

研究計画（案）

研究計画（案）

1. プロジェクト	6. 火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ2）	担当部署	技術基盤グループ システム安全研究部門
		担当責任者	椛島 一 主任技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【横断的原子力安全】 B) 火災防護	主担当者	加藤敬輝 技術研究調査官 松田航輔 技術研究調査官
3. 背景	<p>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、火災事象について継続的に知見を拡充する必要がある。これまでに以下の試験、評価及び手法整備を実施し、以下の(1)では、要素試験により高エネルギーアーク損傷(HEAF)初期の爆発現象のメカニズムに関する知見を得た。新規プロジェクト（以下「フェーズ2」という。）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、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（平成29年7月19日、原子力規制委員会）の見直しの要否の検討に向けた試験データ、知見等を取得する。また(2)では、火災時の計装・制御ケーブルの熱劣化による誤信号発生等の可能性に着目し、いくつかのケーブルについて試験を行い、熱劣化に関する知見を得た。フェーズ2では、それらを実評価するための電気ケーブルの熱劣化評価手法を整備する。さらに(3)では、これまでの試験解析による解析モデルの妥当性に関する知見を拡充するとともに、原子炉施設の実火災による影響を評価するための事象進展評価モデルの構築等を進める。</p> <p>(1) HEAF の影響評価</p> <p>国際的な火災事象を取りまとめている 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。同プロジェクトの FIRE データベースによれば、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。HEAF はその現象の複雑さ及び影響の重大さから国際的に注目されており、現在、OECD/NEA では国際共同研究として HEAF（Phase2）プロジェクトを推進している。</p> <p>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）（文献1））。</p> <p>爆発に対する有効な対応策を検討するため、火災防護に係る影響評価に関する研究（H29-R2）（以下「先行研究」という。）では、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。今後、これら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試験データ、知見等を取得することとした。</p> <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価</p> <p>火災源近傍あるいは高温ガス中に存在する電気ケーブル（以下「ケーブル」という。）はその熱により絶縁体の絶縁抵抗が急激に低下し、特に計装・制御ケーブルの場合には誤信号を発信する可能性がある。また、熱が加え続けられると熱劣化が進み、それにより絶縁体の絶縁抵抗は更に低下し短絡・地絡・混触（ホットショート）するおそれがある。このようにケーブルの熱劣化に係る事象は、原子炉施設の安全にとって脅威の一つと成り得る。</p> <p>実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（平成25年6月19日、原子力規制委員会）には、火災時の安全停止（高温停止、低温停止）を維持することとの要求がある。また、原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（平成29年7月19日、原子力規制委員会）にも、火災時の安全停止を確認することとの記載があり、安全停止の維持に必要な構築物、系統及び機器を特定する手順及び火災影響を評価する手法の例が示されている。しかしながら、これらのガイド類は、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。したがって、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こと及びその評価手法を整備することは重要である。</p> <p>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。今後、これらの知見を基に実機を模擬した試験・解析を行い、ケーブルの熱劣化に関する知見を拡充するとともにその評価手法を整備することとした。</p> <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <p>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と考えられることから継続的な整備が必要である。特に国内原子炉施設での火災事象に関しては、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、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と考えられる。また、上記(1)及び(2)の試験結果の分析及び詳細解析にも有用であると考えられる。</p> <p>先行研究では、今後の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トレイに敷設されているケーブル束のモデル化に取り組み、水平多段ケーブルトレイ燃焼試験等を対象に同モデルを適用した解析を行った。その結果、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、ケーブル火災の模擬にはケーブル束のモデル化だけでなく、ケーブルの燃焼過程のモデル化も重要となるため、化学反応に基づいたケーブル燃焼モデルを構築するために、ケーブルの熱分解特性等及び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。</p>		

	<p>また、上記(1)に係る先行研究では、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、アーク放電によって生じる筐体内の爆発圧力について試験と爆発解析の差異について確認した。</p> <p>これらの知見を基に、原子力発電所の内部火災影響評価ガイドにおいて求められている火災防護対策の妥当性を確認するため、今後継続して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・解析コード等の整備を行うこととした。</p>
<p>4. 目的</p>	<p>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「実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」（平成 25 年 6 月 19 日、原子力規制委員会）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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>(1) HEAF の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実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 <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・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
<p>6. 安全研究概要 （始期：R3 年度） （終期：R6 年度）</p>	<p>本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年 5 月 29 日原子力規制委員会決定）における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備（以下「分類①」という。） ③規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。） ④技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。） <p>なお、試験については、必要な試験装置を保有する関係機関で実施する。</p> <p>(1) HEAF の影響評価（【分類①】）</p> <p>図 1 に先行研究の要素試験で得た HEAF の爆発圧力とアーク放電時間の関係を示す。図 1 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。試験で取得した圧力、温度、金属ヒュームの発生量等のデータ及び高速度ビデオカメラ・赤外線サーモグラフィカメラの動画を解析した結果、初期のスパイク的な圧力上昇は空気熱膨張、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。そのため HEAF の爆発の影響範囲を評価するためには、初期のスパイク的な圧力上昇の原因である空気熱膨張とその後の圧力上昇の原因である金属ヒュームの発生について、それぞれの影響範囲を評価する必要がある（図 2）。また、それぞれの圧力上昇の原因に対する熱的な関係も整理する必要がある。</p> <p>今後、HEAF の爆発現象に係る空気熱膨張及び金属ヒュームの発生に関して、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試験データ、知見等を取得する。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="588 2226 1050 2597"> <p style="text-align: center;">図 1 筐体内における爆発圧力とアーク放電時間の関係</p> </div> <div data-bbox="1365 2196 1869 2582"> <p style="text-align: center;">図 2 爆発における影響範囲の一例</p> </div> </div> <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価（【分類①】）</p> <p>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。先行研究では、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熱劣化試験を行い（図 3）、加熱温度がケーブルの絶縁低下に及ぼす影響を評価した。また、熱によるケー</p>

