PARCSの改良・機能追加		・実機炉心データの整備 ・原子炉起動時及びに出力運転中 における制御棒の異常な引抜き時 並びに制御棒落下事故時の解析	

4. 研究計画(行程表)

項目	R3年度	R4年度	R5年度	R6年度
3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等			学会発表▽	
	<ul style="list-style-type: none"> ・基本設計及び詳細設計 ・静特性計算機能等の開発及び検証 		<ul style="list-style-type: none"> ・動特性解析機能の開発及び検証 	
	学会発表▽	論文投稿▽	学会発表▽	論文投稿▽
	<ul style="list-style-type: none"> ・核反応断面積の取扱いに関する検討 			<ul style="list-style-type: none"> ・核反応断面積再構築機能の追加
			<ul style="list-style-type: none"> ・粗細が異なる解析条件の組合方法及び効率的な並列化の検討 ・制御棒キャスピングモデルの検討 	学会発表▽

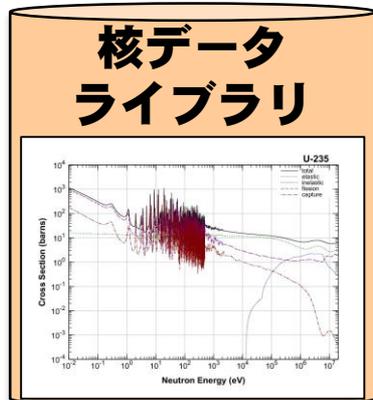
4. 研究計画(行程表)

不確かさ評価手法の導入・整備

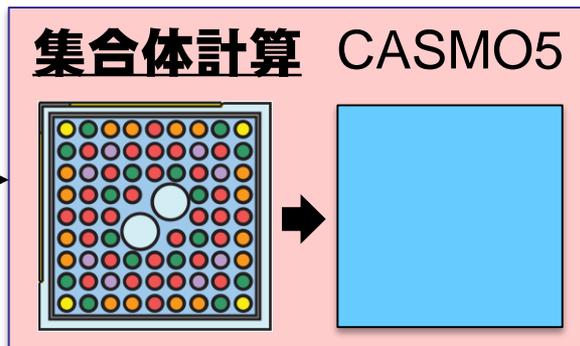
項目	R3年度	R4年度	R5年度	R6年度
核分裂収率などの不確かさの伝播		論文投稿▽ →		
	<ul style="list-style-type: none"> ・国際ベンチマーク問題の解析 ・実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析 			
遅発中性子割合などの不確かさの伝播		学会発表▽ →	論文投稿▽ →	
	<ul style="list-style-type: none"> ・不確かさの取扱いの検討 ・不確かさ評価手法の機能拡張 	<ul style="list-style-type: none"> ・核熱結合の有無による不確かさ評価結果の差異の検討 	<ul style="list-style-type: none"> ・国際ベンチマーク問題の解析 ・実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析 	
評価済み核データライブラリ等に関する最新知見の活用			→	
	<ul style="list-style-type: none"> ・国内外の評価済み各データライブラリ等における核データ及びその不確かさの改訂・拡充の内容の確認・実施計画への反映 			

(参考資料)

主要な核特性解析コードの概要



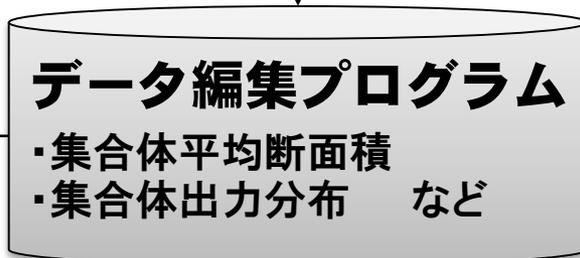
http://www.ndc.jaea.go.jp/j40fig/jpeg/u235_f1.jpg



2次元集合体体系における
中性子輸送計算

【利用例】

- SIMULATE5、TRACE/PARCS用の集合体平均断面積の整備
- 使用済燃料の核種組成、崩壊熱などの評価



※新規プロジェクトではポストPARCSを開発

炉心計算 SIMULATE5

定常状態での核熱結合炉心解析を実施。

【利用例】

- 定常状態・サイクル燃焼時の炉心特性の評価
- 過渡・事故解析用標準データの整備
- 炉心体系における核データ等に起因する不確かさ評価

炉心計算 TRACE/PARCS

過渡状態での核熱結合炉心解析を実施。

PARCS
(核動特性)

↔

TRACE
(熱水力)

【利用例】

- 反応度投入事故、主蒸気管破断、タービントリップなどの過渡・事故解析

実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(抄)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

2.1 (略)

2.2 有効性評価に係る標準評価手法

2.2.1 有効性評価の手法及び範囲

(1) **有効性評価にあたっては最適評価手法を適用**し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。

(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。

(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、**感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する**。

(4)～(6) (略)

2.2.2～2.2.3 (略)

実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド(抄)

第2章 安全性向上評価の内容及び届出書記載事項

1.～2. (略)

3. 安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

(1) (略)

(2) 決定論的安全評価

発電用原子炉設置者が前回の評価時点(直近の評価時点または設置(変更)許可のいずれか直近の評価時点)以降に自主的に講じた措置、及び直近の施設定期検査等において確認された発電用原子炉施設の性能等を踏まえて発電用原子炉施設の現状について安全評価を行い、その効果について確認する。**その際の評価手法(安全解析コード等)は最新知見を踏まえて適用する。**なお、第1回目の評価については、評価時点における発電用原子炉施設の安全評価を記載する。

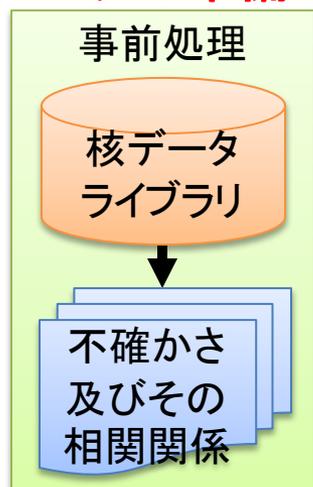
(3)～(4) (略)

3-2 (略)

4. (略)

ランダムサンプリング法の概要

①不確かさに係るデータの準備



多変量正規分布に基づく乱数

②核反応断面積などの摂動

摂動量の計算

③サンプリング(複数回の計算の実施)