ブルの絶縁体の損傷速度を把握し、その速度から絶縁抵抗の低下予測式を得た。

火災時に加熱されるケーブルとしては、火災源近傍のケーブル、高温ガス中に存在するケーブル、トレイ内ケーブル等がある（図4）。そのため火災時に熱劣化を受けるケーブルの絶縁低下を評価するためには上記環境を模擬した試験・解析を行う必要がある。また、長期間使用したケーブルの熱劣化についても評価する必要がある。

原子炉施設で使用されているケーブルに関して上記環境を模擬した熱劣化試験・解析を行い、火災防護に係るガイド類における記載の充実と見直しの要否の検討に向けた準備のための試験データ、知見等を拡充するとともにその評価手法を整備する。

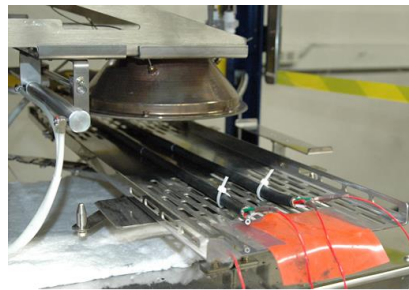


図3 コーンカロリメータによるケーブル熱劣化試験の一例

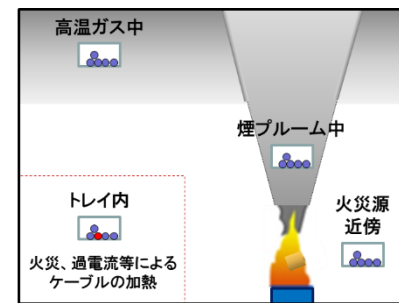


図4 火災時に加熱されるケーブルの例

(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備（【分類③④】）

ケーブル火災、電気盤火災、可燃性液体火災、防火設備等の火災等のデータを火災試験等から取得して、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。また、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、アーク放電によって生じる筐体内の爆発圧力について種々の試験と爆発解析との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。

ケーブル火災における解析コードの整備作業の例として、図5にケーブル火災解析のモデル例を示す。ケーブルトレイに敷設されているケーブル束を直方体で模擬し、また、ケーブル間の隙間を模擬するために一部空隙を設けてモデル化している。この空隙率を変更することでケーブルトレイ鉛直方向の高温空気の流れが変化し、発熱速度が変化することが分かっている。このようにケーブル束のモデル化によって燃焼挙動が大きく変わるので、その影響を評価し、適したモデル化の検討を進めることで実機解析へ適用可能となる火災影響評価手法等の改良を図る。また、ケーブル束のモデル化だけでなくケーブル単体の燃焼モデルについても併せて検討を進める。そのため取得した熱分解特性等を化学反応に基づいたケーブルモデルに適用して燃焼モデルを構築する。構築した燃焼モデルを用いて、小規模火災試験を模擬した解析を実施し、構築した燃焼モデルの妥当性の確認を行う。また、原子炉施設における実火災への適用性の確認として、原子炉施設の一部を模擬した複数区画における大規模火災解析を実施し、実機解析に関する技術的知見を取得する。

原子炉施設の内部及び外部には可燃性の液体が多く存在しており、内部火災及び外部火災影響評価ガイドにおいても火災源として可燃性液体を挙げている。可燃性液体の火災においては液漏れ等により可燃性液体が床に溜まり、液面燃焼が生じる。液面燃焼時には浮力による高温空気の流れが生じ、周辺の設定備へ熱的影響を与えることから、可燃性液体火災時の高温空気等の流動を把握しその熱的影響の評価手法を検討する。

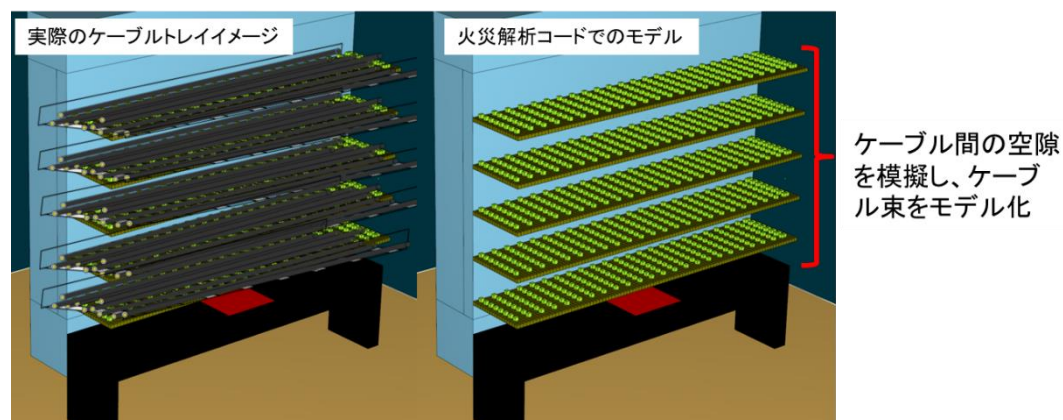


図5 ケーブル火災解析のモデル例

行程表

	R 3 年度	R 4 年度	R 5 年度	R 6 年度
(1) HEAF の影響評価	HEAF 試験 ・ 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	HEAF 試験 ・ 実機を模擬した試験	▽学会発表等 ・ 取得データから得られた知見を取りまとめ、解析実施	▽論文公表等 基準値案の作成 ↓ HEAF 審査ガイドの見直しの要否の検討

		(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 	▽学会発表等	▽論文公表等	
		(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備	<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 	▽学会発表等	▽論文公表等	

7. 実施計画	<p>【R3年度の実施内容】</p> <p>(1) HEAF の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ HEAF の爆発現象に係る空気の熱膨張に関して圧力と熱の影響を把握するための試験を実施する。 ・ HEAF の爆発現象に係る金属ヒュームの発生に関して圧力と熱の影響を把握するための試験を実施する。 <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 火災源近傍のケーブル、高温ガス中に存在するケーブル等を模擬したケーブルの熱劣化試験を実施する。 ・ 電気ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見を拡充する。 <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 構築したケーブル燃焼モデルを用いて小規模火災試験解析を実施し、構築した燃焼モデルの妥当性を確認する。 ・ 複数区画における火災解析を実施し、大規模火災解析の計算モデル、手法の検討を行う。 ・ 液面燃焼時における高温空気等の流動と燃焼パラメータ（質量減少速度等）との関係性の評価を行う。 ・ 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を行う。
	<p>【R4年度の実施内容】</p> <p>(1) HEAF の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ HEAF の爆発現象に係る空気の熱膨張及び金属ヒュームの発生の影響範囲に関して実機を模擬した試験を実施する。 <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価</p> <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を実施する。 ・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見を拡充する。 <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ケーブル束を複数のモデルで模擬し、適したモデル化について検討を行う。 ・ 大規模火災解析においてメッシュ体系等の感度の調査を行う。 ・ 液面燃焼時における高温空気等の流動と放射熱流束の関係性の評価を行う。 ・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備を行う。
	<p>【R5年度の実施内容】</p> <p>(1) HEAF の影響評価</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る。 <p>(2) 電気ケーブルの熱劣化評価</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を実施する。 ・ ケーブルの絶縁低下予測式に係る技術的知見を拡充する。 <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模火災解析における計算モデル、手法の改良を行う。 ・ 液面燃焼時における燃焼環境（区隔壁付近等）の燃焼挙動等への影響の評価を行う。 ・ HEAF の爆発解析モデルの改良・整備を行う。
	<p>【R6年度の実施内容】</p> <p>(1) HEAF の影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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</p>

	<ul style="list-style-type: none"> ・ケーブルの熱劣化に係る技術的知見をまとめる。 ・ケーブルの熱劣化評価手法を整備する。 ・ガイド類の記載の充実及び見直しの要否について検討する。 <p>(3) 火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ケーブル火災等の実機解析に用いる標準モデル案を作成する。 ・可燃性液体火災評価モデル案を作成する。 ・ガイド類の記載の充実及び見直しの要否について検討する。
8. 実施体制	<p>【システム安全研究部門における実施者（主担当者には○を記載）】</p> <p>梶島 一 主任技術研究調査官</p> <p>○加藤敬輝 技術研究調査官</p> <p>○松田航輔 技術研究調査官</p> <p>笠原文雄 技術参与</p> <p>【共同研究先】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・国立大学法人筑波大学・・・実施項目(3)
9. 備考	<p style="text-align: center;">文 献</p> <p>■HEAF の影響評価</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 第25回原子力規制委員会（平成29年7月19日）資料1 高エネルギーアーク損傷に係る実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則等の一部改正等について（案）。（https://www.nsr.go.jp/data/000196619.pdf） (2) 梶島一、土野進、「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷（HEAF）に関する分析」、NRA 技術報告書 NTEC-2016-1002、2016年3月。（https://warp.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/11235834/www.nsr.go.jp/data/000145383.pdf） (3) S. Tsuchino, H. Kabashima, S. Turner, S. Mehta, D. Stroup, N. Melly, G. Taylor, and F. Gonzalez, 「Nuclear Regulatory Authority Experimental Program to Characterize and Understand High Energy Arcing Fault (HEAF) Phenomena Volume 1」, U.S. Nuclear Regulatory Commission's, NUREG/IA(International Agreement Report)-0470, August 2016. (http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/ia0470/) (4) H. Kabashima, 「Fire Safety Research on High Energy Arcing Fault (HEAF)」, EUROSAFE Forum Newsletter, April (2017). (https://www.eurosafe-forum.org/node/357) (5) H. Kabashima and F. Kasahara, 「Experimental Study of High Energy Arcing Faults Using Medium Voltage Metalclad Switchgears」, Nuclear Technology, Vol. 205, pp. 694-707 (2019). <p>■電気ケーブルの熱劣化評価</p> <ol style="list-style-type: none"> (6) 松田昭博、梶島一、石橋隆、笠原文雄、「原子力発電所用電力・制御ケーブルの火災時燃焼特性の実験的評価」、日本原子力学会誌「アトモス」、60巻7号 p.15-19 (2018). <p>■火災影響評価手法・解析コード等の整備</p> <ol style="list-style-type: none"> (7) 加藤敬輝、梶島一、笠原文雄、「火災伝播及び影響評価手法の高度化、(4)FDS を用いた複数区画における火災影響解析」、日本原子力学会 2018年秋の大会予稿集。 (8) 加藤敬輝、梶島一、笠原文雄、「火災伝播及び影響評価手法の高度化、(5)FDS を用いたケーブルトレイ火災解析モデルの検討」、日本原子力学会 2019年秋春の大会予稿集。

研究計画（案）

1. プロジェクト	13. 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	担当部署	技術基盤グループ システム安全研究部門
		担当責任者	北野 剛司 上席技術研究調査官
2. カテゴリー・研究分野	【原子炉施設】 F) 熱流動・核特性	主担当者	大川 剛 主任技術研究調査官 柴 茂樹 技術研究調査官 藤田 達也 技術研究調査官 岩橋 大希 技術研究調査官
3. 背景	<p>東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、平成25年7月に実用発電用原子炉に係る規制基準（以下「新規制基準」という。）が施行された。新規制基準では、これまでの運転時の異常な過渡変化及び設計基準事象に加えて、重大事故等（設計基準を超える事故）発生時の炉心損傷防止対策等を事業者に要求している。今後の安全性向上評価では、異常な過渡変化及び事故時の事象に対する安全裕度の定量評価等が必要となることから、従来の保守的評価に代わって最適評価に基づいてプラント安全対策の有効性を継続的に確認していく可能性がある。</p> <p>プラント安全対策の有効性評価では、原子炉の詳細な体系や原子炉内での複雑な現象を現実的に予測する手法（以下「最適評価手法」という。）に基づく解析コード（以下「最適評価コード」という。）を利用するとともに、解析モデルに起因する不確かさの伝播を考慮して評価対象となるパラメータが現実的に取り得る幅を評価する手法（以下「不確かさ評価手法」という。）を適用した、BEPU (Best Estimate Plus Uncertainty) 手法の導入・整備が世界的にも進められている⁽¹⁾。IAEAの安全基準ガイド⁽²⁾においては、BEPU手法が決定論的安全評価手法の一つとして提示されている。国内においては、BEPU手法の適用に係る標準⁽³⁾が一般社団法人日本原子力学会によって策定されている。また、規制要求としては、「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」⁽⁴⁾において、標準評価手法として最適評価手法を適用し、有効性評価の共通解析条件及び事故シーケンスグループの主要解析条件等を適用すること（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）が規定されている。最適評価手法の適用に係る事業者の取組としては、例えばデジタル安全保護系の共通原因故障を前提とした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について、従来の保守的評価に代わって最適評価による現実ベースの炉心モデルでの予備評価結果を報告している⁽⁵⁾。</p> <p>核特性解析のBEPU手法の導入に当たっては、最適評価コードとして、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3次元核動特性解析コードを整備することが必要である。このとき、当該解析コードには、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）の変化を評価する機能が求められる。また、最適評価コードによる解析結果（出力パラメータである中性子増倍率、出力分布、核分裂生成核種インベントリ、反応度係数など）が取り得る不確かさを適切に評価するためには、核特性解析の入力パラメータとなる核データ（核反応断面積、核分裂生成核種の収率（以下「核分裂収率」という。）、遅発中性子割合など）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といった製造公差による影響に関する技術的知見を蓄積することが必要である。以下では、BEPU手法を最適評価手法（Best Estimate）と不確かさ評価手法（Plus Uncertainty）に分けて示す。</p> <p>最適評価手法の導入・整備としては、安全研究プロジェクト「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）」（平成25年度～平成29年度）プロジェクト⁽⁶⁾において、米国原子力規制委員会のCAMP（Code Applications and Maintenance Program）に参画し、最適評価コードである3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCS^{(7),(8)}を導入して、解析精度及び適用性の確認のためのベンチマーク問題及び実験の解析⁽⁹⁾⁻⁽¹⁴⁾を実施した。当該解析コードの改良を行い、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⁽¹⁵⁾、BWR炉心安定性⁽¹⁶⁾、PWR主蒸気管破断⁽¹⁷⁾等）の解析を実施した。また、安全研究プロジェクト「国産システム解析コードの開発」（平成26年度～平成30年度）⁽¹⁸⁾において、3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCSでは考慮することができない異常な過渡変化及び事故時の事象（例えば反応度投入事故時の局所的なボイドの発生など）をより精緻に把握するとともに、同解析コードによる最適評価に対して参照解となる解析結果を得ることを可能とするため、3次元詳細炉心動特性解析コードの開発に係る調査及びプロトタイプの開発を実施した。当該プロトタイプを用いたベンチマーク問題の解析をとおして適用性の検証及び技術的課題の抽出を行い、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発に向けた技術的知見を取得した。本プロジェクトにおいては、異常な過渡変化及び事故時の実機炉心挙動を評価するために、これまでの安全研究で用いてきた3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCSを引き続き改良し、実機炉心体系を対象とした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の解析を実施することで解析の妥当性を確認する。また、異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握し従前の最適評価コードに対して参照解となる解析結果を得るため、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を実施するとともに、今後の実機炉心体系を対象とした解析を実施するために解決すべき技術的課題に取り組む。</p> <p>不確かさ評価手法の導入・整備としては、安全研究プロジェクト「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）」（平成25年度～平成29年度）⁽⁶⁾及びその後の安全研究において、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（以下「ランダムサンプリング法」という。）を導入した。最新の評価済み核データライブラリで整備された核反応断面積の不確かさ及び製造公差に基づく核特性パラメータの不確かさ評価に着目し、経済協力開発機構/原子力機関（以下「OECD/NEA」という。）における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⁽¹⁹⁾の解析をとおして、これらの不確かさの取扱い、核特性パラメータに与える影響の評価などを実施し、技術的知見をとりまとめた⁽¹⁹⁾⁻⁽²²⁾。また、燃焼計算で使用する収率などに係る不確かさの取扱いに関して、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に係る基礎検討を実施し、核分裂収率などの不確かさの伝播を考慮した燃焼計算における不確かさ評価の実施に向けた技術基盤を構築した⁽²³⁾。さらに、核反応断面積等の核データ起因の不確かさは評価済み核データライブラリ等により整備状況が異なることから、評価済み核データライブラリ等の違いによる不確かさ評価結果の差異及びこの要因に関して技術的知見を蓄積した⁽²⁴⁾。本プロジェクトにおいては、これまでに整備した核分裂収率などの不確かさの伝播を考慮した燃焼計算における不確かさ評価に着手し、ベンチマーク問題の解析をとおして同不確かさ</p>		

	<p>が解析結果に与える影響を確認する。また、これまでに未実施であった動特性計算で使用する遅発中性子割合などの不確かさの取扱いに関する検討を実施するとともに、ベンチマーク問題の解析をとおして遅発中性子割合などの不確かさが解析結果に与える影響を確認する。さらに、今後公開される評価済み核データライブラリ等における不確かさに係るデータに関する最新知見を収集し、改訂・拡充の内容を確認する。</p>
<p>4. 目的</p>	<p>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する。</p> <p>これまでの安全研究で用いてきた異常な過渡変化及び事故時の事象に対する最適評価コードである 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を確認するとともに、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として 3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を実施する。また、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する。</p>
<p>5. 知見の活用先</p>	<p>本プロジェクトの研究をとおして得られた知見は、今後の安全性向上評価に BEPU 手法が導入された場合に、核特性解析の最適評価手法及び不確かさ評価手法の妥当性を判断するための技術的根拠として活用できる。</p>
<p>6. 安全研究概要 (始期：R3年度) (終期：R6年度)</p>	<p>本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」（令和元年5月29日原子力規制委員会決定）における安全研究の目的のうち以下の分類に基づき実施する。</p> <p>② 審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備（以下「分類②」という。） ③ 規制活動に必要な手段の整備（以下「分類③」という。） ④ 技術基盤の構築・維持（以下「分類④」という。）</p> <p>(1) 最適評価手法の導入・整備【分類②、③、④】</p> <p>a. 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</p> <p>本プロジェクトにおいては、デジタル安全保護回路のソフトウェアに起因する共通要因故障を前提とした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について、従来の保守的評価に代わって最適評価コードによる現実ベースの炉心状態を反映した解析を実施する。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が必要となることから、3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS について、以下の改良・機能追加を実施する。また、上記解析に用いる実機炉心データを併せて整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・集合体内燃料棒出力分布再構成モデルの改良 ・3次元動特性解析コード PARCS 用の高速核定数処理コードの改良 ・燃料エンタルピ評価機能、破損燃料棒数評価機能等の追加 <p>b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等</p> <p>a. の3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を始め、これまでの安全研究で用いてきた解析コードは、炉心を燃料集合体単位の空間スケールで取り扱う中性子動特性解析手法を採用してきた。一方で、例えば反応度投入事故時に想定される燃料集合体内外における局所的なポイド発生といった熱流動挙動の変化に伴う事象では、中性子束の空間分布に対してもその影響が強く現れる。異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握するためには、核特性解析においては炉心を燃料棒単位の空間スケールに詳細化した中性子動特性解析手法を適用することが必要である。</p> <p>安全研究プロジェクト「国産システム解析コードの開発」（平成26年度～平成30年度）⁽¹⁸⁾において、国内外の機関における開発・実機適用に係る実績と今後の見込み、取扱可能な空間スケール、今後の計算機性能の向上等を見据えた計算コストに係る課題等を踏まえ、プレナーキャラクターリスティックス法（以下「プレナーMOC」という。）^{(25),(26)}に着目し、これに基づく3次元詳細炉心動特性解析コードのプロトタイプを開発した。プレナーMOCは、図1に示すとおり、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次元体系の計算を行うことで、炉心全体を対象とした核特性解析を実施する。</p> <div data-bbox="661 1958 1743 2389" data-label="Diagram"> </div> <p>図1 プレナーMOCの概略図</p> <p>そのため、プレナーMOCによる炉心を燃料棒単位の空間スケールに詳細化した解析を行うことで、異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握することが可能となる。OECD/NEAの国際ベンチマーク問題⁽²⁷⁾⁻⁽²⁹⁾の解析をとおして、当該解析コードの適用性を検証するとともに、実機炉心体系に適用するに当たって解決すべき技術的課題として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計算時間、計算メモリといった計算コストの低減（粗細が異なる解析条件の組合方法及び効率的な並列化） ・制御棒位置の変化に伴う事象の解析精度の向上（制御棒キャスピングモデル⁽³⁰⁾⁻⁽³²⁾の検討） ・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（集合体核特性解析コード CASMO5⁽³³⁾からの受渡し） <p>を抽出した。</p>

本プロジェクトにおいては、3次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を実施するとともに、実機炉心体系への適用に係る技術的課題を解決する。また、近年 OECD/NEA において提案されている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）⁽²⁹⁾ の解析等をとおして、解析精度を評価する。

(2) 不確かさ評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

a. 核分裂収率などの不確かさの伝播

本プロジェクトにおいては、安全研究プロジェクト「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）」（平成25年度～平成29年度）⁽⁶⁾ 及びその後の安全研究における核分裂収率などの不確かさの取扱いに関する基礎検討（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）の成果を踏まえ、核分裂収率などの不確かさの伝播を考慮した不確かさ評価機能をランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価手法に取り入れていく。また、OECD/NEA における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 II 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への適用を行う。

b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播

本プロジェクトにおいては、諸外国の研究機関等における動特性計算で使用する遅発中性子割合などの不確かさの取扱いに関する研究⁽³⁴⁾⁻⁽³⁶⁾を参考にしつつ、遅発中性子割合などの不確かさの伝播を考慮した不確かさ評価機能をランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価手法に取り入れていくとともに、UAM-LWR ベンチマーク問題 Phase II 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への適用を行う。

c. 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

これまでの安全研究において、主軸として使用している国産の評価済み核データライブラリ（JENDL）だけでなく、国外の評価済み核データライブラリ（ENDF/B、JEFF など）における最新知見（核データ及びその不確かさの整備状況など）を収集・活用してきた。特に JENDL については、JENDL-4.0⁽³⁷⁾の次期バージョンである JENDL-5 の整備が国立研究開発法人日本原子力研究開発機構において進められており、R4年度の公開が見込まれている⁽³⁸⁾。また、国内外の不確かさ評価に関する研究において幅広く利用されている 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している核反応断面積の不確かさ）について、次期バージョンである SCALE6.3⁽³⁹⁾においては ENDF/B-VIII.0⁽⁴⁰⁾に基づくものが整備されることが予定されており、R2年度中の公開が見込まれている。

本プロジェクトにおいては、評価済み核データライブラリ及び SCALE 共分散ライブラリに関する最新知見を継続的に収集し、核データ及びその不確かさの改訂・拡充の内容を確認するとともに、当該最新知見を上記 a. 及び b. の実施計画に反映する。

行程表

		R3年度	R4年度	R5年度	R6年度
(1) 最適評価手法の導入・整備	a. 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次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の改良・機能追加	学会発表▽ ・ 実機炉心データの整備 ・ 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時並びに制御棒落下事故時の解析	論文投稿▽
	b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等		・ 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	学会発表▽ ・ 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▽	・ 国際ベンチマーク問題の解析（C5G7 ベンチマーク問題、C5G7-TD ベンチマーク問題など）	学会発表▽ ・ 核反応断面積再構築機能の追加 学会発表▽
		・ 核反応断面積の取扱いに関する検討		・ 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	
(2) 不確かさ評価手法の導入・整備	a. 核分裂収率などの不確かさの伝播			論文投稿▽	
		・ 国際ベンチマーク問題の解析（UAM-LWR ベンチマーク問題など） ・ 実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析			

	b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播	<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 	学会発表▽ <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 	論文投稿▽ <ul style="list-style-type: none"> 国際ベンチマーク問題の解析 (UAM-LWR ベンチマーク問題など) 実機炉心体系を対象としたベンチマーク問題の解析 	
	c. 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"> 国内外の評価済み核データライブラリ等及びその不確かさの改訂・拡充の内容の反映 			

7. 実施計画

【R3年度の実施内容】

(1) 最適評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

a. 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

異常な過渡変化及び事故時の燃料集合体内燃料棒出力変動を評価するため、高速核定数処理コード及び3次元核動特性解析コード PARCS⁽⁷⁾の改良を実施する。また、定常状態における燃料集合体内燃料棒出力分布について、3次元炉心核特性解析コード SIMULATE5⁽⁴¹⁾で得られた解析結果と比較し、上記コード改良の検証を実施する。

b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等

3次元詳細炉心動特性解析コードの基本設計及び詳細設計を行うとともに、主として静特性計算機能の開発を進める。また、集合体核特性解析コード CASMO5⁽³³⁾によって作成された核反応断面積を3次元詳細炉心動特性解析コードで使用するため、核反応断面積再構築手法の検討を実施する。

(2) 不確かさ評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

a. 核分裂収率などの不確かさの伝播

燃焼計算で使用する核分裂収率などの不確かさの伝播を考慮して、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、UAM-LWR ベンチマーク問題 Phase II の解析、実機炉心解析等への適用などをおして評価する。

b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播

動特性計算で使用する遅発中性子割合などの不確かさを、国内外における最新の研究動向を踏まえて整備する。また、当該不確かさの伝播が考慮できるよう、ランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価手法を拡張する。

c. 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

R2年度内の公開が見込まれている統合解析コードシステム SCALE6.3⁽³⁹⁾における ENDF/B-VIII.0⁽⁴⁰⁾に基づく SCALE 共分散ライブラリについて、旧バージョンの SCALE 共分散ライブラリとの差異を、文献調査、これまでの安全研究において取得した解析データの再評価などをおして確認する。

【R4年度の実施内容】

(1) 最適評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

a. 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

R3年度に改良した高速核定数処理コード及び3次元核動特性解析コード PARCS の検証として、OECD/NEA 及び U.S. NRC の PWR MOX/UO₂ 炉心過渡変動ベンチマーク問題⁽⁴²⁾の解析を実施し、燃料棒単位の出力変動等の解析精度を評価する。また、安全評価で確認する燃料エンタルピーや破損燃料棒本数の評価方法の検討を実施し、同評価が可能となるように3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS への機能追加を行う。

b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等

主として静特性計算機能について、R3年度に引き続き開発を進めて、完了する。また、当該機能を簡易なベンチマーク問題の解析をおして検証する。また、集合体核特性解析コード CASMO5 によって作成された核反応断面積を3次元詳細炉心動特性解析コードで使用するため、核反応断面積再構築手法の検討を完了し、これに基づく処理コードを開発する。

(2) 不確かさ評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

a. 核分裂収率などの不確かさの伝播

R3年度に引き続き、燃焼計算で使用する核分裂収率などの不確かさの伝播を考慮して、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、UAM-LWR ベンチマーク問題 Phase II の解析、実機炉心解析等への適用などをおして評価する。

b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播

動特性計算で使用する遅発中性子割合などの不確かさの伝播を考慮して、動特性計算結果の不確かさを評価する。3次元核動特性解析コード PARCS のみを用いた熱水力フィードバックを含まない条件下での不確かさ評価と、3次元核熱結合解析コード

TRACE/PARCS を用いた核熱結合を前提と熱水カフィードバックを含む条件での不確かさ評価結果を比較し、核熱結合の有無による不確かさ評価結果の差異についてとりまとめる。

c. 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

R3年度に引き続き、統合解析コードシステム SCALE6.3における ENDF/B-VIII.0 に基づく SCALE 共分散ライブラリについて、旧バージョンの SCALE 共分散ライブラリとの差異を、文献調査、これまでの安全研究において取得した解析データの再評価などをおして確認する。また、R4年度に公開される見込みである JENDL-5⁽³⁸⁾ が公開され次第、改訂・拡充された核データ及びその不確かさについて、旧バージョンの JENDL-4.0⁽³⁷⁾ との差異を、文献調査、これまでの安全研究において取得した解析データの再評価などをおして確認する。

【R5年度の実施内容】

(1) 最適評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

a. 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

BWR UO₂ 及び 1/3MOX 実機炉心データの整備を実施するとともに、R3年度までに改良した3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を用いて、制御棒落下事故による反応度投入時の解析を実施し、解析モデルの違いによる影響を確認する。

b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等

R4年度までに完了した静特性計算機能の開発に引き続き、動特性計算機能の開発を進め、これを完了する。また、当該機能を簡易なベンチマーク問題の解析をとおして検証する。また、3次元詳細炉心動特性解析コードの静特性計算機能を用いて、粗細が異なる解析条件の組合方法、効率的な並列化方法、制御棒キャスピングモデル⁽³⁰⁾⁻⁽³²⁾の検討を進める。さらに、3次元詳細炉心動特性解析コードを用いて、OECD/NEA の非均質炉心体系における静特性解析の検証に係るベンチマーク問題 (C5G7 ベンチマーク問題)^{(27), (28)} の解析を実施し、解析精度を評価する。

(2) 不確かさ評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

b. 遅発中性子割合などの不確かさの伝播

3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を用いて UAM-LWR ベンチマーク問題 Phase II の解析、実機炉心解析等を実施し、動特性計算で使用する遅発中性子割合などの不確かさが解析結果に与える影響、個別のパラメータごとの寄与割合の評価などを実施する。

c. 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

R4年度に引き続き、JENDL-5 において改訂・拡充された核データ及びその不確かさについて、旧バージョンの JENDL-4.0 との差異を、文献調査、これまでの安全研究において取得した解析データの再評価などをおして確認する。また、国外の評価済み核データライブラリ (ENDF/B、JEFF など) の適用事例、次期バージョンの整備状況について最新知見を収集する。

【R6年度の実施内容】

(1) 最適評価手法の導入・整備【分類②、③、④】

a. 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次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を用いた異常な過渡変化及び事故の解析の実施に向けて、BWR UO₂ 及び 1/3MOX 実機炉心データの整備を実施するとともに、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の解析を実施し解析モデルの違いによる影響を確認する。

b. 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発等

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 (集合体核特性解析コード CASMO5 からの受渡し) に関する研究成果を踏まえ、核反応断面積の再構築に必要な機能を追加する。また、R5年度に引き続き、粗細が異なる解析条件の組合方法、効率的な並列化方法、制御棒キャスピングモデルの検討を実施する。さらに、3次元詳細炉心動特性解析コードを用いて、OECD/NEA の非均質炉心体系における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)⁽²⁹⁾ の解析を実施し、制御棒位置及び減速材密度が時間変化する事象に対する解析精度を評価する。

8. 実施体制

【システム安全研究部門における実施者 (主担当者には○を記載)】

- 北野 剛司 上席技術研究調査官
- 大川 剛 主任技術研究調査官
- 柴 茂樹 技術研究調査官
- 藤田 達也 技術研究調査官
- 岩橋 大希 技術研究調査官
- 酒井 友宏 技術研究調査官
- 山本 敏久 技術研究調査官

9. 備考

文 献

- (1) B. Boyack et al., *Quantifying Reactor Safety Margins, Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large Break Loss-of-coolant Accident*, NUREG/CR-5249, (1989).
- (2) International Atomic Energy Agency (IAEA), *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants*, IAEA Safety Standard Series No. SSG-2, (2009).
- (3) 日本原子力学会基準 統計的安全評価の実施基準: 2008, 社団法人日本原子力学会, AESJ-SC-S001:2008, (2009).

- (4) 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は損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド, 原子力規制委員会, 平成25年6月19日付け原規技発第13061915号, (2013).
- (5) 発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する検討チーム, 原子力規制委員会, <https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/digital/index.html>, (最終アクセス: 令和2年8月26日).
- (6) 安全研究成果報告 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), 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ, RREP-2019-1005, (2019).
- (7) T. Downar et al., *PARCS v3.0 U.S. NRC Core Neutronics Simulator User Manual*, University of Michigan, UMNERS-09-0001, (2013).
- (8) *TRACE V5.0. Patch 5 User's Manual*, U.S. NRC, (2017).
- (9) 岩橋 大希 他, "3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (1) PARCS を用いたベンチマーク問題の解析," *日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集*, 3L03, 久留米, 福岡, 2016年9月7日-9日, (2016).
- (10) 藤田 達也 他, "3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (2) TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析 (高温零出力条件)," *日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集*, 3L04, 久留米, 福岡, 2016年9月7日-9日, (2016).
- (11) 藤田 達也 他, "3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (3) TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析 (冷温零出力・高温待機・高温全出力条件)," *日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集*, 2G03, 札幌, 北海道, 2017年9月13日-15日, (2017).
- (12) 藤田 達也 他, "JENDL-4.0 に基づく CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験解析・不確かさ評価," *第6回「炉物理専門研究会」*, 熊取, 大阪, 2017年11月29日-30日, (2017)
- (13) T. Fujita et al., "Analysis of the SPERT-III E-Core Experiments Using CASMO5 and TRACE/PARCS Codes with JENDL-4.0 Library," *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, April 22-26, 2018, (2018).
- (14) T. Fujita et al., "Analysis of the SPERT-III E-Core Experiment Using CASMO5/TRACE/PARCS Based on JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **56**, pp.553-571, (2019).
- (15) J. Solis et al, *Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark - Volume I Benchmark Specification*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2001)1, (2001).
- (16) T. Lefvert, *Ringhals-1 Stability Benchmark Final Report*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(96)22, (1996).
- (17) K. N. Ivanov et al., *Pressurised Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark Volume I Final Specifications*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(99)8, (1999).
- (18) 安全研究成果報告 国産システム解析コードの開発及び事故時等の熱流動評価に係る実験的研究, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ, RREP-2019-1005, (2019).
- (19) K. Ivanov et al., *Benchmarks for Uncertainty Analysis in Modelling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs Volume I: Specification and Support Data for Neutronics Cases (Phase I)*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2013)7, (2013).
- (20) 柴 茂樹 他, "軽水炉の感度解析と不確かさ評価について," *炉物理専門研究会報告書*, 熊取, 大阪, 2013年12月4日-5日, KURRI-KR(CD)-39, (2013).
- (21) S. Shiba et al., "Uncertainty Analysis of Fuel Lattice Physics Using CASMO-4 with JENDL-4.0 Covariance Data," *Proc. ICAPP2016*, San Francisco, CA, April 17-20, 2016, (2016).
- (22) T. Fujita et al., "Uncertainty Analysis of OECD/NEA/NSC UAM Benchmark Phase I Using CASMO5/SIMULATE5 with JENDL-4.0 Library and Covariance Data," *Proc. BEPU2018*, Lucca, Italy, May 13-19, 2018, (2018).
- (23) T. Fujita et al., "Uncertainty Analysis on Depletion Calculations Using CASMO5 with JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1 Libraries and Covariance Data," *Proc. BEPU2020*, Sicily, Italy, May 29-June 5, 2021, (2021). [Accepted]
- (24) T. Fujita et al., "Uncertainty Analysis of the OECD/NEA LWR UAM Benchmark Phase I Using CASMO5 with JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **57**, pp.858-873, (2020).
- (25) H. G. Joo et al., "Methods and Performance of a Three-Dimensional Whole-Core Transport Code DeCART," *Proc. PHYSOR2004*, Chicago, Illinois, April 25-29, 2004, (2004).
- (26) A. Zhu et al., "A Multilevel Quasi-Static Kinetics Method for Pin-Resolved Transport Transient Reactor Analysis," *Nucl. Sci. Eng.*, **182**, pp.435-451, (2016).
- (27) *Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation - A 2-D/3-D MOX Fuel Assembly Benchmark* -, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2003)16, (2003).
- (28) *Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation - MOX Fuel Assembly 3-D Extension Case* -, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2005)16, (2005).
- (29) J. Hou et al., "OECD/NEA Benchmark for Time-Dependent Neutron Transport Calculations without Spatial Homogenization," *Nucl. Eng. Design*, **317**, pp.177-189, (2017).
- (30) A. Yamamoto, "A Simple and Efficient Control Rod Cusping Model for Three-Dimensional Pin-by-Pin Core Calculations," *Nucl. Technol.*, **145**, pp.11-17, (2017).
- (31) Y. Wang et al., "Comparison of Two-Dimensional Heterogeneous Variational Nodal Methods for PWR Control Rod Cusping Effect and Pin-by-Pin Calculation," *Progress in Nucl. Energy*, **101**, pp.370-380, (2017).
- (32) A. Graham et al., "Subplane Collision Probabilities Method Applied to Control Rod Cusping in 2D/1D," *Ann. Nucl. Energy*, **118**, pp.1-14, (2018).
- (33) *CASMO5 User's Manual*, Studsvik Scandpower, Inc., SSP-07/431, (2012).
- (34) I. A. Kodeli, "Sensitivity and Uncertainty in the Effective Delayed Neutron Fraction (β_{eff})," *Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip.*, **715**, pp.70-78, (2013).

- (35) M. I. Radaideh et al., "Sampling-Based Uncertainty Quantification of the Six-Group Kinetic Parameters," *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, April 22–26, 2018, (2018).
- (36) M. I. Radaideh et al., "Sensitivity and Uncertainty Analysis of the Fundamental Delayed Neutron Data in LWRs," *Proc. BEPU2018*, Lucca, Italy, May 13–19, 2018, (2018).
- (37) K. Shibata et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, pp.1–30, (2011).
- (38) O. Iwamoto et al., "Status of the JENDL Project," *EPJ Web of Conferences*, **146**, 02005, (2017).
- (39) A. Holcomb et al., "Covariance and Other Nuclear Data in SCALE 6.3," *2020 SCALE Users' Group Workshop*, July 27–29, 2020, <https://www.ornl.gov/file/covariance-and-other-nuclear-data/display> (Final Access: August 27, 2020).
- (40) D. A. Brown et al., "ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data," *Nucl. Data Sheets*, **148**, pp.1–142, (2018).
- (41) *SIMULATE5 User's Manual*, Studsvik Scandpower, Inc., SSP-10/438 (2012).
- (42) T. Kozlowski et al., *PWR MOX/UO₂ Core Transient Benchmark – Final Report*, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2006)20, (2006).